

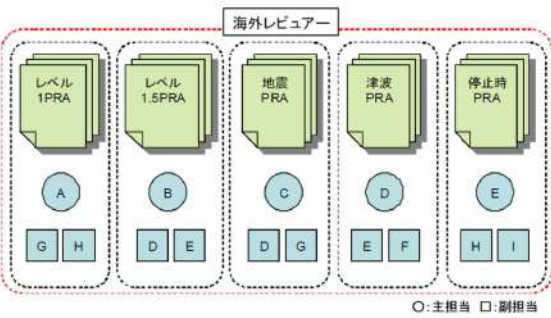
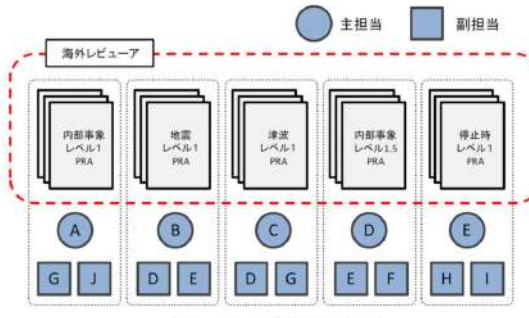
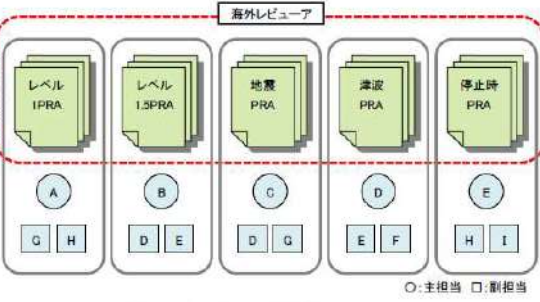
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙15 泊3号炉 PRAピアレビュー実施結果について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違説明
<p style="text-align: right;">別紙15</p> <p>大飯3号炉及び4号炉 PRAピアレビュー実施結果について</p> <p>1. 目的 事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードの選定に 当たり実施したPRAの妥当性確認及び品質向上を目的とし て、国内外のPRA専門家によるピアレビューを実施した。</p> <p>2. 実施内容 今回実施した以下に示す各PRAを対象に、一般社団法人 日本原子力学会が定める実施基準（以下、「学会標準」とい う。）との整合性、及び、国内外の知見を踏まえたPRA手 法の妥当性について確認を行った。 なお、本ピアレビューでは第三者機関（一般社団法人 日 本原子力技術協会）から発行されている「PSAピアレビ ューガイドライン（平成21年6月）」（以下、「ガイドライン」と いう。）を参考にレビューを行った。</p> <p>2.1 レビュー対象となるPRA ・内部事象レベル1PRA ・地震レベル1PRA ・津波レベル1PRA ・内部事象レベル1.5PRA ・停止時レベル1PRA</p> <p>2.2 レビュー体制 レビューアの選定に当たっては、ガイドラインに従い、専 門性、経験、独立性及び公正性の4つの要素を考慮して以下 のとおり実施した。 なお、レビューの実施に当たっては多面的な視点で評価す る観点から、各PRAはレビューチームのうち複数のメンバ ー（主担当、副担当）がレビューを行うこととした。また、</p>	<p style="text-align: right;">別紙12</p> <p>女川2号炉 PRAピアレビュー実施結果について</p> <p>1. 目的 事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードの選定に あたり実施したPRAの妥当性確認及び品質向上を目的とし て、国内外のPRA専門家によるピアレビューを実施した。 今回実施したピアレビュー結果の概要は以下のとおり。</p> <p>2. 実施内容 今回実施した以下に示す各PRAを対象に、日本原子力学 会標準との整合性、及び国内外の知見を踏まえたPRA手法 の妥当性について確認を行った。 なお、本ピアレビューでは第三者機関から発行されている 「PSAピアレビューガイドライン（平成21年6月 一般社団 体人 日本原子力技術協会（以下「ガイドライン」という。） を参考にレビューを行った。</p> <p>2.1 レビュー対象となるPRA ・内部事象運転時レベル1PRA ・地震レベル1PRA ・津波レベル1PRA ・内部事象運転時レベル1.5PRA ・内部事象停止時レベル1PRA</p> <p>2.2 レビュー体制 レビューアの選定に当たっては、ガイドラインに従い、専 門性、経験、独立性及び公正性の4つの要素を考慮して以下 のとおり選定した。 なお、レビューの実施に当たっては多面的な視点で評価す る観点から、各PRAはレビューチームのうち複数メンバ ー（主担当、副担当）がレビューを行うこととした。また、今</p>	<p style="text-align: right;">別紙15</p> <p>泊3号炉 PRAピアレビュー実施結果について</p> <p>1. 目的 事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードの選定に あたり実施したPRAの妥当性確認及び品質向上を目的とし て、国内外のPRA専門家によるピアレビューを実施した。 今回実施したピアレビュー結果の概要は以下のとおり。</p> <p>2. 実施内容 今回実施した以下に示す各PRAを対象に、日本原子力学 会標準との整合性、及び国内外の知見を踏まえたPRA手法 の妥当性について確認を行った。 なお、本ピアレビューでは第三者機関から発行されている 「PSAピアレビューガイドライン（平成21年6月 一般社団 体人 日本原子力技術協会）」（以下、「ガイドライン」とい う。）を参考にレビューを行った。</p> <p>2.1 レビュー対象となるPRA ・内部事象運転時レベル1PRA ・地震レベル1PRA ・津波レベル1PRA ・内部事象運転時レベル1.5PRA ・内部事象停止時レベル1PRA</p> <p>2.2 レビュー体制 レビューアの選定に当たっては、ガイドラインに従い、専 門性、経験、独立性及び公正性の4つの要素を考慮して以下 のとおり実施した。 なお、レビューの実施に当たっては多面的な視点で評価す る観点から、各PRAはレビューチームのうち複数メンバ ー（主担当、副担当）がレビューを行うこととした。また、今</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■付番の相違 ・資料番号の相違 <p>【女川】【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> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・女川に記載統一 <p>（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・レビューア⇄レビューア <p>（以下、相違理由説明を省略）</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙15 泊3号炉 PRAピアレビュー実施結果について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違説明
<p>今回実施したレビュー実施方法を含めPRA全般を俯瞰した視点から改善事項を抽出する観点でPRAの経験豊富な海外レビューアを米国より招聘し、米国でのPRA実施状況との比較に基づく助言を得ることとした（第1図参照）。</p> <p>○ 国内レビューア：9名 <input type="text"/></p> <p>○ 海外レビューア：1名 <input type="text"/></p>  <p>第1図 レビュー体制のイメージ</p> <p>2.3 レビュー方法及び内容 (1) 事前準備（情報収集及び分析）：約2週間 オンサイトレビューを効率的かつ効果的に実施するために、各レビューアに事前にPRAの概要資料を提出し、全体の内容把握及びオンサイトレビューにおいて重点的に内容を確認する項目の抽出・整理する期間を設けた。</p>	<p>回実施したレビュー実施方法を含めPRA全般を俯瞰した視点から改善事項を抽出する観点でPRAの経験豊富な海外レビューアを招聘し、米国でのPRA実施状況との比較に基づく助言を得ることとした（図1参照）。</p> <p>○ 国内レビューア：10名 <input type="text"/></p> <p>○ 海外レビューア：1名 <input type="text"/></p>  <p>図1 レビュー体制のイメージ</p> <p>2.3 レビュー方法及び内容 (1) 事前準備（情報収集及び分析）：約1週間 オンサイトレビューを効率的かつ効果的に実施するために、各レビューアに事前にPRAの概要資料を提出し、全体の内容把握及びオンサイトレビューにおいて重点的に内容を確認する項目の抽出・整理する期間を設けた。</p>	<p>回実施したレビュー実施方法を含めPRA全般を俯瞰した視点から改善事項を抽出する観点でPRAの経験豊富な海外レビューアを米国より招聘し、米国でのPRA実施状況との比較に基づく助言を得ることとした（図1参照）。</p> <p>○ 国内レビューア：9名 <input type="text"/></p> <p>○ 海外レビューア：1名 <input type="text"/></p>  <p>図1 レビュー体制のイメージ</p> <p>2.3 レビュー方法及び内容 (1) 事前準備（情報収集及び分析）：約2週間 オンサイトレビューを効率的かつ効果的に実施するために、各レビューアに事前にPRAの概要資料を提出し、全体の内容把握及びオンサイトレビューにおいて重点的に内容を確認する項目の抽出・整理する期間を設けた。</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・記載の充実（大飯と同様） 【大飯】 ■記載表現の相違 <ul style="list-style-type: none"> （以下、相違理由説明を省略） 【女川】 ■個別評価による相違 <ul style="list-style-type: none"> ・レビューアの数及びレビューアの会社が異なる <ul style="list-style-type: none"> 【女川】 ■個別評価による相違 <ul style="list-style-type: none"> ・ピアレビューに向けた事前準備期間が異なる

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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません

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
 別紙15 泊3号炉 PRAピアレビュー実施結果について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違説明
<p>(2) オンサイトレビュー：1週間 国内外のレビューにより各PRAの文書化資料を基に学会標準適合性等についてレビューを実施した。レビューに際してレビューは適宜同席したPRA実施者（当社社員及びプラントメーカー技術者）と質疑応答を行い、具体的な内容・課題を共有しながら進めた。</p> <p>(3) ピアレビュー報告書の作成：約1.5ヶ月 オンサイトレビューにおけるレビューとPRA実施者による質疑応答を文書化するとともに、レビュー結果の整理に際して発生した追加質問事項にかかる確認を行い、実施したピアレビューの報告書を作成した。</p> <p>(4) ピアレビュー結果の確認、対応方針検討：約1ヶ月 ピアレビュー報告書に記載された推奨事項等の詳細内容を確認するとともに、各項目に対する今後の方向性を検討した。</p> <p>3. 結果の概要 3.1 国内レビューからのコメント レビューの結果、国内レビューからのコメントは以下に示すとおりであり、学会標準への不適合や評価手法に問題があるとされる「指摘事項」は0件であり、今回実施したPRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことが確認された。 一方、PRAの更なる品質向上に資すると考えられる「推奨事項」として起回事象発生頻度の設定方法等に関するコメントを4件、また、文書化における指摘事項/改善提案として合計91件を受けており、これらについては今後PRAを実施する際に有効活用していくこととする。</p> <p>主なコメント内容について以下に示す。</p>	<p>(2) オンサイトレビュー：約1週間 国内外のレビューにより、各PRAの文書化資料を基に学会標準適合性等についてレビューを実施した。レビューに際しては適宜同席したPRA実施者（当社社員、当社協力企業社員及びプラントメーカー技術者）と質疑応答を行い、具体的な内容・課題を共有しながら進めた。</p> <p>(3) ピアレビュー結果報告書の作成：約1ヶ月 オンサイトレビューにおけるレビューとPRA実施者による質疑応答を文書化するとともに、レビュー結果の整理に際して発生した追加質問事項に係る確認を行い、今回実施したピアレビューの実施結果報告書を作成した。</p> <p>(4) ピアレビュー結果の確認、対応方針検討：約1ヶ月 ピアレビュー報告書に記載された推奨事項等の詳細内容を確認するとともに、各項目に対する今後の方向性を検討した。</p> <p>3. 結果の概要 3.1 国内レビューからのコメント レビューの結果、国内レビューからのコメントは以下に示すとおりであり、学会標準への不適合や評価手法に問題があるとされる「指摘事項」は0件であり、今回実施したPRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことが確認された。 一方、PRAの更なる品質向上に資すると考えられる「推奨事項」として12件、また、文書化における指摘事項及び改善提案として合計88件を受けており、これらについては今後PRAを実施する際に有効活用していくこととする。</p> <p>主なコメント内容について以下に示す。</p>	<p>(2) オンサイトレビュー：1週間 国内外のレビューにより、各PRAの文書化資料を基に学会標準適合性等についてレビューを実施した。レビューに際しては適宜同席したPRA実施者（当社社員及びプラントメーカー技術者）と質疑応答を行い、具体的な内容・課題を共有しながら進めた。</p> <p>(3) ピアレビュー結果報告書の作成：約1.5ヶ月 オンサイトレビューにおけるレビューとPRA実施者による質疑応答を文書化するとともに、レビュー結果の整理に際して発生した追加質問事項に係る確認を行い、今回実施したピアレビューの実施結果報告書を作成した。</p> <p>(4) ピアレビュー結果の確認、対応方針検討：約1ヶ月 ピアレビュー報告書に記載された推奨事項等の詳細内容を確認するとともに、各項目に対する今後の方向性を検討した。</p> <p>3. 結果の概要 3.1 国内レビューからのコメント レビューの結果、国内レビューからのコメントは以下に示すとおりであり、学会標準への不適合や評価手法に問題があるとされる「指摘事項」は0件であり、今回実施したPRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことが確認された。 一方、PRAの更なる品質向上に資すると考えられる「推奨事項」として起回事象発生頻度の設定方法等に関するコメントを4件、また、文書化における指摘事項及び改善提案として合計79件を受けており、これらについては今後PRAを実施する際に有効活用していくこととする。</p> <p>主なコメント内容について以下に示す。</p>	<p>【女川】 ■個別評価による相違 ・ピアレビューの期間が異なる</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違 ・ピアレビューの同席者が異なる</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違 ・ピアレビューの報告書作成期間が異なる</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・記載の充実（大飯と同様）</p> <p>【女川】【大飯】 ■個別評価による相違 ・指摘事項等の件数が異なる</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙15 泊3号炉 PRAピアレビュー実施結果について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違説明																																																																																																																											
<p>第1表 国内レビューアによるコメント件数（件）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>内部事象 レベル1</th> <th>内部事象 レベル1.5</th> <th>地震 レベル1</th> <th>津波 レベル1</th> <th>停止時 レベル1</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>指摘事項</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>推奨事項</td> <td>4</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">文書化</td> <td>指摘事項</td> <td>9</td> <td>25</td> <td>3</td> <td>8</td> <td>45</td> </tr> <tr> <td>改善提案</td> <td>12</td> <td>18</td> <td>2</td> <td>8</td> <td>46</td> </tr> <tr> <td>良好事例</td> <td>14</td> <td>10</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>27</td> </tr> </tbody> </table> <p>第2図 全コメントに対する各コメントの割合</p>		内部事象 レベル1	内部事象 レベル1.5	地震 レベル1	津波 レベル1	停止時 レベル1	合計	指摘事項	0	0	0	0	0	0	推奨事項	4	0	0	0	0	4	文書化	指摘事項	9	25	3	8	45	改善提案	12	18	2	8	46	良好事例	14	10	1	1	1	27	<p>表1 国内レビューアによるコメント件数（132件）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>内部事象 レベル1 PRA</th> <th>停止時 レベル1 PRA</th> <th>地震 レベル1 PRA</th> <th>津波 レベル1 PRA</th> <th>内部事象 レベル1.5 PRA</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>指摘事項</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>推奨事項</td> <td>6</td> <td>4</td> <td>2</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>12</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">文書化</td> <td>指摘事項</td> <td>1</td> <td>5</td> <td>7</td> <td>1</td> <td>15</td> </tr> <tr> <td>改善提案</td> <td>15</td> <td>15</td> <td>22</td> <td>7</td> <td>73</td> </tr> <tr> <td>良好事例</td> <td>12</td> <td>11</td> <td>5</td> <td>3</td> <td>1</td> <td>32</td> </tr> </tbody> </table> <p>図2 全コメントに対する各コメントの割合</p>		内部事象 レベル1 PRA	停止時 レベル1 PRA	地震 レベル1 PRA	津波 レベル1 PRA	内部事象 レベル1.5 PRA	合計	指摘事項	0	0	0	0	0	0	推奨事項	6	4	2	0	0	12	文書化	指摘事項	1	5	7	1	15	改善提案	15	15	22	7	73	良好事例	12	11	5	3	1	32	<p>表1 国内レビューアによるコメント件数（件）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>内部事象 レベル1</th> <th>内部事象 レベル1.5</th> <th>地震 レベル1</th> <th>津波 レベル1</th> <th>停止時 レベル1</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>指摘事項</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>推奨事項</td> <td>4</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>0</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">文書化</td> <td>指摘事項</td> <td>8</td> <td>22</td> <td>4</td> <td>0</td> <td>34</td> </tr> <tr> <td>改善提案</td> <td>11</td> <td>16</td> <td>2</td> <td>10</td> <td>45</td> </tr> <tr> <td>良好事例</td> <td>12</td> <td>11</td> <td>1</td> <td>2</td> <td>5</td> <td>31</td> </tr> </tbody> </table> <p>図2 全コメントに対する各コメントの割合</p>		内部事象 レベル1	内部事象 レベル1.5	地震 レベル1	津波 レベル1	停止時 レベル1	合計	指摘事項	0	0	0	0	0	0	推奨事項	4	0	0	0	0	4	文書化	指摘事項	8	22	4	0	34	改善提案	11	16	2	10	45	良好事例	12	11	1	2	5	31	<p>【女川】【大飯】 ■個別評価による相違 ・指摘事項等の件数が異なる</p> <p>【女川】【大飯】 ■個別評価による相違 ・指摘事項等の件数が異なる</p>
	内部事象 レベル1	内部事象 レベル1.5	地震 レベル1	津波 レベル1	停止時 レベル1	合計																																																																																																																								
指摘事項	0	0	0	0	0	0																																																																																																																								
推奨事項	4	0	0	0	0	4																																																																																																																								
文書化	指摘事項	9	25	3	8	45																																																																																																																								
	改善提案	12	18	2	8	46																																																																																																																								
良好事例	14	10	1	1	1	27																																																																																																																								
	内部事象 レベル1 PRA	停止時 レベル1 PRA	地震 レベル1 PRA	津波 レベル1 PRA	内部事象 レベル1.5 PRA	合計																																																																																																																								
指摘事項	0	0	0	0	0	0																																																																																																																								
推奨事項	6	4	2	0	0	12																																																																																																																								
文書化	指摘事項	1	5	7	1	15																																																																																																																								
	改善提案	15	15	22	7	73																																																																																																																								
良好事例	12	11	5	3	1	32																																																																																																																								
	内部事象 レベル1	内部事象 レベル1.5	地震 レベル1	津波 レベル1	停止時 レベル1	合計																																																																																																																								
指摘事項	0	0	0	0	0	0																																																																																																																								
推奨事項	4	0	0	0	0	4																																																																																																																								
文書化	指摘事項	8	22	4	0	34																																																																																																																								
	改善提案	11	16	2	10	45																																																																																																																								
良好事例	12	11	1	2	5	31																																																																																																																								
<p>3. 1. 1 指摘事項</p> <p>今回実施した各PRAはそれぞれの学会標準に準拠して評価を実施したものであり、レビュー結果からも学会標準への不適合箇所やPRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点はないことが確認できた。</p>	<p>3. 1. 1 指摘事項</p> <p>今回実施した各PRAはそれぞれの学会標準を参考に評価を実施したものであり、レビュー結果からも学会標準への不適合箇所やPRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点はないことが確認できた。</p>	<p>3. 1. 1 指摘事項</p> <p>今回実施した各PRAはそれぞれの学会標準を参考に評価を実施したものであり、レビュー結果からも学会標準への不適合箇所やPRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点はないことが確認できた。</p>	<p>【女川】 ■個別評価による相違 ・推奨事項の件数・内容が異なる</p>																																																																																																																											
<p>3. 1. 2 推奨事項</p> <p>学会標準適合性とは別に更なる品質向上に資するものとして、4件の推奨事項が挙げられた。具体的には「起因事象の発生頻度」、「成功基準の設定」及び「不確実さ解析」に関する内容であったが、これらの推奨事項は、現状の評価手法に対して更なる説明性の向上に資するものと考えられることから、評価手法改善に向けた詳細を調査・検討していく。推奨事項の詳細については以下の通り。</p>	<p>3. 1. 2 推奨事項</p> <p>学会標準適合性とは別に更なる品質向上に資するものとして、12件の推奨事項が挙げられた。具体的には「事故シーケンスの展開」等に関する内容であったが、これらの推奨事項は、現状の評価手法に対して更なる説明性の向上に資するものと考えられることから、評価手法改善に向けた調査・検討を実施していく。主な推奨事項の詳細については以下のとおり。</p>	<p>3. 1. 2 推奨事項</p> <p>学会標準適合性とは別に更なる品質向上に資するものとして、4件の推奨事項が挙げられた。具体的には「起因事象の発生頻度」、「成功基準の設定」及び「不確実さ解析」に関する内容であったが、これらの推奨事項は、現状の評価手法に対して更なる説明性の向上に資するものと考えられることから、評価手法改善に向けた調査・検討を実施していく。主な推奨事項の詳細については以下のとおり。</p>																																																																																																																												

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙15 泊3号炉 PRAピアレビュー実施結果について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違説明
<p><推奨事項></p> <p>① 補機冷却水の喪失、インターフェイスシステムLOCAの発生頻度</p> <p>補機冷却水の喪失の発生頻度は、最も支配的な起因事象であり発生頻度の妥当性を確認する上で、システム信頼性解析等の適用性について検討することが推奨される。また、インターフェイスシステムLOCA（以下、「IS-LOCA」という。）についても発生頻度が低いことの妥当性を確認するために、海外の知見を踏まえた評価手法を検討することが推奨される。</p> <p>(対応方針)</p> <p>○補機冷却水の喪失</p> <p>起因事象発生頻度として、国内で過去発生実績の無い起因事象は発生実績を0.5件と仮定して評価している。原子炉補機冷却水喪失のようなCDFへの影響が大きい起因事象についてはフォールトツリーを用いたシステム信頼性解析を実施することでプラント毎の相違をより明確に評価することが可能であると考えられ、今後実施する安全性向上評価の際に反映できるよう具体的な評価手法については海外での取扱いを調査し、検討を実施する。</p>	<p><推奨事項></p> <p>(1) 事故シーケンスの展開</p> <p>イベントツリーのヘディングの設定において、最初のヘディングが「同時メンテナンスの禁止」という評価除外事象となっている。このヘディングは事故進展の展開のためではなく、事故シーケンスの定量化における排反事象の削除のために導入されたものである。排反事象の削除方法としては、RiskSpectrum*PSAの他の事故シーケンスの定量化機能を適用し、イベントツリーのヘディングには事故進展の展開の観点から「同時メンテナンスの禁止」を含めないようにすることを検討することを推奨する。(内部事象運転時レベル1PRA、内部事象停止時レベル1PRA)</p> <p>(対応方針)</p> <p>排反事象の削除方法として、本評価で適用している定量化手法で適切に評価できることを確認している。ただし、事故進展の観点から「同時メンテナンスの禁止」をイベントツリーのヘディングに含めないように、今後実施する安全性向上評価のPRA実施に際して反映できるよう具体的な評価手法について調査し、検討を実施する。</p>	<p><推奨事項></p> <p>(1) 原子炉補機冷却機能喪失、インターフェイスシステムLOCAの発生頻度</p> <p>原子炉補機冷却機能喪失の発生頻度は、最も支配的な起因事象であり発生頻度の妥当性を確認する上で、システム信頼性解析等の適用性について検討することが推奨される。また、インターフェイスシステムLOCA（以下、「IS-LOCA」という。）についても発生頻度が低いことの妥当性を確認するために、海外の知見を踏まえた評価手法を検討することが推奨される。</p> <p>(対応方針)</p> <p>○原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>起因事象発生頻度として、国内で過去発生実績の無い起因事象は発生実績を0.5件と仮定して評価している。原子炉補機冷却機能喪失のようなCDFへの影響が大きい起因事象についてはフォールトツリーを用いたシステム信頼性解析を実施することでプラント毎の相違をより明確に評価することが可能であると考えられ、今後実施する安全性向上評価の際に反映できるよう具体的な評価手法については海外での取扱いを調査し、検討を実施する。</p>	<p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・設計の相違により推奨事項の内容が相違しているため、推奨事項については大飯と比較する</p> <p>【大飯】</p> <p>■付番の相違 (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>■名称の相違</p> <p>・補機冷却水の喪失⇔原子炉補機冷却機能喪失 (以下、相違理由説明を省略)</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙15 泊3号炉 PRAピアレビュー実施結果について

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	相違説明
<p>○ I S - L O C A</p> <p>日本と米国の I S - L O C A の発生頻度の相違については、システム解析に用いる機器故障率の相違による影響が支配的であると考えられる。評価手法自体は、海外レビューアからの聞き取り情報からも概ね同じ手法を用いた評価であることを確認しており日本と米国で評価手法に大差はないと考えているが、米国の評価手法の詳細について調査を実施し、安全性向上評価の P R A 実施に際して評価手法の見直しを検討する。</p> <p>② 大破断 L O C A 時の成功基準</p> <p>大破断 L O C A 時の E C C S 注水機能に関する熱水力解析条件が、今回の成功基準解析と整合性が取れていない。この成功基準解析の妥当性を許認可コードまたは最確評価コードを用いた熱水力解析で確認する、または、その他の方法により成功基準の妥当性を確認している場合はその旨を報告書に明記することが推奨される。</p> <p>(対応方針)</p> <p>大破断 L O C A の成功基準で参照している熱水力解析については、許認可時の安全解析を参照するとともに、当該事故シーケンスの C D F への影響を考慮して緩和設備の組み合わせを設定しているものであるが、次回 P R A 実施時には当該部分の判断根拠についての文書化内容を充実させる。</p> <p>③ 不確実さ解析における従属性の考慮</p> <p>P R A モデル内にある同種・同類の基事象に対し、それらのパラメータ（故障率等）に関する知識が同じである状態（State-of-knowledge correlation : S O K C）を前提とする場合、モンテカルロ法における従属性の影響の有無を考慮し、C D F 及びその不確実さが過小評価とならないように、使用するパラメータの特性を把握しておくことが推奨される。</p> <p>(対応方針)</p>		<p>○ I S - L O C A</p> <p>日本と米国の I S - L O C A の発生頻度の相違については、システム信頼性解析に用いる機器故障率の相違による影響が支配的であると考えられる。評価手法自体は、海外レビューアからの聞き取り情報からも概ね同じ手法を用いた評価であることを確認しており日本と米国で評価手法に大差はないと考えているが、米国の評価手法の詳細について調査を実施し、安全性向上評価の P R A 実施に際して評価手法の見直しを検討する。</p> <p>(2) 大破断 L O C A 時の成功基準</p> <p>大破断 L O C A 時の E C C S 注水機能に関する熱水力解析条件が、今回の成功基準解析と整合性が取れていない。この成功基準解析の妥当性を許認可コード又は最確評価コードを用いた熱水力解析で確認する、又は、その他の方法により成功基準の妥当性を確認している場合はその旨を報告書に明記することが推奨される。</p> <p>(対応方針)</p> <p>大破断 L O C A の成功基準で参照している熱水力解析については、許認可時の安全解析を参照するとともに、当該事故シーケンスの C D F への影響を考慮して緩和設備の組み合わせを設定しているものであるが、次回 P R A 実施時には当該部分の判断根拠についての文書化内容を充実させる。</p> <p>(3) 不確実さ解析における従属性の考慮</p> <p>P R A モデル内にある同種・同類の基事象に対し、それらのパラメータ（故障率等）に関する知識が同じである状態（State-of-knowledge correlation : S O K C）を前提とする場合、モンテカルロ法における従属性の影響の有無を考慮し、C D F 及びその不確実さが過小評価とならないように、使用するパラメータの特性を把握しておくことが推奨される。</p> <p>(対応方針)</p>	<p>【大阪】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>システム解析⇄システム信頼性解析</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大阪】</p> <p>■記載表現の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙15 泊3号炉 PRAピアレビュー実施結果について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違説明
<p>SOKCにおける従属性の影響については、学会標準改訂の検討の場でも議論されているものとして認識しており、今後は、安全性向上評価のPRA実施に際して使用するパラメータの特性を把握し、従属性を適切に考慮して不確実さ解析を実施する。</p> <p>3. 1. 3 文書化における指摘事項/改善提案 今回のピアレビューで挙げられた文書化における指摘事項は45件、改善提案は46件であり、モデル化された内容が詳細に文書化されていない事例が多く挙げられた。それらのうち多くは過去の評価時の資料に文書化されているものを引用したことで改めて文書化しなかった事例であるが、文書化については実施したPRAモデルの内容を説明する上で重要な要素であり、引用文献の該当箇所を掲載しておくことがPRAの品質上望ましいと考えられることから、今後文書化の際に改善を図っていく。文書化に関するコメントの一例を以下に示す。</p> <p><文書化における指摘事項></p> <p>機器カテゴリーの分類に関して、別冊に各機器の分類カテゴリーに関する記載があるが、本文中に設定根拠に係る記載がないため、本文中に文書化する必要がある。(地震レベル1 PRA) 非常用ディーゼル発電機やバッテリーなどの電源系の試験間隔について、明確に示されていないため、文書化する必要がある。(停止レベル1 PRA)</p> <p><文書化における改善提案> 物理化学現象に関する分岐確率の設定根拠の説明において、工学的判断、文献に基づく設定、過去の知見の使い分けが分かりづらい。設定根拠の説明は重要な部分であ</p>	<p>3. 1. 3 文書化における指摘事項及び改善提案 今回のピアレビューで挙げられた文書化における指摘事項は15件、改善提案は73件であり、モデル化された内容が詳細に文書化されていない事例が多く挙げられた。文書化については実施したPRAモデルの内容を説明する上で重要な要素であることから、今後文書化の際に改善を図っていく。文書化に関するコメントの一例を以下に示す。</p> <p><文書化における指摘事項></p> <p>地震レベル1 PRA報告書には、具体的なプラントウォークダウンの実施内容(対象機器の選定手順等)及び結果が記載されていないため、これらを追記する必要がある。(地震レベル1 PRA)</p> <p><文書化における改善提案> 格納容器の限界圧力及び限界温度の設定については、参考資料を明記することが望ましい。(内部事象運転レベル1. 5 PRA)</p>	<p>SOKCにおける従属性の影響については、学会標準改訂の検討の場でも議論されているものとして認識しており、今後は、安全性向上評価のPRA実施に際して使用するパラメータの特性を把握し、従属性を適切に考慮して不確実さ解析を実施する。</p> <p>3. 1. 3 文書化における指摘事項/改善提案 今回のピアレビューで挙げられた文書化における指摘事項は34件、改善提案は45件であり、モデル化された内容が詳細に文書化されていない事例が多く挙げられた。それらのうち多くは過去の評価時の資料に文書化されているものを引用したことで改めて文書化しなかった事例であるが、文書化については実施したPRAモデルの内容を説明する上で重要な要素であり、引用文献の該当箇所を掲載しておくことがPRAの品質上望ましいと考えられることから、今後文書化の際に改善を図っていく。文書化に関するコメントの一例を以下に示す。</p> <p><文書化における指摘事項></p> <p>機器カテゴリーの分類に関して、別冊に各機器の分類カテゴリーに関する記載があるが、カテゴリ実施の有無、考え方について本文中に記載する必要がある。(地震レベル1 PRA)</p> <p><文書化における改善提案> 物理化学現象に関する分岐確率の設定根拠の説明において、工学的判断、文献に基づく設定、過去の知見の使い分けがわかりづらい。設定根拠の説明は重要な部分であ</p>	<p>相違説明</p> <p>【女川】【大飯】 ■個別評価による相違 ・指摘事項等の件数が異なる</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・記載の充実(大飯と同様)</p> <p>【女川】 ■設計の相違 ・設計の相違により文書化の内容が相違しているため、文書化における推奨事項及び文書化における改善提案については大飯と比較する</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違 カテゴリー⇄カテゴリ (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違 ・指摘事項の内容が異なる</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙15 泊3号炉 PRAピアレビュー実施結果について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違説明
<p>り、説明性向上のためにも適切に整理して記載するのが望ましい。(内部事象レベル1.5 PRA)</p> <p>3. 1. 4 良好事例 今回のピアレビューで挙げられた良好事例は27件であり、システム解析及び文書化に関する事例が多かった。主な良好事例は以下のとおりであり、今回良好事例として挙げられた項目については、今後も引き続き継続実施していくとともに、更なる品質向上に努めていく。</p> <p><主な良好事例></p> <p>①システム解析 今回実施したPRAでは、主な信号系（S信号、BO信号等）について代表的な信号系でモデル化するのではなく、各信号系をフォールトツリーで詳細にモデル化していることは、品質管理上好ましく良好事例である。(内部事象レベル1 PRA)</p> <p>②文書化 シビアアクシデント時に考えられる事故進展、負荷の種類、負荷に対する知見及びそれらの根拠となった実験研究が簡潔にまとめられている。(内部事象レベル1.5 PRA) また、学会標準で要求されていない人的過誤リストを作成している。(内部事象レベル1 PRA)</p> <p>3. 2 海外レビューからのコメント 海外レビューからは、主に米国で実施されているPRAと日本で実施されているPRAとの相違点を踏まえた提案・気づき事項が示された。海外レビューから示されたコメントは27件であり、主に起因事象発生頻度に関</p>	<p>3. 1. 4 良好事例 今回のピアレビューで挙げられた良好事例は32件であった。今回良好事例として挙げられた項目については、今後も引き続き継続実施していくとともに、更なる品質向上に努めていく。</p> <p><主な良好事例></p> <p>(1) システム信頼性解析 システム毎の詳細なFT仕様書が作成され、起因事象別のモデル化の仮定及びFTの相違点が簡潔かつ明確にまとめられている。また、基事象の発生確率の算出に厳密式を用いている。さらに、共通原因故障の同定手順を明確化した上で、検討している。(内部事象運転時レベル1 PRA, 内部事象停止時レベル1 PRA)</p> <p>(2) 事故シナリオの同定 直接的な被災による事故シナリオの分析に加えて、間接的な被災による事故シナリオの分析も実施している。(津波レベル1 PRA)</p> <p>3. 2 海外レビューからのコメント 海外レビューからは、主に米国で実施されているPRAと日本で実施されているPRAとの相違点を踏まえたコメント及び留意事項が示された。海外レビューから示されたコメントは22件であり、内部事象運転時レベル1 P</p>	<p>り、説明性向上のためにも適切に整理して記載するのが望ましい。(内部事象レベル1.5 PRA)</p> <p>3. 1. 4 良好事例 今回のピアレビューで挙げられた良好事例は31件であり、システム解析及び文書化に関する事例が多かった。主な良好事例は以下のとおりであり、今回良好事例として挙げられた項目については、今後も引き続き継続実施していくとともに、更なる品質向上に努めていく。</p> <p><主な良好事例></p> <p>(1) システム信頼性解析 今回実施したPRAでは、主な信号系（S信号、BO信号等）について代表的な信号系でモデル化するのではなく、各信号系をフォールトツリーで詳細にモデル化していることは、品質管理上好ましく良好事例である。(内部事象レベル1 PRA)</p> <p>(2) 文書化 シビアアクシデント時に考えられる事故進展、負荷の種類、負荷に対する知見及びそれらの根拠となった実験研究が簡潔にまとめられている。(内部事象レベル1.5 PRA) また、学会標準で要求されていない人的過誤リストを作成している。(内部事象レベル1 PRA)</p> <p>3. 2 海外レビューからのコメント 海外レビューからは、主に米国で実施されているPRAと日本で実施されているPRAとの相違点を踏まえたコメント及び留意事項が示された。海外レビューから示されたコメントは27件であり、主に起因事象発生頻度に関</p>	<p>【女川】【大飯】 ■個別評価による相違 ・良好事例の件数が異なる</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・記載の充実（大飯と同様）</p> <p>【女川】 ■設計の相違 ・設計の相違により良好事例の内容が相違しているため、良好事例については大飯と比較する</p> <p>【女川】</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙15 泊3号炉 PRAピアレビュー実施結果について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違説明
<p>るコメントが多く示された。今回実施したPRAは学会標準に適合した手法を用いて評価を実施しているが、海外でのPRA実施状況についても適宜参考にし、より品質の高いPRAの実施に向けて今後の対応を検討していく。</p> <p><主なコメント></p> <p>① 大飯3号炉及び4号炉のIS-LOCAの発生頻度 (3.0E-11/炉年)は、設計が同類の米国プラントの発生頻度(1E-6/年)よりも非常に小さかった。設計が同類の米国プラントにおいて用いられた計算とデータの見直しを行うことを推奨する。同時にIS-LOCAの発生頻度の計算方法の違いをレビューすることを推奨する。</p> <p>(対応方針) 国内レビューアからも同様のコメントを受けており、同様の対応を実施する。</p> <p>② 原子炉補機冷却水系統のシステム設計は個別プラントによって異なることから、原子炉補機冷却機能喪失の起回事象発生頻度の評価はプラントごとに決められるべきで</p>	<p>RA及び内部事象停止時レベル1 PRAに関するコメントが多く示された。今回実施したPRAは学会標準に適合した手法を用いて評価を実施しているが、海外でのPRA実施状況についても適宜参考にし、より品質の高いPRAの実施に向けて今後の検討をしていく(表2参照)。</p> <p><主なコメント></p> <p>(1) サポート系故障起回事象 本PRAでは、サポート系故障起回事象(原子炉補機冷却海水系/原子炉補機冷却系及びタービン補機冷却海水系/タービン補機冷却水系の喪失)の頻度計算に“Jeffery Non-Informative Prior”法を用いている。これらの系統には実績がないことから、両方の系統は全く異なる設計であっても、同じ故障頻度を有する。系統・トレイン故障の起回事象発生頻度は、フォールトツリーモデルを用いて計算すべきである。(内部事象運転時レベル1 PRA)</p> <p>(対応方針) 起回事象発生頻度として、国内で過去発生実績の無い起回事象は発生実績を0.5件と仮定して評価している。原子炉補機冷却系故障のような炉心損傷頻度への影響が大きい起回事象については、フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析を実施することでプラント毎の相違をより明確に評価することが可能であると考えられ、今後実施する安全性向上評価の際に反映できるよう具体的な評価方法については海外での取り扱いも調査し、検討を実施する。</p> <p>(2) 人間信頼性解析 人間信頼性解析は、運転員からの情報を取り入れている。PRAにおいてモデル化される運転員操作について運</p>	<p>するコメントが多く示された。今回実施したPRAは学会標準に適合した手法を用いて評価を実施しているが、海外でのPRA実施状況についても適宜参考にし、より品質の高いPRAの実施に向けて今後の対応を検討していく(表2参照)。</p> <p><主なコメント></p> <p>(1) 泊3号炉のIS-LOCAの発生頻度(3.0E-11/炉年)は、設計が同類の米国プラントの発生頻度(1E-6/年)よりも非常に小さかった。設計が同類の米国プラントにおいて用いられた計算とデータの見直しを行うことを推奨する。同時にIS-LOCAの発生頻度の計算方法の違いをレビューすることを推奨する。</p> <p>(対応方針) 国内レビューアからも同様のコメントを受けており、同様の対応を実施する。</p> <p>(2) 原子炉補機冷却水系統のシステム設計は個別プラントによって異なることから、原子炉補機冷却機能喪失の起回事象発生頻度の評価はプラントごとに決められるべ</p>	<p>■個別評価による相違 ・コメントの内容が異なる</p> <p>【女川】 ■設計の相違 ・設計の相違により海外レビューアからのコメントの内容が相違しているため、海外レビューアからの主なコメントについては大飯と比較する</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
 別紙15 泊3号炉 PRAピアレビュー実施結果について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違説明
<p>ある。フォールトツリーモデルを使うことにより計算すべきであることを推奨する。</p> <p>(対応方針)</p> <p>国内レビューアからも同様のコメントを受けており、同様の対応を実施する。</p> <p>③ 大飯3号炉及び4号炉の小破断LOCAの発生頻度(2.2E-4/炉年)がNUREG-1829で報告されている発生頻度(1.5E-3/年)より非常に低いことに注意する必要がある。</p> <p>(対応方針)</p> <p>LOCA事象に関しては現時点でシステム信頼性解析のように精緻に評価する手法がなく、発生実績を0.5件と仮定して発生頻度を評価しているが、安全性向上評価のPRAを目途に海外での様々な起因事象発生頻度の評価手法について調査を実施する。</p> <p>④ 起因事象の選定に当たっては米国PWRのPRA、NUREG/CR-6928及びNUREG-1829などに含まれる起因事象を参考に検討することが挙げられる。大飯3号炉及び4号炉への適用性の観点等から除外する場合はその理由を記載すべきである。</p> <p>(対応方針)</p> <p>本評価では、同型の先行プラントで対象とされている起因事象を参考に起因事象の選定を実施しているものであるが、海外における最新状況も参考に起因事象の選定をするため、安全性向上評価のPRAの実施に際して調査を実施し選定した起因事象の妥当性を確認する。なお、例示された文献で記載されている起因事象は、現在選定している事象で代表できるか、対象プラントに適用されない事象と考えている。</p> <p>⑤ 交流電源の喪失につながる、遮断器室の空調システムの喪失が含まれていない。この起因事象を排除した根拠(例えば、部屋の加熱の計算)を示す必要がある。</p>	<p>転員にインタビューすることによって情報を得ることができる。(内部事象運転時レベル1 PRA)</p> <p>(対応方針)</p> <p>今回の評価では、人間信頼性解析モデルの構築においては、運転員に対するインタビューは実施していない。運転員へのインタビューを行い、モデルに反映することで、より適切な人間信頼性解析が可能であると考えられることから、今後実施する安全性向上評価に係るPRAにおいて検討を行う。</p>	<p>きである。フォールトツリーモデルを使うことにより計算すべきであることを推奨する。</p> <p>(対応方針)</p> <p>国内レビューアからも同様のコメントを受けており、同様の対応を実施する。</p> <p>③ 泊3号炉の小破断LOCAの発生頻度(2.2E-4/炉年)がNUREG-1829で報告されている発生頻度(1.5E-3/年)より非常に低いことに注意する必要がある。</p> <p>(対応方針)</p> <p>LOCA事象に関しては現時点でシステム信頼性解析のように精緻に評価する手法がなく、発生実績を0.5件と仮定して発生頻度を評価しているが、安全性向上評価のPRAを目途に海外での様々な起因事象発生頻度の評価手法について調査を実施する。</p> <p>④ 起因事象の選定に当たっては米国PWRのPRA、NUREG/CR-6928及びNUREG-1829などに含まれる起因事象を参考に検討することが挙げられる。泊3号炉への適用性の観点等から除外する場合はその理由を記載すべきである。</p> <p>(対応方針)</p> <p>本評価では、同型の先行プラントで対象とされている起因事象を参考に起因事象の選定を実施しているものであるが、海外における最新状況も参考に起因事象の選定をするため、安全性向上評価のPRAの実施に際して調査を実施し選定した起因事象の妥当性を確認する。なお、例示された文献で記載されている起因事象は、現在選定している事象で代表できるか、対象プラントに適用されない事象と考えている。</p> <p>⑤ 交流電源の喪失につながる、開閉器室の空調システムの喪失が含まれていない。この起因事象を排除した根拠(例えば、部屋の加熱の計算)を示す必要がある。</p>	<p>相違説明</p> <p>【大飯】 ■設備名称の相違 ・遮断器室⇔開閉器室</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙15 泊3号炉 PRAピアレビュー実施結果について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違説明
<p>(対応方針)</p> <p>空調システムが喪失した場合に、部屋の温度が上昇し各機器が機能喪失する可能性については時間余裕の観点から低いものと考えているが、今回、対象外とした理由を文書化していないため、次回PRA時には文書化を実施する。なお、空調システムの喪失による緩和設備の機能喪失については室温評価を実施のうえ、フォールトツリー上でサポート系喪失として考慮している。</p> <p>④ 地震、津波PRAにおいて、内部事象PRAで使用された運転員操作のHEPが使用されているが、地震や津波による影響が考慮されなければならない。</p> <p>(対応方針)</p> <p>本評価で期待している運転員操作は全て中央制御室からの操作が可能であり、また複雑な操作が要求されないことから、内部事象PRAで用いている人的過誤確率が適用できると判断している。今後実施するPRAにおいて、現場操作や多数の操作が要求されるような人的過誤をモデル化するには、地震や津波による影響を検討する。</p> <p>4. まとめ</p> <p>大飯3号炉及び4号炉の各PRAを対象としたピアレビューの結果、国内レビューアからの指摘事項は無かったが、推奨事項や文書化に対する指摘事項等が複数示され、安全審査の中で議論となったIS-LOCAの発生頻度に対するコメントも示された。これらのコメントに対しては、PRAの更なる品質向上に資するものと考えられることから、評価手法の見直しを含めて検討する。さらに、海外レビューアから受けたコメントについても、日米間の評価手法の違いはあるものの、反映することで、より品質の高いPRAとなり得る場合もあると考えられることから、コメントのないようを踏まえつつ、今後の対応を検討していく。</p>	<p>(対応方針)</p> <p>空調システムが喪失した場合に、部屋の温度が上昇し各機器が機能喪失する可能性については時間余裕の観点から低いものと考えているが、今回、対象外とした理由を文書化していないため、次回PRA時には文書化を実施する。なお、空調システムの喪失による緩和設備の機能喪失については室温評価を実施のうえ、フォールトツリー上でサポート系喪失として考慮している。</p> <p>(6) 地震、津波PRAにおいて、内部事象PRAで使用された運転員操作のHEPが使用されているが、地震や津波による影響が考慮されなければならない。</p> <p>(対応方針)</p> <p>本評価で期待している運転員操作は全て中央制御室からの操作が可能であり、また複雑な操作が要求されないことから、内部事象PRAで用いている人的過誤確率が適用できると判断している。今後実施するPRAにおいて、現場操作や多数の操作が要求されるような人的過誤をモデル化するには、地震や津波による影響を考慮する。</p> <p>4. まとめ</p> <p>女川2号炉の各PRAを対象としたピアレビューの結果、国内レビューアからの指摘事項は無かったが、推奨事項や文書化に対する指摘事項等が複数示された。これらのコメントに対しては、PRAの更なる品質向上に資するものと考えられることから、評価手法の見直しを含めて検討する。さらに、海外レビューアから受けたコメントについても、日米間の評価手法の違いはあるものの、反映することで、より品質の高いPRAとなり得る場合もあると考えられることから、コメントの内容を踏まえつつ、今後の対応を検討していく。</p>	<p>(対応方針)</p> <p>空調システムが喪失した場合に、部屋の温度が上昇し各機器が機能喪失する可能性については時間余裕の観点から低いものと考えているが、今回、対象外とした理由を文書化していないため、次回PRA時には文書化を実施する。なお、空調システムの喪失による緩和設備の機能喪失については室温評価を実施のうえ、フォールトツリー上でサポート系喪失として考慮している。</p> <p>(6) 地震、津波PRAにおいて、内部事象PRAで使用された運転員操作のHEPが使用されているが、地震や津波による影響が考慮されなければならない。</p> <p>(対応方針)</p> <p>本評価で期待している運転員操作は全て中央制御室からの操作が可能であり、また複雑な操作が要求されないことから、内部事象PRAで用いている人的過誤確率が適用できると判断している。今後実施するPRAにおいて、現場操作や多数の操作が要求されるような人的過誤をモデル化するには、地震や津波による影響を考慮する。</p> <p>4. まとめ</p> <p>泊3号炉の各PRAを対象としたピアレビューの結果、国内レビューアからの指摘事項は無かったが、推奨事項や文書化に対する指摘事項等が複数示され、安全審査の中で議論となったIS-LOCAの発生頻度に対するコメントも示された。これらのコメントに対しては、PRAの更なる品質向上に資するものと考えられることから、評価手法の見直しを含めて検討する。さらに、海外レビューアから受けたコメントについても、日米間の評価手法の違いはあるものの、反映することで、より品質の高いPRAとなり得る場合もあると考えられることから、コメントの内容を踏まえつつ、今後の対応を検討していく。</p>	<p>相違説明</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・記載の充実（大飯と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(はじめに)</p> <p>本書は、「実用発電用原子炉及びその付属設備の位置、構造及び設備に関する規則の解釈」（平成25年6月19日）(以下、「解釈」という。)第3章第37条に基づき、原子炉設置(変更)許可申請者が、確率論的リスク評価(以下、「PRA」という。)に関し、審査のための説明に際し、参照すべき事項を示すものである。なお、申請者は、本書の整理によらない構成で説明することもできるが、その際には本書の整理と異なる点について合理的とする理由についての説明とともに各項目に相当する内容について、申請者の説明責任として示す必要がある。</p> <p>1. 新規制基準適合性の審査において提示すべきPRAの実施内容に係る資料について</p> <p>新規制基準では、「解釈第3章第37条(重大事故等の拡大の防止等)「1-1(a)及び(b)」、「2-1(a)及び(b)」及び「4-1(a)及び(b)」における事故シークエンスグループ等の抽出においてPRAを活用することが規定されており、その実施状況を確認する必要があるため、原子炉設置(変更)許可申請者においては、審査の過程において事故シークエンスグループ等の抽出におけるPRAの実施状況を説明する必要がある。本解釈における(b)には、「①個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価(PRA)及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。」とされており、外部事象に関しては、PRAの適用が可能なもの以外はそれに代わる方法について、評価条件や評価方法、評価のプロセスに関する説明(適切性の説明を含む)、評価の結果等評価結果を導くために必要と考えられる事項を整理し説明する必要がある。</p> <p>そのため、ここでは、日本原子力学会標準等を参考に基本的に想定されるPRAの実施内容を踏まえて、説明に最低限必要な項目を列記した。なお、説明に当たっては、実施したPRAの内容を踏まえてここに記載している項目に加えて説明すべき事項を抽出し、説明性の観点から再構成するなど、申請者の説明責任として自ら十分検討すべきことを付言する。</p>	<p>別紙14</p> <p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月原子力規制庁)」への大飯発電所3号炉及び4号炉PRAの対応状況</p> <p>今回事故シークエンスグループの抽出・選定を目的に実施したPRAについて、「PRAの説明における参照事項」との対応を逐条で確認した結果を次表に示す。</p> <p>従来より定期安全レビュー(PSR)等の機会に内部事象レベル1PRA(出力運転時、停止時)、レベル1.5PRAの評価を実施してきており、これらのPRA手法は今回も適用した。また、現段階で適用可能な外部事象として、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAを適用対象とし、建屋・構築物及び大型機器等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シークエンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。</p> <p>なお、PRAが適用可能でないと判断した外部事象については定性的な検討から分析を実施した。</p>	<p>別紙16</p> <p>「PRAの説明における参照事項(平成25年9月原子力規制庁)」への女川原子力発電所2号炉PRAの対応状況</p> <p>「別添 女川原子力発電所2号炉 確率論的リスク評価(PRA)について」における対応状況を以下に示し、その対応箇所の項目を()で記載する。</p> <p>従来から定期安全レビュー(PSR)等の機会に内部事象レベル1PRA(出力運転時、停止時)、レベル1.5PRAの評価を実施してきており、これらのPRA手法は今回も適用した。また、現段階で適用可能な外部事象として、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAを適用対象とし、建屋・構築物及び大型機器等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シークエンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。(2.事故シークエンスグループ等の選定に係るPRAの実施範囲・評価対象・実施方法)</p> <p>なお、PRAが適用可能でないと判断した外部事象については定性的な検討から分析を実施した。(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 別紙1 有効性評価の事故シークエ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)</p>	<p>別紙16</p> <p>「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</p> <p>「別添 泊発電所3号炉 確率論的リスク評価(PRA)について」における対応状況を以下に示し、その対応箇所の項目を()で記載する。</p> <p>従来から定期安全レビュー(PSR)等の機会に内部事象レベル1PRA(出力運転時、停止時)、レベル1.5PRAの評価を実施してきており、これらのPRA手法は今回も適用した。また、現段階で適用可能な外部事象として、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAを適用対象とし、建屋・構築物及び大型機器等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シークエンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。(2.事故シークエンスグループ等の選定に係るPRAの実施範囲・評価対象・実施方法)</p> <p>なお、PRAが適用可能でないと判断した外部事象については定性的な検討から分析を実施した。(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 別紙1 有効性評価の事故シークエ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)</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■付番の相違 ・資料番号の相違 <p>【女川】 【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■名称の相違 ・申請プラント名称 <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・女川に記載統一 <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は対応する資料の名称をカッコ書きで明示 <p>(以下、相違理由説明を省略)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. PRAの評価対象</p> <p>今回の原子炉等規制法改正後の初回設置（変更）許可時においては、これまでの許認可実績を踏まえて、規制上の担保が得られている対策を基にPRAを実施するものであり、PRAの前提となっている設備状況等についてまず整理する必要があり、評価対象を明示すること（例：下図の（B）までの設備について、既許可ECCSの機能を作動させるための手動起動措置を評価対象とすることはできるが、許認可実績を踏まえてそれぞれ個別の評価対象についての整理が必要。）。</p>	<p>今回実施するPRAの目的が重大事故対策設備の有効性評価を行う事故シナリオグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策などを含めず、設置許可取得済の設備の機能にのみ期待する仮想的なプラント状態を評価対象としてPRAモデルを構築した。</p> <p>※作動信号発信失敗時の手動信号、自動作動失敗時の手動作動など、設計基準設備の機能を作動させるためのバックアップ操作は期待</p>	<p>今回実施するPRAの目的が重大事故対策設備の有効性評価を行う事故シナリオグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象としてPRAモデルを構築した。</p> <p>また、地震及び津波のPRAについては、これまでに整備し今後整備していく設計基準対象施設を考慮する。（2.事故シナリオグループ等の選定に係るPRAの実施範囲・評価対象・実施方法）</p>	<p>今回実施するPRAの目的が重大事故対策設備の有効性評価を行う事故シナリオグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象としてPRAモデルを構築した。</p> <p>また、地震及び津波のPRAについては、これまでに整備し今後整備していく設計基準対象施設を考慮する。（2.事故シナリオグループ等の選定に係るPRAの実施範囲・評価対象・実施方法）</p>	<p>【大飯】 ■評価方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は再稼働までに整備する防潮堤等の設計基準対象施設を考慮した評価を実施</p>
<p>3. レベル1 PRA</p> <p>3. 1 内部事象</p> <p>a. 対象プラント</p> <p>①対象とするプラントの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 設計基準事故対処設備であり、重大事故等の対処に用いる設備（以下「対処設備」という。）等、PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明 <p>②停止時のプラント状態の推移（停止時PRAのみ）</p> <p>③プラント状態分類（停止時PRAのみ）</p> <ul style="list-style-type: none"> ● プラント状態分類の考え方 ● プラント状態の分類結果 	<p>①PRAの中で考慮する設備を、プラント仕様や必要となる系統毎に整理した。</p> <p>②停止時PRAで記載</p> <p>③停止時PRAで記載</p>	<p>①PRAの中で考慮する設備を、プラント仕様や必要となる系統ごとに整理した。</p> <p>(3.1.1.a.対象プラント)</p> <p>②停止時PRAで記載</p> <p>③停止時PRAで記載</p>	<p>①PRAの中で考慮する設備を、プラント仕様や必要となる系統ごとに整理した。</p> <p>(3.1.1.a.対象プラント)</p> <p>②停止時PRAで記載</p> <p>③停止時PRAで記載</p>	
<p>b. 起回事象</p> <p>①評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起回事象リスト、説明及び発生頻度 ● 起回事象の抽出の方法、グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法 ● 対象外とした起回事象と、対象外とした理由 	<ul style="list-style-type: none"> ● 通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷に波及する可能性がある事象を選定した。また、その事象の説明及び発生頻度を整理した。 ● PRAで考慮する起回事象を国内外の評価事例をもとに選定し、主にプラントの運転経験から得られた起回事象の発生件数と運転実績から発生頻度を求めた。グループ化に当たっては、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類した。 ● 発生の可能性が極めて低いか、または発生を仮定してもその影響が限定される起回事象は評価対象から対象外とした。 	<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷に波及する可能性がある事象を選定した。また、その事象の説明及び発生頻度を整理した。（3.1.1.b.起回事象①(1)起回事象の選定） ● PRAで考慮する起回事象を国内外の評価事例をもとに選定し、主にプラントの運転経験から得られた起回事象の発生件数と運転実績から発生頻度を求めた。グループ化に当たっては、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類した。（3.1.1.b.起回事象①(4)起回事象の発生頻度評価、(3)起回事象のグループ化） ● 発生の可能性が極めて低いか又は発生を仮定してもその影響が限定される起回事象は除外した。（3.1.1.b.起回事象①(2)同定した起回事象の除外） 	<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷に波及する可能性がある事象を選定した。また、その事象の説明及び発生頻度を整理した。（3.1.1.b.起回事象①(1)起回事象の選定） ● PRAで考慮する起回事象を国内外の評価事例をもとに選定し、主にプラントの運転経験から得られた起回事象の発生件数と運転実績から発生頻度を求めた。グループ化に当たっては、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類した。（3.1.1.b.起回事象①(4)起回事象の発生頻度評価、(3)起回事象のグループ化） ● 発生の可能性が極めて低いか、又は発生を仮定してもその影響が限定される起回事象は除外した。（3.1.1.b.起回事象①(2)同定した起回事象の除外） 	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 成功基準</p> <p>①成功基準の一覧表</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 炉心損傷の定義 <p>● 起回事象ごとの成功基準の一覧表</p> <p>● 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間</p> <p>● 成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合は使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性</p>	<p>●炉心損傷の定義をシナリオ（一般、CV 内除熱シナリオ時、Non-LOCA時）ごとに整理し、成功基準を決定した。</p> <p>●成功基準の一覧表は起回事象ごとに整理した。</p> <p>●運転員操作を必要とする設備の余裕時間についてはは診断余裕時間として評価、設定した。また、使命時間については喪失した設備の復旧や追加の運転員操作が期待でき、当該事故シークエンスに至る確率も小さいと判断し、一律24時間と設定した。</p> <p>●成功基準解析については過去に実施した解析結果を参照した。使用した解析コードについては過去の許認可で使用されたもの、または公開文献等で検証されていることを確認した。</p>	<p>①</p> <p>●以下を満足できない場合、炉心損傷と判定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料被覆管の最高温度が1200℃以下であること ・燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること（3.1.1.c. 成功基準①(1) 炉心損傷判定条件） <p>●成功基準の一覧表は起回事象ごとに整理した。（3.1.1.c. 成功基準①(2) 起回事象ごとの成功基準）</p> <p>●運転員操作を必要とする設備の余裕時間について評価、設定した。また、使命時間については事故シナリオの特性及び緩和設備の能力に基づいて、プラントを安定な状態とすることが可能な時間として一律24時間と設定した。</p> <p>（3.1.1.c. 成功基準①(3) 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間）</p> <p>●成功基準解析については過去に実施した解析結果を参照した。使用した解析コードについては、原子炉施設の許認可審査で十分な実績を有しており、検証が行われていることを確認した。</p> <p>（3.1.1.c. 成功基準①(4) 熱水力解析等の解析結果及び解析コードの検証性）</p>	<p>①</p> <p>●炉心損傷の定義シナリオ（一般、CV 内除熱シナリオ時、Non-LOCA時）ごとに整理し、成功基準を決定した。（3.1.1.c. 成功基準①(1) 炉心損傷判定条件）</p> <p>●成功基準の一覧表は起回事象ごとに整理した。（3.1.1.c. 成功基準①(2) 起回事象ごとの成功基準）</p> <p>●運転員操作を必要とする設備の余裕時間について評価、設定した。また、使命時間については喪失した設備の復旧や追加の運転員操作が期待でき、当該事故シークエンスに至る確率も小さいと判断し、一律24時間と設定した。</p> <p>（3.1.1.c. 成功基準①(3) 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間）</p> <p>●成功基準解析については過去に実施した解析結果を参照した。使用した解析コードについては、原子炉施設の許認可審査で十分な実績を有しており、検証が行われていることを確認した。</p> <p>（3.1.1.c. 成功基準①(4) 熱水力解析等の解析結果及び解析コードの検証性）</p>	<p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は一般的な炉心損傷条件（女川と同様）のほか、PWR特有の事故シナリオに関する成功基準を追加している。（大飯と同様） <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載の充実 ・使命時間は学会標準の観点を踏まえて24時間を設定しており、女川と評価方針の相違はない。（大飯と同様）
<p>d. 事故シークエンス</p> <p>①イベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> ● イベントツリー図 ● ヘディング、事故進展及び最終状態の説明 ● イベントツリー作成上の主要な仮定 	<p>①各起回事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能及び安全機能を達成するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シークエンスをイベントツリーとして展開した。イベントツリー図の作成に当たって、以下を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全機能及び成功基準の同定に基づきイベントツリーのヘディングを設定 ・事故進展を整理し、最終状態を明確化 ・イベントツリー作成上の主要な仮定について明確化 <p>（3.1.1.d. 事故シークエンス）</p>	<p>①各起回事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シークエンスをイベントツリーとして展開した。イベントツリー図の作成に当たって、以下を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全機能及び成功基準の同定に基づきイベントツリーのヘディングを設定 ・事故進展を整理し、最終状態を明確化 ・イベントツリー作成上の主要な仮定について明確化 <p>（3.1.1.d. 事故シークエンス）</p>	<p>①各起回事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能及び安全機能を達成するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シークエンスをイベントツリーとして展開した。イベントツリー図の作成に当たって、以下を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全機能及び成功基準の同定に基づきイベントツリーのヘディングを設定 ・事故進展を整理し、最終状態を明確化 ・イベントツリー作成上の主要な仮定について明確化 <p>（3.1.1.d. 事故シークエンス）</p>	<p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載充実のため（大飯と同様）
<p>e. システム信頼性</p> <p>①評価対象としたシステムとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価対象システム一覧 ● システムの概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定 <p>②システム信頼性評価手法</p>	<p>①評価対象としたシステムについては一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。</p> <p>（3.1.1.e. システム信頼性① 評価対象としたシステムとその説明）</p> <p>②システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し、信頼性を評価した。</p>	<p>①評価対象としたシステムについては一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。</p> <p>（3.1.1.e. システム信頼性① 評価対象としたシステムとその説明）</p> <p>②システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し、信頼性を評価した。</p>	<p>①評価対象としたシステムについては一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。</p> <p>（3.1.1.e. システム信頼性① 評価対象としたシステムとその説明）</p> <p>②システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し、信頼性を評価した。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>③システム信頼性評価の結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果 ● 主要なミニマルカットセット (FTを用いた場合) <p>④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p>	<p>③システム信頼性解析の結果について、起因事象ごとに結果が異なるものは起因事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。</p> <p>④1次冷却材ポンプシール LOCA などシステム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度については、その根拠を明確にした。</p>	<p>(3.1.1.e. システム信頼性② システム信頼性評価手法)</p> <p>③システム信頼性解析の結果について、起因事象ごとに結果が異なるものは起因事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。</p> <p>(3.1.1.e. システム信頼性③ システム信頼性評価の結果)</p> <p>④制御棒挿入失敗確率, S/R 弁開放失敗確率, S/R 弁再閉失敗確率についてシステム信頼性評価を実施せずに非信頼度を設定しており、その根拠を明確にした。</p> <p>(3.1.1.e. システム信頼性④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠)</p>	<p>(3.1.1.e. システム信頼性② システム信頼性評価手法)</p> <p>③システム信頼性解析の結果について、起因事象ごとに結果が異なるものは起因事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。</p> <p>(3.1.1.e. システム信頼性③ システム信頼性評価の結果)</p> <p>④1次冷却材ポンプシール LOCA 発生確率についてシステム信頼性評価を実施せずに非信頼度を設定しており、その根拠を明確にした。</p> <p>(3.1.1.e. システム信頼性④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠)</p>	<p>【女川】 ■設計の相違 (大飯と同様)</p>
<p>f. 信頼性パラメータ</p> <p>①非信頼度を構成する要素と評価式</p> <p>②機器故障率パラメータの一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 機器故障率パラメータの設定方法（機器の分類、機器の境界、故障モードの分類等） ● 機器故障率パラメータの一覧（故障モード、故障率等） ● 機器故障率パラメータの不確かさ幅 <p>③機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率</p> <p>④待機除外確率</p>	<p>①非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通要因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保修による待機除外データ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。</p> <p>②機器故障率パラメータについては主にNUCIAに従って、機器の分類、機器の境界、故障モードの分類を行った。</p> <p>③本評価では故障した機器の使命時間中の復旧は考慮していない。</p> <p>④待機除外確率は試験による待機除外、保修による待機除外を考慮しており、ともに供用可能時間と供用不能時間から確率を算出した。</p>	<p>①非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通要因故障パラメータ、試験又は保守作業による待機除外確率等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。</p> <p>(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ① 非信頼度を構成する要素と評価式)</p> <p>②機器故障率パラメータについては、原子力安全推進協会が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIAに従い、機器の分類、機器の境界、故障モードの分類を行った。</p> <p>(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ② 機器故障率パラメータの一覧)</p> <p>③本評価では外部電源の復旧に期待している。(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率)</p> <p>④待機除外確率は保守作業による待機除外を考慮しており、保守頻度と平均修復時間から確率を算出した。(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ④ 待機除外確率)</p>	<p>①非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通要因故障パラメータ、試験又は保修作業による待機除外確率等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。</p> <p>(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ① 非信頼度を構成する要素と評価式)</p> <p>②機器故障率パラメータについては原子力安全推進協会が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIAに従い、機器の分類、機器の境界、故障モードの分類を行った。</p> <p>(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ② 機器故障率パラメータの一覧)</p> <p>③本評価では故障した機器の使命時間中の復旧は考慮していない。(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率)</p> <p>④待機除外確率は試験又は保修作業による待機除外を考慮しており、ともに供用可能時間と供用不能時間から確率を算出した。(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ④ 待機除外確率)</p>	<p>【女川】 ■評価方針の相違 ・女川は軽微な不具合発生に伴う保守作業を主に考慮しているのに対し、泊は保安規定に定めるLOOの逸脱時に要求される措置として実施する「保修作業」を考慮（「保修作業」は保安規定に記載の用語）（大飯と同様） (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は機器（外部電源を含む）の復旧を考慮していない。 (大飯と同様)</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・女川は試験による待機除外確率は無視できるほど小さいと判断し、モデル化対象外としているが、泊はモデル化している。(大飯と同様)</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違 ・共用可能時間と保守頻度は逆数の関係、供用不能時間と平均修復時間は同等の関係であり、評価方針に相違はない。 (大飯と同様)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
⑤共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ	⑤共通要因故障の発生要因を分析し、考慮するものについてはMGLパラメータを使用した。	⑤共通要因故障の発生要因を分析し、考慮するものについてはMGLパラメータを使用した。 (3.1.1.f. 信頼性パラメータ ⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ)	⑤共通原因故障の発生要因を分析し、考慮するものについてはMGLパラメータを使用した。 (3.1.1.f. 信頼性パラメータ ⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ)	
g. 人的過誤 ①評価対象とした人的過誤及び評価結果 ● 人的過誤の評価に用いた手法 ● 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い ● 人的過誤評価結果 ● 人的過誤評価用いた主要な仮定	①人的過誤ではTHERP手法を用いて人的過誤率を評価した。人的過誤は起回事象発生前と起回事象発生後で分類し、さらに起回事象発生前は復旧忘れ、起回事象発生後は診断失敗、操作失敗、読み取り失敗と分類した。診断失敗は許容時間から人的過誤率を評価した。 人的過誤評価結果については、事故前及び事故後で一覧表で整理した。 発電所の運用を、人的過誤評価の主要な仮定に反映した。	①人的過誤ではTHERP手法を用いて人的過誤率を評価した。人的過誤は起回事象発生前と起回事象発生後で分類し、さらに起回事象発生前は復旧忘れ、起回事象発生後は診断失敗、操作失敗と分類した。診断失敗は許容時間から人的過誤率を評価した。人的過誤評価結果については、事故前及び事故後で一覧表として整理した。 なお、発電所の運用を、人的過誤評価の主要な仮定に反映した。 (3.1.1.g. 人的過誤)	①人的過誤ではTHERP手法を用いて人的過誤率を評価した。人的過誤は起回事象発生前と起回事象発生後で分類し、さらに起回事象発生前は復旧忘れ、起回事象発生後は診断失敗、操作失敗、読み取り失敗と分類した。診断失敗は許容時間から人的過誤率を評価した。人的過誤評価結果については、事故前及び事故後で一覧表として整理した。 なお、発電所の運用を、人的過誤評価の主要な仮定に反映した。 (3.1.1.g. 人的過誤)	【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は運転手順書の「読み取り失敗」に係る人的過誤を考慮している。 (大飯と同様)
h. 炉心損傷頻度 ①炉心損傷頻度の算出に用いた方法 ②炉心損傷頻度 ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ● 起回事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスと分析 ● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスの分析 ③重要度解析、不確実さ解析及び感度解析	①フォールトツリー結合法を用いて評価を行っている。計算コードRiskSpectrumを用いてイベントツリー解析、フォールトツリー解析を行い、炉心損傷頻度の算出を行った。 ②全炉心損傷頻度、起回事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスを整理し、結果の分析を行った。プラント損傷状態別炉心損傷頻度はレベル1PRAでは不要であるが、レベル1.5PRAを実施するために算出した。(レベル1.5PRA資料に記載) ③PRA結果の活用目的である事故シーケンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確実さ解析を実施した。また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を実施した。なお、対象項目として評価結果に影響を及ぼす可能性のある仮定、データ等を選定し感度解析を実施した。	①フォールトツリー結合法を用いて評価を行っている。計算コードRiskSpectrum*PSAを用いてイベントツリー解析、フォールトツリー解析を行い、炉心損傷頻度の算出を行った。 (3.1.1.h. 炉心損傷頻度 ① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法) ②全炉心損傷頻度、起回事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスを整理し、結果の分析を行った。プラント損傷状態別炉心損傷頻度はレベル1PRAでは不要であるが、レベル1.5PRAを実施するために算出した。(レベル1.5PRA資料に記載) (3.1.1.h. 炉心損傷頻度② 炉心損傷頻度) ③炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で、重要度解析を実施した。また、PRA結果の活用目的である事故シーケンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確実さ解析を実施した。なお、対象項目として評価結果に影響を及ぼす可能性のある仮定、データ等を選定し感度解析を実施した。(3.1.1.h. 炉心損傷頻度③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析)	①フォールトツリー結合法を用いて評価を行っている。計算コードRiskSpectrum*PSAを用いてイベントツリー解析、フォールトツリー解析を行い、炉心損傷頻度の算出を行った。 (3.1.1.h. 炉心損傷頻度 ① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法) ②全炉心損傷頻度、起回事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シーケンスを整理し、結果の分析を行った。プラント損傷状態別炉心損傷頻度はレベル1PRAでは不要であるが、レベル1.5PRAを実施するために算出した。(レベル1.5PRA資料に記載) (3.1.1.h. 炉心損傷頻度② 炉心損傷頻度) ③炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を実施した。また、PRA結果の活用目的である事故シーケンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確実さ解析を実施した。なお、対象項目として評価結果に影響を及ぼす可能性のある仮定、データ等を選定し感度解析を実施した。(3.1.1.h. 炉心損傷頻度③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析)	【女川】 ■記載表現の相違 ・記載の適正化 (大飯と同様)

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. レベル1 PRA</p> <p>3. 1 内部事象（停止時）</p> <p>a. 対象プラント</p> <p>①対象とするプラントの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 設計基準事故対処設備であり、重大事故等の対処に用いる設備（以下「対処設備」という。）等、PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明 <p>②停止時のプラント状態の推移（停止時PRAのみ）</p> <p>③プラント状態分類（停止時PRAのみ）</p> <ul style="list-style-type: none"> ● プラント状態分類の考え方 ● プラント状態の分類結果 	<p>①PRAの中で考慮する設備を、プラント仕様や必要となる系統毎に整理した。</p> <p>②停止時のプラント状態の推移を図に整理した。</p> <p>③原子炉冷却材のインベントリ（水位、温度、圧力などのプラントパラメータの類似性、保守点検状況に応じた緩和設備の使用可能性、起回事象、成功基準、時間余裕に関する類似性の観点から、評価対象期間を15のPOS(Plant Operational State)に分類し、POS4,5,9,10,12を評価対象とした。</p>	<p>①PRAの中で考慮する設備を、プラント仕様や必要となる系統ごとに整理した。(3.1.2.a. 対象プラント ①対象とするプラントの説明)</p> <p>②停止時のプラント状態の推移を図に整理した。(3.1.2.a. 対象プラント ②停止時のプラント状態の推移)</p> <p>③原子炉冷却材のインベントリ（水位、温度、圧力などのプラントパラメータの類似性、保守点検状況に応じた緩和設備の使用可能性、起回事象、成功基準、時間余裕に関する類似性の観点から、分類を行った。(3.1.2.a. 対象プラント ③プラント状態分類)</p>	<p>①PRAの中で考慮する設備を、プラント仕様や必要となる系統ごとに整理した。(3.1.2.a. 対象プラント ①対象とするプラントの説明)</p> <p>②停止時のプラント状態の推移を図に整理した。(3.1.2.a. 対象プラント ②停止時のプラント状態の推移)</p> <p>③原子炉冷却材のインベントリ（水位、温度、圧力などのプラントパラメータの類似性、保守点検状況に応じた緩和設備の使用可能性、起回事象、成功基準、時間余裕に関する類似性の観点から、評価対象期間を15のプラント状態分類(POS:Plant Operational State)に分類し、POS4,5,9,10,12を評価対象とした。(3.1.2.a. 対象プラント ③プラント状態分類)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・記載充実のため（大飯と同様）
<p>b. 起回事象</p> <p>①評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起回事象リスト、説明及び発生頻度 <p>● 起回事象の抽出の方法、グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法</p> <p>● 対象外とした起回事象と、対象外とした理由</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 炉心損傷に波及する可能性がある事象を選定した。また、その事象の説明及び発生頻度を整理した。 <p>● PRAで考慮する起回事象をPOS毎に同定した。網羅的に同定するため以下の手法により体系的に分析・抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力施設運転管理年報等による国内プラントのトラブル事例のレビュー ・マスターロジックダイアグラムに基づく分析 ・既往のPRA等による、国内外における起回事象に関する評価事例の分析 <ul style="list-style-type: none"> ● 発生の可能性が極めて低いか、または発生を仮定してもその影響が限定される起回事象は評価対象外とした。 	<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷に波及する可能性がある事象を選定した。また、その事象の説明及び発生頻度を整理した。(3.1.2.b. 起回事象 ①(1)起回事象の選定、(4)起回事象の発生頻度評価) <p>● PRAで考慮する起回事象をプラント状態分類(POS)毎に同定した。網羅的に同定するため以下の手法により体系的に分析・抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力施設運転管理年報等による国内プラントのトラブル事例のレビュー ・マスターロジックダイアグラムに基づく分析 ・既往のPRA等による、国内外における起回事象に関する評価事例の分析 <p>(3.1.2.b. 起回事象 ①(3)起回事象のグループ化、(4)起回事象の発生頻度評価)</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 発生の可能性が極めて低いか又は発生を仮定してもその影響が限定される起回事象は評価対象外とした。(3.1.2.b. 起回事象 ①(2)同定した起回事象の除外) 	<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷に波及する可能性がある事象を選定した。また、その事象の説明及び発生頻度を整理した。(3.1.2.b. 起回事象 ①(1)起回事象の選定、(4)起回事象の発生頻度評価) <p>● PRAで考慮する起回事象をPOS毎に同定した。網羅的に同定するため以下の手法により体系的に分析・抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力施設運転管理年報等による国内プラントのトラブル事例のレビュー ・マスターロジックダイアグラムに基づく分析 ・既往のPRA等による、国内外における起回事象に関する評価事例の分析 <p>(3.1.2.b. 起回事象 ①(3)起回事象のグループ化、(4)起回事象の発生頻度評価)</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 発生の可能性が極めて低いか又は発生を仮定してもその影響が限定される起回事象は評価対象外とした。(3.1.2.b. 起回事象 ①(2)同定した起回事象の除外) 	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・3.1 a. ③で読み替えている（大飯と同様）
<p>c. 成功基準</p> <p>①成功基準の一覧表</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 炉心損傷の定義 <p>● 起回事象ごとの成功基準の一覧表</p>	<p>● 炉心損傷を有効燃料長頂部が露出した状態、又は、ほう素希釈時に未臨界を維持できない状態（未臨界維持機能喪失時）として定義した。</p> <p>● 安全機能として期待できるか否かの判断基準として、除熱機能の観点から起回事象毎に一覧表として整理した。</p>	<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 「有効燃料長頂部が露出した状態。」と設定した。(3.1.2.c. 成功基準 ①(1) 炉心損傷判定条件) <p>● 注水機能及び除熱機能の観点から、成功基準の一覧表を起回事象ごとに整理した。</p>	<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 炉心損傷を有効燃料長頂部が露出した状態、又は、ほう素希釈時に未臨界を維持できない状態（未臨界維持機能喪失時）として定義した。(3.1.2.c. 成功基準 ①(1) 損傷判定条件) <p>● 注水機能及び除熱機能の観点から、成功基準の一覧表を起回事象ごとに整理した。</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊はPWR特有のシナリオ(希釈時未臨界維持失敗)に関する成功基準を追加している。（大飯と同様）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>● 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間</p> <p>● 成功基準設定のために熱水力学解析等を実施した場合は使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性</p>	<p>● 運転員操作を必要とする設備の余裕時間については診断余裕時間として評価、設定した。また、使命時間については、事故後24時間まで安定冷却が可能であれば、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作に期待できると判断し、使命時間を「24時間」と設定した。</p> <p>● 成功基準設定のために熱水力学解析を実施していない。</p>	<p>(3.1.2.c. 成功基準 ①(2)起因事象ごとの成功基準)</p> <p>● 運転員操作を必要とする設備の時間余裕について評価、設定した。また、事故シナリオの特性及び緩和設備の能力に基づいて、プラントを安定な状態とすることが可能な時間として使命時間を24時間と設定した。(3.1.2.c. 成功基準 ①(3)対処設備作動までの余裕時間及び使命時間)</p> <p>● 成功基準設定のために熱水力学解析を実施していない。(3.1.2.c. 成功基準 ①(4)熱水力学解析等の解析結果、及び解析コードの検証性)</p>	<p>(3.1.2.c. 成功基準 ①(2)起因事象ごとの成功基準)</p> <p>● 運転員操作を必要とする設備の時間余裕について評価、設定した。また、使命時間については、事故後24時間まで安定冷却が可能であれば、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作が期待できると判断し、使命時間を24時間と設定した。(3.1.2.c. 成功基準 ①(3)対処設備作動までの余裕時間及び使命時間)</p> <p>● 成功基準設定のために熱水力学解析を実施していない。(3.1.2.c. 成功基準 ①(4)熱水力学解析等の解析結果、及び解析コードの検証性)</p>	<p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・記載の充実</p> <p>・使命時間は学会標準の観点を踏まえて24時間を設定しており、女川と評価方針の相違はない。</p> <p>(大飯と同様)</p>
<p>d. 事故シナシス</p> <p>①イベントツリー</p> <p>● イベントツリー図</p> <p>● ヘディング、事故進展及び最終状態の説明</p> <p>● イベントツリー作成上の主要な仮定</p>	<p>①各起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能及び安全機能を達成するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シナシスをイベントツリーとして展開した。イベントツリー図の作成に当たって、以下を実施した。</p> <p>・安全機能及び成功基準の同定に基づきイベントツリーのヘディングを設定</p> <p>・事故進展を整理し、最終状態を明確化</p> <p>・イベントツリー作成上での仮定について明確化</p>	<p>①各起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シナシスをイベントツリーとして展開した。</p> <p>イベントツリー図の作成に当たって、以下を実施した。</p> <p>・安全機能及び成功基準の同定に基づきイベントツリーのヘディングを設定</p> <p>・事故進展を整理し、最終状態を明確化</p> <p>・イベントツリー作成上の主要な仮定について明確化</p> <p>(3.1.2.d. 事故シナシス)</p>	<p>①各起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能及び安全機能を達成するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シナシスをイベントツリーとして展開した。</p> <p>イベントツリー図の作成に当たって、以下を実施した。</p> <p>・安全機能及び成功基準の同定に基づきイベントツリーのヘディングを設定</p> <p>・事故進展を整理し、最終状態を明確化</p> <p>・イベントツリー作成上の主要な仮定について明確化</p> <p>(3.1.2.d. 事故シナシス)</p>	<p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・記載充実のため(大飯と同様)</p>
<p>e. システム信頼性</p> <p>①評価対象としたシステムとその説明</p> <p>● 評価対象システム一覧</p> <p>● システムの概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定</p> <p>②システム信頼性評価手法</p> <p>③システム信頼性評価の結果</p> <p>● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果</p> <p>● 主要なミニマルカットセット (FTを用いた場合)</p> <p>④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p>	<p>①評価対象としたシステムについては一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。</p> <p>②システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し、信頼性を評価した。</p> <p>③システム信頼性解析の結果について、起因事象ごとに結果が異なるものは起因事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。</p> <p>④システム信頼性評価をせずに設定した非信頼度はない。</p>	<p>①評価対象としたシステムについては一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。(3.1.2.e. システム信頼性 ①評価対象としたシステムとその説明)</p> <p>②システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し、信頼性を評価した。(3.1.2.e. システム信頼性 ②システム信頼性評価手法)</p> <p>③システム信頼性解析の結果について、起因事象ごとに結果が異なるものは起因事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。(3.1.2.e. システム信頼性 ③システム信頼性評価の結果)</p> <p>④システム信頼性評価をせずに設定した非信頼度はない。(3.1.2.e. システム信頼性 ④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠)</p>	<p>①評価対象としたシステムについては一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。(3.1.2.e. システム信頼性 ①評価対象としたシステムとその説明)</p> <p>②システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し、信頼性を評価した。(3.1.2.e. システム信頼性 ②システム信頼性評価手法)</p> <p>③システム信頼性解析の結果について、起因事象ごとに結果が異なるものは起因事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。(3.1.2.e. システム信頼性 ③システム信頼性評価の結果)</p> <p>④システム信頼性評価をせずに設定した非信頼度はない。(3.1.2.e. システム信頼性 ④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠)</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
f. 信頼性パラメータ ①非信頼度を構成する要素と評価式 ②機器故障率パラメータの一覧 ● 機器故障率パラメータの設定方法（機器の分類、機器の境界、故障モードの分類等） ● 機器故障率パラメータの一覧（故障モード、故障率等） ● 機器故障率パラメータの不確かさ幅 ③機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率 ④待機除外確率 ⑤共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ	①非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通原因故障パラメータ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。 ②機器故障率パラメータについては主にNUCIAに従って、機器の分類、機器の境界、故障モードの分類を行った。 ③本評価では故障した機器の使命時間中の復旧は考慮していない。 ④定期検査期間中には、出力運転中と異なり、検査・保守を実施するために系統や機器を待機除外とする期間がある。この期間は定期検査によって変わり得るが、本評価では保安規定で定める運転上の制限を考慮し、設備の冗長性が最も小さくなる状態を仮定して、保守的に各POSに対する待機状態を設定した。 ⑤共通原因故障の発生要因を分析し、考慮するものについてはMGLパラメータを使用した。	①非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通要因故障パラメータ、試験又は保守作業による待機除外確率等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。 (3.1.2.f. 信頼性パラメータ ①非信頼度を構成する要素と評価式) ②機器故障率パラメータについては、原子力安全推進協会が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIAに従い、機器の分類、機器の境界、故障モードの分類を行った。 (3.1.2.f. 信頼性パラメータ ②機器故障率パラメータの一覧) ③本評価では外部電源の復旧に期待している。(3.1.2.f. 信頼性パラメータ ③機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率) ④定期検査期間中には、出力運転中と異なり、検査・保守を実施するために系統や機器を待機除外とする期間がある。系統や機器の待機除外状態は、POSの中で直接考慮した。 (3.1.2.f. 信頼性パラメータ ④待機除外確率) ⑤共通要因故障の発生要因を分析し、考慮するものについてはMGLパラメータを使用した。 (3.1.2.f. 信頼性パラメータ ⑤共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ)	①非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通要因故障パラメータ、試験又は保守作業による待機除外確率等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。 (3.1.2.f. 信頼性パラメータ ①非信頼度を構成する要素と評価式) ②機器故障率パラメータについては、原子力安全推進協会が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIAに従い、機器の分類、機器の境界、故障モードの分類を行った。 (3.1.2.f. 信頼性パラメータ ②機器故障率パラメータの一覧) ③本評価では故障した機器の使命時間中の復旧は考慮していない。(3.1.2.f. 信頼性パラメータ ③機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率) ④定期検査期間中には、出力運転中と異なり、検査・保守を実施するために系統や機器を待機除外とする期間がある。この期間は定期検査によって変わり得るが、本評価では保安規定で定める運転上の制限を考慮し、設備の冗長性が最も小さくなる状態を仮定して、保守的に各POSに対する待機状態を設定した。 (3.1.2.f. 信頼性パラメータ ④待機除外確率) ⑤共通原因故障の発生要因を分析し、考慮するものについてはMGLパラメータを使用した。 (3.1.2.f. 信頼性パラメータ ⑤共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ)	【大飯】 ■記載表現の相違 ・女川に記載統一 ・大飯は「等」の中に試験又は保守作業による待機除外確率を含んでおり、評価方針の相違はない。 【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は機器（外部電源を含む）の復旧を考慮していない。（大飯と同様） 【女川】 ■記載方針の相違 ・記載充実のため（大飯と同様）
g. 人的過誤 ①評価対象とした人的過誤及び評価結果 ● 人的過誤の評価に用いた手法 ● 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い ● 人的過誤評価結果 ● 人的過誤評価に用いた主要な仮定	①人的過誤ではTHERP手法を用いて人的過誤率を評価した。人的過誤は起回事象発生前と起回事象発生後で分類し、さらに起回事象発生前は復旧忘れ、起回事象発生後は診断失敗、操作失敗、読み取り失敗と分類した。診断失敗は許容時間から人的過誤率を評価した。 人的過誤評価結果については、一覧表で整理した。 発電所の運用を、人的過誤評価の主要な仮定に反映した。	①人的過誤ではTHERP手法を用いて人的過誤率を評価した。人的過誤は起回事象発生前と起回事象発生後で分類し、さらに起回事象発生前は復旧忘れ、起回事象発生後は診断失敗、操作失敗と分類した。診断失敗は許容時間から人的過誤率を評価した。 人的過誤評価結果については、事故前及び事故後で一覧表として整理した。 なお、発電所の運用を、人的過誤評価の主要な仮定に反映した。 (3.1.2.g. 人的過誤)	①人的過誤ではTHERP手法を用いて人的過誤率を評価した。人的過誤は起回事象発生前と起回事象発生後で分類し、さらに起回事象発生前は復旧忘れ、起回事象発生後は診断失敗、操作失敗、読み取り失敗と分類した。診断失敗は許容時間から人的過誤率を評価した。 人的過誤評価結果については、事故前及び事故後で一覧表として整理した。 なお、発電所の運用を、人的過誤評価の主要な仮定に反映した。 (3.1.2.g. 人的過誤)	【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は運転手順書の「読み取り失敗」に係る人的過誤を考慮している。 (大飯と同様)

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>h. 炉心損傷頻度</p> <p>①炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>②炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナシと分析 ● 起回事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナシと分析 ● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナシの分析 <p>③重要度解析、不確実さ解析及び感度解析</p>	<p>イベントツリー結合法を用いて評価を行っている。計算コード Riskman を用いてイベントツリー解析、フォールトツリー解析を行い、炉心損傷頻度の算出を行った。</p> <p>②全炉心損傷頻度、起回事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナシを整理し、結果の分析を行った。プラント損傷状態別炉心損傷頻度はレベル1PRA では不要であるため、評価を省略した。</p> <p>③PRA 結果の活用目的である事故シナシグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確実さ解析を実施した。また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を実施した。さらに、対象項目として評価結果に影響を及ぼす可能性のある仮定、データ等を選定し感度解析を実施した。</p>	<p>①フォールトツリー結合法を用いて評価を行っている。計算コード RiskSpectrum*PSA を用いてイベントツリー解析、フォールトツリー解析を行い、炉心損傷頻度の算出を行った。</p> <p>(3.1.2.h. 炉心損傷頻度 ①炉心損傷頻度の算出に用いた方法)</p> <p>②全炉心損傷頻度、起回事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナシを整理し、結果の分析を行った。プラント損傷状態別炉心損傷頻度はレベル1PRA では不要なため、評価を省略した。(3.1.2.h. 炉心損傷頻度 ②炉心損傷頻度)</p> <p>③炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で、重要度解析を実施した。また、PRA 結果の活用目的である事故シナシグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確実さ解析を実施した。なお、対象項目として評価結果に影響を及ぼす可能性のある仮定、データ等を選定し感度解析を実施した。(3.1.2.h. 炉心損傷頻度③重要度解析、不確実さ解析及び感度解析)</p>	<p>①フォールトツリー結合法を用いて評価を行っている。計算コード RiskSpectrum*PSA を用いて、イベントツリー解析、フォールトツリー解析を行い、炉心損傷頻度の算出を行った。</p> <p>(3.1.2.h. 炉心損傷頻度 ①炉心損傷頻度の算出に用いた方法)</p> <p>②全炉心損傷頻度、起回事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナシを整理し、結果の分析を行った。プラント損傷状態別炉心損傷頻度はレベル1PRA では不要なため、評価を省略した。(3.1.2.h. 炉心損傷頻度 ②炉心損傷頻度)</p> <p>③炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を実施した。また、PRA 結果の活用目的である事故シナシグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確実さ解析を実施した。なお、対象項目として評価結果に影響を及ぼす可能性のある仮定、データ等を選定し感度解析を実施した。(3.1.2.h. 炉心損傷頻度③重要度解析、不確実さ解析及び感度解析)</p>	<p>【大飯】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・使用する計算コードは異なるが、イベントツリー解析及びフォールトツリー解析によって炉心損傷頻度の算出を行う評価プロセスに相違はない。</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

第37条 付録1 事故シナエンスグループ及び重要事故シナエンス等の選定について
 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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 2 外部事象（地震）</p> <p>a. 対象プラントと事故シナリオ</p> <p>①対象とするプラントの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 地震 PRA の中で考慮する設備の一覧及び設備の説明 ● ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果 <p>②地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 事故シナリオの分析・選定とスクリーニングの説明 ● 事故シナリオと起因事象の分析結果 ● 機器リストの作成結果 	<p>①プラント構成・特性に関する内部事象出力時レベル1PRAで収集した設計情報に加え、地震レベル1PRAを実施するために、耐震性や機器配置など、地震固有の観点で必要な情報を収集・分析した。</p> <p>また、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び、検討したシナリオの妥当性確認のため、当該プラントにおける地震プラントウォークダウンを実施し、地震PRAの観点で重要な機器を対象に、主に以下の観点について問題ないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐震安全性の確認 ・二次的影響の確認 ・必要に応じた地震後のアクセス性の確認 <p>②地震の事故シナリオとして想定されるものを挙げ、スクリーニングするものについてはその内容を明記した。明確になった地震事故シナリオにより誘発される起因事象の分析を実施し、以下の起因事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器バイパス ・大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA) ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器損傷 ・制御建屋損傷 ・原子炉補機冷却機能喪失+RCP シールLOCA ・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 ・複数の信号系損傷 ・燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失 ・大破断LOCA ・中破断LOCA ・小破断LOCA (極小LOCAを含む) ・2次冷却系の破断 ・主給水流量喪失 ・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 	<p>① 内部事象運転時レベル 1PRA において収集したプラント構成・特性等に関する情報の他、配置関連設計図書等により地震レベル 1PRA に必要な情報を収集・整理した。また、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び検討したシナリオの妥当性確認のために、女川原子力発電所2号炉においてプラントウォークダウンを実施し、以下の点について問題がないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐震安全性の確認 ・二次的影響の確認 <p>(3.2.1.a. 対象プラントと事故シナリオ ①対象とするプラントの説明)</p> <p>② 地震により炉心損傷に至る事故シナリオを抽出し、スクリーニングで除外するシナリオについてはその内容を明記した。除外されずに残った事故シナリオを分析し、以下の起因事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器バイパス ・ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E-LOCA) ・原子炉建屋損傷 ・格納容器損傷 ・制御建屋損傷 ・計測・制御系喪失 ・外部電源喪失 ・圧力容器損傷 ・直流電源喪失 ・交流電源・原子炉補機冷却系喪失 	<p>① 内部事象運転時レベル 1PRA において収集したプラント構成・特性等に関する情報の他、配置関連設計図書等により地震レベル 1PRA に必要な情報を収集・整理した。また、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び検討したシナリオの妥当性確認のために、泊発電所3号炉においてプラントウォークダウンを実施し、以下の点について問題がないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐震安全性の確認 ・二次的影響の確認 ・必要に応じた地震後のアクセス性の確認 <p>(3.2.1.a. 対象プラントと事故シナリオ ①対象とするプラントの説明)</p> <p>② 地震により炉心損傷に至る事故シナリオを抽出し、スクリーニングで除外するシナリオについてはその内容を明記した。除外されずに残った事故シナリオを分析し、以下の起因事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器バイパス ・大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA) ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉補助建屋損傷 ・電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失 ・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 ・複数の信号系損傷 ・燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失 ・大破断LOCA ・中破断LOCA ・小破断LOCA (極小LOCAを含む) ・2次冷却系の破断 ・主給水流量喪失 ・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> 追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】 </div>	<p>【大飯】 ■記載表現の相違 ・女川に記載統一 (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は地震後の操作を考慮する機器についてアクセス性を確認している。(大飯と同様)</p> <p>【女川】 ■炉型の相違 ・炉型が異なり、抽出される起因事象が異なるため、大飯と比較する。(着色せず)</p> <p>【女川】 ・泊の構成に合わせて女川の起因事象の記載順序を入れ替えている</p> <p>【大飯】 ■名称の相違 ・制御建屋損傷⇔原子炉補助建屋損傷 ・原子炉補機冷却機能喪失+RCP シールLOCA⇔電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失 (泊は別添の記載に統一) (以下、相違理由説明を省略)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>また、以上の事項を活用し、地震による機器ごとの損傷モード（構造損傷・機能損傷）によるプラントへの影響を整理し、対象となる建屋・機器リストを作成した。</p>	<p>地震レベル1PRAの評価対象設備を以下のように分類し、建屋・機器リストを作成した。 ・起因事象を引き起こす設備 ・起因事象を緩和する設備 (3.2.1.a.対象プラントと事故シナリオ ②地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析)</p>	<p>地震レベル1PRAの評価対象設備を以下のように分類し、建屋・機器リストを作成した。 ・起因事象を引き起こす設備 ・起因事象を緩和する設備 (3.2.1.a.対象プラントと事故シナリオ ②地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析)</p>	<p>追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】</p>
<p>b. 地震ハザード ①地震ハザード評価の方法 ● 新規制基準（地震）にて策定された基準地震動の超過確率の算出に用いた地震ハザード評価に用いた手法の説明 ②地震ハザード評価に当たっての主要な仮定 ● 震源モデル、地震動伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確かさ要因の分析結果の説明 ● 不確かさ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明 ③地震ハザード評価結果 ● 作成したロジックツリーを用いた地震ハザード曲線群の算出と、各ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明 ● 地震ハザード評価結果に基づくフラジリティ評価用地震動の作成方法の説明</p>	<p>①「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007（日本原子力学会）」（以下、「地震PSA学会標準」という。）の方法に基づき評価した。 ②特定震源モデルに基づく評価のうち、主要活断層震源モデルとして、敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層として、敷地周辺の地質調査結果等に基づいて設定された活断層をモデル化した。また、その他の活断層震源モデルとして、主要活断層震源モデル以外の活断層を対象に、基本的にサイトから100km以内にある「新編 日本の活断層」に掲載されている確実度Ⅰ及びⅡの活断層をモデル化した。 領域震源モデルについては、萩原（1991）及び垣見・他（2003）の領域区分に基づき、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値をもとに設定した。 地震動伝播モデルとしてはNoda et al.（2002）による距離減衰式を用いた。また、ロジックツリーにおいて内陸補正の有無を考慮した。 ③上記により平均地震ハザード曲線及びフラクタル地震ハザード曲線を作成した。また、基準地震動の応答スペクトルと年超過確率毎の1様ハザードスペクトルを比較した。 年超過確率 10^{-4} の1様ハザードスペクトルに適合する模擬波は、経時特性を基準地震動の策定と同様にNoda et al.（2002）に基づき地震規模 $M=7.8$、等価震源距離 $X_{eq}=60\text{km}$ として設定した。</p>	<p>①日本原子力学会標準「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015」の方法に基づき評価した。（3.2.1.b.確率論的地震ハザード ①確率論的地震ハザード評価の方法） ②特定震源モデルに基づく評価のうち、海溝型地震については、東北地方太平洋沖地震及び宮城県沖地震を特定地震としてモデル化し、内陸地殻内地震については、敷地から100km以内にある「新編 日本の活断層」に掲載されている確実度Ⅰ及びⅡの活断層と敷地周辺の地質調査結果に基づいて評価した活断層等をモデル化した。 領域震源モデルについては、海溝型地震、内陸地殻内地震ともに、その領域区分に基づき、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値をもとに設定した。 地震動伝播モデルはNoda et al.（2002）による距離減衰式、断層モデル手法を用い、距離減衰式には観測記録を用いた補正及び内陸補正を考慮した。 震源モデル及び地震動伝播モデルにおいて設定した各モデルロジックツリーの作成では、震源モデル及び地震動伝播モデルの設定において、選定した認識論的不確かさ要因から確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす要因を選定した。検用地震については、詳細なロジックツリーに展開して評価した。ロジックツリーの各分岐の重みについて、過去の地震等を参考に設定した。（3.2.1.b.確率論的地震ハザード ②確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定） ③上記により平均地震ハザード曲線及びフラクタル地震ハザード曲線を作成した。また、基準地震動の応答スペクトルと年超過確率毎の1様ハザードスペクトルを比較した。 フラジリティ評価用地震動の目標スペクトルは、1様ハザードスペクトルを基準化し、基準地震動の地震動特性を踏まえて設定した。また、模擬地震波の経時特性を $M=8.3$、等価震源距離 $X_{eq}=132\text{km}$ として設定した。（3.2.1.b.確率論的地震ハザード ③確率論的地震ハザード評価結果）</p>	<p>①日本原子力学会標準「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015」の方法に基づき評価した。（3.2.1.b.確率論的地震ハザード ①確率論的地震ハザード評価の方法） ②特定震源モデルについては、敷地から100km程度以内にある地質調査結果に基づく断層及び「新編 日本の活断層」に掲載されている確実度Ⅰ及びⅡの活断層をモデル化した。 領域震源モデルについては、萩原（1991）及び垣見ほか（2003）の領域区分に基づき、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値をもとに設定した。 地震動伝播モデルとしては、Noda et al.（2002）による距離減衰式を用いた。また、ロジックツリーにおいて内陸補正の有無及び観測記録に基づいた補正の有無を考慮した。 ロジックツリーの作成では、震源モデル及び地震動伝播モデルの設定において、選定した認識論的不確かさ要因から確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす要因を選定した。検用地震については、詳細なロジックツリーに展開して評価した。ロジックツリーの各分岐の重みについて、過去の地震等を参考に設定した。（3.2.1.b.確率論的地震ハザード ②確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定） ③上記により平均ハザード曲線及びフラクタル地震ハザード曲線を作成した。また、基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルを比較した。 フラジリティ評価用地震動は、年超過確率 10^{-4} の1様ハザードスペクトルの形状に適合する模擬波とした。模擬波の経時特性はNoda et al.（2002）に基づき地震規模 $M=8.2$、等価震源距離 $X_{eq}=107\text{km}$ として設定した。（3.2.1.b.確率論的地震ハザード ③確率論的地震ハザード評価結果）</p>	<p>【大飯】 ・泊は最新の学会標準を参照して評価をしている。（女川と同様） 【女川】【大飯】 ■記載表現の相違 ・「3.2.1.b.確率論的地震ハザード」については、地震・津波側の審査において提示するため、表現の相違理由については記載を省略する。 【女川】 ■個別評価による相違 ・泊と女川では地震発生様式等が異なることから、地震ハザード評価が異なる。（以降、大飯との相違も含めて、相違理由説明を省略）</p>
			<p>追而【地震ハザード評価結果を反映】</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 建屋・機器のフラジリティ</p> <p>①評価対象と損傷モードの設定</p> <p>②フラジリティの評価方法の選択</p> <p>③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）</p> <p>④フラジリティ評価における耐力情報</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布 ● 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】 ● 機能限界値の諸元【機能損傷の場合】 <p>⑤フラジリティ評価における応答情報</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布 ● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】 ● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答【機能損傷の場合】 <p>⑥建物・機器のフラジリティ評価結果</p>	<p>①～⑥</p> <p>以下の手順でフラジリティ評価を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価対象と損傷モードの設定 ・評価手法の選択 <ul style="list-style-type: none"> ・現実的耐力の評価 ・現実的応答の評価 ・フラジリティの評価 <p>建屋フラジリティは現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）、機器フラジリティは耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）を評価手法として採用した。</p> <p>建屋の評価は地震 PSA 学会標準に準拠した手法とし、確率論的応答解析を実施した。</p> <p>また、各機器に対する耐震計算結果・加振試験結果・文献値等をもとに、現実的耐力・応答を評価してフラジリティを算出した。なお、構造損傷モードについては、機器の損傷に対して支配的となる部位のフラジリティを当該機器のフラジリティとして出力している。</p>	<p>①～⑥</p> <p>以下の手順でフラジリティ評価を実施した。</p> <ol style="list-style-type: none"> 評価対象と損傷モードの設定 評価方法の選択 評価上の不確かさ、応答係数等の設定 現実的耐力の評価 現実的応答の評価 フラジリティの評価 <p>建屋フラジリティは「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」、機器フラジリティは「耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）」を評価方法として採用した。</p> <p>また、各機器に対する耐震評価結果、加振試験結果、文献値等を基に、現実的耐力と現実的応答を評価してフラジリティを算出した。なお、構造強度に関する評価では、機器の損傷に支配的となる部位に着目して評価を行った。（3.2.1.c. 建屋・機器フラジリティ）</p>	<p>①～⑥</p> <p>以下の手順でフラジリティ評価を実施した。</p> <ol style="list-style-type: none"> 評価対象と損傷モードの設定 評価方法の選択 評価上の不確かさ、応答係数等の設定 現実的耐力の評価 現実的応答の評価 フラジリティの評価 <p>建屋フラジリティは「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」、機器フラジリティは「耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）」を評価方法として採用した。</p> <p>建屋の評価は地震 PSA 学会標準に準拠した手法とし、確率論的応答解析を実施した。</p> <p>また、各機器に対する耐震評価結果、加振試験結果、文献値等を基に、現実的耐力と現実的応答を評価してフラジリティを算出した。なお、構造強度に関する評価では、機器の損傷に支配的となる部位に着目して評価を行った。（3.2.1.c. 建屋・機器フラジリティ）</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 評価方針の相違 ・女川は物性値に中央値を与えた応答解析結果を元に現実的応答を算出しているが、泊は確率論的応答解析結果より各ケースの重みを考慮して算出している（大飯と同様）
<p>d. 事故シーケンス</p> <p>(1) 起因事象</p> <p>①評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 地震により誘発される起因事象の選定方法とその結果 ● グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法 ● 対象外とした起因事象と、対象外とした理由 ● 地震固有の事象とその取扱い 	<p>(1) ①</p> <p>以下の手順で事故シーケンス評価を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・起因事象の設定 ・事故シーケンスのモデル化 ・システムのモデル化 ・事故シーケンスの定量化 <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器バイパス ・ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (E-LOCA) ・原子炉建屋損傷 ・格納容器損傷 ・制御建屋損傷 <ul style="list-style-type: none"> ・計測・制御系喪失 	<p>(1)</p> <p>①3.2.1.a②「地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析」にて選定した起因事象を対象とした。グループ化した起因事象及び対象外とした起因事象はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器バイパス ・大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA) ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉補助建屋損傷 ・電動弁損傷による原子炉補助冷却機能喪失 ・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 ・複数の信号系損傷 ・燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失 	<p>(1)</p> <p>①3.2.1.a②「地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析」にて選定した起因事象を対象とした。グループ化した起因事象及び対象外とした起因事象はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器バイパス ・大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA) ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉補助建屋損傷 ・電動弁損傷による原子炉補助冷却機能喪失 ・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 ・複数の信号系損傷 ・燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失 	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載方針の相違 ・女川実績の反映 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 炉型の相違 ・炉型が異なるため、抽出される起因事象が異なる。（着色せず） （大飯に記載はないが、泊と同様の結果となっている） <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊の構成に合わせて女川の起因事象の記載順序を入れ替えている

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>②階層イベントツリーとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起因事象の階層化の考え方、イベントツリーとその説明 	<p>(1) ②</p> <p>選定した起因事象に対して、先行するヘディングにある起因事象は後続のヘディングにある起因事象が重畳した場合でもその影響を包含できるように設定した階層ツリーにより事故シナリオを整理した。</p>	<p>・外部電源喪失</p> <p>・圧力容器損傷</p> <p>・直流電源喪失</p> <p>・交流電源・原子炉補機冷却系喪失</p> <p>②階層イベントツリーのヘディングは、内部事象レベル1 PRAと地震 PRA との境界を明確にするために地震による外部電源喪失を先頭とし、以降、各起因事象を発生時の影響の大きい順に配列した。</p> <p>(3.2.1.d. 事故シークエンス①起因事象)</p>	<p>・大破断 LOCA、中破断 LOCA、小破断 LOCA</p> <p>・2次冷却系の破断</p> <p>・原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>・外部電源喪失</p> <p>・主給水流量喪失</p> <p>・ATWS</p> <p>②階層イベントツリーのヘディングは、各起因事象を発生時の影響の大きい順に配列し、先行するヘディングにあるすべての起因事象が発生しない場合は、主給水流量喪失が発生するものとした。</p> <p>(3.2.1.d. 事故シークエンス①起因事象)</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は外部電源喪失の発生の有無を内部事象PRAと地震PRAの境界とはしておらず、地震により外部電源が健全な場合でも地震 PRA の評価範囲としている（大飯と同様）</p> <p>・泊は常用系で耐震クラスの低い主給水系の機器損傷による主給水流量喪失が必ず発生するものとしている（大飯と同様）</p>
<p>(2) 成功基準</p> <p>①成功基準の一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起因事象ごとの成功基準 ● 炉心損傷の定義 ● 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間 ● 成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合は使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性 	<p>(2) ①</p> <p>炉心損傷を防止するための緩和系の成功基準は、地震時においても内部事象と相違ない。したがって、成功基準は内部事象と同様のものを採用する。</p>	<p>(2)</p> <p>①炉心損傷の定義、炉心損傷を防止するための緩和系の成功基準並びに余裕時間は内部事象運転時レベル1 PRA と相違がない。ただし、同様の系統は完全相関を仮定しているため、事故緩和に必要な系統数は考慮していない。また、緩和手段のない起因事象については成功基準を設定していない。使命時間については内部事象運転時レベル1 PRA と同様に24時間とし、地震動で損傷した機器の復旧は期待していない。(3.2.1.d. 事故シークエンス②成功基準)</p>	<p>(2)</p> <p>①炉心損傷の定義、炉心損傷を防止するための緩和系の成功基準並びに余裕時間は内部事象運転時レベル1 PRA と相違がない。ただし、同様の系統は完全相関を仮定しているため、事故緩和に必要な系統数は考慮していない。また、緩和手段のない起因事象については成功基準を設定していない。使命時間については内部事象運転時レベル1 PRA と同様に24時間とし、地震動で損傷した機器の復旧は期待していない。(3.2.1.d. 事故シークエンス②成功基準)</p>	
<p>(3) 事故シークエンス</p> <p>①イベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> ● イベントツリー図 ● ヘディング、事故進展及び最終状態 ● イベントツリー作成上の主要な仮定 	<p>(3) ①</p> <p>地震のイベントツリーは、大イベントツリー/小フォールトツリー法を採用した。地震時及び地震後における原子炉の安全停止のための安全機能を選定した。地震により損傷する機器による安全機能への影響を評価するために、地震損傷機器イベントツリーを作成した。また、ランダム故障の影響を評価するために、起因事象ごとに内的事象の成功基準を基に設定し、内的事象のイベントツリーを参考にサポート系イベントツリー、共用系イベントツリー、フロントラインイベントツリーを作成した。</p>	<p>(3)</p> <p>①ヘディングは、地震に引き続き発生する、プラントの事故に至る起因事象、緩和機能に関わるシステム及び運転員操作と事象進展に影響する重要な設備状態を選定し、以下のイベントツリーを作成した。また、炉心損傷防止の観点から、「原子炉停止機能」、「原子炉冷却機能」の安全機能に着目し、最終状態を事故シークエンスグループとして分類した。</p>	<p>(3)</p> <p>①ヘディングは、地震に引き続き発生する、プラントの事故に至る起因事象、緩和機能に関わるシステム及び運転員操作と事象進展に影響する重要な設備状態を選定し、以下のイベントツリーを作成した。また、炉心損傷防止の観点から、「原子炉停止機能」、「原子炉冷却機能」の安全機能に着目し、最終状態を事故シークエンスグループとして分類した。</p> <p>追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】</p>	<p>【大飯】</p> <p>■評価手法の相違</p> <p>・泊は小イベントツリー法、大飯は大イベントツリー法を用いているため、地震により損傷した機器の情報を引き継ぐためのイベントツリーの構成が異なる（高浜、美浜と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>・ 陸層イベントツリー</p> <p>・ 外部電源喪失時イベントツリー</p> <p>・ 全交流動力電源喪失時イベントツリー</p> <p>(3.2.1.d. 事故シーケンス③事故シーケンス)</p>	<p>・ 起回事象陸層イベントツリー</p> <p>・ 過渡分類イベントツリー</p> <p>・ フロントラインイベントツリー</p> <p>(3.2.1.d. 事故シーケンス③事故シーケンス)</p>	<p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・ 起回事象陸層ツリー⇨起回事象陸層イベントツリー</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・ 泊は起回事象の分類のためのイベントツリーを起回事象陸層イベントツリー、過渡分類イベントツリーの2段階に分けているが、外部電源の扱い(女川は外部電源喪失が必ず発生する想定としている)以外の分類の考え方は女川と同様である。(高浜、美浜と同様)</p>
<p>(4) システム信頼性</p> <p>①評価対象としたシステムとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価対象システム一覧 ● 系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定 ● B及びCクラス機器の取扱い <p>②機器損傷に関する機器間の相関の取扱い</p> <p>③システム信頼性評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起回事象ごとのシステム信頼性評価結果 ● 主要なミニマルカットセット (FTを用いた場合) 	<p>(4) ①</p> <p>内部事象評価でまとめた情報の活用や、地震による機器ごとの損傷モードによるプラントへの影響を整理して作成した建屋・機器リストを使って対象範囲を明確にした。各系統の情報や依存性については内部事象と同等である。また、B及びCクラスに対しても地震の影響を考慮している。</p> <p>(4) ②</p> <p>今回の評価では冗長機器及び設備に対する地震の影響は、保守的に完全相関として評価した。</p> <p>(4) ③</p> <p>条件付き分岐確率イベントツリー法により解析しているため、地震による損傷を考慮したシステムごとの信頼性は算出されない。ただし、システム毎に機器の損傷確率を地震加速度との関係を考慮して評価している。</p>	<p>(4)</p> <p>③3.2.1.a②「地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析」で作成した建屋・機器リストに記載の設備をシステム信頼性の評価対象とした。起回事象を緩和する設備の詳細情報は内部事象レベル1PRAと同じである。また、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する格納容器外の耐震重要度Bクラス配管、燃料移送系、軽油タンクを除き耐震重要度B及びCクラスの設備には期待していない。</p> <p>②同様の系統及び機器については、系統間又は機器間で完全相関を仮定した。それ以外の系統間及び機器間の相関は完全独立を仮定した。</p> <p>③起回事象の原因となる設備及び起回事象を緩和する設備は、内部事象運転時レベル1PRAにおけるシステム信頼性評価の結果及び地震の影響を受ける可能性のある設備は、建屋・機器フレンジリティ評価の結果も考慮して信頼性評価を実施した。ミニマルカットセットについては、FTに対しては算出していないが、事故シーケンスに対しては、評価結果に基づき主要なミニマルカットセットをまとめた。</p>	<p>(4)</p> <p>③3.2.1.a②「地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析」で作成した建屋・機器リストに記載の設備をシステム信頼性の評価対象とした。起回事象を緩和する設備の詳細情報は内部事象レベル1PRAと同じである。また、安全補機に関わる空調系及び空調用冷水系を除き耐震重要度B及びCクラスの設備には期待していない。</p> <p>②同様の系統及び機器については、系統間又は機器間で完全相関を仮定した。それ以外の系統間及び機器間の相関は完全独立を仮定した。</p> <p>③起回事象の原因となる設備及び起回事象を緩和する設備は、内部事象運転時レベル1PRAにおけるシステム信頼性評価の結果及び地震の影響を受ける可能性のある設備は、建屋・機器フレンジリティ評価の結果も考慮して信頼性評価を実施した。ミニマルカットセットについては、FTに対しては算出していないが、事故シーケンスに対しては、評価結果に基づき主要なミニマルカットセットをまとめた。</p>	<p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・ 内部事象 PRA でモデル化している設備のうち、耐震性が低く地震 PRA では期待しない設備を記載しており、炉型により該当する設備が異なる。(大飯に記載はないが、泊と同様となっている)</p> <p>【大飯】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・ 泊は小イベントツリー法を用いているが、大飯と同様に機器の損傷確率と地震加速度との関係を考慮し、ランダム故障を含めた評価を実施している(高浜、美浜と同様)</p>
<p>追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】</p>				

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p> <p>(5) 人的過誤</p> <p>①評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 人的過誤の評価に用いた手法 ● 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い ● 人的過誤評価に用いた主要な仮定 ● 人的過誤評価結果 	<p>(4) ④</p> <p>地震PRAでは損傷した機器の復旧に期待しないため、原子炉補機冷却機能が喪失した場合は封水注水及びRCPサーマルバリアによる冷却機能が喪失することから、原子炉補機冷却機能喪失のRCPシールLOCAヘディングの失敗確率を1.0とした。</p> <p>(5) ①</p> <p>事故前の操作については内部事象と同等の扱いである。</p> <p>地震後の現場操作については、実施が困難である可能性があるため、原則、期待していない。</p>	<p>④本評価ではシステム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度はない。</p> <p>(3.2.1.d.事故シナシ④システム信頼性)</p> <p>(5)</p> <p>①起因事象発生前の人的過誤は試験・保守作業後の復旧ミスであり、事象発生の起因が地震であっても変わることがないため、内部事象運転時レベル1PRAの検討結果を用いた。起因事象発生後の人的過誤は地震発生後の対応操作に対する過誤であり、事象発生の起因が地震であっても変わることではないため、内部事象運転時レベル1PRAで対象とする人的過誤を考慮した。ただし、地震後数時間以内の対応を要する作業においては、高ストレスを考慮した。</p> <p>(3.2.1.d.事故シナシ⑤人的過誤)</p>	<p>④地震PRAでは損傷した機器の復旧に期待しないため、原子炉補機冷却機能が喪失した場合は封水注水及びRCPサーマルバリアによる冷却機能が喪失することから、原子炉補機冷却機能喪失のRCPシールLOCAヘディングの失敗確率を1.0とした。</p> <p>(3.2.1.d.事故シナシ④システム信頼性)</p> <p>(5)</p> <p>①起因事象発生前の人的過誤は試験・保守作業後の復旧ミスであり、事象発生の起因が地震であっても変わることがないため、内部事象運転時レベル1PRAの検討結果を用いた。起因事象発生後の人的過誤は地震発生後の対応操作に対する過誤であり、事象発生の起因が地震であっても変わることではないため、内部事象運転時レベル1PRAで対象とする人的過誤を考慮した。ただし、現場操作については、実施が困難である可能性があるため期待していない。</p> <p>(3.2.1.d.事故シナシ⑥人的過誤)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●設計の相違 ●設計の相違によりシステム信頼性評価の対象のシステムが異なる。(大飯と同様) <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●評価方針の相違 ●泊は原則外で期待している現場操作はない(川内、玄海、伊方と同様) ●評価方針の相違 ●泊は地震が増大すると現場操作に失敗する可能性が高くなるため、現場操作には期待していない。(大飯と同様)
<p>(6) 炉心損傷頻度</p> <p>①炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p>	<p>(6) ①</p> <p>前述のとおり手順により、解析コードを用い、炉心損傷頻度を定量化した。</p>	<p>①フォールトツリー結合法により、ミニマルカットセットを作成し、加速度毎の炉心損傷頻度を算出した。また、それらを全加速度区間にあたり積分することで全炉心損傷頻度を算出した。なお、評価地震動範囲は0.06～3.06とした。</p>	<p>(6)</p> <p>①フォールトツリー結合法によってミニマルカットセットを作成し、炉心損傷頻度を算出した。なお、評価地震動範囲は0.20～1.56とした。</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●記載方針の相違 ●泊は別添の記載に合わせている ●評価方針の相違 ●泊は0.2～0.4Gにおいてランダム故障が支配的であり、0.2G以下の地震加速度においては、さらにランダム故障の影響が強くなると考えられ内部事象PRAの評価に包含されることから、0.2G以下は地震PRAの評価範囲とはしていない。(大飯に記載はないが、泊と同様の方針となっている) ●基準地震動の最大加速の2倍程度の1.56を評価範囲の上

追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
②炉心損傷頻度結果 ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シークエンスと分析 ● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シークエンスと分析 ● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シークエンスと分析 ● 地震加速度と炉心損傷頻度の関係とその分析	(6) ② 前述のとおりの手順でモデルを定量化し、起因事象別の炉心損傷頻度、地震加速度と炉心損傷頻度の関係とその分析を実施し、主要な事故シークエンスを確認した。なお、後述するようにレベル1.5PRAは今回は実施しないため、プラント損傷状態別の分析評価は行っていない。	②上述した手順でモデルを定量化し、全炉心損傷頻度、及び起因事象別、加速度区別、事故シークエンスグループ別の炉心損傷頻度を算出し、主要なミニマルカットセットと評価結果を分析した。	②上述した手順でモデルを定量化し、全炉心損傷頻度、及び起因事象別、加速度区別、事故シークエンスグループ別の炉心損傷頻度を算出し、主要なミニマルカットセットと評価結果を分析した。	限としているが、1.5Gにおける年超過確率は 3.0×10^{-7} 程度であり、仮に1.5G以上の評価を実施しても、地震特有の事故シークエンスの炉心損傷頻度が有意となることはない。
③重要度解析、不確かさ解析及び感度解析	(6) ③ 炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を実施した。また、PRA結果の活用目的である事故シークエンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確かさ解析を実施した。さらに、冗長設備の相関性について、炉心損傷頻度への感度を確認するために感度解析を実施した。	③地震ハザード、フラジリティやランダム故障確率に含まれる不確かさが炉心損傷頻度の分布に与える影響を評価するため、不確かさ解析を行った。重要度解析では、FV重要度による評価を行った。また、感度解析は、機器間の相関性に係る評価上の仮定、及び炉心損傷頻度に有意に影響のある機器のフラジリティに関して実施した。(3.2.1.d.事故シークエンス⑥炉心損傷頻度)	③地震ハザード、フラジリティやランダム故障確率に含まれる不確かさが炉心損傷頻度の分布に与える影響を評価するため、不確かさ解析を行った。重要度解析では、FV重要度による評価を行った。また、感度解析は、機器間の相関性に係る評価上の仮定、及び炉心損傷頻度に有意に影響のある機器のフラジリティに関して実施した。(3.2.1.d.事故シークエンス⑥炉心損傷頻度)	
追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】				

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 2 外部事象（津波）</p> <p>a. 対象プラントと事故シナリオ</p> <p>①対象とするプラントの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 津波 PRA の中で考慮する設備の一覧及び設備の説明 ● ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果 <p>②津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 事故シナリオの分析・選定とスクリーニングの説明 ● 事故シナリオと起因事象の分析結果 ● 建物・機器リストの作成結果 	<p>①プラント構成・特性に関して内部事象レベルIPRAで収集した設計情報に加え、津波PRAを実施するために、耐津波性や機器配置、浸水口や浸水ルートなど、津波固有の観点での必要な情報を収集・分析した。また、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び検討したシナリオの妥当性を確認するために、女川原子力発電所2号炉においてプラントウォークダウンを実施し、以下の点について問題がないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・津波影響 ・間接的被害の可能性 ・津波伝播経路及び建屋開口部（貫通部） <p>(3.2.2.a. 対象プラントと事故シナリオ ①対象とするプラントの説明)</p> <p>②津波の事故シナリオとして想定されるものを挙げ、スクリーニングするものについてはその内容を明記した。明確になった事故シナリオにより誘発される起因事象の分析を実施し、以下の起因事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却海水系機能喪失 ・外部電源喪失 ・主給水流量喪失 ・過渡事象 <p>また、以上の事項を活用し、津波による機器ごとの損傷モード（構造損傷・機能損傷）によるプラントへの影響を整理し、対象となる建屋・機器リストを作成した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・起因事象を引き起こす設備 ・津波防護施設/浸水防止設備 ・起因事象を緩和する設備 <p>(3.2.2.a. 対象プラントと事故シナリオ ②津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析)</p>	<p>①内部事象運転時レベルIPRAにおいて収集したプラント構成・特性等に関する情報の他、配置関連設計図書等により津波PRAに必要な情報を収集・整理した。また、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び検討したシナリオの妥当性を確認するために、泊発電所3号炉においてプラントウォークダウンを実施し、以下の点について問題がないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・津波影響 ・間接的被害の可能性 ・津波伝播経路及び建屋開口部（貫通部） <p>(3.2.2.a. 対象プラントと事故シナリオ ①対象とするプラントの説明)</p> <p>②津波により炉心損傷に至る事故シナリオを抽出し、スクリーニングで除外するシナリオについてはその内容を明記した。除外されずに残った事故シナリオを分析し、以下の起因事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・敷地及び建屋内浸水 <p>また、津波PRAの評価対象設備を以下のように分類し、建屋・機器リストを作成した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・起因事象を引き起こす設備 ・津波防護施設/浸水防止設備 ・起因事象を緩和する設備 <p>(3.2.2.a. 対象プラントと事故シナリオ ②津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析)</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 <p>(以下、「3. 2 外部事象(津波)」の範囲については、青色及び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 ・原子炉補機冷却海水系機能喪失⇔原子炉補機冷却機能喪失（大飯と同様） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・女川実績の反映 ・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せず、外部電源喪失で代表している。 <p>追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 津波ハザード</p> <p>①津波ハザード評価の方法</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 新規制基準（津波）にて策定された基準津波の超過確率の算出に用いた津波ハザード評価に用いた手法の説明 <p>②津波ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 津波発生モデル、津波伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確かさ要因の分析結果の説明 ● 不確かさ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明 <p>③津波ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 作成したロジックツリーを用いた津波ハザード曲線群の算出と、各ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明 ● 津波ハザード評価結果に基づくフラジリティ評価用津波水位変動の作成方法の説明 	<p>①基準津波の超過確率の算出に用いた津波ハザード評価を行うに当たっては、「日本原子力学会標準 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011」（2012年2月 一般社団法人日本原子力学会）及び「確率論的津波ハザード解析の方法（土木学会2011）」に基づき評価を実施した。</p> <p>②津波発生モデルとしては、以下に記す波源を想定し、検討を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・日本海東縁部の断層による津波 ・海域活断層による津波 ・領域震源（背景的地震）による津波 <p>津波伝播モデルについては、基準津波の評価で用いたモデルを用いて検討を実施した。</p> <p>また、上述した波源に対して、不確かさの要因の分析及びそれに基づき作成したロジックツリーを検討した。</p> <p>③ロジックツリーに基づき、モンテカルロシミュレーションを用いて津波ハザード解析を行い、フラクティル曲線、平均ハザード曲線として取りまとめた。</p> <p>3,4号機海水ポンプ室における最高水位の年超過確率はとも10⁻⁴~10⁻⁵程度である</p>	<p>①基準津波の超過確率の算出に用いた確率論的津波ハザード評価は、日本原子力学会標準「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011」（以下、「津波 PRA 学会標準」という。）、公益社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価小委員会「原子力発電所の津波評価技術（2016）」、社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会「確率論的津波ハザード解析の方法（2011）」及び2011年東北地方太平洋沖地震から得られた知見等を踏まえて実施した。（3.2.2.b 確率論的津波ハザード ①評価方針）</p> <p>②津波発生モデルは、2011年東北地方太平洋沖地震から得られた知見等を踏まえ、津波 PRA 学会標準に示される領域に加え、プレート間地震と津波地震の連動型地震を考慮した。上述した各津波発生モデルに対して、不確かさ要因分析を行い、それに基づきロジックツリーを作成した。</p> <p>分岐の重みの設定に当たっては、日本原子力学会（2012）及び土木学会（2011）の分岐を流用するものについては、土木学会（2009）によるアンケート結果を踏まえた重みや、土木学会（2011）による正規分布に対する分岐設定方法の重みを用いた。新たに追加した分岐や原子力学会標準及び土木学会（2011）の分岐から修正した分岐の重みについては、関連する情報を収集のうえ、日本原子力学会（2012）等に基づき設定した。（3.2.2.b. 確率論的津波ハザード ①確率論的津波ハザード評価方針、②津波発生領域の設定）</p> <p>③ロジックツリーを基に津波ハザード解析を行い、ハザード曲線として取りまとめた。基準津波の敷地前面位置における最高水位の年超過確率は10⁻⁴~10⁻⁵程度である。</p> <p>フラジリティ評価用津波水位変動は、検討対象とする津波水位（=年超過確率）に最も寄与度が高い津波波源の断層モデルのすべり量を調整して作成した。（3.2.2.b. 確率論的津波ハザード ③確率論的津波ハザード評価結果）</p>	<p>①基準津波の超過確率の算出に用いた確率論的津波ハザード評価は、日本原子力学会標準「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011」（以下、「津波 PRA 学会標準」という。）、公益社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価小委員会「原子力発電所の津波評価技術（2016）」、社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会「確率論的津波ハザード解析の方法（2011）」及び2011年東北地方太平洋沖地震から得られた知見等を踏まえて実施した。（3.2.2.b 確率論的津波ハザード ①評価方針）</p> <p>追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】</p> <p>追而 【津波ハザード評価結果を反映】</p>	
<p>c. 建屋・機器のフラジリティ</p> <p>①評価対象と損傷モードの設定</p> <p>②フラジリティの評価方法の選択</p> <p>③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）</p> <p>④フラジリティ評価における耐力情報</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布 ● 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】 ● 機能限界値の諸元【機能損傷の場合】 <p>⑤フラジリティ評価における応答情報</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布 ● 基準津波による波力等で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損 	<p>①~⑥</p> <p>津波 PRA 用建屋・機器リストの各機器について、プラントウォークダウンの結果も参照しつつ、フラジリティ評価の要否とフラジリティ評価時に考慮する損傷モード(構造損傷・機能損傷)を検討した結果、対象となる機器及び損傷モードは、屋外設置機器及び建屋内設置機器の被水・没水による機能損傷のみである。</p> <p>津波水位が各機器の設置高さに到達した時点で、当該機器が確率 1.0 で損傷するステップ状のフラジリティで示す方法を採用した。そのため、対象機器の設置高さ若しくは建屋の津波侵入高さのうち、高い方を「現実的耐力」として不確かさを考慮していない。</p>	<p>①~⑥</p> <p>3.2.2.a②で作成した建屋・機器リストに記載の設備に対して津波による損傷モードを検討した結果、フラジリティは以下のように評価された。フラジリティ曲線はステップ状を仮定し、不確かさは考慮していない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・起動変圧器 <p>⇒敷地内浸水深が起動変圧器の基礎高さを越えた場合に機能喪失</p>	<p>①~⑥</p> <p>3.2.2.a②で作成した建屋・機器リストに記載の設備に対して津波による損傷モードを検討した結果、フラジリティは以下のように評価された。フラジリティ曲線はステップ状を仮定し、不確かさは考慮していない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主変圧器 <p>⇒敷地内浸水深が主変圧器の基礎高さを越えた場合に機能喪失</p> <p>追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】</p>	<p>【女川】 ■設計の相違 ・外部電源喪失の発生要因として考慮する設備が相違している。</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

第37条 付録1 事故シナリクスグループ及び重要事故シナリクス等の選定について
 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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>傷の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 基準津波による津波水位変動で被水・没水する評価部位の状況【機能損傷の場合】 ⑥建物・機器のフラジリティ評価結果 		<ul style="list-style-type: none"> ・RSW/HPSW ポンプ ⇒敷地内浸水深が補機ポンプエリアの浸水防止壁の高さを越えた場合に機能喪失 ・燃料移送ポンプ ⇒地下化し、水密構造であるため、敷地内浸水深がその止水性能を越える高さの場合に機能喪失 ・起因事象を緩和する設備(建屋内) ⇒建屋内浸水により機能喪失 (3.2.2.c. 建物・機器のフラジリティ ①評価対象と損傷モードの決定、②フラジリティの検討結果について) 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却海水ポンプ ⇒循環水ポンプ建屋内浸水に伴う没水により機能喪失 ・起因事象を緩和する設備(建屋内) ⇒建屋内浸水により機能喪失 (3.2.2.c. 建物・機器のフラジリティ ①評価対象と損傷モードの決定、②フラジリティの検討結果について) 	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設備名称の相違 ・RSW/HPSW ポンプ⇔原子炉補機冷却海水ポンプ 【女川】 ■設計の相違 ・女川は原子炉補機冷却海水ポンプの浸水防止対策として、補機ポンプエリアに浸水防止壁を設置しているが、泊は原子炉補機冷却海水ポンプを循環水ポンプ建屋内に設置しており、女川と同様の浸水防止壁は設置していない。 【女川】 ■設計の相違 ・泊は燃料油移送ポンプを建屋内に設置しているため、次の段落に記載のとおり、建屋内浸水により機能喪失として
<p>d. 事故シナリクス</p> <p>(1) 起因事象</p> <p>①評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 津波により誘発される起因事象の選定方法とその結果 ● グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法 ● 対象外とした起因事象と、対象外とした理由 ● 津波固有の事象とその取扱い <p>②階層イベントツリーとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起因事象の階層化の考え方、イベントツリーとその説明 	<p>(1) ①「津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析」に選定した起因事象の発生頻度は、各機器の損傷高さまで浸水した時点で確率1.0で機能喪失すると評価していることから、津波発生頻度と同じである。</p> <p>「直接炉心損傷に至る事象」として津波高さ15.8m以上で発生する「複数の信号系損傷」を津波固有の事象とした。</p> <p>②選定した起因事象に対して、起因事象発生時の影響の大きさを考慮して影響の大きい順番でヘディングを設定した階層イベントツリーにより事故シナリオを整理した。</p>	<p>(1)</p> <p>①津波による事故シナリオ及び津波フラジリティ検討結果に基づき、津波高さ毎に発生する起因事象及び津波シナリオを以下のとおり明確化した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・津波分類A（津波高さ0.P.+29m～0.P.+33.9m） 津波高さ0.P.+29mを超えた場合、敷地内浸水が開始する。起動変圧器、RSW/HPSW ポンプ及び燃料移送ポンプは敷地内浸水の影響を受けないが、タービン建屋内への浸水によって種々の過渡事象が発生することから、広範囲な緩和系の機能喪失となる過渡事象を代表する「外部電源喪失」が発生するものとする。原子炉建屋及び制御建屋内への浸水はないため、緩和設備は健全である。 ・津波分類B（津波高さ0.P.+33.9m～） 敷地内浸水深が原子炉建屋又は制御建屋のカーブ高さ（敷地レベルから建屋外壁扉の下端レベルの高さ）を越えて、建屋内への大量浸水が発生することから、多数の緩和設備が機能喪失して炉心損傷に至る。 <p>②本評価では「敷地及び建屋内浸水」のみを起因事象と想定したため、起因事象階層化は必要ない。</p>	<p>(1)</p> <p>①津波による事故シナリオ及び津波フラジリティ検討結果に基づき、津波高さ毎に発生する起因事象及び津波シナリオを以下のとおり明確化した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・津波分類A（津波高さT.P.16.5m～） 津波高さT.P.16.5mを超えた場合、敷地内浸水が開始する。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って複数の緩和設備が機能喪失して炉心損傷に至る津波特有の起因事象「敷地及び建屋内浸水」が発生するものとする。 <p>②本評価では「敷地及び建屋内浸水」のみを起因事象と想定したため、起因事象階層化は必要ない。</p> <p>(3.2.2.d. 事故シナリクス ①起因事象、②起因事象発生頻度)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・炉心損傷と評価する津波高さ0.P.+29m⇔T.P.16.5m ・泊は防潮堤を越える津波発生頻度が極めて低いため、津波分類を細分化していない。（以下、相違理由説明を省略） <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・記載充実のため （以下、相違理由説明を省略）
			<p>追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 成功基準</p> <p>①成功基準の一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起回事象ごとの成功基準 ● 炉心損傷の定義 ● 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間 ● 成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合は使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性 	<p>(2) ①炉心損傷を防止するための緩和系の成功基準は、津波時においても内部事象と相違ない。したがって、成功基準は内部事象と同様のものを採用した。なお、「直接炉心損傷に至る事象」については、緩和手段がないため成功基準を設定していない。</p>	<p>(2) ①本評価で考慮している設備の範囲（設計基準事故対処施設（操作も含む）は考慮するが、AM 要請以前から整備している AM 策には期待しない）では、津波によって発生する「敷地及び建屋内浸水」を緩和させる有効な緩和設備がなくイベントツリーを展開できないため、緩和設備の機能及び系統数に関する成功基準は設定していない。</p>	<p>(2) ①本評価で考慮している設備の範囲（設計基準事故対処施設（操作も含む）は考慮するが、AM 策には期待しない）では、津波によって発生する「敷地及び建屋内浸水」を緩和させる有効な緩和設備がなくイベントツリーを展開できないため、緩和設備の機能及び系統数に関する成功基準は設定していない。 (3.2.2.d. 事故シナシ ③成功基準)</p>	<p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊3号炉はAM 要請後に設置したプラントであるが、本評価ではAM 策に期待しない点で女川と同等。</p>
<p>(3) 事故シナシ</p> <p>①イベントツリー</p> <ul style="list-style-type: none"> ● イベントツリー図 ● ヘディング、事故進展及び最終状態 ● イベントツリー作成上の主要な仮定 	<p>(3) ①津波によって起回事象が誘発された場合でも、内部事象と事故進展は同等であると考えられ、当該プラントの重要事故シナシ確認のための内部事象 PRA の起回事象イベントツリーを使用した。なお手法も内部事象と同様である小イベントツリー/大フォールトツリー法を採用した。</p>	<p>(3) ①本評価では、津波高さ O.P.+33.9m 以下では、起回事象を引き起こす設備、津波防護施設/浸水防止設備及び起回事象を緩和する設備に影響はないことから、原子炉建屋、制御建屋及びタービン建屋への浸水状態を考慮してイベントツリーを作成し、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水が発生した場合は複数の安全機能が喪失し、炉心損傷に至ると想定した。</p>	<p>(3) ①本評価では、津波高さ T.P.16.5m 以下では、起回事象を引き起こす設備、津波防護施設/浸水防止設備及び起回事象を緩和する設備に影響はないことから、原子炉建屋及び原子炉補助建屋への浸水状態を考慮してイベントツリーを作成し、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水が発生した場合は複数の安全機能が喪失し、炉心損傷に至ると想定した。 (3.2.2.d. 事故シナシ ④事故シナシ)</p>	<p>【女川】 ■建屋名称の相違 ・制御建屋⇔原子炉補助建屋 (以下、相違理由説明を省略) 【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は同一高さに設置してい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、浸水による影響が厳しくなる原子炉建屋及び原子炉補助建屋に着目してイベントツリーを作成している。</p>
<p>(4) システム信頼性</p> <p>①評価対象としたシステムとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価対象システム一覧 ● 系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定 ● B及びCクラス機器の取扱い <p>②機器損傷に関する機器間の相関の取扱い</p> <p>③システム信頼性評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起回事象ごとのシステム信頼性評価結果 ● 主要なミニマルカットセット (FT を用いた場合) <p>④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p>	<p>(4) ①内部事象評価でまとめた情報の活用や、津波による機器ごとの損傷モードによるプラントへの影響を整理して作成した建屋・機器リストを使って対象範囲を明確にした。各系統の情報や依存性については内部事象と同等である。</p> <p>②今回の評価では建屋内に浸水すると一様水が広がり、当該フロアの機器は全て機能喪失するとして評価した。</p> <p>③システム信頼性解析の結果について、起回事象ごとのシステム信頼性評価結果を算出した。また、主要なミニマルカットセットの評価を実施した。</p> <p>④津波により損傷した機器の復旧に期待しないため、原子炉補助冷却機能が喪失した場合は封水注水及びRCPサーマルバリアによる冷却機能が喪失することから、原子炉補助冷却機能喪失のRCPシールLOCAヘディングの失敗確率を1.0とした。</p>	<p>(4) ①、②、③、④ 本評価では起回事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため、注水や除熱に係る緩和設備のシステム信頼性評価は実施していない。</p>	<p>(4) ①、②、③、④ 本評価では起回事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため、注水や除熱に係る緩和設備のシステム信頼性評価は実施していない。(3.2.2.d. 事故シナシ ⑤システム信頼性)</p>	<p>追而 【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(5) 人的過誤</p> <p>①評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 人的過誤の評価に用いた手法 ● 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い ● 人的過誤評価に用いた主要な仮定 ● 人的過誤評価結果 <p>(6) 炉心損傷頻度</p> <p>①炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>②炉心損傷頻度結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナシと分析 ● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナシと分析 ● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナシと分析 ● 津波高さと炉心損傷頻度の関係とその分析 <p>③重要度解析、不確実さ解析及び感度解析</p>	<p>(5) ①現場操作については、運転員のアクセス性を考慮して、各フロア内に海水が浸水しない津波高さの場合は期待し、各フロア内に海水が浸水する津波高さの場合は期待しない。</p> <p>(6)</p> <p>①フォールトツリー結合法を用いて評価を行った。計算コードRiskSpectrumを用い、炉心損傷頻度を定量化した。</p> <p>②前述のとおりの手順でモデルを定量化し、起因事象別の炉心損傷頻度、津波高さと炉心損傷頻度の関係とその分析を実施し、主要な事故シナシを確認した。なお、津波レベル1.5PRAは今回実施しないため、プラント損傷状態別の分析評価は行っていない。</p> <p>③PRA結果の活用目的である事故シナシグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確実さ解析を実施した。また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を実施した。さらに、炉心損傷に至る支配的な要因に対して、炉心損傷頻度への感度を確認するために、感度解析を実施した。</p>	<p>(5)</p> <p>①津波発生後の高ストレスによる人的過誤が考えられるが、本評価では起因事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため、人的過誤を考慮していない。</p> <p>(6)</p> <p>①イベントツリーを用いて、炉心損傷頻度を評価した。</p> <p>②炉心損傷頻度を 7.3×10^{-7} (／炉年) と評価した。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、建屋内への津波の流入により、大量浸水が発生し、複数の安全機能が喪失して炉心損傷に至る「複数の安全機能喪失」が100%となる。</p> <p>③本津波 PRA では、建屋内浸水が発生する津波高さ以上(0.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>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>感度解析として、引き波発生後において、炉心損傷に至るシナリオを検討した。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>(5)</p> <p>①津波発生後の高ストレスによる人的過誤が考えられるが、本評価では起因事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため、人的過誤を考慮していない。(3.2.2.d.事故シナシ⑤人的過誤)</p> <p>(6)</p> <p>①イベントツリーを用いて、炉心損傷頻度を評価した。</p> <p>②炉心損傷頻度を 2.9×10^{-7} (／炉年) と評価した。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、建屋内への津波の流入により、大量浸水が発生し、複数の安全機能が喪失して炉心損傷に至る「複数の安全機能喪失」が100%となる。</p> <p>③本津波 PRA では、建屋内浸水が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>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> <p>追而 【津波ハザード確定後の感度解析結果を反映】</p> <p>(3.2.2.d.事故シナシ⑦炉心損傷頻度)</p> <p>追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】</p>	<p>【女川】 個別評価による相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4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. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 a. プラントの構成、特性 ①対象プラントに関する説明 機器・系統配置、形状・設備容量、事故への対処操作、燃料及びデブリの移動経路など	①対象プラントの機器・系統配置、形状・設備容量、事故への対処操作、燃料及びデブリの移動経路などを整理した。	①対象プラントの機器・系統配置、形状・設備容量、事故への対処操作、燃料及びデブリの移動経路などを整理した。 (4.1.1.a. プラントの構成・特性)	①対象プラントの機器・系統配置、形状・設備容量、事故への対処操作、燃料及びデブリの移動経路などを整理した。 (4.1.1.a. プラントの構成・特性)	
b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度 ①プラント損傷状態の一覧 ● プラント損傷状態の考え方 ● プラント損傷状態の一覧 ● レベル1の事故シナシに対するプラント損傷状態の分類結果 ● レベル1結果との関係（レベル1の最終状態と分類が異なる場合） ②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	①レベル1PRAで得られた炉心損傷状態に至るすべての事故シナシを事故の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に分類し、一覧表で示した。なお、レベル1.5PRAでは炉心損傷時の格納容器内事故進展を把握するため、レベル1PRAのイベントツリーの炉心損傷シナシを一部細分化した。 ②プラント損傷状態ごとの発生頻度を表に整理した。	①内部事象運転時レベル1PRAで得られた炉心損傷状態に至るすべての事故シナシを、事故の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に分類することにより、プラント損傷状態の考え方を示し、プラント損傷状態の一覧、内部事象運転時レベル1の事故シナシに対するプラント損傷状態の分類結果、及び内部事象運転時レベル1結果との関係を整理した。 (4.1.1.b. ①プラント損傷状態の一覧) ②プラント損傷状態ごとの発生頻度を表に整理した。 (4.1.1.b. ②プラント損傷状態ごとの発生頻度)	①内部事象運転時レベル1PRAで得られた炉心損傷状態に至るすべての事故シナシを事故の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に分類し、一覧表で示した。なお、レベル1.5PRAでは炉心損傷時の格納容器内事故進展を把握するため、レベル1PRAのイベントツリーの炉心損傷シナシを一部細分化した。 (4.1.1.b. ①プラント損傷状態の一覧) ②プラント損傷状態ごとの発生頻度を表に整理した。 (4.1.1.b. ②プラント損傷状態ごとの発生頻度)	【女川】 ■記載表現の相違 【女川】 ■評価方針の相違 ・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。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。（大飯と同様）
c. 格納容器破損モード 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 ● 格納容器破損モード分類の考え方 ● 格納容器破損モードの一覧 ● 各破損モードに関する説明	①格納容器破損に至る負荷、格納容器構造健全性、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象について分析し、格納容器破損モードを設定し、概要とともに示した。	①事故進展図により、事象進展フェーズと格納容器への負荷の種類による分類の考え方を示し、その分類に応じた格納容器破損モードの一覧において各破損モードに関する説明をまとめた。 (4.1.1.c. 格納容器破損モード)	①事故進展図により、事象進展フェーズと格納容器への負荷の種類による分類の考え方を示し、その分類に応じた格納容器破損モードの一覧において各破損モードに関する説明をまとめた。 (4.1.1.c. 格納容器破損モード)	
d. 事故シナシ ①格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス ● 格納容器イベントツリー構築の考え方 ● 格納容器イベントツリー構築のプロセスの説明 ②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当たって検討した、重要な物理化学現象、対処設備の作動・不作為、運転員操作（レベル1との整合性を含む）、ヘディング間の従属性 ● 格納容器イベントツリーの最終状態への健全な場合も含めた格納容器破損モードの割り付け結果	①②PDS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から格納容器イベントツリーのヘディングを選定し、ヘディング間の従属性を分析して格納容器イベントツリーを構築し、格納容器イベントツリーの最終状態として格納容器破損モードの割り付け結果と併せて示した。	①格納容器イベントツリー構築の考え方、格納容器イベントツリー構築のプロセスを説明した。 (4.1.1.d. ①格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス) ②事故進展における物理化学現象及び事故の緩和手段の分析結果に基づき抽出したヘディングに対して、事象進展順等のヘディング間の相関を考慮してヘディング順序を決定することにより、格納容器イベントツリーを構築すると共に、格納容器イベントツリー最終状態に、健全な場合も含めて格納容器破損モードを割り付けた。 (4.1.1.d. ②格納容器イベントツリー)	①PDSごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全施設などの緩和設備の動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析して、格納容器イベントツリーを構築した。 (4.1.1.d. ①格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス) ②事故進展における物理化学現象及び事故の緩和手段の分析結果に基づき抽出したヘディングに対して、事象進展順等のヘディング間の相関を考慮してヘディング順序を決定することにより、格納容器イベントツリーを構築すると共に、格納容器イベントツリー最終状態に、健全な場合も含めて格納容器破損モードを割り付けた。 (4.1.1.d. ②格納容器イベントツリー)	【女川】 ■記載方針の相違 ・記載充実のため（大飯と同様）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>e. 事故進展解析</p> <p>①解析対象とした事故シークエンスと対象事故シークエンスの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 事故シークエンス選定の考え方 ● 事故進展解析の解析条件 ● 解析対象とした事故シークエンス一覧 ● 対象事故シークエンスの説明 ● 有効性評価の対象シークエンスとして選定した場合はその選定理由 <p>②事故シークエンスの解析結果</p>	<p>①CDFが大きく、そのPDSを代表し、かつ安全設備および事故時緩和と操作の時間余裕が厳しくなる事故進展の相対的に速いシークエンスを考慮して解析対象選定を行った。解析対象事故シークエンスについて解析結果とともにシークエンスの概要を示した。</p> <p>②解析対象とした事故シークエンスに対し、事故進展解析を実施した結果を整理した。</p>	<p>①操作の時間余裕の厳しさ又は緩和系が機能しない状態で格納容器が過圧又は過温破損に至るシークエンスを選定することを考え方として示し、事故進展解析の解析条件、解析対象とした事故シークエンス一覧、対象事故シークエンスの説明について整理した。(4.1.1.e. 事故進展解析)</p> <p>②事故進展解析を実施した結果得られる主要事象発生時刻や時間余裕の検討結果を整理した。(4.1.1.e. ②事故シークエンスの解析結果)</p>	<p>①CDFが大きく、そのPDSを代表し、かつ安全設備及び事故時緩和と操作の時間余裕が厳しくなる事故進展の相対的に速いシークエンスを考慮して解析対象選定を行った。事故進展解析の解析条件、解析対象とした事故シークエンス一覧、対象事故シークエンスの説明について整理した。(4.1.1.e. 事故進展解析)</p> <p>②事故進展解析を実施した結果得られる主要事象発生時刻やシビアアクシデント現象による原子炉格納容器負荷の評価結果を整理した。(4.1.1.e. ②事故シークエンスの解析結果)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は各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で事故進展解析対象シークエンスを選定している。(大飯と同様) <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は運転員による緩和系の復旧操作をレベル1.5PRAで考慮していないため、事故進展解析から緩和と操作の時間余裕の検討は実施していないが、格納容器内水素濃度や1次冷却材圧力等、格納容器内イベントツリーの分岐確率の算出に必要なパラメータを評価している。(大飯に記載はないが、同様の評価方針となっている)
<p>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>②格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 分岐確率の算出方法 ● 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率 <p>③格納容器破損頻度の評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 全格納容器破損頻度及び主要事故シークエンスと分析 ● 起因事象別格納容器破損頻度及び主要事故シークエンスと分析 ● 破損モード別格納容器破損頻度及び主要事故シークエンスと分析 	<p>①②格納容器イベントツリーの各ヘディングに対して、NUREG/CR-4700の手法を参考に、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および工学的判断から定量的な分岐確率を算出した。</p> <p>③評価結果を整理し、全格納容器破損頻度、起因事象別格納容器破損頻度、プラント損傷状態別格納容器破損頻度、破損モード別格納容器破損頻度を整理し、主要な事故シークエンスの分析を実施した。</p>	<p>①格納容器イベントツリーの分岐に分岐確率値又はフォールトツリーを入力し、プラント損傷状態ごとに格納容器破損頻度を算出した。計算コードにはRiskSpectrum®PSAを用いた。(4.1.1.f. ①格納容器破損頻度の評価方法)</p> <p>②格納容器イベントツリーのヘディングの種類を、緩和操作と物理化学現象の2つに分類することにより、各々に対して、分岐確率の算出方法を整理し、分岐確率を求めた。(4.1.1.f. ②格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率)</p> <p>③全格納容器破損頻度及び主要事故シークエンスと分析、起因事象別格納容器破損頻度、破損モード別格納容器破損頻度の分析結果を整理した。(4.1.1.f. ③格納容器破損頻度の評価結果)</p>	<p>①格納容器イベントツリーの分岐に分岐確率値を入力し、プラント損傷状態ごとに格納容器破損頻度を算出した。計算コードにはCVETを用いた。(4.1.1.f. ①格納容器破損頻度の評価方法)</p> <p>②格納容器イベントツリーの各ヘディングに対して、NUREG/CR-4700の手法を参考に、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から定量的な分岐確率を算出した。(4.1.1.f. ②格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率)</p> <p>③評価結果を整理し、全格納容器破損頻度、起因事象別格納容器破損頻度、プラント損傷状態別格納容器破損頻度、破損モード別格納容器破損頻度を整理し、主要な事故シークエンスの分析を実施した。(4.1.1.f. ③格納容器破損頻度の評価結果)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・評価に用いる計算コードが異なる(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) ・泊は運転員による緩和系の復旧操作をレベル1.5PRAで考慮していないため、物理化学現象の発生に関する分岐確率のみを格納容器イベントツリーの分岐に設定している。(大飯と同様) <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・記載の適正化(大飯と同様)

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
g. 不確かさ解析及び感度解析 ①不確か解析結果 ②感度解析結果	①②PRA結果の活用目的である事故シーケンスグループ等の選定に係る格納容器破損頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確かさ解析を実施した。 また、対象項目として評価結果に影響を及ぼす可能性のある仮定、データ等を選定して感度解析を実施した。	①不確かさ解析を実施することにより、格納容器破損頻度の点推定値が、不確かさ解析による平均値と大きく相違しないことを確認した。(4.1.1.g. ①不確かさ解析) ②外部電源復旧に関する感度解析を実施することにより、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ことを確認した。 (4.1.1.g. ②感度解析)	①不確かさ解析を実施することにより、格納容器破損頻度の点推定値が、不確かさ解析による平均値と大きく相違しないことを確認した。(4.1.1.g. ①不確かさ解析) ②溶融物分散放出の分歧確率に関する感度解析を実施することにより、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ことを確認した。 (4.1.1.g. ②感度解析)	【女川】 ■評価方針の相違 ・着目するパラメータは異なるが、格納容器破損頻度に影響を与える可能性のある条件に着目した感度解析を実施しており、それぞれ影響が小さいことを確認している。 (大飯に記載はないが、泊と同様の結果となっている)

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 2 外部事象（地震）</p> <p>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> <ul style="list-style-type: none"> ● 機器・系統配置、形状・設備容量、事故への対処機 ● 燃料及びデブリの移動経路など <p>②ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果</p> <p>③地震により格納容器破損に至る事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器損傷及びその波及的影響のシナリオの分 ● 析・選定とスクリーニングの説明 ● 事故シナリオと起因事象の分析結果 ● 建物・機器リストの作成結果 	<p>地震レベル1.5 PRAについては、以下の理由により実施は困難な段階である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 原子力学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。 ● 原子炉格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する見解がないことから、地震レベル1.5 PRAの手法確立に向けた検討を実施中である。 <p>なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震及び津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。</p>	<p>地震レベル1.5PRAについては、以下の理由により実施は困難な段階である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。 ● 格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する見解がないことから、地震レベル1.5PRAの実施に向けた検討を始めたところである。 <p>なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震及び津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。</p>	<p>地震レベル1.5PRAについては、以下の理由により実施は困難な段階である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。 ● 原子炉格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する見解がないことから、地震レベル1.5PRAの実施に向けた検討を始めたところである。 <p>なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震及び津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。</p>	<p>【女川】 ■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>b. 地震ハザード</p> <p>①地震ハザード評価の方法</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 新規制基準（地震）にて策定された基準地震動の超過確率の算出に用いた地震ハザード評価に用いた手法 <p>②地震ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 震源モデル、地震動伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確かさ要因の分析結果の説明 ● 不確かさ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明 <p>③地震ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 作成したロジックツリーを用いた地震ハザード曲線群の算出と、地震ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明 ● 地震ハザード評価結果に基づくフラジリティ評価用地震動の作成方法の説明 	<p>同上</p>	<p>同上</p>	<p>同上</p>	
<p>c. 建物・機器のフラジリティ</p> <p>①評価対象と損傷モードの設定</p> <p>②フラジリティの評価方法の選択</p> <p>③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）</p> <p>④フラジリティ評価における耐力情報</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布 ● 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】 ● 機能限界値の諸元【機能損傷の場合】 <p>⑤フラジリティ評価における応答情報</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布 ● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】 ● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答【機能損傷の場合】 <p>⑥建物・機器のフラジリティ評価結果</p>	<p>同上</p>	<p>同上</p>	<p>同上</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
d. プラント損傷状態の分類及び発生頻度 ①プラント損傷状態の一覧 ● プラント損傷状態の考え方 ● プラント損傷状態の一覧 ● レベル1の事故シークエンスに対するプラント損傷状態の分類結果 ● レベル1結果との関係（レベル1の最終状態と分類が異なる場合） ②プラント損傷状態ごとの発生頻度	同上	地震レベル 1.5PRA については、以下の理由により実施は困難な段階である。 ・学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。 ・格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する知見がないことから、地震レベル 1.5PRA の実施に向けた検討を始めたところである。 なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震及び津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。	地震レベル 1.5PRA については、以下の理由により実施は困難な段階である。 ・学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。 ・原子炉格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する知見がないことから、地震レベル 1.5PRA の実施に向けた検討を始めたところである。 なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震及び津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。	【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映・泊は前ページと同様の記載を再掲しているが、大飯は「同上」と表記しており、説明内容に相違はない。 (以下、相違理由説明を省略)
e. 格納容器破損モード 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 ● 格納容器破損モード分類の考え方 ● 格納容器破損モードの一覧 ● 各破損モードに関する説明	同上	同上	同上	
f. 事故シークエンス ①格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス ● 格納容器イベントツリー構築の考え方 ● 格納容器イベントツリー構築のプロセスの説明 ②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当たって検討した、重要な物理化学現象、対処設備の作動・不作為（レベル1との整合性を含む）、運転員操作、ヘディング間の従属性 ● 格納容器イベントツリーの最終状態への健全な場合も含めた格納容器破損モードの割り付け	同上	同上	同上	
g. 事故進展解析 ①解析対象とした事故シークエンスと対象事故シークエンスの説明 ● 事故シークエンス選定の考え方 ● 選定した事故シークエンスと説明 ● 事故進展解析の解析条件 ● 有効性評価の対象シークエンスとして選定した場合はその選定理由 ②事故シークエンスの解析結果	同上	同上	同上	
h. 格納容器破損頻度 ①格納容器破損頻度の評価方法 ②格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率 ● 分岐確率の算出方法 ● 使用した分岐確率 ③格納容器破損頻度の評価結果 ● 全格納容器破損頻度及び主要事故シークエンスと分析 ● 起回事象別格納容器破損頻度及び主要事故シークエンスと分析 ● 破損モード別格納容器破損頻度及び主要事故シークエンスと分析	同上	同上	同上	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
i. 不確かさ解析及び感度解析 ①不確か解析結果 ②感度解析結果	同上	地震レベル 1.5PRA については、以下の理由により実施は困難な段階である。 ・学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。 ・格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する知見がないことから、地震レベル 1.5PRA の実施に向けた検討を始めたところである。 なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震及び津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。	地震レベル 1.5PRA については、以下の理由により実施は困難な段階である。 ・学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。 ・原子炉格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する知見がないことから、地震レベル 1.5PRA の実施に向けた検討を始めたところである。 なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震及び津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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号炉の対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
5. その他 a. 専門家判断 ①専門家判断を用いた事項と専門家判断の結果 ②専門家判断の導出のプロセス	①評価上の仮定及び計算の妥当性について判断する際に、専門家判断を実施した。 ②関連する分野に深い知識や経験を有するものを選任し、専門家判断を実施した。	①評価上の仮定及び計算が適切かどうかを判断する場合、専門家判断を実施した。 ②関連する分野に深い知識や経験を有するものを選任し、専門家判断を実施した。	①評価上の仮定及び計算が適切かどうかを判断する場合、専門家判断を実施した。 ②関連する分野に深い知識や経験を有するものを選任し、専門家判断を実施した。	
b. ビアレビュー ①ビアレビューチーム及びメンバー構成 ● 海外の専門家も含めたメンバーであること ②ビアレビューの手順 ③ビアレビューの結果 ④ビアレビュー結果のPRAへの反映状況	①レビューアの選定に当たっては、専門性、経験、独立性及び公正性の4つの要素を考慮して選定した。 また、今回実施したビアレビュー実施方法を含め、PRA全般を俯瞰した視点から改善事項を抽出する観点でPRAの経験豊富な海外レビューアを招聘し、米国でのPRA実施状況との比較に基づく助言を得ることとした。 ②オンサイトレビューを効率的に実施するために、各レビューアに事前にPRAの概要資料を提出し、全体の内容把握及びオンサイトレビューにおいて重点的に内容を確認する項目の抽出・整理する期間を設けた。オンサイトレビューに際しては、適宜PRA実施者と質疑応答を行い、具体的な内容・課題を共有しながら進めた。 ③学会標準に適合していない又は評価手法に問題があるとされる「指摘事項」は0件であり、評価手法において技術的な問題が無いことが確認された。また、システム解析及び文書化に関して「良好事例」が挙げられた。	①レビューアの選定に当たっては、専門性、経験、独立性及び公正性の4つの要素を考慮して選定している。 ●今回実施したレビュー実施方法を含め、PRA全般を俯瞰した視点から改善事項を抽出する観点でPRAの経験豊富な海外レビューアを招聘し、米国でのPRA実施状況との比較に基づく助言を得ることとした。 ②オンサイトレビューを効率的・効果的に実施するために、各レビューアに事前にPRAの概要資料を提出し、全体の内容把握及びオンサイトレビューにおいて重点的に内容を確認する項目の抽出・整理する期間を設けた。オンサイトレビューに際しては、適宜PRA実施者と質疑応答を行い、具体的な内容・課題を共有しながら進めた。 ③学会標準への不適合や評価手法に問題があるとされる「指摘事項」は0件であり、今回実施したPRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことが確認された。	①レビューアの選定に当たっては、専門性、経験、独立性及び公正性の4つの要素を考慮して選定した。 ●今回実施したレビュー実施方法を含め、PRA全般を俯瞰した視点から改善事項を抽出する観点でPRAの経験豊富な海外レビューアを招聘し、米国でのPRA実施状況との比較に基づく助言を得ることとした。 ②オンサイトレビューを効率的・効果的に実施するために、各レビューアに事前にPRAの概要資料を提出し、全体の内容把握及びオンサイトレビューにおいて重点的に内容を確認する項目の抽出・整理する期間を設けた。オンサイトレビューに際しては、適宜PRA実施者と質疑応答を行い、具体的な内容・課題を共有しながら進めた。 ③学会標準への不適合や評価手法に問題があるとされる「指摘事項」は0件であり、今回実施したPRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことが確認された。また、システム解析及び文書化に関して「良好事例」が挙げられた。	【女川】 ■記載方針の相違 ・記載充実のため（大飯と同様） 【女川】 ■記載方針の相違 ・記載充実のため（大飯と同様） 【女川】 ■個別評価による相違 ・推奨事項の件数
c. 品質保証 ①PRAを実施するに当たって行った品質保証活動 ● PRAの実施体制 ● 更新、記録管理体制	①PRAの実施に当たっては、PRAを含む関連分野に深い知識、経験を有するものを選定した。 また、解析をメーカーに委託する場合は社内標準に基づき適切に実施している。 また、文書化、記録等の管理体制及び管理方法についても社内標準に従い適切に行っている。	①品質保証活動に基づく社内基準に従ってPRAを実施した。 ●実施に当たってはPRAを含む関連分野に深い知識、経験を有する者を選定した。 また、解析をメーカー委託する場合は社内基準に基づき適切に実施している。 ●文書化、記録等の管理体制及び管理方法は社内基準に従って適切に行っている。	①品質保証活動に基づく社内基準に従ってPRAを実施した。 ●実施に当たってはPRAを含む関連分野に深い知識、経験を有する者を選定した。 また、解析をメーカー委託する場合は社内基準に基づき適切に実施している。 ●文書化、記録等の管理体制及び管理方法は社内基準に従って適切に行っている。	

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 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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、まとめ資料の記載を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 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 PRAの結果, 抽出された事故シナシは大飯3/4号炉と同様であった。
- ・起因事象別炉心損傷頻度については, 大飯3/4号炉と同様に原子炉補機冷却機能喪失が全炉心損傷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Oリングの設計相違による), 全炉心損傷頻度に対する原子炉補機冷却機能喪失の寄与割合が大飯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号炉及び大飯発電所3/4号炉と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
2. 事故シナシグループ等の選定に係るPRAの実施範囲・評価対象・実施手法	PRAの実施範囲・評価対象・実施手法	(該当記載なし)	評価の対象とするプラント状態は, 通商産業省「原子力発電所内におけるアクシデントマネジメントの整備について」(平成4年7月)(以下「AM要請」という。)以前の状態とした。(AM要請以降に整備したアクシデントマネジメント策には期待しないことを前提に評価を行う)	評価の対象とするプラント状態は, これまで整備してきたアクシデントマネジメント策には期待しないことを前提としたプラント状態とした。	【女川】 ・泊(平成4年以降の設置プラント)は運転開始時点よりアクシデントマネジメント策を整備していることから, 女川と記載表現が相違している

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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
2. 事故シーケンスグループ等の選定に係る PRA の実施範囲・評価対象・実施手法	PRA の実施範囲・評価対象・実施手法	(該当記載なし)	給復水系による冷却や、外部電源の復旧など、AM 要請以前より運用されている通常の操作・対応や、非常用炉心冷却系の手動起動などの AM 要請以前より設備の設計方針の前提として考慮され、手順があるものについては、重大事故対応を目的として特別に整備したものではないことから、評価対象として含める	作動信号失敗時の手動信号や自動作動失敗時の手動作動等の設計基準事故対処設備の機能を維持させるためのバックアップ操作は、設備の設計方針の前提として考慮され、手順があるものについては、重大事故対応を目的として特別に整備したものではないことから、評価対象として含める	【女川】 ・炉型の相違により PRA において期待しているバックアップ操作が相違している(大飯に記載はないが、泊と同様の方針となっている) 【大飯】 ・泊は女川実績の反映により PRA の評価対象を別添に記載
3.1.1.a. 対象プラント	対象とするプラントの説明	PRA で考慮する設備： ・原子炉停止に関する系統 他 PRA に影響する特徴： ・充てん/高圧注入ポンプの分離 ・高圧注入ポンプによる高圧再循環運転時は余熱除去ポンプによるブースティングが不要（非ブースティングプラント）	PRA で考慮する設備： ・原子炉停止機能に関する系統 他	PRA で考慮する設備： ・原子炉停止機能に関する系統 他 PRA に影響する特徴： ・充てん/高圧注入ポンプの分離 ・高圧注入ポンプによる高圧再循環運転時は余熱除去ポンプによるブースティングが不要（非ブースティングプラント） ・ほう酸注入タンクの設置 ・RCP シールに国内製耐熱リングを採用 ・計測制御設備の総合デジタル化	【女川】 ・炉型、プラントの相違により実設備が異なる ・大飯の反映により PRA に影響する特徴を記載 【大飯】 ・泊はほう酸注入タンクを設置している(高浜、川内と同様)。RCP シールに国内耐熱性リングを採用しており、RCP シール LOCA の発生確率を 1.0 としている（伊方、玄海と同様）。また、計測制御設備の総合デジタル化を図っており、大飯と PRA モデルが異なる。
3.1.1.b. 起回事象	評価対象とした起回事象及び発生頻度	・大破断 LOCA 2.2×10^{-5} (/炉年) 他 (詳細は第 3.1.1.b-7 表を参照)	・非隔離事象 1.7×10^{-1} (/炉年) 他 (詳細は第 3.1.1.b-5 表を参照)	・大破断 LOCA 2.2×10^{-5} (/炉年) 他 (詳細は第 3.1.1.b-5 表を参照)	【女川】【大飯】 ・炉型、個別評価による相違により第 3.1.1.b-5 表で整理した評価対象の起回事象や発生頻度が異なる(評価対象の起回事象は大飯と同様)
3.1.1.b. 起回事象	起回事象発生頻度評価方法	・国内 PWR 及び米国 PWR とともに発生実績のない起回事象は、国内と米国の運転実績を適用	・国内 BWR の運転実績に基づいて算定	・国内 PWR 及び米国 PWR とともに発生実績のない起回事象は、国内と米国の運転実績を適用	【女川】 ・泊はレベル1 PSA 学会標準に基づき、現実的な評価を実施するとの観点から、PRA に係る基本設計である1次冷却材系統や安全系統の構成、容量が、日本と米国で大きな差異がないことを踏まえ、国内及び米国の運転実績を適用している(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 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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
3.1.1.c. 成功基準	炉心損傷の定義	<ul style="list-style-type: none"> ○一般的な炉心損傷判定条件 事故時に炉心冷却に必要な安全機能が不十分であることによって、炉心の一部の燃料被覆管表面温度が1,200℃を超えると評価される状態。 ○LOCA時原子炉格納容器内除熱シナリオにおける炉心損傷判定条件 原子炉格納容器が破損し、格納容器再循環サンプル水の温度が100℃以上と評価される状態。 ○2次冷却系による除熱シナリオ成功の判定条件（LOCA時を除く） 2次側の除熱機能が確保され、崩壊熱を有効に除去することで、炉心露出に至らないと評価される状態。 	次の条件を満足できない場合、炉心損傷と判定する。 <ul style="list-style-type: none"> ・燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 ・燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。 	<ul style="list-style-type: none"> ○一般的な炉心損傷判定条件 事故時に炉心冷却に必要な安全機能が不十分であることによって、炉心の一部の燃料被覆管表面温度が1,200℃を超えると評価される状態。 ○LOCA時原子炉格納容器内除熱シナリオにおける炉心損傷判定条件 原子炉格納容器が破損し、格納容器再循環サンプル水の温度が100℃以上と評価される状態。 ○2次冷却系による除熱シナリオ成功の判定条件（LOCA時を除く） 2次側の除熱機能が確保され、崩壊熱を有効に除去することで、炉心露出に至らないと評価される状態。 	【女川】 ・泊はレベル1 PSA 学会標準の炉心損傷判定条件に基づいて設定している（大飯と同様） 【女川】 ・泊は LOCA 時原子炉格納容器内除熱シナリオは先行して格納容器が破損し格納容器再循環サンプル水が減圧沸騰して冷却材が喪失することで最終的に炉心損傷に至るシナリオを想定しているため左記の条件を用いている。また、2次冷却系による除熱シナリオでは炉心露出に至らず給水可能な健全ループでの自然循環冷却が確保され蒸気発生器の保有水が回復傾向にあれば十分崩壊熱除去が可能で長期的に炉心損傷に至らないとして左記の条件を用いている（大飯と同様）
	起因事象ごとの成功基準	<ul style="list-style-type: none"> ・起因事象ごとの成功基準については、詳細は第3.1.1.c-1表を参照 	<ul style="list-style-type: none"> ・起因事象ごとの成功基準については、詳細は第3.1.1.c-1表を参照 	<ul style="list-style-type: none"> ・起因事象ごとの成功基準については、詳細は第3.1.1.c-1表を参照 	【女川】【大飯】 ・炉型、プラントの相違により第3.1.1.c-1表で整理した評価対象の起因事象や緩和手段が異なるため、成功基準が異なる
	余裕時間	<ul style="list-style-type: none"> ・2次冷却系の破断発生時破断ループの隔離 20分 ・蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）発生時の隔離 30分 ・補機冷却系の負荷制限 30分 	<ul style="list-style-type: none"> ・注水に関する手動バックアップ 30分 ・原子炉注水後の残留熱除去系による格納容器除熱操作 8時間 	<ul style="list-style-type: none"> ・LOCA時注入モードから再循環モードへの切り替え操作 30分 ・2次冷却系の破断発生時破断ループの隔離 20分 ・蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）発生時の隔離 30分 ・補機冷却系の負荷制限 30分 	【女川】 ・炉型の相違により評価対象とした緩和手段や余裕時間が異なる 【大飯】 ・泊は注入モードから再循環モードへ切り替える際再循環自動切替信号発信後に運転員による許可操作を行う必要があるため LOCA 時の余裕時間を考慮している（運転員による操作が必要であり LOCA 時の余裕時間を考慮している点は伊方、玄海と同様）
	成功基準設定のための熱水力学解析	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断 LOCA 時の ECCS 注水機能等に関する熱水力学解析を実施しており、使用した解析コードの検証性を確認している 	<ul style="list-style-type: none"> ・過渡変化時の炉心冷却機能等に関する熱水力学解析等を実施しており、使用した解析コードの検証性を確認している 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断 LOCA 時の ECCS 注水機能等に関する熱水力学解析を実施しており、使用した解析コードの検証性を確認している 	【女川】 ・炉型の相違により事象進展や評価対象とした緩和手段が異なるため、熱水力学解析が異なる（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 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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
3.1.1.d. 事故シーケンス	イベントツリー	<p>第3.1.1.d-1(a) 図 大破断LOCAイベントツリー</p>	<p>第3.1.1.d-1(b) 図 大破断LOCAイベントツリー</p>	<p>第3.1.1.d-1(c) 図 大破断LOCAイベントツリー</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉型の相違によりイベントツリーが異なる（大飯と同様） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は女川実績の反映により、抽出された事故シーケンスについて事故シーケンスグループの分類を追記している
3.1.1.e. システム信頼性	評価対象としたシステム	<p>【フロントライン系】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉停止系 他 <p>【サポート系】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源系 他 	<p>【フロントライン系】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スクラム系 他 <p>【サポート系】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・交流電源系 他 	<p>【フロントライン系】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉停止系 他 <p>【サポート系】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源系 他 	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉型の相違により評価対象システムが異なる（大飯と同様）
	システム信頼性評価の結果	(該当記載なし)	<p>システムの代表的なフォールトツリーの非信頼度：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・HPCS 2.3×10^{-3}（起因事象はLOCA）他 <p>（詳細は第3.1.1.e-3表を参照）</p>	<p>システムの代表的なフォールトツリーの非信頼度：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・補助給水 4.6×10^{-3}（起因事象はLOCA）他 <p>（詳細は第3.1.1.e-5表を参照）</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉型の相違により評価結果が異なる <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は女川実績の反映により、システムの代表的なフォールトツリーの非信頼度を記載している
	システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度	<ul style="list-style-type: none"> ・RCPシールLOCA発生確率 0.21 	<ul style="list-style-type: none"> ・制御棒挿入失敗確率 他 	<ul style="list-style-type: none"> ・RCPシールLOCA発生確率 1.0 	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価対象としたシステムの相違により評価結果が異なる（大飯と同様） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計の相違による発生確率の相違（伊方、玄海と同様）

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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
3.1.1.f. 信頼性パラメータ	機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率	・機器の復旧には期待しない	・機器（外部電源）の復旧に期待する	・機器の復旧には期待しない	【女川】 ・泊は故障した機器の使命時間中の復旧には期待していない（大飯と同様）
	待機除外確率	・試験による待機除外確率及び保守による待機除外確率を評価	・保守による待機除外確率を評価	・試験による待機除外確率及び保守による待機除外確率を評価	【女川】 ・泊は定期試験時に当該システムの機能を果たすことができない試験に対して試験による待機除外のモデル化を行っている。また、泊は保安規定に定める LCO の逸脱時に要求される措置として実施する「保守作業」に伴う待機除外時間として、要求される措置の完了時間（許容待機除外時間：AOT）を適用して待機除外確率を算出している。（大飯と同様）
	共通要因故障の評価方法	・以下の4つの条件を同時に満たす独立故障のグループに対して、共通要因故障の適用を検討した。 (1) 同一系統 (2) 冗長の機能を有する同種機器 (3) 起回事象発生前の運転状態が同一 (4) 同一故障モード ・動的機器の動的故障モードについては、共通要因故障が発生する可能性が比較的高いと考えられることから、上記条件を満たすものに対しては共通要因故障を考慮している。また、動的機器の静的故障モード及び静的機器については、故障実績があるものに対して共通要因故障を考慮した。	・動的機器の静的故障モード、静的機器の各故障モード及び複数機器の故障発生の可能性が低いと判断できる機器の故障については除外した。	・以下の4つの条件を同時に満たす独立故障のグループに対して、共通要因故障の適用を検討した。 (1) 同一系統 (2) 冗長の機能を有する同種機器 (3) 起回事象発生前の運転状態が同一 (4) 同一故障モード ・動的機器の動的故障モードについては、共通要因故障が発生する可能性が比較的高いと考えられることから、上記条件を満たすものに対しては共通要因故障を考慮している。また、動的機器の静的故障モード及び静的機器については、故障実績があるものに対して共通要因故障を考慮した。	【女川】 ・泊は左記の(1)～(4)の条件に従い共通要因故障を考慮している（大飯と同様） 【女川】 ・静的機器の各故障モードを除外している点と同様だが、動的機器については泊は故障実績として、文献[U.S. Nuclear Regulatory Commission, "CCF Parameter Estimations 2010 Update"]における共通要因故障パラメータの記載の有無や NUCIA での共通要因故障の報告事例の有無を確認しモデル化対象を同定している（大飯と同様）
共通要因故障パラメータ	・米国で公開され、PRA での使用実績がある NUREG/CR-5497（レベル1 PSA 学会標準推奨データベース）の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2010」に記載される MGL パラメータを使用	・米国で公開され、あるいは PRA での使用実績がある文献や既往の PRA 研究などから、妥当と考えられるパラメータを使用	・米国で公開され、PRA での使用実績がある NUREG/CR-5497（レベル1 PSA 学会標準推奨データベース）の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2010」に記載される MGL パラメータを使用	【女川】 ・使用している共通要因故障パラメータの相違（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 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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
3.1.1.g. 人的過誤	操作失敗	(該当記載なし)	・操作失敗については、THERPの「手動操作のコミッションエラー」として評価している。	・操作失敗については、オMISSIONエラー及びコミッションエラーのTHERP表を用いて評価している。	【女川】 ・泊はオMISSIONエラーを考慮している 【大飯】 ・泊は女川実績の反映により、操作失敗についてオMISSIONエラー及びコミッションエラーを考慮していることを記載している
	読取失敗	・事故時運転手順書に「～を確認する。」のような記載があり、かつ、それに付帯した機器等の操作がある場合は、その確認を「読取」として扱い、同定対象とする。	(該当記載なし)	・事故時運転手順書に「～を確認する。」のような記載があり、かつ、それに付帯した機器等の操作がある場合は、その確認を「読取」として扱い、同定対象とする。	【女川】 ・泊は事故時運転手順書にて計器等の確認操作を定めておりその人的過誤を読取失敗として考慮している（大飯と同様）
3.1.1.h. 炉心損傷頻度	事故シーケンスグループの選定	(該当記載なし)	・原子炉停止機能喪失/TC ・高圧・低圧注水機能喪失/TQUV ・高圧注水・減圧機能喪失/TQUX ・LOCA時注水機能喪失 大破断LOCA後の炉心冷却失敗/AE, 中破断LOCA後の炉心冷却失敗/S1E, 小破断LOCA後の炉心冷却失敗/S2E, ・格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA ・崩壊熱除去機能喪失/TW ・全交流動力電源喪失/TB 長期TB, TBD, TBU, TBP	・原子炉停止機能喪失 ・2次冷却系からの除熱機能喪失 ・ECCS注水機能喪失 ・ECCS再循環機能喪失 ・原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	【女川】 ・炉型の相違により考慮する事故シーケンスグループ及び抽出される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結果となっている） 【大飯】 ・泊は女川実績の反映により、事故シーケンスグループを記載している
	炉心損傷頻度	全炉心損傷頻度：6.4×10 ⁻⁵ （/炉年）	全炉心損傷頻度：5.5×10 ⁻⁵ （/炉年）	全炉心損傷頻度：2.3×10 ⁻⁴ （/炉年）	【女川】【大飯】 ・設計及び評価手法の相違により、炉心損傷頻度の結果が相違している
	重要度解析、不確かさ解析及び感度解析	感度解析項目 ・ドミナントシーケンスへのSA対策反映 ・プラント固有データの反映 ・インターフェイスシステムLOCAの発生頻度	感度解析項目 ・外部電源復旧の有無 ・プラント固有データの反映	感度解析項目 ・RCPシールLOCAの発生確率変更 ・インターフェイスシステムLOCAの発生頻度	【女川】【大飯】 ・泊は全炉心損傷頻度に対して寄与割合の大きいRCPシールLOCAの発生確率に対して感度解析を実施している（伊方、玄海と同様）。また、過去のPWRへのコメントを踏まえ、インターフェイスシステムLOCAの発生条件を有効性評価と整合させた場合の解析を実施している（伊方、玄海、大飯と同様）。泊は運転実績が少ないため、プラント固有データを用いた統計処理による感度解析は実施していない。

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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. PRA実施の目的</p> <p>本PRAは、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成25年6月19日）（以下「解釈」という。）第3章第37条に基づいて実施したものである。</p> <p>本PRAの結果は、解釈第3章第37条において炉心損傷防止対策等の有効性評価の対象として定められている必ず想定する事故シナリオグループ等に追加して評価すべき事故シナリオグループ等の抽出及び重要事故シナリオ等の選定に活用する。</p> <p>2. 事故シナリオグループ等の選定に係るPRAの実施範囲・評価対象・実施手法</p> <p>PRAの実施範囲は、日本原子力学会において実施基準が標準化されているなど、現段階で実施可能な、内部事象レベル1（出力運転時、停止時）、内部事象レベル1.5（出力運転時）、外部事象として地震レベル1及び津波レベル1とした。</p> <p>評価の対象とするプラント状態は、通商産業省「原子力発電所内におけるアクシデントマネジメントの整備について」（平成4年7月）（以下「AM要請」という。）以前の状態とした。</p> <p>これは、今回のPRAの目的が、設計基準事象を超えた重大事故に対する有効性評価を行うための事故シナリオグループ等の抽出及び重要事故シナリオ等の選定であることに鑑み、設計基準設備による対応を基本とし、AM要請以降に整備したアクシデントマネジメント策には期待しないことを前提に評価を行うこととしたものである。</p>	<p>1. PRA実施の目的</p> <p>本PRAは、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成25年6月19日）（以下「解釈」という。）第3章第37条に基づいて実施したものである。</p> <p>本PRAの結果は、解釈第3章第37条において炉心損傷防止対策等の有効性評価の対象として定められている必ず想定する事故シナリオグループ等に追加して評価すべき事故シナリオグループ等の抽出及び重要事故シナリオ等の選定に活用する。</p> <p>2. 事故シナリオグループ等の選定に係るPRAの実施範囲・評価対象・実施手法</p> <p>PRAの実施範囲は、日本原子力学会において実施基準が標準化されている等、現段階で実施可能な、内部事象レベル1（出力運転時、停止時）、内部事象レベル1.5（出力運転時）、外部事象として地震レベル1及び津波レベル1とした。</p> <p>評価の対象とするプラント状態は、今回のPRAの目的が、設計基準事象を超えた重大事故に対応する重大事故等対策の有効性評価を行うための事故シナリオグループ等の抽出及び重要事故シナリオ等の選定であることに鑑み、設計基準事故対処設備による対応を基本とし、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策には期待しないことを前提としたプラント状態とした。</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は1.にPRA実施の目的を記載している <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2.にPRAの実施範囲・評価対象・実施方法を記載している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 （以下、相違理由説明を省略） <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・設計の相違に伴う記載内容の相違 ・泊（平成4年以降の設置プラント）は運転開始時点よりアクシデントマネジメント策を整備している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・泊は解釈第3章第37条に従い、PRAの目的が重大事故等対策の有効性評価を行うための事故シナリオグループ及び事故シナリオの抽出である

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 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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. レベル1PRA 1.1 内部事象PRA 1.1.1 出力運転時PRA 出力運転時PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル1PSA編）：2008（以下「レベル1PSA学会標準」という。）」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第1.1.1-1図に示す。</p> <p>1.1.1.a 対象プラント ① 対象とするプラントの説明 (1) プラント情報の収集及び分析</p> <p>内部事象出力時レベル1PRA実施に当たり必要とされる設計、運転管理に関する情報を把握するため、以下の本プラントの設計、運転管理、保守管理の情報をPRAの目的に応じて調査し、収集した。</p>	<p>なお、給復水系による冷却や、外部電源の復旧など、AM要請以前より運用されている通常の操作・対応や、非常用炉心冷却系の手動起動などのAM要請以前より設備の設計方針の前提として考慮され、手順があるものについては、重大事故対応を目的として特別に整備したものではないことから、評価対象として含めることとした。また、地震及び津波のPRAについては、これまでに整備し今後整備していく設計基準対象施設を考慮している。</p> <p>3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 出力運転時PRA 出力運転時PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル1PSA編）：2008（以下「レベル1PSA学会標準」という。）」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第3.1.1-1図に示す。</p> <p>3.1.1.a 対象プラント ① 対象とするプラントの説明 (1) プラント情報の収集・分析</p> <p>内部事象出力運転時レベル1PRAの実施に当たり必要とされる設計、運転管理に関する情報を把握するため、以下の本プラントの設計、運転・保守管理の情報をPRAの目的に応じて調査・収集した。</p>	<p>なお、作動信号失敗時の手動信号や、自動作動失敗時の手動作動等の設計基準事故対処設備の機能を維持させるためのバックアップ操作は、設備の設計方針の前提として考慮され、手順があるものについては、重大事故対応を目的として特別に整備したものではないことから、評価対象として含めることとした。また、地震及び津波のPRAについては、これまでに整備し今後整備していく設計基準対象施設を考慮している。</p> <p>3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 出力運転時PRA 出力運転時PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル1PSA編）：2008」（以下「レベル1PSA学会標準」という。）を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第3.1.1-1図に示す。</p> <p>3.1.1.a 対象プラント ① 対象とするプラントの説明 (1) プラント情報の収集・分析</p> <p>内部事象出力運転時レベル1PRAの実施に当たり必要とされる設計、運転管理に関する情報を把握するため、以下の本プラントの設計、運転・保守管理の情報をPRAの目的に応じて調査・収集した。</p>	<p>と記載している</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違 ・PRAにおいて期待しているバックアップ操作が相違している（大飯に記載はないが、泊と同様の方針となっている）</p> <p>【大飯】 ■付番の相違 ・女川実績反映による項目番号の相違 （以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【大飯】 ■付番の相違 ・女川実績反映による図番の相違 （以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違 ・女川実績の反映 （以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違 （以下、相違理由説明を省略）</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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>— PRA実施に当たり必要とされる基本的な情報（設計情報、運転管理情報、保守管理情報等）</p> <p>— 定量化に当たり必要とされる情報（機器故障率、起因事象発生に関する運転経験等）</p> <p>本プラントについて入手した図書類を、第1.1.1.a-1表に示す。</p> <p>また、a.項にレベル1PRAにおいて重要となる安全系、サポート系及び電源等の系統設備構成について示し、b項にレベル1.5PRAにおいて重要となる原子炉格納施設の構成について示す。以下に本プラントの基本仕様を示す。</p> <p>・出力 — 熱出力 3,423MWt — 電気出力 1,180MWe</p> <p>・プラント型式 — 加圧水型4ループプラント</p> <p>・原子炉格納容器型式 — 上部半球円筒型（PCCV）</p> <p>a. 主要な設備の構成及び特性</p> <p>本プラントのPRAに係るプラントの基本設計は、次に説明する主要な1次冷却系及び安全系により構成される。第1.1.1.a-1図に本プラントの1次冷却設備を、第1.1.1.a-2図に工学的安全施設の概要を示す。また、第1.1.1.a-2表に系統設備概要を示す。</p> <p>(a) 原子炉停止に関する系統（第1.1.1.a-3図、第1.1.1.a-4図）</p> <p>原子炉停止に関する系統は、制御棒の自重落下により負の反応度添加を行う原子炉保護系（原子炉トリップ系）とほう酸水を炉心に注入し負の反応度を添加する化学体積制御系から構成される。</p>	<p>・PRA実施にあたり必要とされる基本的な情報（設計情報、運転・保守管理情報等）</p> <p>・定量化にあたり必要とされる情報（機器故障、起因事象発生に関する運転経験等）</p> <p>本プラントについて入手した図書類を、第3.1.1.a-1表に示す。</p> <p>また、a.項にレベル1PRAにおいて重要となる安全系、サポート系及び電源等の系統設備構成について示し、b.項にレベル1.5PRAにおいて重要となる原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の構成について示す。以下に本プラントの基本仕様を示す。</p> <p>・出力 — 熱出力 2,436MWt — 電気出力 825MWe</p> <p>・プラント型式 — 沸騰水型BWR-5</p> <p>・格納容器型式 — 圧力抑制形（マークI改良型）</p> <p>a. 主要な設備の構成・特性</p> <p>本プラントのPRAに係るプラントの基本設計は、次に説明する主要な安全系統により構成される。第3.1.1.a-1図に本プラントの主要設備の概要を示す。また、第3.1.1.a-2表に系統設備概要を示す。</p> <p>(a) 原子炉停止機能に関する系統</p> <p>通常運転時は、原子炉再循環流量制御系とあいまって、制御棒及び制御棒駆動系からなる反応度制御系により、原子炉の出力の調整を行う。原子炉起動時・停止時にも、反応度制御系を利用する。異常時にあつては、以下の系統により原子炉を停止する。</p> <p>1) 制御棒及び制御棒駆動系（スクラム系）（第3.1.1.a-2, 3図）</p>	<p>・PRA実施に当り必要とされる基本的な情報（設計情報、運転・保守管理情報等）</p> <p>・定量化に当り必要とされる情報（機器故障、起因事象発生に関する運転経験等）</p> <p>本プラントについて入手した図書類を、第3.1.1.a-1表に示す。</p> <p>また、a.項にレベル1PRAにおいて重要となる安全系、サポート系及び電源等の系統設備構成について示し、b.項にレベル1.5PRAにおいて重要となる原子炉格納施設の構成について示す。以下に本プラントの基本仕様を示す。</p> <p>・出力 — 熱出力 2,660MWt — 電気出力 912MWe</p> <p>・プラント型式 — 加圧水型3ループプラント</p> <p>・原子炉格納容器型式 — 鋼製上部半球形下部さら形円筒形</p> <p>a. 主要な設備の構成・特性</p> <p>本プラントのPRAに係るプラントの基本設計は、次に説明する主要な1次冷却系及び安全系により構成される。第3.1.1.a-1図に本プラントの1次冷却設備を、第3.1.1.a-2図に工学的安全施設の概要を示す。また、第3.1.1.a-2表に系統設備概要を示す。</p> <p>(a) 原子炉停止に関する系統（第3.1.1.a-3図、第3.1.1.a-4図）</p> <p>原子炉停止に関する系統は、制御棒の自重落下により負の反応度添加を行う原子炉保護設備とほう酸水を炉心に注入し負の反応度を添加する化学体積制御設備から構成される。</p>	<p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・泊は設置許可申請書の記載に基づき、原子炉格納容器やアンニユラス空気浄化設備を含めた記載としている</p> <p>【女川】【大飯】</p> <p>■設計の相違</p> <p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・PWR設計のため、3.1.1.a①(1)a.(a)～(e)とb.(a)～(b)については大飯と比較する(着色せず)</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、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1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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) 原子炉冷却に関する系統</p> <p>非常用炉心冷却設備は、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系からなる。これら非常用炉心冷却設備は、多重性及び独立性を備える非常用所内交流電源から受電できるようにする等の考慮を払うことにより、単一故障に加え、外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できる。</p> <p>また、テストライン等を用いた作動試験によってその健全性が確認できるようにしている。</p> <p>1) 蓄圧注入系（第3.1.1.a-5図）</p> <p>蓄圧注入系は、蓄圧タンクと配管、弁類で構成され、各1次冷却材ループに1系統ずつ設置されている。1次冷却材の圧力が蓄圧タンクの保持圧力（約4.4MPa[gage]）以下になれば、原子炉格納容器内に設けてある蓄圧タンクから1次冷却材低温側配管を通して原子炉格納容器内にほう酸水を自動的に注水して、炉心の早期冷却を確保する。</p> <p>2) 高圧注入系（第3.1.1.a-5図）</p> <p>高圧注入系は、高圧注入ポンプ、配管及び弁類で構成される。高圧注入ポンプは、100%容量のものが2台設置されている。</p> <p>高圧注入系は、次に示す非常用炉心冷却設備作動信号で自動作動する。</p> <p>① 原子炉圧力低</p> <p>② 主蒸気ライン圧力低</p> <p>③ 原子炉格納容器圧力高</p> <p>④ 手動</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号により、高圧注入ポンプが起動し、燃料取替用水ピットのほう酸水を、1次冷却材低温側</p>	<p>原子炉水位低（レベル3）等の原子炉保護系の信号により異常を検知して、急速かつ自動的に制御棒を炉心に挿入し、原子炉を停止させる。</p> <p>(b) 炉心冷却機能に関する系統（第3.1.1.a-1, 4, 5図）</p> <p>通常運転時は、給復水系より原子炉へ冷却材を給水し、炉心で発生する蒸気を原子炉から主蒸気系を通して取り出し、タービン発電機を駆動する。タービンをした低圧の蒸気は主復水器にて凝縮され、再び給復水系へ冷却材を供給する。原子炉停止時には、残留熱除去系により原子炉の残留熱を除去する。主復水器が使えない異常時にあつては、以下の系統により原子炉を冷却する。</p> <p>1) 高圧炉心スプレイ系（HPCS）（第3.1.1.a-6 図）</p> <p>高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位低（レベル2）又はドライウェル圧力高の信号で自動起動し、復水貯蔵タンク水（第1水源）あるいはサブプレッションチェンバ内のプール水（第2水源）を炉心上部に設けられた炉心スプレイスパーチャのノズルから燃料集合体にスプレイして炉心を冷却する。</p> <p>2) 原子炉隔離時冷却系（RCIC）（第3.1.1.a-7 図）</p> <p>原子炉隔離時冷却系は、原子炉停止後、給復水系が何らかの原因で停止した場合に、原子炉水位低（レベル2）により自動起動し、原子炉の水位を維持する。本系統は、注水ポンプの動力源として、原子炉で生じる蒸気を使った蒸気タービンを用い、制御用電源はバッテリーを用いており、発電所内の全ての交流電源が喪失しても原子炉の冷却を達成できる。</p>	<p>(b) 原子炉冷却に関する系統</p> <p>非常用炉心冷却設備は、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系からなる。これら非常用炉心冷却設備は、多重性及び独立性を備える非常用交流電源設備から受電できるようにする等の考慮を払うことにより、単一故障に加え、外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できる。</p> <p>また、テストライン等を用いた作動試験によってその健全性が確認できるようにしている。</p> <p>1) 蓄圧注入系（第3.1.1.a-5図）</p> <p>蓄圧注入系は、蓄圧タンクと配管、弁類で構成され、各1次冷却材ループに1系統ずつ設置されている。1次冷却材の圧力が蓄圧タンクの保持圧力（約4.4MPa[gage]）以下になれば、原子炉格納容器内に設けてある蓄圧タンクから1次冷却材低温側配管を通して原子炉格納容器内にほう酸水を自動的に注水して、炉心の早期冷却を確保する。</p> <p>2) 高圧注入系（第3.1.1.a-5図）</p> <p>高圧注入系は、高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク、配管及び弁類で構成される。高圧注入ポンプは、100%容量のものが2台設置されている。</p> <p>高圧注入系は、次に示す非常用炉心冷却設備作動信号で自動作動する。</p> <p>① 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致</p> <p>② 原子炉圧力異常低</p> <p>③ 主蒸気ライン圧力低</p> <p>④ 原子炉格納容器圧力高</p> <p>⑤ 手動</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号により、高圧注入系の弁が開くとともに、高圧注入ポンプが起動し、ほう酸注入タンク及</p>	<p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・泊は他条文の記載と整合させた設備名称を記載している（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【大飯】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・泊はほう酸注入タンクを設置しており、大飯は設置していない。（泊は高浜、川内と同様）（以下、相違理由は「設計の相違」と記載し説明を省略）</p> <p>・信号の相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■設計の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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>配管を経て、原子炉に注水する。</p> <p>燃料取替用水ピットの水位が低くなると、高圧注入ポンプの水源を格納容器再循環サンプに自動的に切り替えて、高圧注入配管から原子炉に注水する再循環モードへ移行する。</p> <p>3) 低圧注入系（第1.1.1.a-5図） 低圧注入系は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、配管及び弁類で構成される。余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、100%容量のものを各々2台設置する。低圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号により、燃料取替用水ピットのほう酸水を、余熱除去冷却器を経て、1次冷却材低温側配管から原子炉に注水する。 燃料取替用水ピットの水位が低くなると、余熱除去ポンプの水源を格納容器再循環サンプに自動的に切り替えて、余熱除去冷却器で冷却した後、低圧注入配管から原子炉に注水する再循環モードへ移行する。</p> <p>4) 原子炉格納容器スプレイ設備（第1.1.1.a-6図） 原子炉格納容器スプレイ設備は、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器の内圧を下げるのと同時に、原子炉格納容器内に放出されたよう素を除去するもので、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、よう素除去薬品タンク、配管及び弁類で構成される。格納容器スプレイポンプは100%容量のものを2台、格納容器スプレイ冷却器は100%容量のものを2基、また、よう素除去薬品タンクは100%容量のものを1基設置する。</p>	<p>3) 自動減圧系（ADS）（第3.1.1.a-1 図） 自動減圧系は、主蒸気系の逃がし安全弁（以下「S/R弁」という。）11弁の内6弁からなり、低圧注水系あるいは低圧炉心スプレイ系と連携して炉心を冷却する機能を持つ。本系統は、原子炉水位低（レベル1）及びドライウエル圧力高の両信号をうけて作動し、原子炉圧力を低下させる。</p> <p>4) 低圧炉心スプレイ系（LPCS）（第3.1.1.a-8 図） 低圧炉心スプレイ系は、原子炉水位低（レベル1）又はドライウエル圧力高の信号で自動起動し、サブプレッションチェンパ内のプール水を炉心上部に設けられた炉心スプレイスパーチャのノズルから燃料集合体にスプレイして炉心を冷却する。</p>	<p>燃料取替用水ピットのほう酸水を、1次冷却材低温側配管を経て、原子炉に注水する。</p> <p>燃料取替用水ピットの水位が低くなると、高圧注入ポンプの水源を格納容器再循環サンプに切り替えて、高圧注入配管から原子炉に注水する再循環モードへ移行する。</p> <p>3) 低圧注入系（第3.1.1.a-5図） 低圧注入系は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、配管及び弁類で構成される。余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、100%容量のものを各々2台設置する。低圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号により、燃料取替用水ピットのほう酸水を、余熱除去冷却器を経て、1次冷却材低温側配管から原子炉に注水する。 燃料取替用水ピットの水位が低くなると、余熱除去ポンプの水源を格納容器再循環サンプに切り替えて、余熱除去冷却器で冷却した後、低圧注入配管から原子炉に注水する再循環モードへ移行する。</p> <p>4) 原子炉格納容器スプレイ設備（第3.1.1.a-6図） 原子炉格納容器スプレイ設備は、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器の内圧を下げるのと同時に、原子炉格納容器内に放出されたよう素を除去するもので、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、よう素除去薬品タンク、配管及び弁類で構成される。格納容器スプレイポンプは100%容量のものを2台、格納容器スプレイ冷却器は100%容量のものを2基、また、よう素除去薬品タンクは100%容量のものを1基設置する。</p>	<p>・泊はほう酸注入タンクの前 後の弁の作動を伴うため</p> <p>【大飯】 ■設計の相違</p> <p>・泊は注入モードから再循環モードへ切り替える際再循環自動切替信号発信後に運転員による許可操作を行う必要がある（運転員による操作が必要な点は伊方、玄海と同様） （以下、相違理由は「設計の相違」と記載し説明を省略）</p> <p>【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1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(c) 電源、補機冷却水系等のサポート系 (a)～(b)の事故時の基本的な安全機能を果たす系統（一般にフロントライン系という）をサポートする系統があり、以下の系統の動作が必要とされる。</p> <p>1) 電源系（非常用所内交流電源、直流電源、計装用電源） (第1.1.1.a-7図～第1.1.1.a-10図)</p>	<p>5) 低圧注水系（LPCI）（第3.1.1.a-9図） 低圧注水系は、低圧炉心スプレイ系と同じ信号で自動起動し、サプレッションチェンバ内のプール水を原子炉へ注水して炉心を冷却する。本原子炉施設では、低圧注水系を3系統設けている。</p> <p>(c) 格納容器熱除去機能に関する系統 1) 残留熱除去系（RHR）（第3.1.1.a-10, 11 図） 残留熱除去系は、ポンプ3台、熱交換器2基からなり、原子炉停止後の崩壊熱を、原子炉から除去する。また、本系統は、弁の切り替えにより、低圧注水系、格納容器スプレイ冷却系としても使用できる。</p> <p>(d) 安全機能のサポート機能に関する系統 通常運転時及び原子炉停止時の補機冷却は、淡水ループ、海水系からなる原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系により原子炉建屋内の機器を冷却する。また、電源は通常運転時は所内変圧器を通して供給し、原子炉の起動又は停止時は起動変圧器を通して受電する。異常時には、以下の系統により補機の冷却、電源の供給を行う。</p> <p>3) 電源系(第3.1.1.a-15, 16, 17図)</p> <p>所内変圧器の故障時には、常用母線は起動変圧器を通して受電するように切り替える。非常用高圧母線が停電した場合には、非常用高圧母線に接続された負荷は、動力変圧器及び非常用低圧母線に接続されるモータコントロールセンタを除いて全て遮断される。非常用ディーゼル発電機が自動起動し、非常用高圧母線に接続され原子炉の停止に必要な負荷が</p>	<p>(c) 電源、補機冷却水系等のサポート系 (a)～(b)の事故時の基本的な安全機能を果たす系統（一般にフロントライン系という）をサポートする系統があり、以下の系統の動作が必要とされる。</p> <p>1) 電気設備（非常用交流電源設備、直流電源設備、計測制御用電源設備）（第3.1.1.a-7図～第3.1.1.a-10図）</p> <p>非常用交流電源設備は、非常用所内電源として非常用高圧母線2母線で構成し、ディーゼル発電機は、多重性を考慮し2台備え、非常用高圧母線にそれぞれ接続する。非常用高圧母線低電圧信号が発信した場合には、ディーゼル発電機が自動起動するとともに非常用母線に接続する負荷のうち動力変圧器等を除きすべて開放する。ディーゼル発電機の電圧が確立す</p>	<p>【女川】 ・系統設備に関する記載の比較のため女川の(d)の1～3)の順番を入れ替えている</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違 ・泊は他条文の記載と整合させた設備名称を記載している</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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) 工学的安全施設作動設備（安全注入信号作動設備、格納容器スプレイ信号作動設備）（第1.1.1.a-11図）</p> <p>3) 原子炉補機冷却系（原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系）（第1.1.1.a-12図、第1.1.1.a-13図）</p>	<p>自動的に投入される。 直流電源設備は、非常用所内電源として所内用125V 2系統、高圧炉心スプレイ系用125V 1系統が設けられている。</p> <p>1) 補機冷却系（第3.1.1.a-12、13図）</p>	<p>ると非常用高圧母線に自動的に接続され、原子炉を停止するために必要な負荷を順次投入する。 直流電源設備は、非常用所内電源として非常用直流母線2母線で構成し、母線電圧は125Vである。非常用所内電源の直流電源設備は、非常用低圧母線に接続される充電器2台、蓄電池2組等2系列で構成し、いずれかの1系列が故障しても残りの1系列で原子炉の安全性は確保できる。 計測制御用電源設備は、非常用として計装用交流母線8母線で構成し、母線電圧は100Vである。非常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線と非常用直流母線に接続する無停電電源装置等で構成する。</p> <p>2) 工学的安全施設作動設備（非常用炉心冷却設備作動信号、原子炉格納容器スプレイ作動信号）（第3.1.1.a-11図）</p> <p>工学的安全施設作動設備は、原子炉冷却材喪失、主蒸気管破断等に際して、炉心の冷却を行い、原子炉格納容器バウンダリを保護し、発電所周辺の公衆の安全を確保するための設備を作動させる。 工学的安全施設作動信号の例としては以下のものがある。 ・非常用炉心冷却設備作動信号 炉心冷却材の確保あるいは過度の反応度添加を抑え、炉心の損傷を防止するため、特定の信号が発信した場合には、原子炉をトリップさせるとともに、非常用炉心冷却設備作動信号を発信し、高圧注入系起動等の動作を行う。 ・原子炉格納容器スプレイ作動信号 1次冷却設備の配管破断又は原子炉格納容器内での主蒸気管破断時に、原子炉格納容器の減圧及びよう素除去の目的で、原子炉格納容器スプレイ作動信号を発信し、原子炉格納容器スプレイ設備の起動を行う。この信号によって原子炉格納容器隔離も行う。</p> <p>3) 原子炉補機冷却水設備（第3.1.1.a-12図）</p>	<p>【大飯】 ■記載表現の相違 ・泊は他条文の記載と整合させた設備名称を記載している</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違 ・泊は系統設備ごとに記載し</p>

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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>4) 換気空調設備（第1.1.1.a-14 図）</p> <p>5) 制御用圧縮空気設備（第1.1.1.a-15 図）</p>	<p>低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系及び非常用ディーゼル発電機は原子炉補機冷却水系で冷却され、原子炉補機冷却水系は原子炉補機冷却海水系で冷却される。給復水系関連設備はタービン補機冷却水系で冷却され、タービン補機冷却水系はタービン補機冷却海水系で冷却される。また、高圧炉心スプレイ系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機は、高圧炉心スプレイ補機冷却水系で冷却され、高圧炉心スプレイ補機冷却水系は高圧炉心スプレイ補機冷却海水系で冷却される。</p> <p>2) 復水器真空度維持に関するサポート系(第3.1.1.a-14図)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・循環水系(CW) <p>2台の循環水ポンプによって冷却水(海水)を主復水器に導き、主復水器に流入する蒸気を冷却する系統である。熱交換した冷却水は放水路を経て海に放出される。</p> ・タービングランド蒸気系(TGS) <p>タービン及び弁類のグランド部にシール蒸気を供給すること、グランド部よりグランド蒸気復水器へ蒸気及び空気を戻すことにより内部への空気の流入を防止することを目的とした系統である。</p> ・復水器空気抽出系(A0) <p>主復水器に漏入する空気及びタービン排気に含まれる水素、酸素等の非凝縮性ガスを連続的に抽出し、気体廃棄物処理系(OG)へ送り、主復水器真空度を保持するための系統である。</p> ・気体廃棄物処理系(OG) <p>¹⁶N、¹⁹Oのような短寿命放射性核種に対して十分な時間減衰を図り、平常時に排気筒より放出される放射能を許容放出率より低くする設備である。本評価では、A0からの非凝縮性ガスからの排気機能を維持するための機能として考慮する。すなわち、主復水器真空度維持に必要な系統としている。</p> 	<p>原子炉補機冷却水設備は、原子炉補機冷却水冷却器4基、原子炉補機冷却水ポンプ4台、原子炉補機冷却水サージタンク1基、多重性を備えた安全機能を有する原子炉補機へ冷却水を供給する母管2本とその他の原子炉補機へ冷却水を供給する母管1本等からなる閉回路を構成し、原子炉補機から発生した熱を冷却する。</p> <p>4) 原子炉補機冷却海水設備（第3.1.1.a-13図）</p> <p>原子炉補機冷却海水設備は、2系列で構成し、各系列に原子炉補機冷却海水ポンプを2台設置し、原子炉補機冷却水冷却器、ディーゼル発電機及び空調用冷凍機に冷却海水を供給して、原子炉補機等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海に輸送する。</p> <p>5) 換気空調設備（第3.1.1.a-14図）</p> <p>換気空調設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、放射線業務従事者等に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質を除去低減するもので、アンユラス空気浄化設備、格納容器換気空調設備、補助建屋換気空調設備等で構成する。</p> <p>6) 制御用圧縮空気設備（第3.1.1.a-15図）</p>	<p>ている（伊方と同様）</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・泊は他条文の記載と整合させた設備名称を記載している</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・泊は系統設備ごとに記載している（伊方と同様）</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・泊は他条文の記載と整合させた設備名称を記載している</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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>(d) その他の系統</p> <p>事故時に動作が必要な設備のうち、PRAで動作を考慮する設備は以下のものがある。</p> <p>1) 加圧器逃がし弁、加圧器安全弁設備（第1.1.1.a-1図）</p> <p>加圧器逃がし弁は、負荷減少時に1次冷却材圧力を原子炉トリップ設定値以下に制限し得る容量とする。万一、加圧器逃がし弁に漏えいが起こった場合に加圧器逃がし弁を隔離するため遠隔操作の加圧器逃がし弁元弁を設ける。</p> <p>加圧器安全弁は、ばね式で加圧器逃がしタンクからの背圧変動が安全弁の設定圧力に影響を与えない背圧補償型を使用する。加圧器安全弁の上流側配管には、ループシールを設け、加圧器安全弁の弁座から、水素ガスや蒸気等が漏えいしない構造とする。加圧器安全弁の吹出し圧力は、1次冷却系の最高使用圧力に設定し、安全弁の容量はプラント負荷喪失時のサージ流量以上の値とする。加圧器安全弁により、1次冷却系の圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に抑えることができる。</p> <p>2) 主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、主蒸気ダンプ設備（第1.1.1.a-16図）</p> <p>蒸気発生器からの蒸気を、タービンをバイパスして直接復水器に導くため、主蒸気連絡管より復水器へのタービンバイパス系を設ける。タービンバイパス弁は15個設け、定格主蒸</p>	<p>(e) その他の系統</p> <p>事故時に動作が必要な設備のうち、PRAで動作を考慮する設備は以下のものがある。</p> <p>1) 給水系・復水系・主復水器による除熱（以下「通常除熱系」という。）（第3.1.1.a-4図）</p> <p>給水系は主復水器ホットウェルの水を低圧復水ポンプ、高圧復水ポンプ及び電動給水ポンプにより炉心へ注入する系統である。また、復水系は主復水器ホットウェルの水を低圧復水ポンプにより炉心へ注入する系統である。通常除熱系は主復水器で蒸気を凝縮することにより、原子炉圧力容器から崩壊熱を除去する系統である。</p>	<p>制御用圧縮空気設備は、制御用空気圧縮機2台、制御用空気だめ2基、制御用空気除湿装置2台、多重性を備えた安全機能を有する機器へ圧縮空気を供給する母管2本とその他の機器へ圧縮空気を供給する母管1本等から構成する。</p> <p>(d) その他の系統</p> <p>事故時に動作が必要な設備のうち、PRAで動作を考慮する設備は以下のものがある。</p> <p>1) 加圧器逃がし弁、加圧器安全弁（第3.1.1.a-1図）</p> <p>加圧器逃がし弁は、負荷減少時に1次冷却材圧力を原子炉トリップ設定値以下に制限し得る容量とする。万一、加圧器逃がし弁に漏えいが起こった場合に加圧器逃がし弁を隔離するため遠隔操作の加圧器逃がし弁元弁を設ける。</p> <p>加圧器安全弁は、ばね式で加圧器逃がしタンクからの背圧変動が安全弁の設定圧力に影響を与えない背圧補償型を使用する。加圧器安全弁の上流側配管には、ループシールを設け、加圧器安全弁の弁座から水素ガスや蒸気等が漏えいしない構造とする。加圧器安全弁の吹出し圧力は、1次冷却設備の最高使用圧力に設定し、安全弁の容量はプラント負荷喪失時のサージ流量以上の値とする。加圧器安全弁により、1次冷却系の圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に抑えることができる。</p> <p>2) 主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、タービンバイパス系（第3.1.1.a-16図）</p> <p>蒸気発生器からの蒸気を、タービンをバイパスして直接復水器に導くため、主蒸気連絡管より復水器へのタービンバイパス系を設ける。タービンバイパス弁は6個設け、定格主蒸</p>	<p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・泊は他条文の記載と整合させた設備名称を記載している</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・泊は他条文の記載と整合させた設備名称を記載している</p> <p>【大飯】</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>気流量の約55%を処理できる。</p> <p>復水器の真空が喪失した場合には、主蒸気逃がし弁あるいは主蒸気安全弁の動作により、過圧を防止するとともに、1次冷却系を冷却する。</p> <p>主蒸気逃がし弁は、各系統の主蒸気隔離弁の上流に、各1個設け、定格主蒸気流量の約10%を処理できる。主蒸気逃がし弁は、各系統で制御され、中央制御室からも手動操作が可能であるが、通常は自動制御し、主蒸気圧力信号が設定点以上になると全開となる。</p> <p>主蒸気系を過度の圧力上昇から保護するために、各系統の主蒸気隔離弁の上流にそれぞれ5個、合計20個の主蒸気安全弁を設け、定格主蒸気流量を処理する。</p> <p>3) 補助給水ポンプ（第1.1.1.a-16図）</p> <p>補助給水ポンプは、主給水管破断事故等により通常の給水系の機能が失われた場合に、蒸気発生器に給水する。補助給水ポンプはタービン動1台、電動2台を設ける。各ポンプとも水源は復水ピットを使用するが、後備用として2次系純水タンクも使用することができる。</p> <p>4) 主蒸気隔離弁（第1.1.1.a-16図）</p> <p>主蒸気管破断時に、主蒸気ループを隔離し、無制限な蒸気放出を速やかに阻止するように、主蒸気連絡管の上流の各主蒸気管には、主蒸気隔離弁及び逆止弁を各々1個ずつ直列に設ける。隔離弁は、主蒸気ライン隔離信号又は手動により動作する。</p> <p>b. 原子炉格納施設の構成及び特性</p> <p>(a) 原子炉格納施設の構成及び特性（第1.1.1.a-17図）</p> <p>原子炉格納施設は、内面に鋼製のライナープレートを設けたプレストレストコンクリート造の屋外型円筒構造物である。</p>	<p>格納容器の構成・特性</p> <p>(a) 格納容器（第3.1.1.a-18図）</p> <p>本原子炉施設の格納容器は、圧力抑制形鋼製格納容器（マークI改良型）である。格納容器は上下部半球円筒形をした</p>	<p>気流量の約40%を処理できる。</p> <p>復水器の真空が喪失した場合には、主蒸気逃がし弁あるいは主蒸気安全弁の動作により、過圧を防止するとともに、1次冷却系を冷却する。</p> <p>主蒸気逃がし弁は、各系統の主蒸気隔離弁の上流に各1個設け、定格主蒸気流量の約10%を処理できる。主蒸気逃がし弁は、各系統で制御され、中央制御室からも手動操作が可能であるが、通常は自動制御し、主蒸気圧力信号が設定点以上になると全開となる。</p> <p>主蒸気系を過度の圧力上昇から保護するために、各系統の主蒸気隔離弁の上流にそれぞれ5個、合計15個の主蒸気安全弁を設け、定格主蒸気流量を処理する。</p> <p>3) 補助給水ポンプ（第3.1.1.a-16図）</p> <p>補助給水ポンプは、主給水管破断事故等により通常の給水系の機能が失われた場合に蒸気発生器に給水する。補助給水ポンプはタービン動1台、電動2台を設ける。各ポンプとも水源は、補助給水ピットを使用するが、後備用として2次系純水タンクも使用することができる。</p> <p>4) 主蒸気隔離弁（第3.1.1.a-16図）</p> <p>主蒸気管破断時に、主蒸気ループを隔離し、無制限な蒸気放出を速やかに阻止するように、主蒸気連絡管の上流の各主蒸気管には、主蒸気隔離弁及び逆止弁を各々1個ずつ直列に設ける。隔離弁は、主蒸気ライン隔離信号又は手動により動作する。</p> <p>b. 原子炉格納施設の構成・特性</p> <p>(a) 原子炉格納施設の構成・特性（第3.1.1.a-17図）</p> <p>原子炉格納施設は、原子炉格納容器、外部遮へい、アンユラス部、原子炉格納容器スプレイ設備、アンユラス空気浄化</p>	<p>■設計の相違</p> <p>・タービンバイパス弁の個数及び容量の相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・主蒸気逃がし弁の個数の相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■設備名称の相違</p> <p>・復水ピット⇔補助給水ピット</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】</p> <p>■設計の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>り、シェル部をPC鋼より線55本で構成されるテンドンで締付けることにより、コンクリート部に膜圧縮力を与え、事故時の圧力変動にも十分耐えられるように設計している。</p> <p>原子炉格納容器の円筒下部外側は密閉された空間（アニュラス部）を形成し、二重の格納機能を持たせる。配管、電線、ダクト、エアロック等の格納容器貫通部は、このアニュラス部を通るようにする。</p> <p>原子炉冷却材喪失事故時等に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放出に対する最終の障壁（原子炉格納容器バウンダリ）を形成するため、原子炉格納容器を貫通する配管で事故時に閉鎖が要求されるものには隔離弁等を設け、事故後直ちに閉鎖が要求されない配管については、隔離弁を設置したと同等の隔離機能を持たせるか、原子炉格納容器の外又は内に弁を設け長期にわたってこれを閉鎖できるようにする。</p> <p>(b) アニュラス空気浄化設備（第1.1.1.a-18図）</p> <p>アニュラス空気浄化設備は、アニュラス空気浄化ファンとアニュラス空気浄化フィルタユニットで構成し、100%容量のものが2系統設置されている。本設備は、原子炉冷却材喪失事故時に漏えいした空気を浄化再循環し、一部を排気筒に導いている。</p> <p>② PRAに影響する特徴</p> <p>本プラントにおいて、PRAに影響する主な特徴についての説明及びPRAでの具体的な取扱いについて以下に示す。</p>	<p>ドライウェルと円環形サブプレッションチェンバに区分されている。ドライウェルとサブプレッションチェンバの液相部は、8本のベント管により連絡されており、原子炉冷却材喪失事故（以下「LOCA」という。）時に原子炉から放出される蒸気はこのベント管を通してサブプレッションチェンバのプール水に導かれて凝縮される。</p> <p>格納容器内雰囲気は、通常運転時においては窒素置換されており、大量の水素ガスが発生したとしても可燃限界に至らない。</p> <p>(b) 格納容器スプレイ冷却系（第3.1.1.a-10図）</p> <p>本系統は、残留熱除去系ポンプにより、サブプレッションチェンバのプール水をドライウェル及びサブプレッションチェンバ内にスプレイすることによって、事故時に格納容器内に浮遊しているよう素を除去するとともに、格納容器内の温度、圧力を低減し、格納容器内の放射性物質の漏えいを抑制する。</p>	<p>設備及び格納容器換気空調設備で構成する。</p> <p>原子炉格納容器と円筒下部外側と外部遮へいとの間は密閉された空間（アニュラス部）を形成し、二重格納の機能を持たせる。配管の大部分、電線、ダクト、エアロック等の格納容器貫通部は、このアニュラス部を通るようにする。</p> <p>原子炉冷却材喪失事故時等に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放出に対する最終の障壁（原子炉格納容器バウンダリ）を形成するため、原子炉格納容器を貫通する配管で事故時に閉鎖が要求されるものには隔離弁等を設け、事故後直ちに閉鎖が要求されない配管については、隔離弁を設置したと同等の隔離機能を持たせるか、原子炉格納容器の外又は内に弁を設け長期にわたってこれを閉鎖できるようにする。</p> <p>(b) アニュラス空気浄化設備（第3.1.1.a-18図）</p> <p>アニュラス空気浄化設備は、アニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニットで構成し、100%容量のものが2系統設置されている。本設備は、原子炉冷却材喪失事故時に漏えいした空気を浄化再循環し、一部を排気筒に導いている。</p> <p>② PRAに影響する特徴</p> <p>本プラントにおいて、PRAに影響する主な特徴についての説明及びPRAでの具体的な取扱いについて以下に示す。（補足3.1.1.a-11）</p>	<p>・PCCVとSCVの原子炉格納施設の構成の相違。（泊は伊方と同様にSCVである）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・②及び補足3.1.1.a-1はブースティング有無等のPWRプラントの特徴やPRAへの影響等を説明する内容でありPWR固有の内容ため、大飯と比較する</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>・泊は補足説明資料を別添の</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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) 充てん／高圧注入ポンプの分離 【設計思想】 高圧注入ポンプと充てんポンプを分離することにより、系統を簡素化し、安全性及び信頼性を高めている。 【PRAへの影響】 充てんポンプと高圧注入ポンプをそれぞれ設置しているプラントは、充てん／高圧注入ポンプ兼用のプラントと比較して、小さなリークが生じた時の緩和手段が多いため、極小LOCAを起回事象として考慮していない。</p> <p>(2) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転時は余熱除去ポンプによるブースティングが不要（非ブースティングプラント） 【設計思想】 高圧再循環時には、高圧注入ポンプのみで有効吸込み水頭（NPSH）が確保できる設計となっているため、余熱除去ポンプを用いたブースティングは不要である。 【PRAへの影響】 余熱除去ポンプが使用不可となった場合でも、高圧注入ポンプを用いた高圧再循環機能が使用可能である。</p>		<p>(1) 充てん／高圧注入ポンプの分離 【設計思想】 高圧注入ポンプと充てんポンプを分離することにより、系統を簡素化し、安全性及び信頼性を高めている。 【PRAへの影響】 充てんポンプと高圧注入ポンプをそれぞれ設置しているプラントは、充てん／高圧注入ポンプ兼用のプラントと比較して、小さなリークが生じた時の緩和手段が多いため、極小LOCAを起回事象として考慮していない。</p> <p>(2) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転時は余熱除去ポンプによるブースティングが不要（非ブースティングプラント） 【設計思想】 高圧再循環時には、高圧注入ポンプのみで有効吸込み水頭（NPSH）が確保できる設計となっているため、余熱除去ポンプを用いたブースティングは不要である。 【PRAへの影響】 余熱除去ポンプが使用不可となった場合でも、高圧注入ポンプを用いた高圧再循環機能が使用可能である</p> <p>(3) ほう酸注入タンクの設置 【設計思想】 炉心が過冷却されるような事象が起こった時に、炉心を未臨界にでき、かつ、未臨界を維持できるように、高圧注入ポンプ出口側に高濃度のほう酸水を貯えたほう酸注入タンクを設置している。 【PRAへの影響】 高圧注入系の機能喪失の要因として、ほう酸注入タンクの故障やほう酸注入タンクの周りの弁故障を考慮する。</p> <p>(4) RCPシールに国内製耐熱Oリングを採用 【設計思想】</p>	<p>本文と組づけている （以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【大飯】 ■設計の相違（ほう酸注入タンクを設置していることは高浜、川内と同様）</p> <p>【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 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>1.1.1.b. 起因事象</p> <p>起因事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷や格納容器機能喪失へ波及する可能性のある事象のことである。</p> <p>① 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <p>(1) 起因事象の選定</p> <p>本プラントに適用する起因事象について以下の方法により検討し、選定を行った。</p> <p>a. 国内外の評価事例の分析 (既往のPRA、安全評価審査指針、EPRI NP-2230) 既往のPRA、安全評価審査指針及びEPRI NP-2230について</p>	<p>3.1.1.b 起因事象</p> <p>起因事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷へ波及する可能性のある事象のことである。</p> <p>① 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <p>(1) 起因事象の選定</p> <p>本プラントに適用する起因事象について、以下の方法により検討し、分析を行った。</p> <p>a. 国内外の評価事例の分析（既往のPRA、安全評価審査指針、EPRI NP-2230） 既往のPRA、安全評価審査指針（原子炉設置許可申請書）及</p>	<p>全交流動力電源喪失時や最終ヒートシンク喪失時にRCPシール部へのシール水注水やRCPシール部の冷却ができない場合においても、RCPシール部から1次冷却材が大量に系外へ漏えいすることを抑制するため、RCPシール部に国内製耐熱Oリングを採用している。</p> <p>【PRAへの影響】</p> <p>本PRAにおいては、保守的に国内製耐熱Oリングの耐熱性は考慮せず、非信頼度を1.0とする。（補足3.1.1.a-2）</p> <p>(5) 計測制御設備の総合デジタル化</p> <p>【設計思想】</p> <p>計測制御設備の総合デジタル化により、アナログカード類の大幅な低減による故障率の低下や誤操作防止や監視操作性の向上による人的過誤の低減を見込むことができる。</p> <p>【PRAへの影響】</p> <p>アナログカード類が低減される一方で、ソフトウェアのエラーに起因する共通原因故障を考慮する必要があるが、十分な実績データが得られていないことから、本PRAにおいては、ソフトウェアの共通原因故障の確率は不確かさの大きい条件を用いる。また、デジタル制御盤に係る人的過誤評価については適用可能な知見がないため、従来どおりのアナログ制御盤をベースとした人的過誤評価を実施する。（補足3.1.1.a-3）</p> <p>3.1.1.b. 起因事象</p> <p>起因事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷へ波及する可能性のある事象のことである。</p> <p>① 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <p>(1) 起因事象の選定</p> <p>本プラントに適用する起因事象について、以下の方法により検討し、選定を行った。</p> <p>a. 国内外の評価事例の分析（既往のPRA、安全評価審査指針、EPRI NP-2230） 既往のPRA、安全評価審査指針（原子炉設置許可申請書）及</p>	<p>・泊はRCPシールに国内耐熱性Oリングを採用しているが、大飯はウェスチングハウス社製の耐熱Oリングを採用している（泊は伊方、玄海と同様）（以下、相違理由は「設計の相違」と記載し説明を省略）</p> <p>【大飯】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・泊は計測制御設備を総合デジタル化しているが、大飯はアナログカードを用いている（以下、相違理由は「設計の相違」と記載し説明を省略）</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 出力運転時PRA

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																										
<p>て分析を行い、当該プラントにおける起因事象の選定を行った。既往のPRA（第1.1.1.b-1表）で選定されている起因事象を参考に当該プラントにおける起因事象の候補を選定した。また、選定された起因事象と安全評価審査指針及びEPRI NP-2230で評価されている事象との比較により起因事象を選定した。確認結果については第1.1.1.b-2表～第1.1.1.b-3表に示す。</p> <p>b. 原子力施設運転管理年報等による、本プラント及び他の国内原子炉のトラブル事例のレビュー</p> <p>本プラント及び他の国内原子炉のトラブル事象について調査を行い、選定したいずれかの起因事象に含まれることを確認している。なお、大飯3号炉及び4号炉における過去のトラブル事象は下表のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="103 839 669 1153"> <thead> <tr> <th>プラント停止に至った過去のトラブル事象（号炉、発生時期）</th> <th>トリップ事象分類</th> <th>PRA上の起因事象分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>「発電機内部故障」及び「主変圧器内部故障地絡」警報が発信し、発電機及び原子炉が自動停止。（4号炉、1996/9/16）</td> <td>過渡事象</td> <td>過渡事象</td> </tr> <tr> <td>美浜3号炉 2次冷却系配管破損事故に係る点検停止（4号炉、2004/8/13）</td> <td>手動停止</td> <td>手動停止</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内での漏えいに伴う停止（3号炉、2005/3/8）</td> <td>手動停止</td> <td>手動停止</td> </tr> <tr> <td>燃料点検のため（1次冷却材中の放射能濃度上昇に伴う水平展開のため）（3号炉、2010/4/29）</td> <td>手動停止</td> <td>手動停止</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 対象外とする起因事象</p> <p>以下に示す起因事象については、発生する可能性や影響を考慮し評価対象外と判断している。</p>	プラント停止に至った過去のトラブル事象（号炉、発生時期）	トリップ事象分類	PRA上の起因事象分類	「発電機内部故障」及び「主変圧器内部故障地絡」警報が発信し、発電機及び原子炉が自動停止。（4号炉、1996/9/16）	過渡事象	過渡事象	美浜3号炉 2次冷却系配管破損事故に係る点検停止（4号炉、2004/8/13）	手動停止	手動停止	原子炉格納容器内での漏えいに伴う停止（3号炉、2005/3/8）	手動停止	手動停止	燃料点検のため（1次冷却材中の放射能濃度上昇に伴う水平展開のため）（3号炉、2010/4/29）	手動停止	手動停止	<p>びEPRI NP-2230について分析を行い、当該プラントにおける起因事象の選定を行った。</p> <p>既往のPRAで選定されている起因事象を参考に当該プラントにおける起因事象の候補を選定した。選定の結果を第3.1.1.b-1表に示す。選定した起因事象については、原子炉設置許可申請書添付書類十及びEPRI NP-2230に基づき分析し確認を行った。確認の結果を第3.1.1.b-2表に示す。</p> <p>b. 原子力施設運転管理年報等による、本プラント及び他の国内プラントのトラブル事例のレビュー</p> <p>本プラント及び他の国内プラントのトラブル事象について調査を行い、選定したいずれかの起因事象に含まれることを確認している。なお、女川2号炉における過去のトラブル事象は下表のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="736 839 1272 1158"> <thead> <tr> <th>発生年月日</th> <th>トラブル事象</th> <th>PRA上の起因事象分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1995.12.24</td> <td>水分離加熱器第2段加熱器ドレンタンク (B1) 高水位 調節弁の不具合に伴う原子炉手動停止</td> <td>通常停止</td> </tr> <tr> <td>1998.03.05</td> <td>給水配管ドレンラインの不具合に伴う原子炉手動停止</td> <td>通常停止</td> </tr> <tr> <td>2004.09.25</td> <td>原子炉再循環ポンプ (A) メカニカルシールの取替えに伴う原子炉手動停止</td> <td>通常停止</td> </tr> <tr> <td>2002.06.20</td> <td>原子炉再循環ポンプ (A) メカニカルシールの取替えに伴う原子炉手動停止</td> <td>通常停止</td> </tr> <tr> <td>2005.08.16</td> <td>8.16 宮城地震による女川原子力発電所全プラント停止</td> <td>RPS誤動作等</td> </tr> <tr> <td>2006.05.11</td> <td>気体廃棄物処理系の流量増加に伴う原子炉手動停止</td> <td>通常停止</td> </tr> <tr> <td>2007.01.09</td> <td>原子炉再循環ポンプ (A) メカニカルシールの取替えに伴う原子炉手動停止</td> <td>通常停止</td> </tr> <tr> <td>2007.10.11</td> <td>気体廃棄物処理系の流量増加に伴う原子炉手動停止</td> <td>通常停止</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 同定した起因事象の除外</p> <p>以下に示す起因事象については、発生する可能性が極めて低い等の理由から評価対象から除外している。（別紙 3.1.1.b-1）</p>	発生年月日	トラブル事象	PRA上の起因事象分類	1995.12.24	水分離加熱器第2段加熱器ドレンタンク (B1) 高水位 調節弁の不具合に伴う原子炉手動停止	通常停止	1998.03.05	給水配管ドレンラインの不具合に伴う原子炉手動停止	通常停止	2004.09.25	原子炉再循環ポンプ (A) メカニカルシールの取替えに伴う原子炉手動停止	通常停止	2002.06.20	原子炉再循環ポンプ (A) メカニカルシールの取替えに伴う原子炉手動停止	通常停止	2005.08.16	8.16 宮城地震による女川原子力発電所全プラント停止	RPS誤動作等	2006.05.11	気体廃棄物処理系の流量増加に伴う原子炉手動停止	通常停止	2007.01.09	原子炉再循環ポンプ (A) メカニカルシールの取替えに伴う原子炉手動停止	通常停止	2007.10.11	気体廃棄物処理系の流量増加に伴う原子炉手動停止	通常停止	<p>びEPRI NP-2230について分析を行い、当該プラントにおける起因事象の選定を行った。</p> <p>既往のPRAで選定されている起因事象を参考に当該プラントにおける起因事象の候補を選定した。選定の結果を第3.1.1.b-1表に示す。選定した起因事象については、原子炉設置許可申請書添付書類十及びEPRI NP-2230に基づき分析し確認を行った。確認の結果を第3.1.1.b-2表に示す。</p> <p>b. 原子力施設運転管理年報等による、本プラント及び他の国内プラントのトラブル事例のレビュー</p> <p>本プラント及び他の国内プラントのトラブル事象について調査を行い、選定したいずれかの起因事象に含まれることを確認している。なお、泊3号炉における起因事象発生実績はない。</p> <p>(2) 同定した起因事象の除外</p> <p>以下に示す起因事象については、発生する可能性が極めて低い等の理由から評価対象から除外している。</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・大飯の第 1.1.1.b-2～第 1.1.1.b-3 表を、泊では第 3.1.1.b-2表で整理している <p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■名称の相違 ・申請プラント （以下、相違理由説明を省略） <p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・プラント実績が相違している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・起因事象の除外に関する女川の別紙 3.1.1.b-1 に該当す
プラント停止に至った過去のトラブル事象（号炉、発生時期）	トリップ事象分類	PRA上の起因事象分類																																											
「発電機内部故障」及び「主変圧器内部故障地絡」警報が発信し、発電機及び原子炉が自動停止。（4号炉、1996/9/16）	過渡事象	過渡事象																																											
美浜3号炉 2次冷却系配管破損事故に係る点検停止（4号炉、2004/8/13）	手動停止	手動停止																																											
原子炉格納容器内での漏えいに伴う停止（3号炉、2005/3/8）	手動停止	手動停止																																											
燃料点検のため（1次冷却材中の放射能濃度上昇に伴う水平展開のため）（3号炉、2010/4/29）	手動停止	手動停止																																											
発生年月日	トラブル事象	PRA上の起因事象分類																																											
1995.12.24	水分離加熱器第2段加熱器ドレンタンク (B1) 高水位 調節弁の不具合に伴う原子炉手動停止	通常停止																																											
1998.03.05	給水配管ドレンラインの不具合に伴う原子炉手動停止	通常停止																																											
2004.09.25	原子炉再循環ポンプ (A) メカニカルシールの取替えに伴う原子炉手動停止	通常停止																																											
2002.06.20	原子炉再循環ポンプ (A) メカニカルシールの取替えに伴う原子炉手動停止	通常停止																																											
2005.08.16	8.16 宮城地震による女川原子力発電所全プラント停止	RPS誤動作等																																											
2006.05.11	気体廃棄物処理系の流量増加に伴う原子炉手動停止	通常停止																																											
2007.01.09	原子炉再循環ポンプ (A) メカニカルシールの取替えに伴う原子炉手動停止	通常停止																																											
2007.10.11	気体廃棄物処理系の流量増加に伴う原子炉手動停止	通常停止																																											

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損 炉心損傷の観点からは考慮不要であるため対象外とする。</p> <p>b. 燃料集合体の落下事象 出力運転中では、使用済燃料集合体の移送作業中における落下事象が考えられるが、落下した場合でもプラント運転には影響がなく、炉心損傷の観点からは考慮不要であるため対象外とする。</p>	<p>e. 放射性気体廃棄物処理施設の破損 「放射性気体廃棄物処理施設の破損」については、外部への影響も小さく、また、直ちに原子炉への外乱に至ることはないことから、炉心損傷防止の観点からその影響が限定されるため、本事象は除外する。</p> <p>a. 燃料集合体の落下事象 「燃料集合体の落下」については、外部への影響も小さく、また、直ちに原子炉への外乱に至ることはないことから、炉心損傷防止の観点からその影響が限定されるため、本事象は除外する。</p> <p>b. 制御棒落下 制御棒と駆動軸との接続部は、十分に信頼性の高い構造となっており、必要な場合以外に分離することがない構造となっていることから制御棒が落下する可能性は非常に低いと考えられる。また、設計上、制御棒1本が、制御棒駆動機構から分離して炉心から落下し、急激な反応度添加と出力分布変化により燃料棒の数%程度の破損が想定されているが、外部への影響は十分に小さいため、本事象は除外する。 なお、原子炉設置許可申請書の事故評価の中で、原子炉の高温待機中に制御棒が落下する事故を評価してお</p>	<p>a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損 「放射性気体廃棄物処理施設の破損」については、外部への影響も小さく、また、直ちに原子炉への外乱に至ることはないことから、炉心損傷防止の観点から考慮不要であるため、本事象は除外する。</p> <p>b. 燃料集合体の落下事象 「燃料集合体の落下」については、外部への影響も小さく、また、直ちに原子炉への外乱に至ることはないことから、炉心損傷防止の観点からその影響が限定されるため、本事象は除外する。（補足3.1.1.b-1）</p>	<p>る内容について、泊は3.1.1.b①(2)の a.～e. の記載及び補足 3.1.1.b-1～3 に記載している（以降、同様の相違は「記載方針の相違」と記載）</p> <p>【女川】 ・女川との記載の比較のため、女川の e. の順番を入替</p> <p>【女川】 ■設計の相違 ・女川は「放射性気体廃棄物処理施設の破損」によって主復水器真空度の維持に影響するため原子炉の出力運転状態にも影響するが、泊は原子炉側への影響はないため考慮不要である。（大飯と同様）</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は「制御棒の異常な引き抜き」や「制御棒飛び出し」について「過渡事象」や「小破断 LOCA」に分類し評価対象としている（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 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 出力運転時PRA

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 原子炉容器破損</p> <p>原子炉容器破損については、決定論的に既に十分に対応がとられており、大きな残留リスクになるとは考えられないため、レベル1PRAの起因事象からは除外している。また、原子炉容器破損の頻度は、WASH-1400や確率論的破壊力学（PFM）により試算されており、それぞれ10^{-7}（/炉年）、10^{-8}（/炉年）以下となっており、十分に低い値が得られている。</p>	<p>り、その評価結果から、この事故によって燃料の破損に至った場合においても、周辺公衆への放射線被ばくのリスクは十分に小さい。</p> <p>c. 原子炉圧力容器破損</p> <p>「原子炉圧力容器破損」については、決定論の枠組みの中で既に十分に対応がとられており、大きな残留リスクになるとは考えられない。また、原子炉圧力容器破損の頻度は、WASH-1400や確率論的破壊力学により試算されており、それぞれ10^{-7}/炉年、10^{-8}/炉年以下となっており、十分低い値が得られていることから、本事象は除外する。</p> <p>d. 原子炉冷却材流量の部分喪失（再循環ポンプ1台トリップ等）</p> <p>「原子炉冷却材流量の部分喪失」は、原子炉スクラムに至らず、炉心損傷防止の観点から影響が限定されるため、本事象は除外する。</p> <p>f. 主蒸気管破断</p> <p>「主蒸気管破断」については、主蒸気隔離弁閉鎖に失敗した場合には、格納容器をバイパスして原子炉棟内で蒸気管破断が継続するため、最終的には炉心冷却機能が喪失して炉心損傷に至る。ただし、主蒸気管破断と主蒸気隔離弁閉鎖失敗が同時に発生する事象であり、発生頻度が極めて小さい値となることから、本事象は除外する。（別紙3.1.1.b-2）</p>	<p>c. 原子炉容器破損</p> <p>「原子炉容器破損」については、決定論の枠組みの中で既に十分に対応がとられており、大きな残留リスクになるとは考えられない。また、原子炉容器破損の頻度は、WASH-1400や確率論的破壊力学により試算されており、それぞれ10^{-7}/炉年、10^{-8}/炉年以下となっており、十分に低い値が得られていることから、本事象は除外する。（補足3.1.1.b-2）</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</p> <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> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は「原子炉冷却材流量の部分喪失」は「過渡事象」に分類し評価対象としている（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は「主蒸気管破断」は「2次冷却系の破断」に分類し評価対象としている（大飯についても泊と同様）</p> <p>・女川は別紙に除外理由を詳細に記載しているが、泊は評価対象としているため、同様の資料は作成していない</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>極小LOCAに関する記載を比較するため、別添3-3.1-3.1.1-19ページ（点線部分）の記載を再掲している</p> <p>大飯3号炉及び4号炉では、緩和設備が多重（充てんポンプ3台、高圧注入ポンプ2台）に設置されており、緩和設備に対する信頼性が高いことから、極小LOCA（充てんポンプで補填できる程度のリーク量を想定）を対象外としている。</p>		<p>d. 極小LOCA</p> <p>「極小LOCA」については、1次冷却材の極小LOCAが生じた場合、充てんポンプ等によりリーク量を上回る注水を行うことにより、事象収束される。泊3号炉は充てん／高圧注入ポンプ兼用でなく、充てんポンプ3台と高圧注入ポンプ2台が独立であることから、これらが重畳して失敗する可能性は十分低いため対象外とする。</p> <p>e. DC母線1系列喪失</p> <p>「DC母線1系列喪失」については、プラントによって原子炉トリップの発生の有無が異なり、DC母線1系列喪失時に自動で原子炉トリップするプラントに対してのみ起因事象の対象とされる。泊3号炉については、本事象が発生しても原子炉トリップしないため対象外とする。（補足3.1.1.b-3）</p>	<p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川に記載がないため大飯と比較する <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載充実及び、泊は起因事象の評価対象外の理由を3.1.1.b.①(2)同定した起因事象の除外の項目にて記載しており、同方針の伊方、玄海と同様の記載としているため、記載表現が異なる <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊はDC母線1系列が喪失した場合でも、AC電源からの給電により原子炉トリップに至る要因となるタービントリップ用電磁弁や原子炉安全保護盤の電源喪失が発生しないと想定している。また、除外理由については補足3.1.1.b-3として作成（対象外としている点については大飯も同様） <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯は「DC母線1系列喪失」について第1.1.1.b-4表で対象外としていることを記載しており、泊は第3.1.1.b-3表と3.1.1.b.①(2)にて記載している（伊方、玄海と同様）

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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) 起回事象のグループ化</p> <p>起回事象については、単独で炉心損傷頻度の評価を実施することも可能であるが、事象の類似した起回事象をグループ化して評価を実施することも可能である。起回事象をグループ化するには、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類し、さらに、必要とされる緩和設備等が類似しており、同一のイベントツリー及びフォールトツリーを用いることのできる範囲まで以下のとおり起回事象をグループ化している。グループ化した結果を第1.1.1.b-4表に示す。</p> <p>a. LOCA</p> <p>LOCAは、1次冷却材流出によりプラントパラメータが変動し、原子炉圧力低信号等が発生して原子炉トリップに至る事象であり、起回事象としては1次冷却系保有水喪失に至る配管破損が該当する。LOCAのカテゴリに含まれる事象について破断規模に応じて期待されるECCS設備、2次冷却系の除熱機能等の相違から、以下のとおりグループ化を行った。</p>	<p>(3) 起回事象のグループ化</p> <p>同定された起回事象（事象分類）において、プラント応答や必要となる緩和設備などが同等となり、同一のイベントツリー及びフォールトツリーで扱える事象をグループ化した。</p> <p>起回事象は過渡変化、冷却材喪失、従属性を有する起回事象及び通常停止に大きく区分されるため、それらに対するグループ化について検討した。検討結果を第3.1.1.b-3表に示す。</p> <p>b. 冷却材喪失</p> <p>冷却材の流出によりプラントパラメータが変動し、原子炉水位低信号等が発生して原子炉スクラムに至る事象である。流出量に応じて期待できる緩和系が異なることから、以下のとおりグループ化を行った。</p>	<p>(3) 起回事象のグループ化</p> <p>同定された起回事象（事象分類）において、プラント応答や必要となる緩和設備等が同等となり、同一のイベントツリー及びフォールトツリーで扱える事象をグループ化した。検討結果を第3.1.1.b-3表に示す。</p> <p>a. LOCA</p> <p>LOCAは、1次冷却材流出によりプラントパラメータが変動し、原子炉圧力低信号等が発信して原子炉トリップに至る事象であり、起回事象としては1次冷却材保有水喪失に至る配管破損が該当する。LOCAのカテゴリに含まれる事象について、破断規模に応じて期待されるECCS設備、2次冷却系の除熱機能等の相違から、以下のとおりグループ化を行った。</p>	<p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は選定した起回事象グループごとにa.~h.に示している。(大飯と同様)なお、過渡変化、LOCA、従属性を有する起回事象及び通常停止に大きく区分されることは泊も同様。(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】</p> <p>・泊の構成に合わせて女川のa.~e.の記載順序を入れ替えている</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・泊はレベル1PSA 学会標準に従った表現としている(大飯と同様)(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> <p>・該当する事象の説明やグループ化の観点について記載を充実化している(大飯と同様)</p> <p>【女川】</p> <p>■信号名称の相違</p> <p>・原子炉水位低信号⇔原子炉圧力低信号</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・原子炉スクラム⇔原子炉トリップ</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p>

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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
<ul style="list-style-type: none"> ・ 大破断LOCA ・ 中破断LOCA ・ 小破断LOCA <div style="border: 1px dashed blue; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>極小LOCAに関する記載を比較するため、別添3-3.1-3.1.1-17ページ（実践部分）に大飯の記載を再掲している</p> <p>大飯3号炉及び4号炉では、緩和設備が多重（充てんポンプ3台、高圧注入ポンプ2台）に設置されており、緩和設備に対する信頼性が高いことから、極小LOCA（充てんポンプで補填できる程度のリーク量を想定）を対象外としている。）</p> </div> <p>b. ATWS ATWSは、運転時の異常な過渡変化を起因事象とし、さらに原子炉トリップに失敗している事象であり、評価上の技法として起因事象として取り扱う。</p> <p>c. 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は、原子炉冷却材圧力バウンダリと、それに直結した原子炉格納容器外の余熱除去系との隔離に失敗した場合に、1次冷却系の圧力が余熱除去系に付加されるために発生する事象であり、独立した起因事象として取り扱う。</p> <p>・ 手動停止 手動停止は、停止時冷却に移行する際に復水系、給水系にトラブルが生じた場合等の計画外停止を想定しており、独立した起因事象として取り扱う。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 小破断LOCA ・ 中破断LOCA ・ 大破断LOCA <p>e. インターフェイスシステムLOCA 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の配管が、高圧設計部分と低圧設計部分を分離するための隔離弁の誤開等により、低圧設計部分が過圧され破断する事象である。燃料から放出された放射性物質が格納容器をバイパスして環境へ放出される可能性があることから、単独で一つの起因事象グループとする。</p> <p>d. 通常停止 定期検査など前もって計画されているプラント停止の他、機器からの漏えいなど比較的軽微な故障による計画されないプラント停止を含めて「通常停止」を考慮し、単独で一つの起因事象グループとする（別紙3.1.1.b-4）。なお、起動操作は起因事象として考慮していない。（別紙3.1.1.b-5）</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 小破断LOCA ・ 中破断LOCA ・ 大破断LOCA <p>b. ATWS ATWSは、運転時の異常な過渡変化を起因事象とし、さらに原子炉トリップに失敗している事象であり、評価上の技法として起因事象として取り扱う。</p> <p>c. 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は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の配管が、高圧設計部分と低圧設計部分を分離するための隔離弁の誤開等により、低圧設計部分が過圧され破断する事象である。燃料から放出された放射性物質が格納容器をバイパスして環境へ放出される可能性があることから、単独で一つの起因事象グループとする。</p> <p>d. 手動停止 手動停止は、停止時冷却に移行する際に復水系、給水系にトラブルが生じた場合等の計画外停止を想定しており、単独で一つの起因事象グループとする（補足3.1.1.b-4）。なお、起動操作は起因事象として考慮していない。（補足3.1.1.b-5）</p>	<p>【大飯】</p> <p>■記載箇所の相違</p> <p>・泊は3.1.1.b.①(2)d.にて極小LOCAを起因事象の対象から除外することを記載している（伊方、玄海と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・評価対象とする起因事象の相違のため、b.については大飯と比較する</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は定期検査等、通常のプラント停止時については内部事象停止時PRAにて評価されることから、手動停止は計画外停止を対象として評価している（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 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>e. 原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>原子炉補機冷却機能喪失時には多数のフロント系設備の機能が影響を受け、RCPシール機能の喪失や加圧器逃がし弁、加圧器安全弁開固着による1次冷却系保有水の喪失事象の発生が想定されることから、独立した起回事象として取り扱う。</p>	<p>c. 従属性を有する起回事象のグループ化</p> <p>従属性を有する起回事象では、グループ化を行わない。このため、以下に示す各起回事象分類単独で一つの起回事象グループとする。（別紙3.1.1.b-3）。</p> <p>○ 原子炉補機冷却系故障（区分Ⅰ，Ⅱ）</p> <p>区分Ⅰ又はⅡの原子炉補機冷却系の故障により原子炉を手動停止する事象である。本事象は従属性を有する起回事象であり、当該区分の系統が機能喪失する。</p> <p>○ 交流電源故障（区分Ⅰ，Ⅱ）</p> <p>区分Ⅰ又はⅡの交流電源の故障により原子炉を手動停止する事象である。本事象は従属性を有する起回事象であり、当該区分の系統が機能喪失する。</p> <p>○ 直流電源故障（区分Ⅰ，Ⅱ）</p> <p>区分Ⅰ又はⅡの直流電源の故障により原子炉を手動停</p>	<p>e. 原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>原子炉補機冷却機能喪失時には多数のフロント系設備の機能が影響を受け、RCPシール機能の喪失や加圧器逃がし弁、加圧器安全弁開固着による1次冷却系保有水の喪失事象の発生が想定されることから、単独で一つの起回事象グループとする。（補足3.1.1.b-6）</p>	<p>【女川】</p> <p>■ 資料名称の相違</p> <p>・別紙⇄補足</p> <p>（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【女川】</p> <p>■ 評価方針の相違</p> <p>・泊は原子炉補機冷却機能喪失の全喪失を考慮している。（大飯と同様）なお、泊は女川の別紙3.1.1.b-3に該当する資料を補足3.1.1.b-6に作成している</p> <p>【大飯】</p> <p>■ 記載表現の相違</p> <p>・泊は女川実績を反映し、「単独で一つの起回事象グループとする」という記載としている。（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【女川】</p> <p>■ 評価方針の相違</p> <p>・交流電源が片系列喪失した場合は保安規定逸脱によるプラントの手動停止に至ると想定し、手動停止の起回事象のグループで考慮している（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】</p> <p>■ 評価方針の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シナ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 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>f. 2次冷却系の破断 「主蒸気管破断」と「主給水管破断」についてはいずれも蒸気発生器1基からの除熱に期待できなくなり、破断ループの隔離操作が必要となるため、事象の類似性から「2次冷却系の破断」として分類し、独立した起因事象として取り扱う。</p> <p>g. 蒸気発生器伝熱管破損 蒸気発生器伝熱管1本の完全両端破断を想定する事象であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれ、破損蒸気発生器の隔離に失敗した場合に、原子炉格納容器をバイパスして環境に放射性物質が放出される可能性のある事象であるため、独立した起因事象として取り扱う。</p> <p>h. その他の事象 事象発生によりプラントパラメータが変動し、原子炉トリップ信号が発生して原子炉トリップに至る事象であり、機器の故障及び人的過誤によりプラントが停止する事象をグループ化するが、事象の進展が異なる一部の事象については独立した起因事象として取り扱う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主給水流量喪失 （給水に係る緩和設備の信頼性が異なる） 	<p>止する事象である。本事象は従属性を有する起因事象であり、当該区分の系統が機能喪失する。</p> <p>○ タービン・サポート系故障 タービン設備のサポート系が機能喪失し、タービン設備に期待できない状態で原子炉を手動停止する事象である。本事象は従属性を有する起因事象であり、給復水系が機能喪失する。</p> <p>a. 過渡事象 事象発生によりプラントパラメータが変動し、原子炉スクラム信号が発生して原子炉スクラムに至る事象である。事象の進展や緩和設備の状況から以下のとおりグループ化を行った。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非隔離事象 ・ 隔離事象 	<p>f. 2次冷却系の破断 「主蒸気管破断」と「主給水管破断」についてはいずれも蒸気発生器1基からの除熱に期待できなくなり、破断ループの隔離操作が必要となるため、事象の類似性から「2次冷却系の破断」として分類し、単独で一つの起因事象グループとする。</p> <p>g. 蒸気発生器伝熱管破損 蒸気発生器伝熱管1本の完全両端破断を想定する事象であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれ、破損蒸気発生器の隔離に失敗した場合に、原子炉格納容器をバイパスして環境に放射性物質が放出される可能性のある事象であるため、単独で一つの起因事象グループとする。</p> <p>h. その他の事象 事象発生によりプラントパラメータが変動し、原子炉トリップ信号が発生して原子炉トリップに至る事象であり、機器の故障及び人的過誤によりプラントが停止する事象をグループ化するが、事象の進展や緩和設備の状況から以下のとおりグループ化を行った。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主給水流量喪失 （給水に係る緩和設備の信頼性が異なる） 	<p>・ 直流母線の1系列喪失については3.1.1.b①(2)e.のとおり起因事象から除外している （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】 ■ 評価方針の相違 ・ 泊はタービン設備の故障等によりプラントの手動停止に至る事象は手動停止の起因事象のグループで考慮している （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】 ■ 評価方針の相違 ・ 評価対象とする起因事象の相違のため、f.については大飯と比較する</p> <p>【女川】 ■ 設計の相違 ・ 評価対象とする起因事象の相違のため、g.については大飯と比較する</p> <p>【女川】 ■ 設計の相違 ・ 過渡事象に分類される事象はPWRとBWRの設計の相違により異なるため、h.については大飯と比較する（着色せず）</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>・ 外部電源喪失 （非常用所内交流電源の成否がサポート系の信頼性に影響を及ぼす）</p> <p>・ 過渡事象 （外部電源喪失と主給水流量喪失を除く異常な過渡変化）</p> <p>以上の検討結果より、本プラントの評価対象とする起因事象として12事象を選定した。選定した起因事象は第1.1.1.b-5表に示す。</p> <p>(4) 起因事象の発生頻度評価 起因事象の発生頻度は、以下の手法（a.又はb.）を用いて算出した。</p> <p>a. プラントの運転経験※から得られた起因事象の発生件数と運転期間（運転時間又は暦日）を用いる。（※：2011年3月31日現在。なお、国内初のPWRプラント運開（1970年11月28日）以降1976年3月31日までの期間は、第1.1.1.b-1図に示すように国内PWRプラントとして初期に発生したものと考えられ、レベル1PSA学会標準に基づき近年の運転状況を反映するのに適切ではないことから、運転期間の対象として考慮していない。第1.1.1.b-6表に、除外している事象の一覧を示す。）</p> <p>b. フォールトツリーによるシステム信頼性解析を用いる。</p>	<p>・ 全給水喪失</p> <p>・ 水位低下事象</p> <p>・ RPS誤動作等</p> <p>・ 外部電源喪失</p> <p>・ S/R弁誤開放</p> <p>以上の検討結果より、本プラントの評価対象とする起因事象として19事象を選定した。選定した起因事象について概要とともに第3.1.1.b-4表に示す。（別紙3.1.1.b-6）</p> <p>(4) 起因事象の発生頻度評価 選定された起因事象に基づき、レベル1PRAにおいて使用する起因事象の発生頻度を評価した結果を第3.1.1.b-5表に示す（別紙3.1.1.b-7）。各起因事象の発生頻度評価の考え方を以下に示す。（別紙3.1.1.b-8）</p> <p>a. 過渡事象及び従属性を有する起因事象の発生頻度評価 過渡事象及び従属性を有する起因事象の発生頻度は、国内BWRの運転実績に基づいて算定している。運転実績には利用可能なデータである平成20年度（平成21年3月）までのデータを用い、発生した事象を各起因事象に分類し、その件数を運転炉年で除して発生頻度を算出している。（別紙3.1.1.b-9）</p>	<p>・ 外部電源喪失 （非常用所内交流電源の成否がサポート系の信頼性に影響を及ぼす）</p> <p>・ 過渡事象 （外部電源喪失と主給水流量喪失を除く異常な過渡変化）</p> <p>以上の検討結果より、本プラントの評価対象とする起因事象として12事象を選定した。選定した起因事象について概要とともに第3.1.1.b-4表に示す。（補足3.1.1.b-7）</p> <p>(4) 起因事象の発生頻度評価 選定された起因事象に基づき、レベル1PRAにおいて使用する起因事象の発生頻度を評価した結果を第3.1.1.b-5表に示す（補足3.1.1.b-8）。各起因事象の発生頻度評価の考え方を以下に示す。（補足3.1.1.b-9）</p> <p>a. プラントの運転経験※から得られた起因事象の発生件数と運転期間（運転時間又は暦日）を用いる。（※：2011年3月31日現在。なお、国内初のPWRプラント運開（1970年11月28日）以降1976年3月31日までの期間は、第3.1.1.b-1図に示すように国内PWRプラントとして初期に発生したものと考えられ、レベル1PSA学会標準に基づき近年の運転状況を反映するのに適切ではないことから、運転期間の対象として考慮していない。第3.1.1.b-6表に、除外している事象の一覧を示す。）（補足3.1.1.b-10）</p> <p>b. フォールトツリーによるシステム信頼性解析を用いる。</p>	<p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【女川】</p> <p>■付番の相違</p> <p>・ 資料番号の相違</p> <p>（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・ 使用するデータの相違。泊はレベル1PSA学会標準に基づき、国内及び米国ともに発生実績のない起因事象に対しては、国内及び米国の運転実績を適用している。評価時点で利用可能なデータを用いている点は同様（大飯と同様）</p> <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> <p>・ 記載充実（大飯と同様）</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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>インターフェイスシステムLOCA及びATWS以外の起 因事象は、a.の手法を用いて、起因事象発生頻度を算出し た。その際、次の基本的な考え方に基づき検討及び評価し た。</p> <ul style="list-style-type: none"> 国内で発生実績のある起因事象は、現実的な評価を実施 するとの観点から、国内の運転実績を適用する。 国内及び米国共に発生実績のない起因事象は、現実的な 評価を実施するとの観点から、PRAに係る基本設計で ある1次冷却系や安全系の構成、容量が、日本と米国で 大きな差異がないことを踏まえ、国内と米国の運転実績 を適用する。 <p>なお、後者については、工学的判断による設定に基づき発 生件数を0.5件として評価した。</p> <p>一方、インターフェイスシステムLOCAは、b.の手法を用い て弁の数や設置位置等から機器故障率を用いて起因事象 発生頻度を算出した。また、ATWSは、a.の手法を用いて 原子炉トリップに至る頻度を、b.の手法を用いて原子炉トリ ップ失敗確率をそれぞれ算出して、両者の積によって起因事 象発生頻度を算出した。</p> <p>起因事象発生頻度の算出に用いた評価時間とその考え方に ついて、以下の表に示す。</p>	<p>なお、発生件数がない事象については発生を0.5件として 算定している。</p>	<p>インターフェイスシステムLOCA及びATWS以外の起 因事象は、a.の手法を用いて、起因事象発生頻度を算出した。その 際、次の基本的な考え方に基づき検討及び評価した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 国内で発生実績のある起因事象は、現実的な評価を実施 するとの観点から、国内の運転実績を適用する。 国内及び米国共に発生実績のない起因事象は、現実的な 評価を実施するとの観点から、PRAに係る基本設計で ある1次冷却系や安全系の構成、容量が、日本と米国で大 きな差異がないことを踏まえ、国内と米国の運転実績を 適用する。 <p>なお、後者については、工学的判断による設定に基づき発 生件数を0.5件として評価した。</p> <p>一方、インターフェイスシステムLOCAは、b.の手法を用い て弁の数や設置位置等から機器故障率を用いて起因事象発生 頻度を算出した。また、ATWSは、a.の手法を用いて原子炉ト リップに至る頻度を、b.の手法を用いて原子炉トリップ失敗 確率をそれぞれ算出して、両者の積によって起因事象発生頻 度を算出した。</p> <p>起因事象発生頻度の算出に用いた評価時間とその考え方に ついて、以下の表に示す。</p>	<p>【女川】 ■記載方針の相違 ・記載充実 ・泊は起因事象の発生頻度評 価の基本的な考え方を示した 上で、各起因事象発生頻度の 評価過程を示しており、女川 に記載がないため大飯と比較 する</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違 ・記載充実（大飯と同様）</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・記載充実のため、泊はシス テム信頼性解析により起因事 象の発生頻度評価を評価する 起因事象について記載してお り、女川に記載がないためは 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 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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
起回事象	運転実績（評価時間）	考え方				起回事象	運転実績（評価時間）	考え方	
<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA 中破断LOCA 小破断LOCA 2次冷却系の破断 	<ul style="list-style-type: none"> 国内PWRプラント発電期間（運転開始～2011年3月31日(481炉年)） 米国PWRプラント臨界時間（運転開始～2011年3月31日(1,839炉年)） 	日本及び米国で発生経験がなく、RCSバウンダリ設計において日米間に大きな差異がないため、日本及び米国の運転実績を採用した。なお、当該事象は出力運転時にのみ発生し得る事象であるため、発電期間を用いた。				<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA 中破断LOCA 小破断LOCA 2次冷却系の破断 	<ul style="list-style-type: none"> 国内PWRプラント発電期間（運転開始～2011年3月31日(481炉年)） 米国PWRプラント臨界時間（運転開始～2011年3月31日(1,839炉年)） 	日本及び米国で発生経験がなく、RCSバウンダリ設計において日米間に大きな差異がないため、日本及び米国の運転実績を採用した。なお、当該事象は出力運転時にのみ発生し得る事象であるため、発電期間を用いた。	【女川】 ■記載方針の相違 ・記載充実のため、泊は起回事象発生頻度の算出に用いた評価時間とその考え方を表に整理しており、大飯と比較する
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 国内PWRプラント発電期間（運転開始～2011年3月31日(632炉年)） 米国PWRプラント臨界時間（運転開始～2011年3月31日(1,839炉年)） 	日本及び米国で発生経験がなく、RCSバウンダリ設計において日米間に大きな差異がないため、日本及び米国の運転実績を採用した。なお、当該事象は停止時も発生し得る事象であるため、停止時間を含めた運転期間を用いた。				<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 国内PWRプラント発電期間（運転開始～2011年3月31日(632炉年)） 米国PWRプラント臨界時間（運転開始～2011年3月31日(1,839炉年)） 	日本及び米国で発生経験がなく、RCSバウンダリ設計において日米間に大きな差異がないため、日本及び米国の運転実績を採用した。なお、当該事象は停止時も発生し得る事象であるため、停止時間を含めた運転期間を用いた。	
<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 蒸気発生器伝熱管破損 過渡事象 手動停止 	<ul style="list-style-type: none"> 国内PWRプラント発電期間（1976年4月1日～2011年3月31日(475炉年)） 	国内で発生経験があることから、日本の運転実績を採用した。ただし、統計的検定を行って突出したピークがある運転開始初期の時期は除いた。なお、当該事象は出力運転時にのみ発生し得る事象であるため、発電期間を用いた。				<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 蒸気発生器伝熱管破損 過渡事象 手動停止 	<ul style="list-style-type: none"> 国内PWRプラント発電期間（1976年4月1日～2011年3月31日(475炉年)） 	国内で発生経験があることから、日本の運転実績を採用した。ただし、統計的検定を行って突出したピークがある運転開始初期の時期は除いた。なお、当該事象は出力運転時にのみ発生し得る事象であるため、発電期間を用いた。	
<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 国内PWRプラント運転期間（1976年4月1日～2011年3月31日(621炉年)） 	国内で発生経験があることから、日本の運転実績を採用した。ただし、統計的検定を行って突出したピークがある運転開始初期の時期は除いた。なお、当該事象は停止時も発生し得る事象であるため、停止時間を含めた運転期間を用いた。				<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 国内PWRプラント運転期間（1976年4月1日～2011年3月31日(621炉年)） 	国内で発生経験があることから、日本の運転実績を採用した。ただし、統計的検定を行って突出したピークがある運転開始初期の時期は除いた。なお、当該事象は出力運転時にのみ発生し得る事象であるため、発電期間を用いた。	
<ul style="list-style-type: none"> ATWS 	<ul style="list-style-type: none"> 国内PWRプラント発電期間（1976年4月1日～2011年3月31日(475炉年)） 	1次冷却材圧力及び温度の観点で厳しく、ATWS緩和設備に期待する必要がある「運転時の異常な過渡変化」のうち実績のある事象、国内における運転時の異常な過渡変化の発生頻度、システム信頼性解析で算出した原子炉トリップの非信頼度を乗じて算出した。				<ul style="list-style-type: none"> ATWS 	<ul style="list-style-type: none"> 国内PWRプラント発電期間（1976年4月1日～2011年3月31日(475炉年)） 	1次冷却材圧力・温度の観点で厳しく、共通要因故障対策盤（自動制御盤）(ATWS緩和設備)に期待する必要がある「運転時の異常な過渡変化」のうち実績のある事象、国内における運転時の異常な過渡変化の発生頻度、システム信頼性解析で算出した原子炉トリップの非信頼度を乗じて算出した。	
<ul style="list-style-type: none"> インターフェイスシステムLOCA 	-	日本及び米国で発生経験がないため、格納容器を貫通し高圧設計部と低圧設計部のインターフェイスとなる配管のうち、弁の故障により低圧設計部が過圧され、その結果としてインターフェイスシステムLOCAになり得る配管を特定し、システム信頼性解析により発生頻度を算出した。				<ul style="list-style-type: none"> インターフェイスシステムLOCA 	-	日本及び米国で発生経験がないため、格納容器を貫通し高圧設計部と低圧設計部のインターフェイスとなる配管のうち、弁の故障により低圧設計部が過圧され、その結果としてインターフェイスシステムLOCAになり得る配管を特定し、システム信頼性解析により発生頻度を算出した。	

各事象の算出手法の詳細は以下のとおり。

各事象の算出手法の詳細は以下のとおり。

(a) LOCAの発生頻度

b. LOCAの発生頻度

(a) LOCAの発生頻度

LOCAは、日本及び米国で発生経験がなく、かつ、原子炉冷却材圧力バウンダリの設計において日米間で大きな差異がないため、日本及び米国の運転実績に基づいて小破断LO

LOCAの発生頻度は、NUREG-1829 及びNUREG/CR-5750 のデータに基づき算出した。（別紙3.1.1.b-11, 12）

LOCAは、日本及び米国で発生経験がなく、かつ、原子炉冷却材圧力バウンダリの設計において日米間で大きな差異がないため、日本及び米国の運転実績に基づいて小破断LO

【女川】
 ■記載方針の相違
 ・記載充実（大飯と同様）

【女川】
 ・泊と女川との起回事象発生頻度評価の比較のため女川のa.～e.を入れ替えている

【女川】
 ■評価方針による相違
 ・PWRの評価方法は女川と異

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>CAの発生頻度を算定した。</p> <p>WASH-1400の考え方にに基づき大破断LOCAの発生頻度は小破断LOCAの発生頻度の1/10として算出し、中破断LOCAの発生頻度は小破断LOCAの発生頻度と大破断LOCAの発生頻度の相乗平均として算出した。</p> <p>○ 小破断LOCAの発生頻度 $= 0.5 / (481 + 1839) = 2.2 \times 10^{-4}$ (／炉年) 481：運転開始からの国内PWRプラント発電期間(年) 1839：運転開始からの米国PWRプラント臨界時間(年)</p> <p>○ 大破断LOCAの発生頻度 $= 2.2 \times 10^{-4} / 10 = 2.2 \times 10^{-5}$ (／炉年)</p> <p>○ 中破断LOCAの発生頻度 $= (\text{大破断LOCAの発生頻度} \times \text{小破断LOCAの発生頻度})^{1/2}$ $= 6.8 \times 10^{-5}$ (／炉年)</p> <p>(b) 2次冷却系の破断、原子炉補機冷却機能喪失の発生頻度 これらの事象は、日本及び米国で発生経験がなく、かつ、設計において日米間で大きな差異がないため、日本及び米国の運転実績に基づいて発生頻度を算定した。</p> <p>○ 2次冷却系の破断の発生頻度 $= 0.5 / (481 + 1839) \times 2 = 4.3 \times 10^{-4}$ (／炉年) 481：運転開始からの国内PWRプラント発電期間(年) 1839：運転開始からの米国PWRプラント臨界時間(年) ×2：主蒸気管破断及び主給水管破断それぞれについて評価</p> <p>○ 原子炉補機冷却機能喪失の発生頻度 $= 0.5 / (632 + 1839) = 2.0 \times 10^{-4}$ (／炉年)</p>	<p>(b) 従属性を有する起因事象 発生件数はないため、発生件数を0.5件とし、延べ発電時間については各プラントの発電時間と系統数及び母線数より算出したものを使用し、従属性を有する起因事象の発生頻度について算出を行った。</p> <p>○ 原子炉補機冷却系故障の発生頻度 $= 0.5 / 693.6 = 7.2E-04$ /炉年</p>	<p>CAの発生頻度を算定した。</p> <p>WASH-1400の考え方にに基づき、大破断LOCAの発生頻度は小破断LOCAの発生頻度の1/10として算出し、中破断LOCAの発生頻度は小破断LOCAの発生頻度と大破断LOCAの発生頻度の相乗平均として算出した。(補足 3.1.1. b-11)</p> <p>○ 小破断LOCAの発生頻度 $= 0.5 / (481 + 1839) = 2.2 \times 10^{-4}$ (／炉年) 481：運転開始からの国内PWRプラント発電期間(年) 1839：運転開始からの米国PWRプラント臨界時間(年)</p> <p>○ 大破断LOCAの発生頻度 $= 2.2 \times 10^{-4} / 10 = 2.2 \times 10^{-5}$ (／炉年)</p> <p>○ 中破断LOCAの発生頻度 $= (\text{大破断LOCAの発生頻度} \times \text{小破断LOCAの発生頻度})^{1/2}$ $= 6.8 \times 10^{-5}$ (／炉年)</p> <p>(b) 2次冷却系の破断、原子炉補機冷却機能喪失の発生頻度 これらの事象は、日本及び米国で発生経験がなく、かつ、設計において日米間で大きな差異がないため、日本及び米国の運転実績に基づいて発生頻度を算定した。</p> <p>○ 2次冷却系の破断の発生頻度 $= 0.5 / (481 + 1839) \times 2 = 4.3 \times 10^{-4}$ (／炉年) 481：運転開始からの国内PWRプラント発電期間(年) 1839：運転開始からの米国PWRプラント臨界時間(年) 2：主蒸気管破断及び主給水管破断それぞれについて評価</p> <p>○ 原子炉補機冷却機能喪失の発生頻度 $= 0.5 / (632 + 1839) = 2.0 \times 10^{-4}$ (／炉年)</p>	<p>なるため、LOCAの発生頻度については大飯と比較する(着色せず)。なお、女川の別紙3.1.1. b-12では、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 注入に期待しておらず、破断箇所として BCCS 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、同様の資料作成していない。</p> <p>【女川】 ■ 評価方針の相違 ・評価対象とする起因事象や評価手法の相違のため、泊の(b)については大飯と比較する(着色せず)</p> <p>【大飯】 ■ 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 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>632 : 運転開始からの国内PWRプラント運転期間* (年)</p> <p>1839 : 運転開始からの米国PWRプラント臨界時間 (年)</p> <p>※原子炉補機冷却機能喪失は出力運転中のみならず、 運転停止中においても発生し得る事象であるため、 発電期間ではなく運転停止中の期間も含めた運転期 間を運転実績として使用する（運転期間＝発電期間 ＋運転停止中期間）。なお、米国の停止時間につい ては、停止時における原子炉補機冷却水系の運用に 関する情報が少なく、国内の運用と異なる可能性が あり、当該発生頻度を米国の停止時間を含めて下げ ることは非保守側と考え、含めない扱とした。</p> <p>(c) 主給水流量喪失、外部電源喪失、蒸気発生器伝熱管破損、 過渡事象、手動停止の発生頻度 これらの事象は、国内で発生実績があることから、国内の 運転実績に基づいて発生頻度を算定した。</p> <p>○ 主給水流量喪失の発生頻度 = 5 / 475 = 1.1×10⁻² (/ 炉年) 5 : 発生実績*1 (件) ※1 美浜1号(1978/12/6)、高浜1号(1981/4/7)、大飯2 号(1983/4/10)、敦賀2号(1989/6/28)、美浜3号 (2004/8/9) 475 : 国内PWRプラント発電期間 (年)</p> <p>○ 外部電源喪失の発生頻度 = 3 / 621 = 4.8×10⁻³ (/ 炉年)</p> <p>3 : 発生実績*2 (件) ※2 伊方1号(1980/8/27)、敦賀2号(1999/12/15)、泊2 号(2000/5/19)</p>	<p>693.6 : 国内BWRプラントの原子炉補機冷却系の系統数 と発電時間の積分值 (炉年)</p> <p>○ 外部電源喪失の発生頻度 (別紙3.1.1.b-10) = (2 + 1) / 706.1 = 4.2E-03/炉年</p> <p>2 : 運転時に発生した外部電源喪失の発生件数 (件)</p> <p>1 : 停止時に発生した外部電源喪失の発生件数 (件)</p>	<p>632 : 運転開始からの国内PWRプラント運転期間* (年)</p> <p>1839 : 運転開始からの米国PWRプラント臨界時間 (年)</p> <p>※原子炉補機冷却機能喪失は出力運転中のみならず、 運転停止中においても発生し得る事象であるため、 発電期間ではなく運転停止中の期間も含めた運転期 間を運転実績として使用する（運転期間＝発電期間 ＋運転停止中期間）。なお、米国の停止時間につい ては、停止時における原子炉補機冷却水系の運用に 関する情報が少なく、国内の運用と異なる可能性が あり、当該発生頻度を米国の停止時間を含めて下げ ることは非保守側と考え、含めない扱とした。</p> <p>(c) 主給水流量喪失、外部電源喪失、蒸気発生器伝熱管破損、 過渡事象、手動停止の発生頻度 これらの事象は、国内で発生実績があることから、国内の 運転実績に基づいて発生頻度を算定した。</p> <p>○主給水流量喪失の発生頻度 = 5 / 475 = 1.1×10⁻² (/ 炉年) 5 : 発生実績*1 (件) ※1 美浜1号(1978/12/6)、高浜1号(1981/4/7)、大飯2 号(1983/4/10)、敦賀2号(1989/6/28)、美浜3号 (2004/8/9) 475 : 国内PWRプラント発電期間 (年)</p> <p>○外部電源喪失の発生頻度 (補足3.1.1.b-12) = (1 + 2) / 621 = 4.8×10⁻³ (/ 炉年)</p> <p>1 : 運転時に発生した外部電源喪失の発生件数*2 (件) ※2 伊方1号(1980/8/27) 2 : 停止時に発生した外部電源喪失の発生件数*3 (件) ※3 敦賀2号(1999/12/15)、泊2号(2000/5/19)</p>	<p>【女川】 ■評価方針の相違 ・評価対象とする起因事象の 相違のため、(c)及び主給水流 量喪失の発生頻度については 大飯と比較する</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・記載充実のため、外部電源 喪失の発生実績を記載してい</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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>621：国内PWRプラント運転期間^{※3}（年）</p> <p>※3 外部電源喪失は出力運転中のみならず、運転停止中においても発生し得る事象であるため、発電期間ではなく運転停止中の期間も含めた運転期間を運転実績として使用する（運転期間＝発電期間＋運転停止期間）。</p> <p>○ 蒸気発生器伝熱管破損の発生頻度</p> $= 1 / (4.1 \times 10^{10} \times (1-0.1)) \times (3382 \times 4) \times 8760$ $= 3.2 \times 10^{-3} \text{ (／炉年)}$ <p>1：発生実績^{※4}（件）</p> <p>※4 美浜2号(1991/2/9)</p> <p>4.1×10¹⁰：国内プラントの蒸気発生器伝熱管本数と発電期間の積分値（本・時間）</p> <p>0.1：伝熱管施栓率</p> <p>3382×4：当該プラントの伝熱管本数（本）</p> <p>8760：時間から年への換算係数（8760=365×24）（時間／年）</p> <p>○ 過渡事象の発生頻度</p> $= 46 / 475 = 9.7 \times 10^{-2} \text{ (／炉年)}$ <p>46：発生実績^{※5}（件）</p> <p>※5 玄海4号(2008/6/20)、美浜1号(2008/11/20)等</p> <p>475：国内PWRプラント発電期間（年）</p>	<p>706.1：平成20年度末までのBWRプラントの暦年[※]（炉年）</p> <p>※外部電源喪失は出力運転中のみならず、運転停止中においても発生し得る事象であるため、発電期間ではなく運転停止中の期間も含めた^{暦年}を運転実績として使用する（^{暦年}＝発電時間＋運転停止中期間）。</p> <p>(a) 過渡事象</p> <p>○ 非隔離事象の発生頻度</p> $= 81 / 488.1 = 1.7E-01 / \text{炉年}$ <p>81：非隔離事象の発生件数（件）</p> <p>488.1：平成20年度末までの国内BWRプラント発電時間（炉年）</p> <p>○ 隔離事象の発生頻度</p>	<p>621：国内PWRプラント運転期間^{※4}（年）</p> <p>※4 外部電源喪失は出力運転中のみならず、運転停止中においても発生し得る事象であるため、発電期間ではなく運転停止中の期間も含めた^{運転期間}を運転実績として使用する（^{運転期間}＝発電期間＋運転停止中期間）。</p> <p>○ 蒸気発生器伝熱管破損の発生頻度</p> $= 1 / (4.1 \times 10^{10} \times (1-0.1)) \times (3386 \times 3) \times 8760$ $= 2.4 \times 10^{-3} \text{ (／炉年)}$ <p>1：発生実績^{※5}（件）</p> <p>※5 美浜2号(1991/2/9)</p> <p>4.1×10¹⁰：国内プラントの蒸気発生器伝熱管本数と発電期間の積分値（本・時間）</p> <p>0.1：伝熱管施栓率</p> <p>3386×3：当該プラントの伝熱管本数（本）</p> <p>8760：時間から年への換算係数（8760=365×24）（時間／年）</p> <p>○ 過渡事象の発生頻度</p> $= 46 / 475 = 9.7 \times 10^{-2} \text{ (／炉年)}$ <p>46：発生実績^{※6}（件）</p> <p>※6 玄海4号(2008/6/20)、美浜1号(2008/11/20)等</p> <p>475：国内PWRプラント発電期間（年）</p>	<p>る（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・PWRは別添3-3.1-3.1.1-22ページの記載「運転期間（運転時間又は暦日）」に基づき統一して「運転期間」と記載している</p> <p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・評価対象とする起因事象の相違のため、蒸気発生器伝熱管破損の発生頻度については大飯と比較する</p> <p>【大飯】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・蒸気発生器の台数及び伝熱管本数が相違している（川内と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・評価対象とする起因事象の相違のため、過渡事象の発生頻度については大飯と比較する（女川の(a)全体に着色せず）</p>

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>=13 / 488.1 = 2.7E-02/炉年 13：隔離事象の発生件数（件） 488.1：平成20年度末までの国内BWRプラント発電時間（炉年）</p> <p>○ 全給水喪失の発生頻度 =5 / 488.1 = 1.0E-02/炉年 5：全給水喪失の発生件数（件） 488.1：平成20年度末までの国内BWRプラント発電時間（炉年）</p> <p>○ 水位低下事象の発生頻度 =13 / 488.1 = 2.7E-02/炉年 13：水位低下事象の発生件数（件） 488.1：平成20年度末までの国内BWRプラント発電時間（炉年）</p> <p>○ RPS誤動作等の発生頻度 =27 / 488.1 = 5.5E-02/炉年 27：RPS誤動作等の発生件数（件） 488.1：平成20年度末までの国内BWRプラント発電時間（炉年）</p> <p>○ S/R弁誤開放の発生頻度 =0.5 / 488.1 = 1.0E-03/炉年 488.1：平成20年度末までの国内BWRプラント発電時間（炉年）</p> <p>○ 交流電源故障の発生頻度 =0.5 / 3366.2 = 1.5E-04/炉年 3366.2：国内BWRプラントの交流母線数と発電時間の積分値（炉年）</p> <p>○ 直流電源故障の発生頻度 =0.5 / 1763.3 = 2.8E-04/炉年 1763.3：国内BWRプラントの直流母線数と発電時間の積分値（炉年）</p> <p>○ タービン・サポート系故障の発生頻度 =0.5 / 693.6 = 7.2E-04/炉年 693.6：国内BWRプラントのタービン・サポート系の系統数と発電時間の積分値（炉年）</p>		

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>○手動停止の発生頻度 = 110 / 475 = 2.3×10⁻¹ (/ 炉年) 110 : 発生実績^{※6} (件) ※6 大飯2号(2007/12/16)、敦賀2号(2008/9/16)等 475 : 国内PWRプラント発電期間 (年)</p> <p>(d) ATWSの発生頻度 ATWSは、運転時の異常な過渡変化を起因事象としてその中で原子炉トリップに失敗している事象である。これらの事象は国内で外部電源喪失、主給水流量喪失及び負荷喪失事象について発生実績があることから、国内の運転実績に基づいて発生頻度を算定した。また、原子炉トリップに失敗する確率はフォールトツリー解析によって評価する。なお、小破断LOCA等の事故を起因事象として原子炉トリップに失敗する事象は、発生頻度が非常に小さく、1次冷却材圧力の観点で厳しくないことから、ATWSとして考慮していない。</p> <p>ATWSの発生頻度 = (34 / 475) × 1.7×10⁻⁷ = 1.2×10⁻⁸ (/ 炉年)</p> <p>34 : ATの発生実績 (件)。ただし、想定事象として原子炉トリップ失敗を考慮する必要がない事象 (例えば、原子炉保護系誤動作で原子炉トリップした事象、外部電源喪失の発生頻度でカウントしている事象のうち、定検時に起こった事象等) を除く。 475 : 国内PWRプラント発電期間 (年)</p> <p>1.7×10⁻⁷ : フォールトツリー解析により算出した原子炉トリップ失敗確率</p>	<p>(c) 通常停止 ○ 通常停止 = 807 / 488.1 = 1.7E+00 / 炉年 807 : 通常停止の発生件数 (件) 488.1 : 平成20年度末までの国内BWRプラント発電時間 (炉年)</p>	<p>○手動停止の発生頻度 = 110 / 475 = 2.3×10⁻¹ (/ 炉年) 110 : 発生実績^{※7} (件) ※7 大飯2号(2007/12/16)、敦賀2号(2008/9/16)等 475 : 国内PWRプラント発電期間 (年)</p> <p>(d) ATWSの発生頻度 ATWSは、運転時の異常な過渡変化を起因事象としてその中で原子炉トリップに失敗している事象である。これらの事象は国内で外部電源喪失、主給水流量喪失及び負荷喪失事象について発生実績があることから、国内の運転実績に基づいて発生頻度を算定した。また、原子炉トリップに失敗する確率はフォールトツリー解析によって評価する。(補足 3.1.1.b-13) なお、小破断LOCA等の事故を起因事象として原子炉トリップに失敗する事象は、発生頻度が非常に小さく、1次冷却材圧力の観点で厳しくないことから、ATWSとして考慮していない。</p> <p>ATWSの発生頻度 = (4.4×10⁻² + 2.7×10⁻²) × 1.8×10⁻⁷ = 1.2×10⁻⁸ (/ 炉年)</p> <p>4.4×10⁻² : タービントリップ操作が必要なATの発生実績21件を国内PWRプラント発電期間475年で除した値。ただし、想定事象として原子炉トリップ失敗を考慮する必要がない事象 (例えば、原子炉保護系誤動作で原子炉トリップした事象、外部電源喪失の発生頻度でカウントしている事象のうち、定検時に起こった事象等) を除く。 2.7×10⁻² : タービントリップ操作が不要なATの発生実績13件を国内PWRプラント発電期間475年で除した値。ただし、想定事象として原子炉トリップ失敗を考慮する必要がない事象を除く。</p> <p>1.8×10⁻⁷ : フォールトツリー解析により算出した原子炉トリップ失敗確率</p>	<p>【女川】 ■評価方針の相違 ・評価対象とする起因事象の相違のため、泊の手動停止の発生頻度については泊と大飯を比較する(着色せず)</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・評価対象とする起因事象の相違のため、泊のATWSの発生頻度については泊と大飯を比較する</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・大飯と参照している国内実績は同じであるが、泊はATWSの発生頻度の算出過程について、詳細に記載している</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違 ・原子炉トリップ失敗確率はフォールトツリー解析より算出しているため大飯と異なる</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>(e) インターフェイスシステムLOCAの発生頻度</p> <p>当該プラントの余熱除去系簡略系統図を第1.1.1.b-2図に示す。インターフェイスシステムLOCAに至るシナリオとして以下の3つのシナリオが考えられる。</p> <p>①低温側注入ラインにある3つの逆止弁の同時故障</p> <p>②高温側注入ラインにある3つの逆止弁と1つの電動弁の同時故障</p> <p>③余熱除去ポンプの吸込側にある2つの電動弁の同時故障</p> <p>LOCAの原因となる故障モードのうち、弁のリークに対しては余熱除去系に設置されている逃がし弁が動作すれば過度の圧力上昇が生じることはなく、LOCAには至らないものと考え、上記弁のリーク発生時にはさらに逃がし弁の故障（開失敗）を考える。逆止弁、電動弁それぞれのリークの発生頻度は、機器故障率データより、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逆止弁リーク：$7.1 \times 10^{-9}/h$ ・ 電動弁リーク：$4.1 \times 10^{-9}/h$ <p>である。リークを超える破損のデータは原子力安全推進協会（JANSI）が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIA (http://www.nucia.jp/) のデータベースにはないため、リークのデータに10^1を乗じた値を使用する。したがって、破損のデータは、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逆止弁破損：$7.1 \times 10^{-10}/h$ ・ 電動弁破損：$4.1 \times 10^{-10}/h$ <p>となる。</p> <p>このライン上の各弁の使命時間を出力運転期間の1年とすると、弁のリーク／破損の発生確率は、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逆止弁リークP(V1)：6.2×10^{-5} ($=7.1 \times 10^{-9} \times 24 \times 365$) ・ 電動弁リークP(V2)：3.6×10^{-5} ($=4.1 \times 10^{-9} \times 24 \times 365$) ・ 逆止弁破損P(V3)：$6.2 \times 10^{-6}$ ($=7.1 \times 10^{-10} \times 24 \times 365$) 	<p>c. インターフェイスシステムLOCAの発生頻度</p> <p>インターフェイスシステムLOCA（以下「ISLOCA」という。）は、原子炉圧力容器接続配管の高圧設計部と低圧設計部の隔離機能が喪失することにより、低圧設計部に設計圧力以上の圧力がかかり、低圧設計部が機器破損を引き起こして、原子炉冷却材が格納容器外に流出する事象である。</p> <p>JEAC4602に記載されている標準BWRの原子炉冷却材圧力バウンダリを参考に以下の配管を評価対象として選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧炉心スプレイ系注入配管 ・ 低圧炉心スプレイ系/低圧注水系注入配管 ・ 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード戻り配管 ・ 残留熱除去系原子炉停止時冷却モード吸込み配管 <p>これらの配管に対して配管の破損や隔離弁の故障を考慮してフォールトツリーを作成し、ISLOCAの発生頻度を評価した。（別紙3.1.1.b-13, 14）</p>	<p>(e) インターフェイスシステムLOCAの発生頻度</p> <p>インターフェイスシステムLOCAは、原子炉容器接続配管の高圧設計部と低圧設計部の隔離機能が喪失することにより、低圧設計部に設計圧力以上の圧力がかかり、低圧設計部が機器破損を引き起こして、原子炉冷却材が格納容器外に流出する事象である。</p> <p>当該プラントの余熱除去系簡略系統図を第3.1.1.b-2図に示す。インターフェイスシステムLOCAに至るシナリオとして以下の3つのシナリオが考えられる。</p> <p>①低温側注入ラインにある3つの逆止弁の同時故障</p> <p>②高温側注入ラインにある3つの逆止弁と1つの電動弁の同時故障</p> <p>③余熱除去ポンプの吸込側にある2つの電動弁の同時故障</p> <p>LOCAの原因となる故障モードのうち、弁のリークに対しては余熱除去系に設置されている逃がし弁が動作すれば過度の圧力上昇が生じることはなく、LOCAには至らないものと考え、上記弁のリーク発生時にはさらに逃がし弁の故障（開失敗）を考える。逆止弁、電動弁それぞれのリークの発生頻度は、機器故障率データより、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逆止弁リーク：$7.1 \times 10^{-9}/h$ ・ 電動弁リーク：$4.1 \times 10^{-9}/h$ <p>である。リークを超える破損のデータは原子力安全推進協会（JANSI）が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIA (http://www.nucia.jp/) のデータベースにはないため、リークのデータに10^1を乗じた値を使用する。したがって、破損のデータは、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逆止弁破損：$7.1 \times 10^{-10}/h$ ・ 電動弁破損：$4.1 \times 10^{-10}/h$ <p>となる。</p> <p>このライン上の各弁の使命時間を出力運転期間の1年とすると、弁のリーク／破損の発生確率は、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 逆止弁リークP(V1)：6.2×10^{-5} ($=7.1 \times 10^{-9} \times 24 \times 365$) ・ 電動弁リークP(V2)：3.6×10^{-5} ($=4.1 \times 10^{-9} \times 24 \times 365$) ・ 逆止弁破損P(V3)：$6.2 \times 10^{-6}$ ($=7.1 \times 10^{-10} \times 24 \times 365$) 	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・ 泊は読み替えを実施していない <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・ 女川実績の反映 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・ PWRとBWRの設計の相違により記載内容が異なるため、大飯と比較する。（着色せず） また、女川の別紙3.1.1.b-13,14に該当する資料は補足3.1.1.b-14として作成している。

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>・ 電動弁破損P(V4) : 3.6×10^{-6} ($=4.1 \times 10^{-10} \times 24 \times 365$) となる。また、逃がし弁の開失敗確率は機器故障率データより、</p> <p>・ 逃がし弁開失敗P(V5) : $1.4 \times 10^{-3} / \text{demand}^{※7}$ ※ 7 1/demand = 回/要求 を使用する。</p> <p>①低温側注入ライン 低温側注入ラインでインターフェイスシステムLOCAが発生する条件は、3つの直列な逆止弁の同時故障（破損）である。また、逆止弁のリークに対しては、逃がし弁が開失敗した場合にLOCAが発生すると考える。弁故障によってLOCAに至るパスは8通りあり、第1.1.1.b-3図(1/4)及び第1.1.1.b-3図(2/4)に示す。したがって、低温側注入ラインでのインターフェイスシステムLOCAの発生頻度は、</p> $P1 = 8 \times (P(V3)^3 + P(V1)^3 \times P(V5) + 3 \times P(V1)^2 \times P(V3) \times P(V5) + 3 \times P(V1) \times P(V3)^2 \times P(V5)) = 5.5 \times 10^{-15} \text{ (/ 炉年)}$ <p>P(V3)³ : 3つの直列な逆止弁の破損 P(V1)³×P(V5) : 3つの直列な逆止弁がリークし、逃がし弁開失敗 P(V1)²×P(V3)×P(V5) : 2つの逆止弁がリーク、1つの逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗 P(V1)×P(V3)²×P(V5) : 1つの逆止弁がリーク、2つの逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>② 高温側注入ライン 高温側注入ラインでインターフェイスシステムLOCAが発生する条件は、3つの直列な逆止弁と1つの電動弁（通常時閉）の同時故障（破損）である。また、逆止弁/電動弁の</p>		<p>・ 電動弁破損P(V4) : 3.6×10^{-6} ($=4.1 \times 10^{-10} \times 24 \times 365$) となる。また、逃がし弁の開失敗確率は機器故障率データより、</p> <p>・ 逃がし弁開失敗P(V5) : $1.4 \times 10^{-3} / \text{demand}^{※7}$ ※ 7 1/demand = 回/要求 を使用する。</p> <p>①低温側注入ライン 低温側注入ラインでインターフェイスシステムLOCAが発生する条件は、3つの直列な逆止弁の同時故障（破損）である。また、逆止弁のリークに対しては、逃がし弁が開失敗した場合にLOCAが発生すると考える。弁故障によってLOCAに至るパスは6通りあり、第3.1.1.b-3図(1/4)及び第3.1.1.b-3図(2/4)に示す。したがって、低温側注入ラインでのインターフェイスシステムLOCAの発生頻度は、</p> $P1 = 6 \times (P(V3)^3 + P(V1)^3 \times P(V5) + 3 \times P(V1)^2 \times P(V3) \times P(V5) + 3 \times P(V1) \times P(V3)^2 \times P(V5)) = 4.1 \times 10^{-15} \text{ (/ 炉年)}$ <p>P(V3)³ : 3つの直列な逆止弁の破損 P(V1)³×P(V5) : 3つの直列な逆止弁がリークし、逃がし弁開失敗 P(V1)²×P(V3)×P(V5) : 2つの逆止弁がリーク、1つの逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗 P(V1)×P(V3)²×P(V5) : 1つの逆止弁がリーク、2つの逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>②高温側注入ライン 高温側注入ラインでインターフェイスシステムLOCAが発生する条件は、3つの直列な逆止弁と1つの電動弁（通常時閉）の同時故障（破損）である。また、逆止弁/電動弁の</p>	<p>【大飯】 ■設計の相違 ・ループ数の相違により低温側注入ラインの数が相違している（伊方と同様）（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違（伊方と同様）</p>

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>リークに対しては、逃がし弁が開失敗した場合にLOCAが発生すると考える。弁故障によってLOCAに至るパスは4通りあり、第1.1.1.b-3図(3/4)に示す。したがって、高温側注入ラインでのインターフェイスシステムLOCAの発生頻度は、</p> $P2 = 4 \times (P(V3)^3 \times P(V4) + P(V1)^3 \times P(V2) \times P(V5) + 3 \times P(V1)^2 \times P(V2) \times P(V3) \times P(V5) + 3 \times P(V1) \times P(V2) \times P(V3)^2 \times P(V5) + P(V2) \times P(V3)^3 \times P(V5) + P(V1)^3 \times P(V4) \times P(V5) + 3 \times P(V1)^2 \times P(V3) \times P(V4) \times P(V5) + 3 \times P(V1) \times P(V3)^2 \times P(V4) \times P(V5))$ $= 7.4 \times 10^{-20} \text{ (/ 炉年)}$ <p>$P(V3)^3 \times P(V4)$：3つの直列な逆止弁及び1つの電動弁が破損</p> <p>$P(V1)^3 \times P(V2) \times P(V5)$：3つの直列な逆止弁及び1つの電動弁がリークし、逃がし弁開失敗</p> <p>$P(V1)^2 \times P(V2) \times P(V3) \times P(V5)$：2つの直列な逆止弁及び1つの電動弁がリーク、1つの逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>$P(V1) \times P(V2) \times P(V3)^2 \times P(V5)$：1つの逆止弁及び1つの電動弁がリーク、2つの逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>$P(V2) \times P(V3)^3 \times P(V5)$：1つの電動弁がリーク、3つの直列な逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>$P(V1)^3 \times P(V4) \times P(V5)$：3つの直列な逆止弁がリーク、1つの電動弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>$P(V1)^2 \times P(V3) \times P(V4) \times P(V5)$：2つの直列な逆止弁がリーク、1つの逆止弁及び1つの電動弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>$P(V1) \times P(V3)^2 \times P(V4) \times P(V5)$：1つの逆止弁がリーク、2つの直列な逆止弁及び1つの電動弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>③ 余熱除去ポンプ吸込側 余熱除去ポンプ吸込側でインターフェイスシステムLOCAが発生する条件は、直列な2つの電動弁（通常時間）の同時</p>	<p>リークに対しては、逃がし弁が開失敗した場合にLOCAが発生すると考える。弁故障によってLOCAに至るパスは4通りあり、第1.1.1.b-3図(3/4)に示す。したがって、高温側注入ラインでのインターフェイスシステムLOCAの発生頻度は、</p> $P2 = 4 \times (P(V3)^3 \times P(V4) + P(V1)^3 \times P(V2) \times P(V5) + 3 \times P(V1)^2 \times P(V2) \times P(V3) \times P(V5) + 3 \times P(V1) \times P(V2) \times P(V3)^2 \times P(V5) + P(V2) \times P(V3)^3 \times P(V5) + P(V1)^3 \times P(V4) \times P(V5) + 3 \times P(V1)^2 \times P(V3) \times P(V4) \times P(V5) + 3 \times P(V1) \times P(V3)^2 \times P(V4) \times P(V5))$ $= 7.4 \times 10^{-20} \text{ (/ 炉年)}$ <p>$P(V3)^3 \times P(V4)$：3つの直列な逆止弁及び1つの電動弁が破損</p> <p>$P(V1)^3 \times P(V2) \times P(V5)$：3つの直列な逆止弁及び1つの電動弁がリークし、逃がし弁開失敗</p> <p>$P(V1)^2 \times P(V2) \times P(V3) \times P(V5)$：2つの直列な逆止弁及び1つの電動弁がリーク、1つの逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>$P(V1) \times P(V2) \times P(V3)^2 \times P(V5)$：1つの逆止弁及び1つの電動弁がリーク、2つの逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>$P(V2) \times P(V3)^3 \times P(V5)$：1つの電動弁がリーク、3つの直列な逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>$P(V1)^3 \times P(V4) \times P(V5)$：3つの直列な逆止弁がリーク、1つの電動弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>$P(V1)^2 \times P(V3) \times P(V4) \times P(V5)$：2つの直列な逆止弁がリーク、1つの逆止弁及び1つの電動弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>$P(V1) \times P(V3)^2 \times P(V4) \times P(V5)$：1つの逆止弁がリーク、2つの直列な逆止弁及び1つの電動弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>② 余熱除去ポンプ吸込側 余熱除去ポンプ吸込側でインターフェイスシステムLOCAが発生する条件は、直列な2つの電動弁（通常時間）の同時</p>	<p>リークに対しては、逃がし弁が開失敗した場合にLOCAが発生すると考える。弁故障によってLOCAに至るパスは4通りあり、第1.1.1.b-3図(3/4)に示す。したがって、高温側注入ラインでのインターフェイスシステムLOCAの発生頻度は、</p> $P2 = 4 \times (P(V3)^3 \times P(V4) + P(V1)^3 \times P(V2) \times P(V5) + 3 \times P(V1)^2 \times P(V2) \times P(V3) \times P(V5) + 3 \times P(V1) \times P(V2) \times P(V3)^2 \times P(V5) + P(V2) \times P(V3)^3 \times P(V5) + P(V1)^3 \times P(V4) \times P(V5) + 3 \times P(V1)^2 \times P(V3) \times P(V4) \times P(V5) + 3 \times P(V1) \times P(V3)^2 \times P(V4) \times P(V5))$ $= 7.4 \times 10^{-20} \text{ (/ 炉年)}$ <p>$P(V3)^3 \times P(V4)$：3つの直列な逆止弁及び1つの電動弁が破損</p> <p>$P(V1)^3 \times P(V2) \times P(V5)$：3つの直列な逆止弁及び1つの電動弁がリークし、逃がし弁開失敗</p> <p>$P(V1)^2 \times P(V2) \times P(V3) \times P(V5)$：2つの直列な逆止弁及び1つの電動弁がリーク、1つの逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>$P(V1) \times P(V2) \times P(V3)^2 \times P(V5)$：1つの逆止弁及び1つの電動弁がリーク、2つの逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>$P(V2) \times P(V3)^3 \times P(V5)$：1つの電動弁がリーク、3つの直列な逆止弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>$P(V1)^3 \times P(V4) \times P(V5)$：3つの直列な逆止弁がリーク、1つの電動弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>$P(V1)^2 \times P(V3) \times P(V4) \times P(V5)$：2つの直列な逆止弁がリーク、1つの逆止弁及び1つの電動弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>$P(V1) \times P(V3)^2 \times P(V4) \times P(V5)$：1つの逆止弁がリーク、2つの直列な逆止弁及び1つの電動弁が破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>② 余熱除去ポンプ吸込側 余熱除去ポンプ吸込側でインターフェイスシステムLOCAが発生する条件は、直列な2つの電動弁（通常時間）の同時</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1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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>故障（破損）である。また、電動弁のリークに対しては、逃がし弁が開失敗した場合にLOCAが発生すると考える。弁故障によってLOCAに至るパスは2通りあり、第1.1.1.b-3図（4/4）に示す。したがって、余熱除去ポンプ吸込側でのインターフェイスシステムLOCAの発生頻度は、</p> $P3 = 2 \times (P(V4))^2 + P(V2)^2 \times P(V5) + 2 \times P(V2) \times P(V4) \times P(V5))$ $= 3.0 \times 10^{-11} \text{ (／炉年)}$ <p>$P(V4)^2$：2つの電動弁の破損 $P(V2)^2 \times P(V5)$：2つの電動弁リークし、逃がし弁開失敗 $P(V2) \times P(V4) \times P(V5)$：電動弁がリーク、破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>インターフェイスシステムLOCAは上記の3つのシナリオの発生頻度の合計であり、</p> $P = P1 + P2 + P3$ $= 3.0 \times 10^{-11} \text{ (／炉年)}$ <p>となる。</p> <p>以上の算出結果をまとめて、第1.1.1.b-7表に示す。</p> <p>1.1.1.c. 成功基準</p> <p>既往のPRAや熱水力学解析結果を反映し、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作の組み合わせや、緩和設備や緩和操作がその機能を達成するために必要な条件を定めた。</p> <p>①成功基準の一覧表</p> <p>【炉心損傷判定条件】</p> <p>○一般的な炉心損傷判定条件</p> <p>事故時に炉心冷却に必要な安全機能が不十分であることによって、炉心の一部の燃料被覆管表面温度が1200℃を超えると評価される状態。</p> <p>○LOCA時原子炉格納容器内除熱シナリオにおける炉心損傷判定条件</p>	<p>故障（破損）である。また、電動弁のリークに対しては、逃がし弁が開失敗した場合にLOCAが発生すると考える。弁故障によってLOCAに至るパスは2通りあり、第3.1.1.b-3図（4/4）に示す。したがって、余熱除去ポンプ吸込側でのインターフェイスシステムLOCAの発生頻度は、</p> $P3 = 2 \times (P(V4))^2 + P(V2)^2 \times P(V5) + 2 \times P(V2) \times P(V4) \times P(V5))$ $= 3.0 \times 10^{-11} \text{ (／炉年)}$ <p>$P(V4)^2$：2つの電動弁が破損 $P(V2)^2 \times P(V5)$：2つの電動弁がリークし、逃がし弁開失敗 $P(V2) \times P(V4) \times P(V5)$：電動弁がリーク、破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>インターフェイスシステムLOCAは上記の3つのシナリオの発生頻度の合計であり、</p> $P = P1 + P2 + P3$ $= 3.0 \times 10^{-11} \text{ (／炉年)}$ <p>となる。（補足3.1.1.b-14）</p> <p>3.1.1.c 成功基準</p> <p>既往のPRAや熱水力学解析結果を反映し、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作の組み合わせや、緩和設備や緩和操作がその機能を達成するために必要な条件を定めた。</p> <p>① 成功基準の一覧表</p> <p>(1) 炉心損傷判定条件</p> <p>次の条件を満足できない場合、炉心損傷と判定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。 	<p>故障（破損）である。また、電動弁のリークに対しては、逃がし弁が開失敗した場合にLOCAが発生すると考える。弁故障によってLOCAに至るパスは2通りあり、第3.1.1.b-3図（4/4）に示す。したがって、余熱除去ポンプ吸込側でのインターフェイスシステムLOCAの発生頻度は、</p> $P3 = 2 \times (P(V4))^2 + P(V2)^2 \times P(V5) + 2 \times P(V2) \times P(V4) \times P(V5))$ $= 3.0 \times 10^{-11} \text{ (／炉年)}$ <p>$P(V4)^2$：2つの電動弁が破損 $P(V2)^2 \times P(V5)$：2つの電動弁がリークし、逃がし弁開失敗 $P(V2) \times P(V4) \times P(V5)$：電動弁がリーク、破損し、逃がし弁開失敗</p> <p>インターフェイスシステムLOCAは上記の3つのシナリオの発生頻度の合計であり、</p> $P = P1 + P2 + P3$ $= 3.0 \times 10^{-11} \text{ (／炉年)}$ <p>となる。（補足3.1.1.b-14）</p> <p>3.1.1.c. 成功基準</p> <p>既往のPRAや熱水力学解析結果を反映し、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作の組み合わせや、緩和設備や緩和操作がその機能を達成するために必要な条件を定めた。</p> <p>①成功基準の一覧表</p> <p>(1)炉心損傷判定条件</p> <p>○一般的な炉心損傷判定条件</p> <p>事故時に炉心冷却に必要な安全機能が不十分であることによって、炉心の一部の燃料被覆管表面温度が1,200℃を超えると評価される状態。</p> <p>○LOCA時原子炉格納容器内除熱シナリオにおける炉心損傷判定条件</p>	<p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違（大飯と同様）</p> <p>・泊はレベル1PSA 学会標準の炉心損傷判定条件に基づいて設定している</p> <p>・LOCA時原子炉格納容器内除熱シナリオは、先行して格納</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>原子炉格納容器が破損し、格納容器再循環サンプ水の温度が100℃以上と評価される状態。</p> <p>○2次冷却系による除熱シナリオ成功の判定条件（LOCA時を除く） 2次側の除熱機能が確保され、崩壊熱を有効に除去することで、炉心露出に至らないと評価される状態。</p> <p>【起回事象ごとの成功基準の一覧表】 上記を踏まえ、起回事象ごとに整備した成功基準の一覧を第1.1.1.c-1表に示す。</p> <p>【対処設備作動までの余裕時間及び使命時間】 ○余裕時間 事象発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行するまでの余裕時間及びその設定根拠について以下のとおり示す。</p>	<p>(2) 起回事象ごとの成功基準 起回事象毎に整備した成功基準の一覧を第3.1.1.c-1(a)～(e)表に示す。</p> <p>(3) 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間 a. 余裕時間 余裕時間の設定に際し、MAAPを用いて事故シナリオの事象進展を解析した。 第3.1.1.c-2表に事故進展解析結果を示す。この結果から、以下のように余裕時間を設定した。(別紙3.1.1.c-1)</p> <p>(a) 注水に関する操作 対象操作：注水に関する手動バックアップ 自動起動信号（高圧の非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系（以下「高圧注水系」という。）、自動減圧、低圧の非常用炉心冷却系（以下「低圧ECCS」という。）等）に失敗した場合に、運転員の手動操作によるバック</p>	<p>原子炉格納容器が破損し、格納容器再循環サンプ水の温度が100℃以上と評価される状態。</p> <p>○2次冷却系による除熱シナリオ成功の判定条件（LOCA時を除く） 2次側の除熱機能が確保され、崩壊熱を有効に除去することで、炉心露出に至らないと評価される状態。</p> <p>(2) 起回事象ごとの成功基準の一覧表 起回事象ごとに整備した成功基準の一覧を第3.1.1.c-1表に示す。</p> <p>(3) 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間 a. 余裕時間 事象発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行するまでの余裕時間並びにその設定根拠について以下のとおり示す。(補足3.1.1.c-1)</p> <p>(a) LOCA発生時 対象操作：注入モードから再循環モードへの切り替え 大破断LOCA事象が発生すると、低圧注入系、高圧注入系及び格納容器スプレイ系により燃料取替用水ピットのほう酸水が炉心及び原子炉格納容器内へ注水される。炉心及び原子炉格納容器の冷却を長期にわたり実施するため</p>	<p>容器が破損し格納容器再循環サンプ水が減圧沸騰して冷却材が喪失することで最終的に炉心損傷に至るシナリオを想定している ・2次冷却系による除熱シナリオでは、炉心露出に至らず給水可能な健全ループでの自然循環冷却が確保され蒸気発生器の保有水が回復傾向にあれば十分崩壊熱除去が可能で長期的に炉心損傷に至らないと想定している</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は起回事象発生時のプラント挙動、ポンプ・水源の容量等に基づき運転切替、隔離操作、補機冷却系の負荷制限操作の余裕時間を設定している(大飯と同様)</p> <p>【女川】 ■設計の相違 ・PWRとBWRの設計の相違により考慮する緩和操作が異なるため、泊の3.1.1.c①(3)a.(a)～(d)については泊と大飯を比較する(女川の(a))</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>アップに期待する。</p> <p>余裕時間：30分 設定根拠：TQUV, TQUX, TBシナリオにおいて、注水停止後、炉心溶融に至るまでの時間に余裕を見込んだ時間として30分とした。 一方、LOCAシナリオにおける余裕時間は、全炉心損傷頻度に対する寄与が小さいことから、代表的に他のシナリオと同じ値とした。</p> <p>(1) 2次冷却系の破断発生時 対象操作：破断ループの隔離 2次冷却系の破断が発生すると、健全ループの主蒸気系から破断箇所へ無制限の蒸気が流入し、健全ループの蒸気発生器による冷却を阻害する。健全ループの蒸気発生器による2次冷却系冷却を可能とするためには、破断ループを隔離する必要がある。 余裕時間：20分 設定根拠：2次冷却系の除熱機能喪失時のプラント挙動に関する知見を参考に蒸気発生器の水位が低下し、2次冷却系の除熱機能が喪失するまで20分程度と考え、この間に破断ループを隔離</p>	<p>アップに期待する。</p> <p>余裕時間：30分 設定根拠：TQUV, TQUX, TBシナリオにおいて、注水停止後、炉心溶融に至るまでの時間に余裕を見込んだ時間として30分とした。 一方、LOCAシナリオにおける余裕時間は、全炉心損傷頻度に対する寄与が小さいことから、代表的に他のシナリオと同じ値とした。</p> <p>(b) 格納容器除熱操作に関する余裕時間 対象操作：原子炉注水後の残留熱除去系による格納容器除熱操作 原子炉注水に成功した後、崩壊熱による格納容器破損を防ぐために、残留熱除去系を起動する必要がある。 余裕時間：8時間 設定根拠：原子炉注水後、サブプレッションプール水温上昇による注水機能喪失までの時間を基に、保守的に8時間とした。</p>	<p>に、水源を燃料取替用水ピットから格納容器再循環サンプに切り替えて、再循環モードに移行する必要がある。</p> <p>余裕時間：30分 設定根拠：事象発生後、発生した事象がLOCAであると運転員が判断（診断）し、適切な事故手順書を選択して処置を行う必要がある。この診断の余裕時間として、燃料取替用水ピットの水位が再循環切替水位に低下するまでの時間^{※1}を算出し、30分と設定した。余裕時間については、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプがすべて起動し、定格流量で注入されると仮定して算出した。</p> <p>※1 $1,833\text{m}^3 / (280\text{m}^3/\text{h} \times 2 + 681\text{m}^3/\text{h} \times 2 + 940\text{m}^3/\text{h} \times 2) = \text{約}29\text{分}$</p> <p>【計算条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水ピット水量：1,833m³（通常水位（94%）⇒水位異常低（3%）） ポンプ仕様 <ul style="list-style-type: none"> ○高圧注入ポンプ：280m³/h×2台 ○余熱除去ポンプ：681m³/h×2台 ○格納容器スプレイポンプ：940m³/h×2台 <p>(b) 2次冷却系の破断発生時 対象操作：破断ループの隔離 2次冷却系の破断が発生すると、健全ループの主蒸気系から破断箇所へ無制限の蒸気が流入し、健全ループの蒸気発生器による冷却を阻害する。健全ループの蒸気発生器による2次冷却系冷却を可能とするためには、破断ループを隔離する必要がある。 余裕時間：20分 設定根拠：2次冷却系の除熱機能喪失時のプラント挙動に関する知見を参考に蒸気発生器の水位が低下し、2次冷却系の除熱機能が喪失するまで20分程度と考え、この間に破断ループを隔離</p>	<p>と(b)には着色せず) 【大飯】 ■設計の相違 ・泊は注入モードから再循環モードへ切り替える際、再循環自動切替信号発信後に運転員による許可操作を行う必要があるため、LOCA時の余裕時間を考慮している（伊方、玄海と同様）</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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、健全な蒸気発生器への給水を確保することで、炉心冷却を維持できると評価した。</p> <p>(2) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）発生時 対象操作：破損側蒸気発生器の隔離 SGTR時には、1次冷却材が2次冷却系へ流出することを防止するため、破損側蒸気発生器を隔離し、1次冷却系と2次冷却系を均圧にする。このためには、補助給水による給水停止、主蒸気隔離、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気ラインの隔離等を行い、破損側蒸気発生器を隔離する。</p> <p>余裕時間：30分 設定根拠：蒸気発生器伝熱管破損時のプラント挙動に関する知見を参考とするとともに、原子炉停止後は蒸気発生器の水位を適切に維持するように補助給水流量を制御することが一般的なことから、破損側蒸気発生器満水防止の観点で30分程度の余裕があるものと評価した。</p> <p>(3) 補機冷却系の故障 対象操作：補機冷却系の負荷制限 LOCA時再循環において、原子炉補機冷却機能の負荷を制御するため、低圧注入系、格納容器スプレイ系の冷却器の負荷制御操作を行う。</p> <p>余裕時間：30分 設定根拠：LOCA後のECCS再循環移行時に補機冷却水系の部分喪失が発生し、一時的にECCS再循環が不能となる場合を想定するものであり、ECCS再循環機能喪失時のプラント挙動に関する知見を参考に30分と評価した。</p> <p>○使命時間 本評価では、以下のことを勘案し、24時間を使命時間として設定した。なお、故障した機器の使命時間中の復旧には期</p>	<p>b. 使命時間 レベル1 PRA学会標準の考え方を参考に、事故シナリオの特性及び緩和設備の能力に基づいて、プラントを安定な状態と</p>	<p>し、健全な蒸気発生器への給水を確保することで、炉心冷却を維持できると評価した。</p> <p>(c) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）発生時 対象操作：破損側蒸気発生器の隔離 SGTR時には、1次冷却材が2次冷却系へ流出することを防止するため、破損側蒸気発生器を隔離し、1次冷却系と2次冷却系を均圧にする。このためには、補助給水による給水停止、主蒸気隔離、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気ラインの隔離等を行い、破損側蒸気発生器を隔離する。</p> <p>余裕時間：30分 設定根拠：蒸気発生器伝熱管破損時のプラント挙動に関する知見を参考とするとともに、原子炉停止後は蒸気発生器の水位を適切に維持するように補助給水流量を制御することが一般的なことから、破損側蒸気発生器満水防止の観点で30分程度の余裕があるものと評価した。</p> <p>(d) 補機冷却系の故障 対象操作：補機冷却系の負荷制限 LOCA時再循環において、原子炉補機冷却機能の負荷を制御するため、低圧注入系、格納容器スプレイ系の冷却器の負荷制御操作を行う。</p> <p>余裕時間：30分 設定根拠：LOCA後のECCS再循環移行時に補機冷却水系の部分喪失が発生し、一時的にECCS再循環が不能となる場合を想定するものであり、ECCS再循環機能喪失時のプラント挙動に関する知見を参考に30分と評価した。</p> <p>b. 使命時間 本評価では、以下のことを勘案し、24時間を使命時間として設定した。なお、故障した機器の使命時間中の復旧には期</p>	<p>【女川】 ■記載方針の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>待していない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 24時間あれば、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作に期待できる。 補助給水系やECCS注入系等、実際の使命時間が24時間より短いものもあるが、保守的に一律24時間として機器の故障確率を評価している。 <p>【熱水力解析等の解析結果、及び解析コードの検証性】 熱水力解析等の解析結果、及び解析コードの検証性については第1.1.1.c-2表に示すとおりである。</p> <p>なお、第1.1.1.c-1表に示すように、第1.1.1.c-2表の熱水力解析等の解析を実施することにより、設計基準事故解析結果と考え合わせることですべての成功基準は設定することができる。</p>	<p>することが可能な時間として使命時間を一律24時間と設定した。</p> <p>(4) 熱水力解析等の解析結果及び解析コードの検証性 熱水力解析等の解析結果及び解析コードの検証性については次表のとおり。(別紙3.1.1.c-2)</p>	<p>待していない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 24時間あれば、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作に期待できる。 補助給水系やECCS注入系等、実際の使命時間が24時間より短いものもあるが、保守的に一律24時間として機器の故障確率を評価している。 <p>(4) 熱水力解析等の解析結果及び解析コードの検証性 熱水力解析等の解析結果及び解析コードの検証性については第3.1.1.c-2表に示すとおりである。(補足3.1.1.c-2, 3)</p> <p>なお、第3.1.1.c-1表に示すように、第3.1.1.c-2表の熱水力解析等の解析を実施することにより、設計基準事故解析結果と考え合わせることですべての成功基準は設定することができる。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 記載充実（大飯と同様） <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載箇所の相違 <ul style="list-style-type: none"> 泊は3.1.1.cに属する表が複数あることから、表番号を与えている（大飯と同様） ■記載方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> 泊は成功基準解析の解析条件の設定の考え方について補足3.1.1.c-2として作成している（大飯も同様） <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> 記載充実であり、女川に記載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 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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>1.1.1.d. 事故シーケンス 事故シーケンスとは、炉心損傷等に至るまでの、起回事象の発生及び各種安全機能喪失の組み合わせのことである。</p> <p>① イベントツリー</p> <p>各起回事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シーケンスを展開した。また、展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷状態又は成功状態のいずれかに分類した。</p>	<p>泊との比較のため、別添3-3.1-3.1.1-88ページ(実践部分)に再掲</p> <table border="1" data-bbox="734 284 1281 849"> <thead> <tr> <th></th> <th>成功基準解析</th> <th>解析結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>過渡変化時の炉心冷却機能に関する熱水力解析 (S/R 弁正常動作時)</td> <td>原子炉が高压に維持される状態において炉心冷却に必要な高压注水系又は減圧系と低圧注水系の組み合わせを確認した。</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>過渡変化時の炉心冷却機能に関する熱水力解析 (S/R 弁閉固着時)</td> <td>原子炉低圧状態において炉心冷却に必要な注水系を確認した。</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能に関する熱水力解析</td> <td>大破断 LOCA 時の炉心冷却に必要な ECCS 台数を確認した。</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>中破断 LOCA 時に ECCS 注入機能に関する熱水力解析</td> <td>中破断 LOCA 時の炉心冷却に必要な高压注水系又は低圧 ECCS と減圧系の組み合わせを確認した。</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>小破断 LOCA 時に ECCS 注入機能に関する熱水力解析</td> <td>小破断 LOCA 時の炉心冷却に必要な注水系又は注水系と減圧系の組み合わせを確認した。</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>ISLOCA 時の炉心冷却機能に関する熱水力解析</td> <td>配管破損箇所隔離後、原子炉が高压に維持される状態において炉心冷却に必要な高压注水系又は減圧系と低圧注水系の組み合わせを確認した。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">使用コード (適用解析)</td> <td>コード検証</td> </tr> <tr> <td colspan="2">SAFER, CHASTE (①, ②, ③, ④, ⑤, ⑥)</td> <td>原子炉施設の許認可審査で十分な実績を有しており、検証が行われている。</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.1.1.d 事故シーケンス 選定した起回事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能及び安全機能を達成するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シーケンスを展開した。</p> <p>① イベントツリー (1) イベントツリー図</p> <p>炉心損傷に至るシーケンスを明らかにするために、イベントツリー手法を用いた。イベントツリーは、炉心損傷に至るまでの進展を表すロジックであり、起回事象ごとに作成した。</p>		成功基準解析	解析結果	①	過渡変化時の炉心冷却機能に関する熱水力解析 (S/R 弁正常動作時)	原子炉が高压に維持される状態において炉心冷却に必要な高压注水系又は減圧系と低圧注水系の組み合わせを確認した。	②	過渡変化時の炉心冷却機能に関する熱水力解析 (S/R 弁閉固着時)	原子炉低圧状態において炉心冷却に必要な注水系を確認した。	③	大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能に関する熱水力解析	大破断 LOCA 時の炉心冷却に必要な ECCS 台数を確認した。	④	中破断 LOCA 時に ECCS 注入機能に関する熱水力解析	中破断 LOCA 時の炉心冷却に必要な高压注水系又は低圧 ECCS と減圧系の組み合わせを確認した。	⑤	小破断 LOCA 時に ECCS 注入機能に関する熱水力解析	小破断 LOCA 時の炉心冷却に必要な注水系又は注水系と減圧系の組み合わせを確認した。	⑥	ISLOCA 時の炉心冷却機能に関する熱水力解析	配管破損箇所隔離後、原子炉が高压に維持される状態において炉心冷却に必要な高压注水系又は減圧系と低圧注水系の組み合わせを確認した。	使用コード (適用解析)		コード検証	SAFER, CHASTE (①, ②, ③, ④, ⑤, ⑥)		原子炉施設の許認可審査で十分な実績を有しており、検証が行われている。	<p>3.1.1.d. 事故シーケンス 選定した起回事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能及び安全機能を達成するために必要な緩和設備及び緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シーケンスを展開した。</p> <p>① イベントツリー (1) イベントツリー図</p> <p>炉心損傷に至るシーケンスを明らかにするために、イベントツリー手法を用いた。イベントツリーは、炉心損傷に至るまでの進展を表すロジックであり、起回事象ごとに作成した。また、展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷状態又は成功状態のいずれかに分類した。</p>	<p>【女川】</p> <p>■記載箇所の相違 ・泊は 3.1.1.c に属する表が複数あることから、表番号を与えて第 3.1.1.c-2 表に記載している。(大飯についても同様)</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違 ・記載赤字のため、泊はイベ</p>
	成功基準解析	解析結果																												
①	過渡変化時の炉心冷却機能に関する熱水力解析 (S/R 弁正常動作時)	原子炉が高压に維持される状態において炉心冷却に必要な高压注水系又は減圧系と低圧注水系の組み合わせを確認した。																												
②	過渡変化時の炉心冷却機能に関する熱水力解析 (S/R 弁閉固着時)	原子炉低圧状態において炉心冷却に必要な注水系を確認した。																												
③	大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能に関する熱水力解析	大破断 LOCA 時の炉心冷却に必要な ECCS 台数を確認した。																												
④	中破断 LOCA 時に ECCS 注入機能に関する熱水力解析	中破断 LOCA 時の炉心冷却に必要な高压注水系又は低圧 ECCS と減圧系の組み合わせを確認した。																												
⑤	小破断 LOCA 時に ECCS 注入機能に関する熱水力解析	小破断 LOCA 時の炉心冷却に必要な注水系又は注水系と減圧系の組み合わせを確認した。																												
⑥	ISLOCA 時の炉心冷却機能に関する熱水力解析	配管破損箇所隔離後、原子炉が高压に維持される状態において炉心冷却に必要な高压注水系又は減圧系と低圧注水系の組み合わせを確認した。																												
使用コード (適用解析)		コード検証																												
SAFER, CHASTE (①, ②, ③, ④, ⑤, ⑥)		原子炉施設の許認可審査で十分な実績を有しており、検証が行われている。																												

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>各起因事象のイベントツリーを第1.1.1.d-1(a)図～第1.1.1.d-1(1)図に示す。</p>	<p>作成したイベントツリーを第3.1.1.d-1～5図に示す。また、詳細なイベントツリー及び各ヘディングの概要を別紙3.1.1.d-1に示す。</p> <p>(2) ヘディング及び事故進展の説明とイベントツリー作成上の主要な仮定 以下にイベントツリーの作成で考慮した条件等を示す。</p> <p>a. 過渡変化事象に対するイベントツリー</p> <p>1) 非隔離事象に対するイベントツリー</p> <p>本起因事象が発生し、スクラム系失敗についてスクラム電気系とスクラム機械系に分けて事象進展を評価する。スクラム系失敗により炉心損傷に至る。</p> <p>スクラム成功後にS/R弁の開放による圧力制御に失敗した場合は、原子炉圧力バウンダリ機能を喪失して大破断LOCAに至るものと仮定し、大破断LOCAのイベントツリーに移行する。S/R弁の開放後はその再閉鎖が必要となる。高圧系としては高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系による炉心冷却が行われる。(別紙3.1.1.d-2)</p> <p>S/R弁再閉鎖失敗(開固着)時は、原子炉内の蒸気がサブプレッションチェンバに流出するため、保守的に原子炉隔離時冷却系には期待しない。この理由の詳細を別紙3.1.1.d-3に示す。</p> <p>格納容器熱除去機能は、残留熱除去系が使用可能である。</p>	<p>作成したイベントツリーを第3.1.1.d-1(a)図～第3.1.1.d-1(1)図に示す。また、詳細なイベントツリー及び各ヘディングの概要を補足3.1.1.d-1, 2, 3, 4に示す。</p>	<p>ントツリーより抽出される事故シークエンスを最終状態としてイベントツリー上に示している (大飯と同様)</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊はイベントツリーの作成例及び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-1.2として作成している。(大飯と同様) また、補足3.1.1.d-3,4はそれぞれ女川の別紙3.1.1.d-1,4に該当する資料である</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川は(2)に別紙3.1.1.d-1に記載の詳細なイベントツリーに対する説明を記載しており、第3.1.1.d-1～5図には起因事象グループに対するイベントツリーの説明を記載している。泊は評価したイベントツリーは起因事象グループに対するイベントツリーであり、女川の(2)に相当する内容は第3.1.1.d-1(a)図～第3.1.1.d-1(1)図に記載済みである(着色せず)(大飯に記載はないが、泊と同様である)。また、女川の別紙3.1.1.d-2,3はBWR固有の評価に関する資料のため、同様の資料は作成</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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) 隔離事象に対するイベントツリー 本起因事象に対するイベントツリーは、非隔離事象に対するイベントツリーと同一の構造である。</p> <p>3) 全給水喪失に対するイベントツリー 本起因事象に対するイベントツリーは、非隔離事象に対するイベントツリーと同一の構造である。</p> <p>4) 水位低下事象に対するイベントツリー 本起因事象に対するイベントツリーは、非隔離事象に対するイベントツリーと同一の構造である。</p> <p>5) RPS誤動作等に対するイベントツリー 本起因事象に対するイベントツリーは、スクラム系を除き、非隔離事象に対するイベントツリーと同一の構造である。</p> <p>6) 外部電源喪失に対するイベントツリー 外部電源喪失事象が発生すると動力用電源が喪失するため、非常用ディーゼル発電機の起動による早急な非常用電源の確保が必要とされる。その後の長期的な電源確保としては外部電源の復旧や非常用ディーゼル発電機の継続運転が必要となる。従って、本評価では、以下に示す4つの電源確保について考慮した。</p> <p>○ 直流電源の確保 非常用ディーゼル発電機(サポート系を含む)の起動及び遮断器操作並びに外部電源が復旧した場合の遮断器操作には直流電源の確保が必要であり、外部電源喪失後の直流電源はバッテリーから供給される。このため、所内バッテリー2系統に多重故障が発生した場合には、非常用ディーゼル発電機と外部電源から受電することはできない。 また、以下については直流電源が確保されている状態を前提とする。</p> <p>○ 外部電源復旧による30分以内の交流電源の確保 30分以内に外部電源が復旧されない場合、非常用ディーゼル発電機の起動による早急な非常用電源の確保が必要とされる。非常用ディーゼル発電機が2系統とも機能喪失している場合には、炉水位確保手段としては原子炉隔離時冷却系のみが期待される。</p> <p>○ 外部電源復旧による8時間以内の交流電源の確保 動力用電源が喪失した状態で炉水位確保手段が原子炉隔</p>		<p>していない</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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>離時冷却系のみの場合、直流電源用バッテリーからの原子炉隔離時冷却系への供給持続時間として約8時間が確保されているが、それ以降の継続的な水位確保には、外部電源の8時間以内の復旧による電源確保が必要である。</p> <p>7) S/R弁誤開放に対するイベントツリー 起因事象としてのS/R弁誤開放の場合には、原子炉圧力は上昇しないため、他のS/R弁が開放することはない。これ以外は、非隔離事象のイベントツリーと同様の構造となる。</p> <p>b. LOCAに対するイベントツリー 大破断LOCA時には、破断の直後に原子炉が急速に減圧されるため、低圧系作動のための原子炉減圧は不要となる。従って、炉心冷却機能としては高圧系(HPCS)及び低圧系が使用可能である。格納容器熱除去機能は、残留熱除去系が使用可能である。</p> <p>中破断LOCA時の炉心冷却機能として、高圧系は高圧炉心スプレイ系のみを考慮する。低圧系の作動には原子炉減圧を必要とし、原子炉減圧に失敗した場合は炉心損傷に至る。格納容器熱除去機能は、大破断LOCAと同様である。</p> <p>小破断LOCA時の炉心冷却機能として、高圧系は高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系が使用できる。低圧系の作動には減圧操作が必要となる。格納容器熱除去機能は、大破断LOCAと同様である。</p> <p>c. 手動停止に対するイベントツリー 手動停止として通常停止、サポート系故障停止(交流電源故障、直流電源故障、補機冷却系故障)を評価した。ただし、これら手動停止は、プラント停止手順が同一であるが、使用不能となる機器の違いを考慮して、イベントツリーの構造を設定した。なお、サポート系のうち常用系と非常用系で共用している系統の扱いを別紙3.1.1.d-4に示す。</p> <p>給復水系機能が確保されている場合は適切に水位及び圧力が制御されているため、炉心冷却系及び格納容器からの除熱に成功するものとし、圧力制御のヘディングは不要とした。</p> <p>d. 格納容器バイパス事象に対するイベントツリー ISLOCAが発生した後、ISLOCA発生個所の隔離に成功すれば、安全機能(原子炉停止機能、炉心冷却機能、格納容器熱除去機能)に期待できることから、それぞれの緩和系をヘディングに並べた。ただし、ISLOCA発生個所の緩和系について</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 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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>1.1.1.e. システム信頼性</p> <p>事故シークエンスの頻度を推定するには、展開したイベントツリーの各分岐に対して成功・失敗確率を決める必要がある。この各分岐点におけるプラント緩和システムの成功・失敗確率を決めるために、システム信頼性解析にはフォールトツリー法を用いる。本項目では、前項で抽出されたイベントツリーのヘディングに対</p>	<p>は、フォールトツリー内で使用不能となるようモデル化した。</p> <p>非隔離事象のイベントツリーと異なる点は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力制御機能 事象初期に原子炉圧力容器外への原子炉冷却水の流出があるため、初期の原子炉圧力容器の圧力制御は不要とした。ただし、低圧注水のための自動減圧系については、十分減圧されていない状況も考えられることから保守的に必要とすることとした。 炉心冷却機能 事象初期に原子炉圧力容器が減圧されるため、タービン駆動である原子炉隔離時冷却系には期待しないこととした。 <p>(3) 事故シークエンスグループの分類(最終状態の説明)</p> <p>イベントツリーによって抽出された炉心損傷事故シークエンスは、炉心損傷防止の緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び緩和系に与える影響によって、別紙3.1.1.d-5 (1.1.1.h項) に示す炉心損傷シークエンスグループに分類する。炉心損傷事故はこれらのグループによって特徴付けられる。</p> <p>3.1.1.e システム信頼性</p> <p>事故シークエンスの頻度を推定するには、展開したイベントツリーの各分岐に対して成功・失敗確率を決める必要がある。この各分岐点におけるプラント緩和システムの成功・失敗確率を決めるために、システム信頼性解析を行う。本項目では、起因事象ごとに作成されたイベントツリーのヘディングに対応した緩和システ</p>	<p>(2) 事故シークエンスグループの分類</p> <p>イベントツリーによって抽出された事故シークエンスは、炉心損傷防止の緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び緩和系に与える影響によって、3.1.1.h項に示す事故シークエンスグループに分類する。炉心損傷事故はこれらのグループによって特徴付けられる。</p> <p>3.1.1.e. システム信頼性</p> <p>事故シークエンスの頻度を推定するには、展開したイベントツリーの各分岐に対して成功・失敗確率を決める必要がある。この各分岐点におけるプラント緩和システムの成功・失敗確率を決めるために、システム信頼性解析を行う。本項目では、起因事象ごとに作成されたイベントツリーのヘディングに対応した緩和システ</p>	<p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊はイベントツリーより抽出される事故シークエンスを最終状態としてイベントツリー上に示している（大飯に記載はないが泊と同様）。また、女川の別紙3.1.1.d-5の内容についても、3.1.1.h(1)の項目で全て記載している。</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・泊は「事故シークエンス」、「事故シークエンスグループ」の記載に統一している</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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>応するフロントライン系と、それを適切に運転するために必要となるサポート系について、フォールトツリーを構築し定量化を実施した。</p> <p>①評価対象としたシステムとその説明</p> <p>評価対象としたシステムの一覧を以下に示す。それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験及びシステム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。また、フロントライン系とサポート系の依存性を第1.1.1.e-1表に、サポート系同士の依存性を第1.1.1.e-2表に示す。これに基づき異なるシステム間の従属性をフォールトツリーで連携しモデル化した。</p> <p>【サポート系】</p> <ol style="list-style-type: none"> 電源系 信号系 制御回路 制御用空気系 換気空調系 原子炉補機冷却海水系 原子炉補機冷却水系 <p>【フロントライン系】</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉停止系 高圧注入系（注入時） 高圧注入系（再循環時） 蓄圧注入系 低圧注入系（注入時） 低圧注入系（再循環時） 格納容器スプレイ注入系（注入時） 格納容器スプレイ注入系（再循環時） 補助給水系 / 主蒸気圧力制御系 破損側蒸気発生器隔離 主蒸気隔離 燃料取替用水系 <p>【その他の系統】</p> <ol style="list-style-type: none"> RCPシールLOCA 	<p>ムについて、その機能遂行に必要なサポート系を含めたフォールトツリーを構築し定量化を実施した。</p> <p>① 評価対象としたシステムとその説明</p> <p>評価対象としたシステムについて一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。評価対象システムの一覧を以下に示す。また、フロントライン系とサポート系の依存性を第3.1.1.e-1表に、サポート系同士の依存性を第3.1.1.e-2表に示す。</p> <p>【フロントライン系】</p> <ul style="list-style-type: none"> スクラム系 高圧炉心スプレイ系 (HPCS) 原子炉隔離時冷却系 (RCIC) 自動減圧系 (ADS) 低圧炉心スプレイ系 (LPCS) 低圧炉心注水系 (LPCI) 残留熱除去系 (RHR) 給復水系 <p>【サポート系】</p> <ul style="list-style-type: none"> 交流電源系 直流電源系 原子炉補機冷却系 タービン補機冷却系 ポンプ室空調 	<p>ムについて、その機能遂行に必要なサポート系を含めたフォールトツリーを構築し定量化を実施した。</p> <p>①評価対象としたシステムとその説明</p> <p>評価対象としたシステムについて一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。評価対象システムの一覧を以下に示す。また、フロントライン系とサポート系の依存性を第3.1.1.e-1表に、サポート系同士の依存性を第3.1.1.e-2表に示す。これに基づき、異なるシステム間の従属性をフォールトツリーで連携しモデル化した。</p> <p>【サポート系】</p> <ol style="list-style-type: none"> 電源系 信号系 制御回路 制御用空気系 換気空調系 原子炉補機冷却海水系 原子炉補機冷却水系 <p>【フロントライン系】</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉停止系 高圧注入系（注入時） 高圧注入系（再循環時） 蓄圧注入系 低圧注入系（注入時） 低圧注入系（再循環時） 格納容器スプレイ注入系（注入時） 格納容器スプレイ注入系（再循環時） 補助給水系 / 主蒸気圧力制御系 破損側蒸気発生器隔離 主蒸気隔離 燃料取替用水系 <p>【その他の系統】</p> <ol style="list-style-type: none"> RCPシールLOCA 	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・記載充実（大飯と同様） <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・PWR と BWR の設計の相違により評価対象とするシステムが異なるため、大飯と比較する（着色せず）

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>21. 加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</p> <p>②システム信頼性評価手法</p> <p>システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し信頼性評価を行った。</p> <p>フォールトツリーの作成に当たっては、対象範囲を示す概略系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを基事象リストの形で整理した。また、これらの情報に基づき1.1.1.e.①で示したシステムについてフォールトツリーを作成し、定量化を実施した。フォールトツリーの中で考慮すべき機器故障の対象機器及びその故障モードの一覧を第1.1.1.e-3表に示す。なお、対象とする機器をフォールトツリーでモデル化する場合、第1.1.1.e-1図に示すスクリーニングを実施し、展開すべき故障モードの抽出を行っている。システム信頼性評価の例を第1.1.1.e-2図に示す。</p> <p>なお、内部事象レベル1 PRAでは起回事象の重畳は発生する確率が非常に小さいと考えられることから考慮していないが、起回事象（LOCA等）とサポート系（電源、冷却水等）機能喪失が重畳した場合の影響は、個別の事故シーケンスの評価結果の一部として考慮している。</p> <p>③システム信頼性評価の結果</p>	<p>21. 加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</p> <p>②システム信頼性評価手法</p> <p>システムが機能喪失に至る要因の組み合わせを網羅的に展開でき、システムの非信頼度を定量化できる手法として、フォールトツリー（FT）法を用いる。</p> <p>フォールトツリーの構築に当たっては、対象範囲を示す概略系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを整理した。システム信頼性評価の例を第3.1.1.e-1図に示す。</p> <p>③システム信頼性評価の結果</p> <p>システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し信頼性評価を行った。</p>	<p>21. 加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</p> <p>②システム信頼性評価手法</p> <p>システムが機能喪失に至る要因の組み合わせを網羅的に展開でき、システムの比信頼度を定量化できる手法として、フォールトツリー（FT）法を用いる。</p> <p>フォールトツリーの構築に当たっては、対象範囲を示す概略系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを基事象リストの形で整理した。また、これらの情報に基づき3.1.1.e.①で示したシステムについてフォールトツリーを作成し、定量化を実施した。フォールトツリーの中で考慮すべき機器故障の対象機器及びその故障モードの一覧を第3.1.1.e-3表に示す。なお、対象とする機器をフォールトツリーでモデル化する場合、第3.1.1.e-1図に示すスクリーニングを実施し、展開すべき故障モードの抽出を行っている。システム信頼性評価の例を第3.1.1.e-2図に示す。（補足3.1.1.e-1）</p> <p>なお、内部事象レベル1 PRAでは起回事象の重畳は発生する確率が非常に小さいと考えられることから考慮していないが、起回事象（LOCA等）とサポート系（電源、冷却水等）機能喪失が重畳した場合の影響は、個別の事故シーケンスの評価結果の一部として考慮している。（補足3.1.1.e-2）</p> <p>③システム信頼性評価の結果</p> <p>システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し信頼性評価を行った。</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・記載充実のため、フォールトツリー構築に当たって考慮すべき故障モードや対象とする機器の抽出のためのスクリーニング手順を記載している（大飯と同様） ・泊はシステム信頼性評価例について補足3.1.1.e-1として作成している（大飯と同様） <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・記載充実のため、起回事象とサポート系機能喪失が重畳した際の取り扱いを記載している（大飯と同様） ・泊は内部事象レベル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として作成している（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

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>システム信頼性解析の結果について、起回事象ごとに結果が異なるものについては起回事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。評価結果について、第1.1.1.e-4表に示す。</p> <p>④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠 ウェスチングハウス社製の耐熱Oリングを使用した場合のRCPシールLOCA発生確率については、下記文献値に基づき非信頼度を0.21と設定した。 【出典】WCAP-15603 (WOG 2000 REACTOR COOLANT PUMP SEAL LEAKAGE MODEL FOR WESTINGHOUSE PWRs)</p>	<p>システム信頼性評価の結果について、各システムの代表的なフォールトツリーの非信頼度を第3.1.1.e-3表に示す。</p> <p>④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p> <p>(1) 制御棒挿入失敗確率  (別紙3.1.1.e-1)</p> <p>(2) S/R弁開放失敗確率 </p> <p>(3) S/R弁再開鎖失敗確率 </p> <p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	<p>システム信頼性評価の結果について、起回事象ごとに結果が異なるものについては起回事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。評価結果について、第3.1.1.e-4表に示す。また、各システムの代表的なフォールトツリーの非信頼度を第3.1.1.e-5表に示す。</p> <p>④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠 国内製の耐熱Oリングを使用した場合のRCPシールLOCA発生確率については、原子炉補機冷却機能喪失後の回復に期待せず、RCPシールLOCAが必ず発生すると想定しているため、非信頼度を1.0と設定した。</p>	<p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・記載充実のため、泊はシステム信頼性評価結果として主要なミニマルカットセットも示している（大飯と同様）</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊はシステムの代表的なフォールトツリーの非信頼度の表を提示している</p> <p>【女川】 ■設計の相違 ・設計の相違によりシステム信頼性評価の対象のシステムが異なるため、大飯と比較する（3.1.1.e.④は女川に着色せず）。また、女川の別紙3.1.1.e-1に該当する内容は、補足3.1.1.b-13に記載している</p> <p>【大飯】 ■設計の相違 ・耐熱Oリングの設計の相違によるRCPシールLOCA発生確率の相違（泊は伊方、玄海と同様）（以下、相違理由説明を省略）</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>1.1.1.f. 信頼性パラメータ</p> <p>システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化のために必要となる機器故障率、共通要因故障パラメータ、試験又は保守作業による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備した。</p> <p>①非信頼度を構成する要素と評価式</p> <p>非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通要因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保守による待機除外データ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>機器故障率パラメータを比較するため、大飯の付録1-別添3-3.1-3.1.1-48 ページ（点線部分）の記載を再掲している</p> <ul style="list-style-type: none"> ・状態変更失敗確率 $Q = Q_d \text{ (} Q_d \text{: デマンド故障率)}$ <ul style="list-style-type: none"> ・機能維持失敗確率 $Q = 1 - \exp(-\lambda_r T_m)$ <p>(λ_r: 機能維持失敗の故障率、T_m: 時間パラメ)</p> </div>	<p>3.1.1.f. 信頼性パラメータ</p> <p>システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化のために必要となる機器故障率、共通要因故障パラメータ並びに試験又は保守作業による待機除外確率などを評価するために必要となるパラメータを整備した。</p> <p>①非信頼度を構成する要素と評価式</p> <p>非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通要因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保守による待機除外データ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。</p> <p>以下に機器故障率パラメータを使用した基事象発生確率を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・状態変更失敗確率 <p>状態変更失敗とは、弁の開閉動作失敗又は計装品の不動作等、機器の作動要求時に期待される動作に失敗することである。評価式を以下に示す。</p> $Q = Q_d$ <p>Q_d: デマンド故障率</p> <p>又は</p> $Q = 1 - 1 / (\lambda_s \times T_s) \times (1 - \exp(-\lambda_s \times T_s))$ <p>λ_s: 起動（又は状態変更）失敗率 T_s: 平均試験間隔</p> <ul style="list-style-type: none"> ・機能維持失敗確率 <p>機能維持失敗とは、機器が期待される機能の維持に失敗することである。評価式を以下に示す。</p> $Q = 1 - \exp(-\lambda_r \times T_m)$ <p>λ_r: 機能維持失敗率</p>	<p>3.1.1.f. 信頼性パラメータ</p> <p>システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化のために必要となる機器故障率、共通要因故障パラメータ並びに試験又は保守作業による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備した。</p> <p>①非信頼度を構成する要素と評価式</p> <p>非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通要因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保守による待機除外データ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。</p> <p>以下に機器故障率パラメータを使用した基事象発生確率を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・状態変更失敗確率 <p>状態変更失敗とは、弁の開閉動作失敗又は計装品の不動作等、機器の作動要求時に期待される動作に失敗することである。評価式を以下に示す。</p> $Q = Q_d$ <p>Q_d: デマンド故障率</p> <ul style="list-style-type: none"> ・機能維持失敗確率 <p>機能維持失敗とは、機器が期待される機能の維持に失敗することである。評価式を以下に示す。</p> $Q = 1 - \exp(-\lambda_r \times T_m)$ <p>λ_r: 機能維持失敗率</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・女川は軽微な不具合発生に伴う保守作業を主に考慮しているのに対し、泊は保安規定に定める LCO の逸脱時に要求される措置として実施する「保守作業」を考慮（「保守作業」は保安規定に記載の用語）（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 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は機器故障に関する状態変更失敗についてはデマンド故障率のみを用いている（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

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>ータ*)</p> <p>※ 作動要求期間中の故障確率算出には使命時間を使用。 待機期間中の故障確率算出には（健全性確認間隔×1/2）を使用。 出典：レベル1 P S A 学会標準</p> <p>②機器故障率パラメータの一覧</p> <p>システム信頼性解析や事故シークエンスの定量化で使用する機器故障率データは、原則として、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績（1982年度～2002年度21ヵ年49基データ（21ヵ年データ））を基にした「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（平成21年5月公表）」に記載されているデータ（以下「国内故障率データ」という。）を使用する。また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出（1982年度～1997年度16ヵ年49基データ改訂版）（平成13年2月）、電中研報告P00001、（財）電力中央研究所」で定義した機器バウンダリにしたがっている。</p> <p>なお、評価対象機器のうち、NUCIAでグループ登録されていないものについては、類似性を考慮した工学的判断に基づいてNUCIAの機器グループに分類した。</p> <p>上記の機器故障率を用いて、以下の評価式によりフォールトツリーで定義した基事象について、その発生確率を算出した。</p>	<p>Tm：使命時間</p> <p>②機器故障率パラメータの一覧</p> <p>システム信頼性解析や事故シークエンスの定量化で使用する機器故障率データは、原則として、原子力安全推進協会（JANSI）が管理している原子力施設情報公開ライブラリー（以下「NUCIA」という。）（http://www.nuciac.jp/）で公開されている国内プラントの故障実績（1982年度～2002年度21ヵ年49基データ（21ヵ年データ））を基にした「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（平成21年5月公表）」に記載されているデータ（以下「国内故障率データ」という。）を使用する。（別紙3.1.1.f-1）また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出（1982年度～1997年度16ヵ年49基データ改訂版）（平成13年2月）、電中研報告P00001、（財）電力中央研究所」で定義した機器バウンダリに従っている。</p> <p>なお、評価対象機器のうち、NUCIAでグループ登録されていないものについては、類似性を考慮した工学的判断に基づいてNUCIAの機器グループに分類した。（別紙3.1.1.f-2、3）</p>	<p>Tm：時間パラメータ*</p> <p>※作動要求期間中の故障確率算出には使命時間を使用。 待機期間中の故障確率算出には（健全性確認間隔×1/2）を使用。 出典：レベル1 P S A 学会標準</p> <p>②機器故障率パラメータの一覧</p> <p>システム信頼性解析や事故シークエンスの定量化で使用する機器故障率データは、原則として、原子力安全推進協会（JANSI）が管理している原子力施設情報公開ライブラリー（以下「NUCIA」という。）（http://www.nuciac.jp/）で公開されている国内プラントの故障実績（1982年度～2002年度21ヵ年49基データ（21ヵ年データ））を基にした「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（平成21年5月公表）」に記載されているデータ（以下「国内故障率データ」という。）を使用する。（補足3.1.1.f-1）また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出（1982年度～1997年度16ヵ年49基データ改訂版）（平成13年2月）、電中研報告P00001、（財）電力中央研究所」で定義した機器バウンダリに従っている。</p> <p>なお、評価対象機器のうち、NUCIAでグループ登録されていないものについては、類似性を考慮した工学的判断に基づいてNUCIAの機器グループに分類した。（補足3.1.1.f-2）</p>	<p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は機能維持失敗として機器の待機期間中の故障を考慮している。（大飯と同様）作動要求期間中の故障確率算出時に使命時間を使用していることは女川も同様</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊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、女川の別紙3.1.1.f-3は作成していない</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="100 263 683 758" style="border: 1px dashed blue; padding: 5px;"> <p>機器故障率パラメータを比較するため、付録1-別添3-3.1-3.1.1-46, 47 ページ（実践部分）に記載を再掲している</p> <ul style="list-style-type: none"> ・状態変更失敗確率 $Q = Q_d$ (Q_d: デマンド故障率) ・機能維持失敗確率 $Q = 1 - \exp(-\lambda r T_m)$ (λr: 機能維持失敗の故障率、T_m: 時間パラメータ*) <p>※ 作動要求期間中の故障確率算出には使命時間を使用。 待機期間中の故障確率算出には（健全性確認間隔×1/2）を使用。 出典：レベル1 P S A 学会標準</p> </div> <p>③機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率 本評価ではAM策を考慮しないPRAモデルを用いた評価を実施しており、故障した機器の使命時間中の復旧には期待していない。</p> <p>④待機除外確率 (1) 試験による待機除外データ PRA評価対象システムに対する試験による待機除外のモデル化の要否について検討し、モデル化が必要な場合は試験データを収集し、待機除外確率を算出した。 試験による待機除外確率は「日本原子力学会標準 原子力</p>	<p>③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率</p> <p>(1) 復旧に期待する機器 故障した機器の復旧に期待する場合には、手順書整備や要員確保の状況を分析し、機器を選定した。検討の結果、外部電源の復旧に期待することとした。</p> <p>(2) 復旧特性データ 外部電源の復旧失敗確率の算出には、1962年度から1987年度までの外部電源喪失後の2回線送電線の復旧実績に基づくデータを用い、仮想的に24時間のデータを加え、包絡した曲線によって評価し、イベントツリーで考慮している各時間フェイズ（30分、8時間）に対して考慮する。（別紙3.1.1.f-4）</p> <p>④ 待機除外確率 (1) 試験による待機除外データ 試験による待機除外確率P_{10}の評価式を以下に示す。 $P_{10} = \lambda t \times T_{10}$ λt: 試験頻度 T_{10}: 定期試験平均時間</p>	<p>③機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率 本評価ではAM策を考慮しないPRAモデルを用いた評価を実施しており、故障した機器の使命時間中の復旧には期待していない。</p> <p>④待機除外確率 (1) 試験による待機除外データ PRA評価対象システムに対する試験による待機除外のモデル化の要否について検討し、モデル化が必要な場合は試験データを収集し、待機除外確率を算出した。 試験による待機除外確率は「日本原子力学会標準 原子力</p>	<p>【大飯】 ■記載箇所の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は故障した機器の使命時間中の復旧には期待しておらず、外部電源の復旧にも期待していない。（大飯と同様）また、上記理由から、PRAモデルが異なるため、女川の別紙3.1.1.f-4は作成していない</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は定期試験時に当該系統の機能を果たすことができない試験に対して、試験による</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」に記載されているアンアベイラビリティの評価式から算出する。アンアベイラビリティ(q)は式(1)で表される。</p> $q = \frac{MDT}{MUT + MDT} \dots \dots \dots (1)$ <p>ここで、MUT：供用可能時間 (mean up time) MDT：供用不能時間 (mean down time) MUT、MDTはそれぞれ試験間隔(T)、試験時間(t)と同義であるため、試験による待機除外確率(q_t)の計算式は以下となる。</p> $q_t = \frac{MDT}{MUT + MDT} = \frac{t}{T+t} = \frac{t}{T(1+\frac{t}{T})} \approx \frac{t}{T} (\because T \gg t) \dots \dots \dots (2)$ <p>試験による待機除外状態となる系統、機器をリスト化し、その後試験時間（試験の開始から終了までの時間）を調査して試験時間(t)に代入して算出した。評価例を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="107 1050 680 1177"> <thead> <tr> <th>系統</th> <th>定期試験</th> <th>試験間隔</th> <th>試験時間</th> <th>待機除外確率</th> <th>系統の待機除外確率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">低圧注入系</td> <td>余熱除去ポンプ起動試験</td> <td>1ヶ月</td> <td>10分</td> <td>2.3E-04 ①</td> <td rowspan="2">4.6E-04 (①+②)</td> </tr> <tr> <td>安全注入系弁開閉確認</td> <td>1ヶ月</td> <td>10分</td> <td>2.3E-04 ②</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 保守作業による待機除外データ PRA評価対象システムに対する試験による待機除外のモデル化の可否について検討し、モデル化が必要な場合は原子炉施設保安規定に基づく待機除外許容時間と機器故障率データを用いて待機除外確率を算出した。 保守による待機除外確率は、試験による待機除外確率と同</p>	系統	定期試験	試験間隔	試験時間	待機除外確率	系統の待機除外確率	低圧注入系	余熱除去ポンプ起動試験	1ヶ月	10分	2.3E-04 ①	4.6E-04 (①+②)	安全注入系弁開閉確認	1ヶ月	10分	2.3E-04 ②	<p>ただし、定期試験中にも、作動要求時に試験状態が自動的に解除される。この時、定期試験による系統の使用不能確率は上式とオーバーライド信号及び該当の作動失敗等とのアンド条件となり、その確率は他の故障要因と比較して無視できるほど小さいため、定期試験による使用不能確率はモデル化対象外とする。（例えば、高圧炉心スプレイ系では電動ポンプ起動失敗は4.7E-05であり、高圧炉心スプレイ系ポンプ手動起動試験とオーバーライド信号機能喪失の同時発生確率は1.7E-08となり、無視できるほど小さい）</p> <p>(2) 保守作業による待機除外データ 系統の機能が喪失しておらず、軽微な不具合(若干のリークや起動時間が仕様を若干満たさない等)の場合にも機器を待機除外として隔離し、保守作業を行う。この保守を実施している間は、当該系統は使用不能となる可能性があり、本評価では、このプラント運転中の保守作業の発生による系統の使用不能確率</p>	<p>発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」に記載されているアンアベイラビリティの評価式から算出する。アンアベイラビリティ(q)は式(1)で表される。</p> $q = \frac{MDT}{MUT + MDT} \dots \dots \dots (1)$ <p>ここで、MUT：供用可能時間 (mean up time) MDT：供用不能時間 (mean down time) MUT、MDTはそれぞれ試験間隔(T)、試験時間(t)と同義であるため、試験による待機除外確率(q_t)の計算式は以下となる。</p> $q_t = \frac{MDT}{MUT + MDT} = \frac{t}{T+t} = \frac{t}{T(1+\frac{t}{T})} \approx \frac{t}{T} (\because T \gg t) \dots \dots \dots (2)$ <p>試験による待機除外状態となる系統、機器をリスト化し、その後試験時間（試験の開始から終了までの時間）を調査して試験時間(t)に代入して算出した。評価例を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1332 1034 1883 1193"> <thead> <tr> <th>系統</th> <th>定期試験</th> <th>試験間隔</th> <th>試験時間</th> <th>待機除外確率</th> <th>系統の待機除外確率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">低圧注入系</td> <td>余熱除去ポンプ定期運転試験</td> <td>1ヶ月</td> <td>55分</td> <td>1.3E-3 ①</td> <td rowspan="2">2.2E-3 (①+②)</td> </tr> <tr> <td>安全注入系統及び格納容器スプレイ系統弁開閉試験</td> <td>1ヶ月</td> <td>40分</td> <td>9.3E-4 ②</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 保守作業による待機除外データ PRA評価対象システムに対する保守による待機除外のモデル化の可否について検討し、モデル化が必要な場合は原子炉施設保安規定に基づく待機除外許容時間と機器故障率データを用いて待機除外確率を算出した。 保守による待機除外確率は、試験による待機除外確率と同</p>	系統	定期試験	試験間隔	試験時間	待機除外確率	系統の待機除外確率	低圧注入系	余熱除去ポンプ定期運転試験	1ヶ月	55分	1.3E-3 ①	2.2E-3 (①+②)	安全注入系統及び格納容器スプレイ系統弁開閉試験	1ヶ月	40分	9.3E-4 ②	<p>待機除外のモデル化を行っており、評価内容の相違に伴い記載が異なるため、大飯と比較する。(着色せず)なお、試験による待機除外確率を算出する評価式について、試験間隔(T)は試験頻度の逆数であるため、評価式は女川と同様の式となる。</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は保安規定に定めるL00の逸脱時に要求される措置として実施する「保守作業」に伴う待機除外時間として、要求</p>
系統	定期試験	試験間隔	試験時間	待機除外確率	系統の待機除外確率																														
低圧注入系	余熱除去ポンプ起動試験	1ヶ月	10分	2.3E-04 ①	4.6E-04 (①+②)																														
	安全注入系弁開閉確認	1ヶ月	10分	2.3E-04 ②																															
系統	定期試験	試験間隔	試験時間	待機除外確率	系統の待機除外確率																														
低圧注入系	余熱除去ポンプ定期運転試験	1ヶ月	55分	1.3E-3 ①	2.2E-3 (①+②)																														
	安全注入系統及び格納容器スプレイ系統弁開閉試験	1ヶ月	40分	9.3E-4 ②																															

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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>様に、「日本原子力学会標準原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」に記載されているアンアベイラビリティの評価式（前述の式(1)）から算出する。式(1)において、MUT（供用可能時間）は時間依存型の故障率(λ)の逆数で表され、また、保守時間と同義のMDT（供用不能時間）には原子炉施設保安規定で許容されている復旧までの最長の完了時間（待機除外許容時間：AOT）を保守的に適用すると、保守による待機除外確率(qm)の計算式は以下となる。</p> $q_m = \frac{MDT}{MUT + MDT} = \frac{AOT}{\frac{1}{\lambda} + AOT} = \frac{\lambda \cdot AOT}{1 + \lambda \cdot AOT} \approx \lambda \cdot AOT \quad (\because I \gg \lambda \cdot AOT) \dots \dots \dots (3)$ <p>保守作業による待機除外確率の評価例を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="107 1145 676 1289"> <thead> <tr> <th>系統</th> <th>復旧措置が要求される条件</th> <th>復旧までの完了時間(AOT)</th> <th>対象機器</th> <th>故障モード</th> <th>故障率</th> <th>待機除外確率</th> <th>系統の待機除外確率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">低圧注入系</td> <td rowspan="3">低圧注入系1系統が動作不能である場合</td> <td>240時間</td> <td>余熱除去ポンプ</td> <td>起動失敗</td> <td>2.6E-7</td> <td>6.2E-5 ①</td> <td rowspan="3">1.2E-4 (①+②+③)</td> </tr> <tr> <td>240時間</td> <td>遮断器</td> <td>開失敗</td> <td>4.8E-8</td> <td>1.2E-5 ②</td> </tr> <tr> <td>240時間</td> <td>制御回路</td> <td>作動失敗</td> <td>1.1E-7</td> <td>4.8E-5 ③</td> </tr> </tbody> </table>	系統	復旧措置が要求される条件	復旧までの完了時間(AOT)	対象機器	故障モード	故障率	待機除外確率	系統の待機除外確率	低圧注入系	低圧注入系1系統が動作不能である場合	240時間	余熱除去ポンプ	起動失敗	2.6E-7	6.2E-5 ①	1.2E-4 (①+②+③)	240時間	遮断器	開失敗	4.8E-8	1.2E-5 ②	240時間	制御回路	作動失敗	1.1E-7	4.8E-5 ③	<p>を考慮する。</p> <p>この保守による系統の使用不能確率は個々の機器の使用不能確率の和として評価する。個々の機器の使用不能確率は保守作業の頻度と平均保守作業時間(平均修復時間)の積として評価する。</p> <p>したがって、各系統の保守による使用不能確率P_{um}は、以下の式により推定する。</p> $P_{um} = \sum_i (\lambda_i \times T_i)$ <p>λ_i：保守頻度(定期試験等によって異常の発見が可能な機器iの異常発生率)</p> <p>T_i：機器iの平均修復時間</p> <p>なお、機器の保守頻度λ_iについては、NUREG/CR-2815を参考に機器の故障率の10倍とする(別紙3.1.1.f-5)。これは、機器の機能喪失の前兆事象が発見された場合でも保守を受けることが考えられ、保守頻度は故障率に比較して高いと考えられるためである。</p>	<p>様に、「日本原子力学会標準原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」に記載されているアンアベイラビリティの評価式（前述の式(1)）から算出する。式(1)において、MUT（供用可能時間）は時間依存型の故障率(λ)の逆数で表され、また、保守時間と同義のMDT（供用不能時間）には原子炉施設保安規定で許容されている復旧までの最長の完了時間（待機除外許容時間：AOT）を保守的に適用すると、保守による待機除外確率(qm)の計算式は以下となる。</p> $q_m = \frac{MDT}{MUT + MDT} = \frac{AOT}{\frac{1}{\lambda} + AOT} = \frac{\lambda \cdot AOT}{1 + \lambda \cdot AOT} \approx \lambda \cdot AOT \quad (\because I \gg \lambda \cdot AOT) \dots \dots \dots (3)$ <p>保守作業による待機除外確率の評価例を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1348 1165 1895 1308"> <thead> <tr> <th>系統</th> <th>復旧措置が要求される条件</th> <th>復旧までの完了時間(AOT)</th> <th>対象機器</th> <th>故障モード</th> <th>故障率</th> <th>待機除外確率</th> <th>系統の待機除外確率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">低圧注入系</td> <td rowspan="2">低圧注入系1系統が動作不能である場合</td> <td>240時間</td> <td>余熱除去ポンプ</td> <td>起動失敗</td> <td>2.6E-7/h</td> <td>6.2E-5 ①</td> <td rowspan="2">1.6E-4 (①+②)</td> </tr> <tr> <td>240時間</td> <td>制御回路</td> <td>作動失敗</td> <td>1.2E-7/h</td> <td>1.0E-4 ②</td> </tr> </tbody> </table>	系統	復旧措置が要求される条件	復旧までの完了時間(AOT)	対象機器	故障モード	故障率	待機除外確率	系統の待機除外確率	低圧注入系	低圧注入系1系統が動作不能である場合	240時間	余熱除去ポンプ	起動失敗	2.6E-7/h	6.2E-5 ①	1.6E-4 (①+②)	240時間	制御回路	作動失敗	1.2E-7/h	1.0E-4 ②	<p>される措置の完了時間（許容待機除外時間：AOT）を適用して待機除外確率を算出しており（なお、「保守」は保安規定に記載の用語である）、女川と比較する（着色せず）。また、女川の別紙 3.1.1.f-5 については、評価方針の相違によりPRAモデルが異なるため、同様の資料は作成していない。なお、泊は「日本原子力学会標準原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」に記載されているアンアベイラビリティの評価式を用いており結果的に女川と同様となる。</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・AOT の記載について、泊は「日本原子力学会標準原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」の記載を参考とした表現としている <p>【大飯】</p> <p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊の余熱除去ポンプはパワーコントロールセンタから電源を供給しており、余熱除去ポンプの遮断器は遮断器単独としてではなく制御回路を含めて考慮している ・制御回路を構成する機器の
系統	復旧措置が要求される条件	復旧までの完了時間(AOT)	対象機器	故障モード	故障率	待機除外確率	系統の待機除外確率																																											
低圧注入系	低圧注入系1系統が動作不能である場合	240時間	余熱除去ポンプ	起動失敗	2.6E-7	6.2E-5 ①	1.2E-4 (①+②+③)																																											
		240時間	遮断器	開失敗	4.8E-8	1.2E-5 ②																																												
		240時間	制御回路	作動失敗	1.1E-7	4.8E-5 ③																																												
系統	復旧措置が要求される条件	復旧までの完了時間(AOT)	対象機器	故障モード	故障率	待機除外確率	系統の待機除外確率																																											
低圧注入系	低圧注入系1系統が動作不能である場合	240時間	余熱除去ポンプ	起動失敗	2.6E-7/h	6.2E-5 ①	1.6E-4 (①+②)																																											
		240時間	制御回路	作動失敗	1.2E-7/h	1.0E-4 ②																																												

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ</p> <p>多重性を持たせるために用いられる機器について、型式、機能、運用方法を考慮して、共通要因故障としてモデル化すべき機器群と故障モードを選定し、共通要因故障を評価した。共通要因故障を同定するフロー図を第1.1.1.f-1図に示す。フロー図にしたがい、以下の4つの条件を同時に満たす独立故障のグループに対して、共通要因故障の適用を検討した。</p> <p>(1) 同一系統 (2) 冗長の機能を有する同種機器 (3) 起回事象発生前の運転状態が同一 (4) 同一故障モード</p> <p>動的機器と静的機器及びそれらの故障モードによって、共通要因故障の可能性は異なると考えられるため、これらを区別して共通要因故障の適用性を検討した。動的機器の動的故障モードについては、共通要因故障が発生する可能性が比較的高いと考えられることから、上記条件を満たすものに対しては共通要因故障を考慮している。また、動的機器の静的故障モード及び静的機器については、故障実績があるものに対して共通要因故障を考慮した。フロー図にしたがって同定した共通要因故障の対象機器と故障モードを第1.1.1.f-1表に示す。</p> <p>共通要因故障パラメータについては、第1.1.1.f-2表に示す NUREG/CR-5497（レベル1 P S A 学会標準推奨データベース）の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2010」に記載さ</p>	<p>⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ</p> <p>同一又は異なるシステムにおいて、多重性を持たせるために用いられる機器については、型式、機能、環境、運用方法を考慮して、共通要因故障としてモデル化すべき共通要因故障機器群と故障モードを同定した。ただし、動的機器の静的故障モード、静的機器の各故障モード及び複数機器の故障発生の可能性が低いと判断できる機器の故障については除外した。（別紙 3.1.1.f-6）</p> <p>本評価では、MGL(Multiple Greek Letter)法を用いて共通要因故障の発生確率を計算する。本評価では米国で公開され、あるいはPRAでの使用実績がある文献や既往のPRA研究などが</p>	<p>⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ</p> <p>同一又は異なるシステムにおいて、多重性を持たせるために用いられる機器については、型式、機能、環境、運用方法を考慮して、共通要因故障としてモデル化すべき共通要因故障機器群と故障モードを同定した。以下の4つの条件を同時に満たす独立故障のグループに対して、共通要因故障の適用を検討した。</p> <p>(1) 同一系統 (2) 冗長の機能を有する同種機器 (3) 起回事象発生前の運転状態が同一 (4) 同一故障モード</p> <p>動的機器と静的機器及びそれらの故障モードによって、共通要因故障の可能性は異なると考えられるため、これらを区別して共通要因故障の適用性を検討した。動的機器の動的故障モードについては、共通要因故障が発生する可能性が比較的高いと考えられることから、上記条件を満たすものに対しては共通要因故障を考慮している。また、動的機器の静的故障モード及び静的機器については、故障実績があるものに対して共通要因故障を考慮した。</p> <p>本評価では、MGL(Multiple Greek Letter)法を用いて共通要因故障の発生確率を計算する。本評価では米国で公開され、PRAでの使用実績があるNUREG/CR-5497（レベル1 PSA学会標準</p>	<p>相違により故障率が相違する</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・静的機器の各故障モードを除外している点は泊も同様。 動的機器の静的故障モードについては故障実績の有無を確認している（大飯と同様） ・泊は共通要因故障の同定の内容を別添に記載しているため、女川の別紙 3.1.1.f-6 は不要と判断した</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・女川に記載がないため、(1)～(4)については大飯と比較する</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・女川に記載がないため、大飯と比較する</p> <p>【女川】</p>

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>れるMGLパラメータを使用する。MGLモデルは冗長度が高い系の解析に対応しており、原子力プラントにおいて広く使用実績のある共通要因故障パラメータである。</p> <p>1.1.1.g. 人的過誤</p> <p>人間信頼性解析とは、炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間行動（タスク）に対して、起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功又は失敗の確率を評価することである。本評価では、起回事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <p>人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR-</p>	<p>ら、妥当と考えられるパラメータを使用することとする。（別紙3.1.1.f-7, 8, 9, 10）</p> <p>同一システム内で共通要因故障を考慮している対象機器群及び故障モードを第3.1.1.f-1表に、システム間の共通要因故障を考慮するシステム及び機器を第3.1.1.f-2表に、共通原因故障パラメータの一覧を第3.1.1.f-3表にそれぞれ示す。</p> <p>また、システム間共通要因故障機器群の同定手順を第3.1.1.f-1図に示す。</p> <p>3.1.1.g. 人的過誤</p> <p>人間信頼性解析とは、炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間行動（タスク）に対して、起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功又は失敗の確率を評価することである。</p> <p>本評価では、起回事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <p>(1) 人的過誤の算出に用いた方法</p> <p>人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR-</p>	<p>推奨データベース）の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2010」に記載されるMGLパラメータを使用することとする。</p> <p>共通要因故障を考慮している対象機器及び故障モードを第3.1.1.f-1表に、共通要因故障パラメータの一覧を第3.1.1.f-2表にそれぞれ示す。</p> <p>また、共通要因故障の同定手順を第3.1.1.f-1図に示す。</p> <p>3.1.1.g. 人的過誤</p> <p>人間信頼性解析とは、炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間行動（タスク）に対して、起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功又は失敗の確率を評価することである。</p> <p>本評価では、起回事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。</p> <p>① 評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <p>(1) 人的過誤の算出に用いた方法</p> <p>人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR-</p>	<p>■評価方針の相違</p> <p>・使用している共通要因故障パラメータが相違しており、泊は大飯と同様（女川は別紙3.1.1.f-10で泊と同様のパラメータを用いた場合の感度解析を実施している）。泊は使用するパラメータを本文に記載していること、評価方針が異なることから女川の別紙3.1.1.f-7～10は作成不要と判断。</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針、記載方針の相違</p> <p>・泊で考慮している共通要因故障の適用条件を踏まえた表及び同定手順を示している（泊は大飯と同様の評価方針のため、同様の図表を作成している）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>1278)のTHERP(Technique for Human Error Rate Prediction)手法を使用して評価した。なお、本評価では過誤回復として、複数の運転員によるバックアップをモデル化している。</p> <p>(1) 起回事象発生前人的過誤</p> <p>事象発生前に考慮すべき人的過誤として、試験・保守時において作業終了後、手動弁及び手動ダンパを正しい状態に復帰させる際の復旧忘れを考慮した。</p> <p>モデル化対象とすべき手動弁及び手動ダンパの絞り込み作業についての実績調査及びエビデンス整備を実施した。ここで整備したデータは、さらにシステム信頼性解析への影響程度を勘案した上で、人的過誤事象のモデル化要否を決定し、モデル化した。事象発生前の人的過誤をモデル化する対象機器選定フローを第1.1.1.g-1図に示す。本評価で用いる事象発生前の人的過誤確率（HEP）について下表のとおり示す。</p> <table border="1" data-bbox="129 1241 607 1289"> <tr> <td>運転操作エラー</td> <td>操作場所</td> <td>HEP</td> <td>EF</td> </tr> <tr> <td>弁の操作忘れ</td> <td>現場</td> <td>1.6E-3</td> <td>4</td> </tr> </table> <p>HEP：人的過誤確率 EF：エラーファクター</p> <p>(2) 起回事象発生後人的過誤</p>	運転操作エラー	操作場所	HEP	EF	弁の操作忘れ	現場	1.6E-3	4	<p>1278)のTHERP(Technique for Human Error Rate Prediction)手法を用いて、当該プラントの関連操作手順書に基づき、それぞれの人的過誤のHRAイベントツリーを作成し人的過誤確率を評価している。（別紙3.1.1.g-1）</p> <p>(2) 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い</p> <p>本作業では、起回事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。</p> <p>a. 起回事象発生前人的過誤</p> <p>事象発生前に考慮すべき人的過誤として、試験・保守時において作業終了後、「手動弁の保守後の復帰失敗(開け忘れ及び閉め忘れ)」、「スクラム排出容器(以下「SDV」という。)警報の検出失敗」を評価対象としている。（別紙3.1.1.g-2, 3, 4）</p> <p>b. 起回事象発生後人的過誤</p>	<p>1278)のTHERP(Technique for Human Error Rate Prediction)手法を用いて、当該プラントの関連操作手順書に基づき、それぞれの人的過誤のHRAイベントツリーを作成し人的過誤確率を評価している。（補足3.1.1.g-1）</p> <p>(2) 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い</p> <p>本作業では、起回事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。</p> <p>a. 起回事象発生前人的過誤</p> <p>事象発生前に考慮すべき人的過誤として、試験・保守時において作業終了後、手動弁及び手動ダンパを正しい状態に復帰させる際の復旧忘れを考慮した。</p> <p>モデル化対象とすべき手動弁及び手動ダンパの絞り込み作業についての実績調査及びエビデンス整備を実施した。ここで整備したデータは、さらにシステム信頼性解析への影響程度を勘案した上で、人的過誤事象のモデル化要否を決定し、モデル化した。事象発生前の人的過誤をモデル化する対象機器選定フローを第3.1.1.g-1図に示す。本評価で用いる事象発生前の人的過誤確率（HEP）について下表のとおり示す。（補足3.1.1.g-2, 3）</p> <table border="1" data-bbox="1339 1230 1868 1310"> <tr> <td>運転操作エラー</td> <td>操作場所</td> <td>HEP</td> <td>EF</td> </tr> <tr> <td>弁の操作忘れ</td> <td>現場</td> <td>1.6E-3</td> <td>4</td> </tr> </table> <p>HEP：人的過誤確率 EF：エラーファクター</p> <p>b. 起回事象発生後人的過誤</p>	運転操作エラー	操作場所	HEP	EF	弁の操作忘れ	現場	1.6E-3	4	<p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊は3.1.1.g.①(2)b.(b)に記載しており、モデル化方針に相違は無い <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映（大飯に記載はないが泊と同様の評価となっている） <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載充実のため、泊は起回事象発生前人的過誤のモデル化の考え方に関して記載している（大飯と同様） <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川の別紙3.1.1.g-3については、泊の起回事象発生前の人的過誤の除外基準が異なることから、同様の資料は作成していない <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川に記載ないため、大飯と比較する
運転操作エラー	操作場所	HEP	EF																
弁の操作忘れ	現場	1.6E-3	4																
運転操作エラー	操作場所	HEP	EF																
弁の操作忘れ	現場	1.6E-3	4																

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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>プラントで事故が発生した場合、運転員は事故時運転手順書（事故時操作所則）に記載されている手順にしたがって、原子炉を安全に停止させるために必要な措置をとる。PRAにおいては、運転員が行う行為を人的過誤の評価対象とする。</p> <p>事故後に実際に行われる運転員操作は以下の流れで行われるものと想定する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 警報、信号、計測表示等（兆候）により異常を検知し、どの事故時運転手順書を参照すべきかを判断する。 ② 事故時運転手順書に基づいて、実際の操作を行う。 ③ 事故時運転手順書において、判断を伴う記載があった場合、計器等を確認する。 ④ ③の確認結果に基づき事故時運転手順書の操作を行う。 ⑤ 事象が進展した場合、再度事故時運転手順書を参照すべきかを判断する。 <p>このうち、①及び⑤が認知（診断）行為に、②及び④が操作行為、③が読取として分類する。診断失敗、操作失敗、読取失敗の主な取扱いを以下に示す。</p> <p>(a) 診断失敗 事故時運転手順書へのエントリ失敗を、診断失敗として取り扱う。本評価で用いる診断失敗確率はTHERPの時間信頼曲線（余裕時間とスキルファクタの関数）を用いて評価を実施しており、評価に使用した余裕時間、</p>	<p>起回事象発生後の人的過誤としては、非常時操作手順書や事象発生時に必要とされる緩和設備を調査・分析することにより、運転員によって行われる緩和操作を同定している。また、成功基準にて設定されるシステム及び機器の制御に要求される操作及び故障機器の回復操作を含めている。</p> <p>それぞれの事象発生後の人的過誤に対して、「診断失敗」と「操作失敗」を考慮し評価している。</p> <p>(a) 診断失敗 起回事象の発生や操作の必要性に対する診断を、診断過誤として取り扱う。 診断行為は複数の計器指示、警報等からプラントで発生した事象を特定することから、時間的な余裕を考慮す</p>	<p>起回事象発生後の人的過誤としては、事故時運転手順書（運転要領緊急処置編）や事象発生時に必要とされる緩和設備を調査・分析することにより、運転員によって行われる緩和操作を同定している。また、成功基準にて設定されるシステム及び機器の制御に要求される操作を含めている。</p> <p>事故後に実際に行われる運転員操作は、以下の流れで行われるものと想定する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 警報、信号、計測表示等（兆候）により異常を検知し、どの事故時運転手順書を参照すべきかを判断する。 ② 事故時運転手順書に基づいて、実際の操作を行う。 ③ 事故時運転手順書において、判断を伴う記載があった場合、計器等を確認する。 ④ ③の確認結果に基づき、事故時運転手順書の操作を行う。 ⑤ 事象が進展した場合、再度事故時運転手順書を参照すべきかを判断する。 <p>このうち、①及び⑤が認知（診断）行為に、②及び④が操作行為、③が読取として分類する。診断失敗、操作失敗、読取失敗の主な取扱いを以下に示す。</p> <p>(a) 診断失敗 起回事象の発生や操作の必要性に対する診断を、診断失敗として取り扱う。 診断行為は複数の計器指示、警報等からプラントで発生した事象を特定することから、時間的な余裕を考慮す</p>	<p>【大飯】 ■ 手順書名の相違 ・ 事故時運転手順書（事故時操作所則）（大飯）⇔非常時操作手順書（女川）⇔事故時運転手順書（運転要領緊急処置編）（泊）</p> <p>【女川】 ■ 評価方針の相違 ・ 泊は故障機器の回復操作は評価対象としていない（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】 ■ 記載方針の相違 ・ 泊は事故後に実際に行われる運転員操作について記載しており、女川に記載がないため大飯と比較する</p> <p>【女川】 ■ 評価方針の相違 ・ 泊は事故時運転手順書に計器等の確認操作を定めておりその人的過誤を読取失敗として考慮している（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 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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>スキルファクタを得られた診断失敗確率とあわせて下表に示す。なお、診断行為は複数の計器指示、警報等からプラントで発生した事象を特定することから、時間的な余裕を考慮する。また、診断失敗が発生した場合、運転員は当該事故時運転手順書の操作すべてに失敗するものとして取り扱う。本評価で用いる診断失敗確率は下表のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="107 643 678 791"> <thead> <tr> <th>診断項目</th> <th>操作</th> <th>余裕時間</th> <th>診断失敗確率</th> <th>スキルファクタ*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2次冷却系の破断の発生</td> <td>破断ループの隔離</td> <td>20分</td> <td>2.7E-3</td> <td>下限値</td> </tr> <tr> <td>SGTRの発生</td> <td>破損側蒸気発生器の隔離</td> <td>30分</td> <td>2.7E-4</td> <td>下限値</td> </tr> <tr> <td>補機冷却系の故障</td> <td>補機冷却系の負荷制限</td> <td>30分</td> <td>2.7E-3</td> <td>中央値</td> </tr> </tbody> </table> <p>※運転員は十分な訓練を受けており、運転員が事故発生を認知できずに状態を放置し続けることは想定し難い。また異常発生時の事故時運転手順書も整備されているため、以下の基準で参照する値を決定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・下限値：当該診断により運転員が行う操作が、事故発生後に初めて移行する事故時運転手順書に記載されている場合。 ・中央値：当該診断により運転員が行う操作が、事故発生後に移行する2番目の事故時運転手順書に記載されている場合。 ・上限値：事故時運転手順書に記載がなく十分な訓練がされていない場合。 <p>(b) 操作失敗 事故時運転手順書に記載された操作の中で、炉心損傷の観点から、事故シナリオの中で必要となる操作を同定し、操作失敗として取り扱う。</p>	診断項目	操作	余裕時間	診断失敗確率	スキルファクタ*	2次冷却系の破断の発生	破断ループの隔離	20分	2.7E-3	下限値	SGTRの発生	破損側蒸気発生器の隔離	30分	2.7E-4	下限値	補機冷却系の故障	補機冷却系の負荷制限	30分	2.7E-3	中央値	<p>る。</p> <p>診断失敗は、THERPの時間信頼性曲線を用いて評価する。時間信頼性曲線を用いる際に必要な余裕時間については、3.1.1.cで設定した余裕時間を用いる。</p> <p>なお、診断失敗が発生した場合、運転員は当該運転手順書の操作全てに失敗するものとして取り扱う。</p> <p>(b) 操作失敗 事故時運転手順書に記載された操作の中で、炉心損傷の観点から、事故シナリオの中で必要となる操作を同定し、操作失敗として取り扱う。</p> <p>操作失敗については、THERPの「手動操作のコミッションエラー」として評価している。また、担当運転員以外</p>	<p>る。</p> <p>診断失敗は、THERPの時間信頼性曲線を用いて評価する。時間信頼性曲線を用いる際に必要な余裕時間については、3.1.1.cで設定した余裕時間を用いる。</p> <p>なお、診断失敗が発生した場合、運転員は当該運転手順書の操作すべてに失敗するものとして取り扱う。</p> <p>本評価で用いる診断失敗確率は下表のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="1323 657 1895 914"> <thead> <tr> <th>診断項目</th> <th>操作</th> <th>余裕時間</th> <th>診断失敗確率</th> <th>スキルファクタ*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材の喪失</td> <td>低圧注入系、高圧注入系及び格納容器スプレイ系を注入モードから再循環モードへ切替</td> <td>30分</td> <td>2.7E-4</td> <td>下限値</td> </tr> <tr> <td>2次系破断の発生</td> <td>破断ループの隔離</td> <td>20分</td> <td>2.7E-3</td> <td>下限値</td> </tr> <tr> <td>SGTRの発生</td> <td>破損側蒸気発生器の隔離</td> <td>30分</td> <td>2.7E-4</td> <td>下限値</td> </tr> <tr> <td>補機冷却系の故障</td> <td>補機冷却系の負荷制限</td> <td>30分</td> <td>2.7E-3</td> <td>中央値</td> </tr> </tbody> </table> <p>※運転員は十分な訓練を受けており、運転員が事故発生を認知できずに状態を放置し続けることは想定し難い。また異常発生時の事故時運転手順書も整備されているため、以下の基準で参照する値を決定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・下限値：当該診断により運転員が行う操作が、事故発生後に初めて移行する事故時運転手順書に記載されている場合。 ・中央値：当該診断により運転員が行う操作が、事故発生後に移行する2番目の事故時運転手順書に記載されている場合。 ・上限値：事故時運転手順書に記載がなく十分な訓練がされていない場合。 <p>(b) 操作失敗 事故時運転手順書に記載された操作の中で、炉心損傷の観点から、事故シナリオの中で必要となる操作を同定し、操作失敗として取り扱う。</p> <p>操作失敗については、オMISSIONエラー及びコミッションエラーのTHERP表を用いて評価している。また、担</p>	診断項目	操作	余裕時間	診断失敗確率	スキルファクタ*	1次冷却材の喪失	低圧注入系、高圧注入系及び格納容器スプレイ系を注入モードから再循環モードへ切替	30分	2.7E-4	下限値	2次系破断の発生	破断ループの隔離	20分	2.7E-3	下限値	SGTRの発生	破損側蒸気発生器の隔離	30分	2.7E-4	下限値	補機冷却系の故障	補機冷却系の負荷制限	30分	2.7E-3	中央値	<p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊は評価で用いる余裕時間、スキルファクタ、診断失敗確率を提示しており、女川に記載がないため大飯と比較する</p> <p>【大飯】 ■設計の相違 ・泊は注入モードから再循環モードへ切り替える際、再循環自動切替信号発信後に運転員による許可操作を行う必要があるため、人的過誤を考慮している（伊方、玄海と同様）</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違</p>
診断項目	操作	余裕時間	診断失敗確率	スキルファクタ*																																												
2次冷却系の破断の発生	破断ループの隔離	20分	2.7E-3	下限値																																												
SGTRの発生	破損側蒸気発生器の隔離	30分	2.7E-4	下限値																																												
補機冷却系の故障	補機冷却系の負荷制限	30分	2.7E-3	中央値																																												
診断項目	操作	余裕時間	診断失敗確率	スキルファクタ*																																												
1次冷却材の喪失	低圧注入系、高圧注入系及び格納容器スプレイ系を注入モードから再循環モードへ切替	30分	2.7E-4	下限値																																												
2次系破断の発生	破断ループの隔離	20分	2.7E-3	下限値																																												
SGTRの発生	破損側蒸気発生器の隔離	30分	2.7E-4	下限値																																												
補機冷却系の故障	補機冷却系の負荷制限	30分	2.7E-3	中央値																																												

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 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 出力運転時PRA

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																							
<p>(c) 読取失敗</p> <p>事故時運転手順書に「～を確認する。」のような記載があり、かつ、それに付帯した機器等の操作がある場合は、その確認を「読取」として扱い、同定対象とする。読取に失敗した場合、続く操作に失敗するものとして取り扱う。ただし、読取失敗については、複数の計器により判断が可能である場合については、失敗の確率が十分に小さいとして、評価対象外とする。本評価で用いる事象発生後の人的過誤確率は下表のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="107 624 658 852"> <thead> <tr> <th>運転操作エラー</th> <th>操作場所</th> <th>HEP</th> <th>EF</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">計器の読取失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>1.4E-3</td> <td>4</td> <td>アナログ表示</td> </tr> <tr> <td></td> <td>8.3E-4</td> <td>4</td> <td>デジタル表示</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">弁の操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.6E-4</td> <td>8</td> <td></td> </tr> <tr> <td>現場</td> <td>5.5E-3</td> <td>3</td> <td></td> </tr> <tr> <td>補機の操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.6E-4</td> <td>8</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>HEP：人的過誤確率 EF：エラーファクター</p> <p>1.1.1.h. 炉心損傷頻度</p> <p>① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>前記の種々の作業は、事故シーケンスの発生頻度を求める定量化作業に集約される。起回事象や展開したイベントツリー、フォールトツリーの各基事象に対し数値（起回事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等）を入力して事故シーケ</p>	運転操作エラー	操作場所	HEP	EF	備考	計器の読取失敗	中央制御室	1.4E-3	4	アナログ表示		8.3E-4	4	デジタル表示	弁の操作失敗	中央制御室	8.6E-4	8		現場	5.5E-3	3		補機の操作失敗	中央制御室	8.6E-4	8		<p>にも指導的な立場などの他の運転員による過誤回復に期待できるものとしている。</p> <p>c. 人的過誤評価結果</p> <p>人的過誤の評価結果を第3.1.1.g-1表に示す。（別紙3.1.1.g-5）</p> <p>3.1.1.h 炉心損傷頻度</p> <p>① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>本評価では、RiskSpectrum*PSAを使用し、フォールトツリー結合法による定量化を行った（別紙3.1.1.h-1）。また、炉心損傷状態については、以下のとおり事故シーケンスを機能喪失の要因の観点から区別するために「事故シーケンスグループ」</p>	<p>当運転員以外にも指導的な立場等の他の運転員による過誤回復に期待できるものとしている。</p> <p>(c) 読取失敗</p> <p>事故時運転手順書に「～を確認する。」のような記載があり、かつ、それに付帯した機器等の操作がある場合は、その確認を「読取」として扱い、同定対象とする。読取に失敗した場合、続く操作に失敗するものとして取り扱う。ただし、読取失敗については、複数の計器により判断が可能である場合については、失敗の確率が十分に小さいとして、評価対象外とする。本評価で用いる事象発生後の人的過誤確率は下表のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="1332 628 1883 769"> <thead> <tr> <th>運転操作エラー</th> <th>操作場所</th> <th>HEP</th> <th>EF</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">計器の読取失敗</td> <td rowspan="2">中央制御室</td> <td>1.4E-3</td> <td>4</td> <td>アナログ表示</td> </tr> <tr> <td>8.3E-4</td> <td>4</td> <td>デジタル表示</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">弁の操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.6E-4</td> <td>8</td> <td></td> </tr> <tr> <td>現場</td> <td>5.5E-3</td> <td>3</td> <td></td> </tr> <tr> <td>補機の操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.6E-4</td> <td>8</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>HEP：人的過誤確率 EF：エラーファクター</p> <p>c. 人的過誤評価結果</p> <p>人的過誤の評価結果を第3.1.1.g-1表に示す。</p> <p>3.1.1.h. 炉心損傷頻度</p> <p>① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>本評価では、RiskSpectrum*PSAを使用し、フォールトツリー結合法による定量化を行った（補足3.1.1.h-1, 2, 3）。また、炉心損傷状態については、以下のとおり事故シーケンスを機能喪失の要因の観点から区別するために「事故シーケンスグ</p>	運転操作エラー	操作場所	HEP	EF	備考	計器の読取失敗	中央制御室	1.4E-3	4	アナログ表示	8.3E-4	4	デジタル表示	弁の操作失敗	中央制御室	8.6E-4	8		現場	5.5E-3	3		補機の操作失敗	中央制御室	8.6E-4	8		<p>・泊はオMISSIONエラーを考慮している</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・人的過誤として読取失敗を考慮しており、大飯と比較する</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川の別紙3.1.1.g-5に該当する内容は補足3.1.1.g-1に含めている</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は事故シーケンスの評価</p>
運転操作エラー	操作場所	HEP	EF	備考																																																						
計器の読取失敗	中央制御室	1.4E-3	4	アナログ表示																																																						
		8.3E-4	4	デジタル表示																																																						
弁の操作失敗	中央制御室	8.6E-4	8																																																							
	現場	5.5E-3	3																																																							
補機の操作失敗	中央制御室	8.6E-4	8																																																							
運転操作エラー	操作場所	HEP	EF	備考																																																						
計器の読取失敗	中央制御室	1.4E-3	4	アナログ表示																																																						
		8.3E-4	4	デジタル表示																																																						
弁の操作失敗	中央制御室	8.6E-4	8																																																							
	現場	5.5E-3	3																																																							
補機の操作失敗	中央制御室	8.6E-4	8																																																							

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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>ス発生頻度を計算する。事故シナリオの定量化は、解析コードRiskSpectrumを用いて、イベントツリー解析、フォールトツリー解析を行い、炉心損傷頻度の算出を行った。</p> <p>(1) 事故シナリオグループの選定 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故等の事象が発生した場合に、原子炉を安全な状態に移行させるための基本的な安全機能として「原子炉停止機能」、「原子炉冷却機能」、「原子炉格納容器閉じ込め機能」（いわゆる、「止める」「冷やす」「閉じ込める」）がある。これらのうち、レベル1PRAでは炉心損傷防止の観点から「原子炉停止機能」、「原子炉冷却機能」の安全機能に着目し、炉心損傷に至る事故シナリオのグループ化を行う。</p> <p>a. 原子炉停止機能 原子炉を臨界状態から未臨界状態にし、原子炉を安全な状態に移行する。この機能が喪失した場合、原子炉を未臨界状態にできず炉心損傷に至る可能性があることから事故シナリオグループとして分類する。（原子炉停止機能喪失/TC）</p> <p>b. 炉心冷却機能 原子炉の停止に成功した場合でも、炉心からの崩壊熱を除去しなければ炉心損傷に至る。冷却手段として、高圧注水機能（高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系等による炉心冷却）及び低圧注水機能（低圧炉心スプレイ系及び低圧炉心注入系等による炉心冷却）があり、これらの冷却機能の状況に応じて以下の事故シナリオグループに分類する。</p> <p>(a) 過渡事象発生後、高圧注水機能と低圧注水機能が喪失し、炉心損傷に至る可能性があることから事故シナリオ</p>	<p>に分類する。</p> <p>(1) 事故シナリオグループの選定 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故等の事象が発生した場合に、原子炉を安全な状態に移行させるための基本的な安全機能として「原子炉停止機能」、「原子炉冷却機能」、「原子炉格納容器閉じ込め機能」（いわゆる、「止める」「冷やす」「閉じ込める」）がある。これらのうち、レベル1PRAでは炉心損傷防止の観点から「原子炉停止機能」、「原子炉冷却機能」の安全機能に着目し、炉心損傷に至る事故シナリオのグループ化を行う。</p> <p>a. 原子炉停止機能 原子炉を臨界状態から未臨界状態にし、原子炉を安全な状態に移行する。この機能が喪失した場合、原子炉を未臨界状態にできず炉心損傷に至る可能性があることから事故シナリオグループとして分類する。（原子炉停止機能喪失）</p> <p>b. 炉心冷却機能 原子炉の停止に成功した場合でも、炉心からの崩壊熱を除去しなければ炉心損傷に至る。冷却手段として、2次冷却系、蓄圧注入系、高圧注入系、低圧注入系、原子炉格納容器スプレイ系があり、これらの冷却機能の状況に応じて以下の事故シナリオグループに分類する。</p> <p>(a) 過渡事象発生後、補助給水機能が喪失する事故シナリオや破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シナリオ</p>	<p>グループ」に分類する。</p> <p>(1) 事故シナリオグループの選定 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故等の事象が発生した場合に、原子炉を安全な状態に移行させるための基本的な安全機能として「原子炉停止機能」、「原子炉冷却機能」、「原子炉格納容器閉じ込め機能」（いわゆる、「止める」「冷やす」「閉じ込める」）がある。これらのうち、レベル1PRAでは炉心損傷防止の観点から「原子炉停止機能」、「原子炉冷却機能」の安全機能に着目し、炉心損傷に至る事故シナリオのグループ化を行う。</p> <p>a. 原子炉停止機能 原子炉を臨界状態から未臨界状態にし、原子炉を安全な状態に移行する。この機能が喪失した場合、原子炉を未臨界状態にできず炉心損傷に至る可能性があることから事故シナリオグループとして分類する。（原子炉停止機能喪失）</p> <p>b. 炉心冷却機能 原子炉の停止に成功した場合でも、炉心からの崩壊熱を除去しなければ炉心損傷に至る。冷却手段として、2次冷却系、蓄圧注入系、高圧注入系、低圧注入系、原子炉格納容器スプレイ系があり、これらの冷却機能の状況に応じて以下の事故シナリオグループに分類する。</p> <p>(a) 過渡事象発生後、補助給水機能が喪失する事故シナリオや破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シナリオ</p>	<p>イメージ及び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-2,3として作成している（記載はないが、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（大飯に記載はないが、泊と同様の結果となっている）</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊は事故シナリオグループについて読み替えを実施していない（大飯と同様）</p> <p>【女川】 ■設計の相違 ・系統設備の相違</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 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>スグループとして、高圧注水・低圧注水機能喪失に分類する。（高圧・低圧注水機能喪失/TQUV）</p> <p>(b) 過渡事象発生後、高圧注水機能の喪失後、原子炉の減圧に失敗し、炉心損傷に至る可能性があることから事故シナシグループとして、高圧注水・減圧機能喪失に分類する。（高圧注水・減圧機能喪失/TQUX）</p> <p>(c) LOCAが発生した後、高圧注水機能と低圧注水機能が喪失し、炉心損傷に至る可能性があることから事故シナシグループとして、LOCA時注水機能喪失に分類する。（LOCA時注水機能喪失）</p> <p>なお、LOCA時注水機能喪失は起因事象に応じて、以下のとおり小分類に分けて設定する。</p> <p>1) 大破断LOCA時は事象発生により原子炉が低圧状態となるため低圧注水の際に減圧が不要である。（大破断LOCA後の炉心冷却失敗/AE）</p> <p>2) 中破断LOCA時は冷却材の流出規模が大きく原子炉隔離時冷却系による注水には期待できない。（中破断LOCA後の炉心冷却失敗/S1E）</p> <p>3) 小破断LOCA時は冷却材の流出規模が小さく原子炉隔離時冷却系による注水に期待することができる。（小破断LOCA後の炉心冷却失敗/S2E）</p>	<p>ス等、PWRプラントの特徴である蒸気発生器を使用した除熱に失敗し、炉心損傷に至る可能性があることから事故シナシグループとして、2次冷却系からの除熱機能喪失に分類する。（2次冷却系からの除熱機能喪失）</p> <p>(b) LOCAが発生した後、蓄圧注水機能、低圧注水機能又は高圧注水機能が喪失し、炉心損傷に至る可能性があることから事故シナシグループとして、ECCS注水機能喪失に分類する。（ECCS注水機能喪失）</p> <p>(c) LOCAが発生した後、短期の1次冷却系保有水の回復に成功した後、低圧再循環又は高圧再循環が喪失し、炉心損傷に至る可能性があることから事故シナシグループとして、ECCS再循環機能喪失に分類する。（ECCS再循環機能喪失）</p>	<p>・系統設備の相違</p> <p>・PWRとBWRの設計の相違により、事故シナシグループが異なるため着色せず（大飯に記載はないが、泊と同様の結果となっている）</p> <p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・PWRとBWRの設計の相違により、事故シナシグループが異なるため着色せず（大飯に記載はないが、泊と同様の結果となっている）</p> <p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・PWRとBWRの設計の相違により、事故シナシグループが異なるため着色せず（大飯に記載はないが、泊と同様の結果となっている）</p> <p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・PWRとBWRの設計の相違により、事故シナシグループが異なるため着色せず（大飯に記載はないが、泊と同様の結果となっている）</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 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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="734 284 1285 357">泊との比較のため、別添 3-3.1-3.1.1-59 ページ（実線部分）に記載を再掲している</p> <p data-bbox="779 363 1285 625">また、冷却材が格納容器外に漏えいする格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）については、漏えい箇所を隔離した上で炉心冷却が必要であるが、この隔離機能が喪失し、漏えいの継続により炉心損傷に至る可能性があることから事故シナリオグループとして、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）に分類する。 （格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA） / ISLOCA）</p> <p data-bbox="743 670 1285 865">c. 格納容器熱除去機能 原子炉の注水に成功した場合においても、格納容器熱除去機能が喪失した場合には、炉心損傷前に格納容器が加圧により破損し、その後、炉心損傷に至る可能性があることから事故シナリオグループとして、崩壊熱除去機能喪失に分類する。（崩壊熱除去機能喪失 / TW）</p> <p data-bbox="734 954 1285 1027">泊との比較のため、別添 3-3.1-3.1.1-59 ページ（点線部分）の記載を再掲している</p> <p data-bbox="779 1040 1285 1308">また、冷却材が格納容器外に漏えいする格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）については、漏えい箇所を隔離した上で炉心冷却が必要であるが、この隔離機能が喪失し、漏えいの継続により炉心損傷に至る可能性があることから事故シナリオグループとして、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）に分類する。 （格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA） / ISLOCA）</p> <p data-bbox="743 1353 1285 1439">d. 安全機能のサポート機能 外部電源が喪失する過渡事象時に、非常用電源などの電源の確保に失敗し、炉心損傷に至る可能性があることから事故</p>	<p data-bbox="1379 670 1899 900">(d) LOCAが発生した後、原子炉の注水に成功した場合においても、格納容器スプレイ注入及び再循環に失敗することにより原子炉格納容器からの除熱機能が喪失した場合には、炉心損傷前に原子炉格納容器が過圧により破損し、その後、炉心損傷に至る可能性があることから事故シナリオグループとして、原子炉格納容器の除熱機能喪失に分類する。（原子炉格納容器の除熱機能喪失）</p> <p data-bbox="1379 1040 1899 1308">(e) インターフェイスシステムLOCAや蒸気発生器伝熱管破損後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する場合、原子炉格納容器貫通配管等からの原子炉格納容器外への漏えいが防止できず炉心損傷に至る可能性があることから事故シナリオグループとして、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）に分類する。（格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損））</p> <p data-bbox="1352 1353 1899 1439">c. 安全機能のサポート機能 外部電源が喪失する過渡事象時に、非常用電源等の電源の確保に失敗し、炉心損傷に至る可能性があることから事故シ</p>	<p data-bbox="1917 191 2087 213">の結果となっている)</p> <p data-bbox="1917 363 2150 593">【女川】 ■記載箇所の相違 ・泊は格納容器バイパスの事故シナリオグループに蒸気発生器伝熱管破損も含めて いるため、個別の項目として (e)に記載している</p> <p data-bbox="1917 670 2150 900">【女川】 ■設計の相違 ・PWR と BWR の設計の相違により、事故シナリオグループが異なるため着色せず（大飯に記載はないが、泊と同様の結果となっている）</p> <p data-bbox="1917 1040 2150 1270">【女川】 ■設計の相違 ・PWR と BWR の設計の相違により、事故シナリオグループが異なるため着色せず（大飯に記載はないが、泊と同様の結果となっている）</p>

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>シークエンスグループとして、全交流動力電源喪失に分類する。なお、本評価では、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用ディーゼル発電機による交流電源の確保に失敗した場合を全交流動力電源喪失と定義している。（全交流動力電源喪失/TB）</p> <p>なお、全交流動力電源喪失は事故進展に応じて以下の小分類に分けて設定する。</p> <p>1) 非常用ディーゼル発電機2台及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失の状態でも原子炉隔離時冷却系により原子炉注水は継続しているが、長時間経過後直流電源の機能喪失（バッテリーが枯渇）し炉心損傷に至る。（長期TB） （別紙3.1.1.h-2）</p> <p>2) 直流電源の機能喪失（バッテリー2台故障）により非常用ディーゼル発電機2台の起動に失敗し、さらに高圧炉心スプレイ系も機能喪失し高圧状態で短時間に炉心損傷に至る。（TBD）</p> <p>3) 非常用ディーゼル発電機2台が機能喪失し、さらに高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系も機能喪失し高圧状態で短時間に炉心損傷に至る。（TBU）</p> <p>4) 非常用ディーゼル発電機2台が機能喪失し、さらに高圧炉心スプレイ系の機能喪失とS/R弁再閉鎖失敗による原子炉隔離時冷却系機能喪失により低圧状態で短時間に炉心損傷に至る。（TBP）</p> <p>以上から、事故シークエンスグループを第3.1.1.h-1表に分類する。</p>	<p>シークエンスグループとして、全交流動力電源喪失に分類する。なお、本評価では、ディーゼル発電機による交流電源の確保に失敗した場合を全交流動力電源喪失と定義している。（全交流動力電源喪失）</p> <p>また、原子炉補機冷却機能が喪失し、起因事象の発生と同時にECCS等の緩和機能のサポート系も喪失し、従属的にRCPシールLOCAや加圧器逃がし弁/安全弁LOCAが発生することで炉心損傷に至る可能性があることから事故シークエンスグループとして、原子炉補機冷却機能喪失に分類する。（原子炉補機冷却機能喪失）</p>	<p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は高圧炉心スプレイ系を含めた3系列(区分Ⅰ, 区分Ⅱ, 区分Ⅲ)構成である(大飯に記載はないが、泊と同様) <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は全交流動力電源喪失に該当する事故シークエンスが1つであるため、事故進展に応じた分類は不要(大飯に記載はないが、泊と同様の結果となっている)。また、女川の別紙3.1.1.h-2はBWR固有の評価に関する資料のため同様の資料は作成していない。 <p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWRとBWRの設計の相違により事故シークエンスグループが異なる(大飯に記載はないが、泊と同様の結果となっている) <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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 炉心損傷頻度</p> <p>全炉心損傷頻度は6.4×10^{-6}（/炉年）となった。起因事象別の炉心損傷頻度の内訳を第3.1.1.h-1表に示す。また、各事故シナリオに対する分析結果を第3.1.1.h-2表に示す。</p> <p>起因事象別の結果では、原子炉補機冷却機能喪失を起因とする炉心損傷頻度が大部分を占めている。次いで、外部電源喪失、手動停止が支配的となっている。一方、相対的にLOCA事象の寄与は小さくなっている。</p>	<p>② 炉心損傷頻度</p> <p>(1) 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオ</p> <p>事故シナリオの定量化を行った結果、全炉心損傷頻度は5.5×10^{-6}（/炉年）となった。</p> <p>全炉心損傷頻度に対する寄与が大きい主要シナリオ及び主要カットセットについて第3.1.1.h-2表に、起因事象別の炉心損傷頻度の内訳を第3.1.1.h-3表に、事故シナリオグループ別の炉心損傷頻度の内訳を第3.1.1.h-4表に示す。</p> <p>起因事象別及び事故シナリオグループ別の炉心損傷頻度への寄与割合について第3.1.1.h-1図に示す。（別紙3.1.1.h-3）</p> <p>また、炉心損傷シナリオに寄与する要因別の分析結果を第3.1.1.h-5表に、事故シナリオの分析結果を第3.1.1.h-6表に示す。</p>	<p>② 炉心損傷頻度</p> <p>(1) 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオ</p> <p>事故シナリオの定量化を行った結果、全炉心損傷頻度は2.3×10^{-4}（/炉年）となった。</p> <p>全炉心損傷頻度に対する寄与が大きい主要シナリオ及び主要カットセットについて第3.1.1.h-1表に、起因事象別の炉心損傷頻度の内訳を第3.1.1.h-2表に、事故シナリオグループ別の炉心損傷頻度の内訳を第3.1.1.h-3表に示す。</p> <p>起因事象別及び事故シナリオグループ別の炉心損傷頻度への寄与割合について第3.1.1.h-1図に示す。（補足3.1.1.h-4）</p> <p>また、各事故シナリオに寄与する要因別の分析結果を第3.1.1.h-4表に、事故シナリオの分析結果を第3.1.1.h-5表に示す。</p> <p>起因事象別の結果では、原子炉補機冷却機能喪失を起因とする炉心損傷頻度が大部分を占めている。次いで、手動停止、過渡事象が支配的となっている。一方、相対的にLOCA事象の寄与は小さくなっている。</p>	<p>・事故シナリオグループの分類の相違により、泊は本文中に記載した事故シナリオグループがそのまま事故シナリオグループとなるため表は作成していない。（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</p> <p>【女川】【大飯】 ■個別評価による相違</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・主要な事故シナリオについて第3.1.1.h-1表に、事故シナリオグループ別の炉心損傷頻度の内訳を第3.1.1.h-3表に、事故シナリオグループ別の炉心損傷頻度への寄与割合を第3.1.1.h-1図に、各事故シナリオに対する要因別の分析結果を第3.1.1.h-4表に示している</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・記載充実であり、女川に記載がないため大飯と比較する</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違（支配</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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) 評価結果の分析</p>	<p>(2) 評価結果の分析</p> <p>事故シナリオグループ別の結果では、崩壊熱除去機能喪失(TW)による寄与が99.7%と支配的である。次いで、高圧注水・減圧機能喪失(TQUX)による寄与が0.3%である。その他の事故シナリオグループによる寄与は0.1%未満であった。</p> <p>主要シナリオであるTWに対する寄与割合の大きいカットセットは、RHR手動操作失敗である。操作失敗により残留熱除去系A、Bが従属して機能喪失となり、残留熱除去系の機能喪失に至る。アクシデントマネジメント策等を考慮しない評価条件においては、手動停止時を除いて格納容器からの除熱機能として残留熱除去系しか考慮できないことから、崩壊熱除去機能喪失が支配的となる。この結果を踏まえたうえで、炉心損傷頻度の低減を図るために考えられる対策として、除熱機能の多様化がある。手動操作失敗により残留熱除去系が機能喪失に至ることから、残留熱除去系以外の除熱機能を設けることが対策の1つとして考えられる。また、割合としては0.3%であるが、TWに次いで大きな炉心損傷頻度を占めるTQUXに対して寄与割合の大きなカットセットは、手動減圧失敗である。これに対しては、過渡事象時にも期待できるように自動減圧機能を設けることが対策の1つとして考えられる。</p>	<p>(2) 評価結果の分析</p> <p>事故シナリオグループ別の結果では、原子炉補機冷却機能喪失による寄与が88.6%と支配的である。次いで、2次冷却系からの除熱機能喪失による寄与が9.0%、全交流動力電源喪失による寄与が1.5%である。その他の事故シナリオグループによる寄与は0.9%未満であった。</p> <p>主要な事故シナリオグループである原子炉補機冷却機能喪失に対する寄与割合の大きいカットセットは、RCPシールLOCA発生である。RCPシールLOCA発生によりアクシデントマネジメント策等を考慮しない評価条件においては、緩和手段がないことから、1次冷却系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。この結果を踏まえた上で、炉心損傷頻度の低減を図るために考えられる対策として、炉心注水機能の多様化がある。原子炉補機冷却機能喪失により原子炉補機冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送ができなくなることから、原子炉補機冷却機能を使用しない炉心注水機能、及び最終ヒートシンクへの熱の輸送機能を設けることが対策の1つとして考えられる。また、割合としては9.0%であるが、原子炉補機冷却機能喪失に次いで大きな炉心損傷頻度を占める2次冷却系からの除熱機能喪失に対して寄与割合の大きなカットセットは、補助給水ポンプ起動信号失敗共通原因故障である。これに対しては、補助給水系を使用しない除熱機能を設けることが対策の1つとして考えられる。また、全交流動力電源喪失に対して寄与割合の大きなカットセットは、ディーゼル発電機室の空調系のダンパの共通原因故障</p>	<p>的な起因事象の結果として泊は高浜と同様。泊は外部電源喪失は4番目に大きく、全体的な傾向として先行PWRと相違はない)</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は事故シナリオグループ別の分析結果を3.1.1.h②(2)に記載している</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違（大飯に記載はないが、支配的な事故シナリオグループの結果は同様）</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違 ・事故シナリオグループはPWRとBWRの相違により、「主要な」以降の詳細な評価結果の分析内容が異なる（着色せず）</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>起回事象別炉心損傷頻度寄与割合を示すパイチャートを第1.1.1.h-1図に示す。起回事象の寄与割合としては「原子炉補機冷却機能喪失」、「外部電源喪失」及び「手動停止」が大きい。</p> <p>a. 原子炉補機冷却機能喪失（CDF：4.3×10^{-5}（/炉年）、寄与割合：66.9%） 原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合には、冷却水が必要とする非常用炉心冷却設備（ECCS）の各ポンプが機能喪失するため、補助給水による2次冷却系除熱で炉心冷却する必要があるが、一定の確率（分岐確率として0.21を設定）でRCPシールLOCAが発生し、さらに緩和手段がないことから、これによる炉心損傷頻度が大きくなっている。</p> <p>b. 外部電源喪失（CDF：8.7×10^{-6}（/炉年）、寄与割合：13.5%） 外部電源喪失が発生した場合、炉心の冷却のためにはディーゼル発電機による非常用所内交流電源が必要となるが、ディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内交流電源の供給に失敗すると、全交流動力電源喪失となり炉心損傷に至ることから、これによる炉心損傷頻度が大きくなっている。</p> <p>c. 手動停止（CDF：5.5×10^{-6}（/炉年）、寄与割合：8.6%）</p>	<p>起回事象別の結果では、非隔離事象による寄与が最も大きい（53.1%）。次いでRPS誤動作等（17.2%）となっており、過渡事象の寄与割合が大きくなっている。これは、過渡事象では常用系の緩和機能に期待できないことによるものである。上記のとおり、炉心損傷頻度の高いシナリオは、崩壊熱除去失敗によって炉心損傷に至るシナリオである。また、後述するFV重要度においても残留熱除去系や原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系に関する基事象が上位を占めている。</p> <p>このように除熱機能の重要性が高い中で、過渡事象時には常用系である給復水系による除熱に期待できず、残留熱除去系の機能喪失のみで炉心損傷に至ることから、過渡事象の炉心損傷頻度が大きく評価される結果となった。</p>	<p>やUV信号の失敗である。これに対しては、ディーゼル発電機や信号を使用しない給電機能を設けることが対策の1つとして考えられる。</p> <p>起回事象別の結果では、原子炉補機冷却機能喪失による寄与が最も大きい（88.6%）。次いで手動停止（5.7%）、過渡事象（2.4%）となっており、原子炉補機冷却機能喪失の寄与割合が大きくなっている。これは、原子炉補機冷却機能喪失ではRCPシールLOCAが必ず発生し、緩和機能に期待できないことによるものである。上記のとおり、炉心損傷頻度の高いシナリオは、RCPシールLOCAの発生によって炉心損傷に至るシナリオである。また、後述するFV重要度においてもRCPシールLOCA発生に関する基事象が上位となっている。</p> <p>このようにRCPシールLOCAの重要性が高い中で、原子炉補機冷却機能喪失時には、冷却水が必要とする非常用炉心冷却設備（ECCS）の各ポンプが機能喪失するため、補助給水による2次冷却系除熱で炉心冷却する必要があるが、2次冷却系除熱に成功してもRCPシールLOCAが必ず発生し、さらに緩和手段がないことから、原子炉補機冷却機能喪失の炉心損傷頻度が大きく評価される結果となった。</p>	<p>【女川】【大飯】 ■個別評価による相違 ・PRAの評価結果はPWRとBWRで異なることから、「これは、」以降の(2)内の詳細な評価結果の分析内容については大飯と比較する（女川に着色せず） 【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 （大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている） 【大飯】 ■設計の相違 【大飯】 ■個別評価による相違 ・起回事象別の結果として上位の3つは高浜、川内と同様の結果である。また、泊は外部電源喪失は4番目に大きく、全体的な傾向として先行PWRと相違はない</p>

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>常用設備の故障による過渡事象が発生し、計画外手動停止時に補助給水が失敗するような事故シナシスである。これらの過渡事象については設計基準事象を想定した各種設備により対応できる可能性が高く、条件付炉心損傷確率（CCDP）が10^{-5}乗のオーダーに低く抑えることができる一方、設備の不具合等により計画外で手動停止した場合も起因事象として取り扱うことから、発生件数が多く起因事象発生頻度が大きく設定されることとなり、低影響ながらも高頻度の事故シナシスとして炉心損傷頻度の寄与割合が比較的大きくなっている。</p> <p>主要なカットセットは、「復水ピット閉塞」「補助給水ポンプ起動信号失敗 共通要因故障」「補助給水系各機器の外部リーク」となっており、補助給水系を使用した2次冷却系からの除熱に失敗することにより炉心損傷に至ることが分かる。</p> <p>(2) 大飯3号炉及び4号炉の特徴による影響</p> <p>大飯3号炉及び4号炉の設計上の特徴（充てん/高圧注入ポンプの分離、非プースティングプラント）が炉心損傷頻度を与える影響について確認した。</p> <p>a. 充てん/高圧注入ポンプの分離（起因事象として極小LOCAを考慮しない）</p> <ul style="list-style-type: none"> 仮に極小LOCAが起因事象として発生すると想定した場合においても、緩和設備が多重（充てんポンプ3台、高圧注入ポンプ2台）に設置されており、緩和設備に対する信頼性が高いため、炉心損傷頻度に対して有意な影響を 	<p>通常停止は起因事象発生頻度が相対的に大きいことから、炉心損傷頻度が大きくなる傾向にあるものの、仮に起因事象発生頻度を1とする条件付確率で見れば、炉心損傷に至る確率は低い起因事象である。</p>	<p>手動停止及び過渡事象では、常用系設備の故障による過渡事象が発生し、原子炉自動停止あるいは計画外手動停止時に補助給水が失敗するような事故シナシスである。これらの過渡事象については、設計基準事象を想定した各種設備により対応できる可能性が高く、条件付炉心損傷確率（CCDP）が10^{-5}のオーダーに低く抑えることができる一方、設備の不具合等により計画外で手動停止した場合も起因事象として取り扱うことから、発生件数が多く起因事象発生頻度が大きく設定されることとなり、低影響ながらも高頻度の事故シナシスとして炉心損傷頻度の寄与割合が比較的大きくなっている。</p> <p>主要なカットセットは、「補助給水ポンプ起動信号失敗 共通要因故障」「補助給水ピット閉塞」となっており、補助給水系を使用した2次冷却系からの除熱に失敗することにより炉心損傷に至ることが分かる。</p> <p>(3) 泊3号炉の特徴による影響</p> <p>泊3号炉の設計上の特徴（充てん/高圧注入ポンプの分離、非プースティングプラント、ほう酸注入タンクの設置、RCPシールドに国内製耐熱Oリングを採用、計測制御設備の総合デジタル化）が炉心損傷頻度を与える影響について確認した。</p> <p>a. 充てん/高圧注入ポンプの分離（起因事象として極小LOCAを考慮しない）</p> <ul style="list-style-type: none"> 仮に極小LOCAが起因事象として発生すると想定した場合においても、緩和設備が多重（充てんポンプ3台、高圧注入ポンプ2台）に設置されており、緩和設備に対する信頼性が高いため、炉心損傷頻度に対して有意な影響を与え 	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 個別評価による相違 ・泊は起因事象別の結果の上位に過渡事象が含まれており、過渡事象時には原子炉自動停止に期待している（高浜と同様） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 個別評価による相違 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載方針の相違 ・記載充実のため、泊は3.1.1.a.②の(1)～(5)に記載したPRAの特徴が炉心損傷頻度を与える影響について記載しており、PWR固有の内容ため、(3)は大飯と比較する <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計の相違

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>与えない。</p> <p>b. 非ブースティングプラント</p> <ul style="list-style-type: none"> ・仮に余熱除去ポンプによるブースティングが必要として考慮した場合、「ECCS再循環機能喪失」の事故シーケンスグループに関係する。 ・大破断LOCA、中破断LOCA及び小破断LOCAの起因事象発生頻度は比較的小さい。 ・大破断LOCA、中破断LOCA及び小破断LOCA時に再循環失敗に至るまでには複数の緩和手段があり、それらに期待できる。 		<p>ない。</p> <p>b. 非ブースティングプラント</p> <ul style="list-style-type: none"> ・仮に余熱除去ポンプによるブースティングが必要として考慮した場合、「ECCS再循環機能喪失」の事故シーケンスグループに関係する。 ・大破断LOCA、中破断LOCA及び小破断LOCAの起因事象発生頻度は比較的小さい。 ・大破断LOCA、中破断LOCA及び小破断LOCA時に再循環失敗に至るまでには複数の緩和手段があり、それらに期待できる。 <p>c. ほう酸注入タンクの設置</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全炉心損傷頻度に対するほう酸注入タンク設置の寄与割合：0.022%程度 ・高圧注入及び高圧再循環が必要となる中破断LOCA及び小破断LOCAの事故シーケンスに影響があるが、中破断LOCA及び小破断LOCAの起因事象発生頻度は比較的小さく、炉心損傷頻度に与える影響は小さい。 <p>d. RCPシールに国内製耐熱Oリングを採用</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全炉心損傷頻度に対するRCPシールLOCAの寄与割合：89%程度 ・原子炉補機冷却機能喪失の事故シーケンスにおいて、2次冷却系からの除熱に成功した場合においても必ずRCPシールLOCAが起こることとなるため、炉心損傷頻度への影響が大きい。 ・外部電源喪失の事故シーケンスにおいて、非常用所内電源の確立に失敗すると原子炉補機冷却機能喪失に至り、RCPシールLOCAが発生するため炉心損傷頻度への影響が大きい。 <p>e. 計測制御設備の総合デジタル化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全炉心損傷頻度に対する計測制御設備の故障の寄与割合：5%程度 ・ソフトウェアの共通原因故障の確率として不確かさの大きい条件を用いて評価を実施しているが、炉心損傷頻度 	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違（ほう酸注入タンクを設置していることは高浜、川内と同様） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・設計については伊方や玄海と同様。全炉心損傷頻度に対してRCPシールLOCAの寄与割合が支配的な点は先行PWRと同様 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>以上のとおり、PRAに影響する主な特徴として抽出した「充てん/高圧注入ポンプの分離」及び「非ブースティングプラント」は炉心損傷頻度に対して有意な影響を与えないことを確認した。</p> <p>③ 重要度解析、不確かさ解析及び感度解析 PRA結果の活用目的である事故シークエンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度や格納容器破損頻度の相対的な割合の確認に際しての参考資料として、不確かさ解析を実施した。また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を、炉心損傷頻度や格納容器破損頻度への潜在的な影響を確認する観点で、感度解析を実施した。</p> <p>(1) 重要度解析 全炉心損傷頻度への寄与が大きい因子を分析するため、Fussell-Vesely (FV) 重要度及びリスク増加価値 (RAW) を評価した。</p> <p>a. FV重要度： 炉心損傷の発生を仮定したときに、当該事象の発生が寄与している割合を示す指標。</p> $FV = \frac{F_A(CD)}{F(CD)}$ <p>$F_A(CD)$：事象Aの発生が寄与して発生する炉心損傷頻度 $F(CD)$：炉心損傷頻度</p> <p>b. RAW： 対象とする事象が必ず発生すると仮定した場合に、リスクがどれだけ増加するかを示す指標。</p> $RAW = \frac{CDF(A=1)}{CDF}$	<p>③ 重要度解析、不確かさ解析及び感度解析 PRA結果の活用目的である事故シークエンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確かさ解析を実施した。</p> <p>また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を、炉心損傷頻度への潜在的な影響を確認する観点で感度解析を実施した。</p> <p>(1) 重要度解析 全炉心損傷頻度への寄与が大きい因子を分析するためFussell-Vesely重要度（以下「FV重要度」という。）及びリスク増加価値（以下「RAW」という。）を評価した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・FV重要度：炉心損傷を仮定したときに当該事象の発生が寄与している割合を示す指標。特定の機器の故障や人的過誤の発生確率を0とした時にリスクがどれだけ低減されるかを示す指標である。 $FV = \frac{F_A(CD)}{F(CD)}$ <p>$F_A(CD)$：事象Aの発生が寄与して発生する炉心損傷頻度 $F(CD)$：炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・RAW：ある事象が必ず発生するとした時に、リスクがどれだけ増加するかを示す指標。 $RAW = \frac{F(CD/A=1)}{F(CD)}$	<p>への影響は比較的小さい。</p> <p>以上のとおり、PRAに影響する主な特徴として抽出した「充てん/高圧注入ポンプの分離」、「非ブースティングプラント」、「ほう酸注入タンクの設置」及び不確かさの大きい条件を用いた「計測制御設備の総合デジタル化」の影響は比較的小さく、炉心損傷頻度に対して有意な影響は与えず、「RCPシールに国内製耐熱Oリングを採用」は、国内製耐熱Oリングの非信頼度を1.0としていることから、炉心損傷頻度に対して支配的であることを確認した。</p> <p>③重要度解析、不確かさ解析及び感度解析 PRA結果の活用目的である事故シークエンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確かさ解析を実施した。</p> <p>また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を、炉心損傷頻度への潜在的な影響を確認する観点で感度解析を実施した。</p> <p>(1) 重要度解析 全炉心損傷頻度への寄与が大きい因子を分析するためFussell-Vesely（以下「FV重要度」という。）重要度及びリスク増加価値（以下「RAW」という。）を評価した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・FV重要度：炉心損傷を仮定したときに当該事象の発生が寄与している割合を示す指標。特定の機器の故障や人的過誤の発生確率を0とした時にリスクがどれだけ低減されるかを示す指標である。 $FV = \frac{F_A(CD)}{F(CD)}$ <p>$F_A(CD)$：事象Aの発生が寄与して発生する炉心損傷頻度 $F(CD)$：炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・RAW：ある事象が必ず発生するとした時に、リスクがどれだけ増加するかを示す指標。 $RAW = \frac{F(CD/A=1)}{F(CD)}$	<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 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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>CDF(A=1)：対象とする事象Aの生起確率が1の場合の炉心損傷頻度 評価する項目として、以下の2つに対して重要度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・起回事象 ・緩和系の基事象 <p>【起回事象】 起回事象のFV重要度評価結果を第1.1.1.h-3表に示す。FV重要度はCDFの支配的要因であり、起回事象が発生した場合に一定確率 (0.21)でRCPシールLOCAとなり炉心損傷に至る「原子炉補機冷却機能喪失」が最も高い結果となった。</p> <p>起回事象のRAW評価結果を第1.1.1.h-4表に示す。RAWは起回事象に対して有効な緩和手段のない「インターフェイスシステムLOCA」及び「ATWS」が高い結果となった。</p> <p>FV重要度とRAWの相関を第1.1.1.h-2図に示す。起回事象が発生した場合に一定確率 (0.21)でRCPシールLOCAとなり炉心損傷に至る「原子炉補機冷却機能喪失」は、FV重要度とRAW共に高い結果となった。</p> <p>【緩和系の基事象】 緩和系の基事象のFV重要度評価結果を第1.1.1.h-5表に示す。RCPシールLOCA発生が突出 (0.66) し、それ以外では復水ピットの閉塞や2次冷却系の破断の診断失敗が高</p>	<p>F(CD/A=1)：対象とする事象Aの生起確率が1の場合の炉心損傷頻度</p> <p>a. 起回事象 起回事象のFV重要度評価結果を第3.1.1.h-7表に示す。FV重要度は、全炉心損傷頻度に対して支配的である「非隔離事象」が最も高い結果となった。</p> <p>起回事象のRAW評価結果を第3.1.1.h-8表に示す。RAWは、起回事象に対して有効な緩和手段がない「ISLOCA」が高い結果となった。</p> <p>FV重要度とRAWの相関を第3.1.1.h-2図に示す。区分Ⅱの「補機冷却系故障」、「直流電源故障」、「交流電源故障」がFV重要度、RAWともに高い結果となっている。このことから、区分Ⅱのサポート系が重要であることがわかる。</p> <p>b. 緩和系の基事象 緩和系の基事象のFV重要度評価結果を第3.1.1.h-9表に示す。「RHR手動操作失敗」が最も高く、それ以外にも残留熱除去系関連機器や残留熱除去系の補機冷却系である原子炉補</p>	<p>F(CD/A=1)：対象とする事象Aの生起確率が1の場合の炉心損傷頻度 評価する項目として、以下の2つに対して重要度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・起回事象 ・緩和系の基事象 <p>a. 起回事象 起回事象のFV重要度評価結果を第3.1.1.h-6表に示す。FV重要度は、全炉心損傷頻度の支配的要因である起回事象が発生した場合に確率1.0でRCPシールLOCAとなり炉心損傷に至る「原子炉補機冷却機能喪失」が最も高い結果となった。</p> <p>起回事象のRAW評価結果を第3.1.1.h-7表に示す。RAWは、起回事象に対して有効な緩和手段のない「インターフェイスシステムLOCA」、「ATWS」及び「原子炉補機冷却機能喪失」が高い結果となった。</p> <p>FV重要度とRAWの相関を第3.1.1.h-2図に示す。起回事象が発生した場合に確率1.0でRCPシールLOCAとなり炉心損傷に至る「原子炉補機冷却機能喪失」がFV重要度、RAWともに高い結果となっている。このことから、原子炉補機冷却水系が重要であることがわかる。</p> <p>b. 緩和系の基事象 緩和系の基事象のFV重要度評価結果を第3.1.1.h-8表に示す。RCPシールLOCA発生が突出 (0.89) し、それ以外では補助給水ピットの閉塞やアプリケーションソフトの故障が高い</p>	<p>【女川】 ■記載方針の相違 ・記載充実（大飯と同様）</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違 【大飯】 ■設計の相違</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違 【大飯】 ■記載方針の相違 ・泊はRAWが高い上位3つを挙げている（伊方、玄海と同様）</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違 【大飯】 ■設計の相違 【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】【大飯】 ■個別評価による相違</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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>い値となった。この結果は、原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCAが全CDFの大半を占めていること、復水ピットの閉塞は、過渡事象、主給水流量喪失、手動停止等比較的発生頻度が高い起因事象から炉心損傷に至る基事象となること及び2次冷却系の破断発生時に診断失敗するとそのまま炉心損傷に至ることによる。</p> <p>緩和系の基事象のRAW評価結果を第3.1.1.h-6表に示す。起因事象発生頻度の大きいLOCA以外の事象に対して、今回のPRAで必須の緩和設備となる補助給水系の静的故障が高い値となった。</p> <p>緩和系の基事象のFV重要度とRAWの相関を第3.1.1.h-3図～第3.1.1.h-4図に示す。いずれの図においても、「復水ピットの閉塞」の重要度が高いことを示しており、同基事象への対策を実施することが有効な対策となることがわかる。具体的には、2次系純水タンクへの水源切替え、主給水系の回復、フィードアンドブリード等の対策により、同基事象の重要度を低減させることが可能である。</p> <p>(2) 不確実さ解析</p> <p>全炉心損傷頻度及び事故シナシ別炉心損傷頻度の下限値(5%)、中央値(50%)、平均値、及び上限値(95%)を評価した。評価結果を第3.1.1.h-7表及び第3.1.1.h-5図に示す。</p> <p>全炉心損傷頻度の不確実さ幅を示すエラーファクター(EF)は4.1となった。これは、各パラメータの不確実さの影響により、上限と下限の間に約17倍の不確実さ幅があることを意味する。</p>	<p>機冷却水系/原子炉補機冷却海水系に関する基事象が上位を占めている。崩壊熱除去機能喪失(TW)が全炉心損傷頻度に対して支配的(99%以上)であることからこのような結果となる。</p> <p>緩和系の基事象のRAW評価結果を第3.1.1.h-10表に示す。「RCWポンプ継続運転失敗共通要因故障(ABCD)」及び「RSWポンプ継続運転失敗共通要因故障(ABCD)」が高い結果となった。補機冷却系ポンプ共通要因故障により、原子炉補機冷却水系/原子炉補機冷却海水系A、Bが同時に故障することで、残留熱除去系をはじめとする多くの緩和設備が機能喪失に至るため、これらのRAWが高くなる結果となった。</p> <p>FV重要度とRAWの相関を第3.1.1.h-3図及び第3.1.1.h-4図に示す。いずれにおいても、「RHR手動操作失敗」、「RCWポンプ継続運転失敗共通要因故障(ABCD)」及び「RSWポンプ継続運転失敗共通要因故障(ABCD)」の重要度が高く、これらの基事象に対する対策を実施することが有効な対策となる。具体的には、原子炉格納容器フィルタベント系、原子炉補機代替冷却水系等の対策により、これらの基事象の重要度を低減させることが可能である。</p> <p>(2) 不確実さ解析</p> <p>全炉心損傷頻度の下限値(5%)、中央値(50%)、平均値及び上限値(95%)の評価結果を第3.1.1.h-11表及び第3.1.1.h-5図に示す。(別紙3.1.1.h-4)</p> <p>全炉心損傷頻度の不確実さ解析結果について、点推定値と平均値はおおむね一致した。不確実さ幅を示すエラーファクター(以下「EF」という。)は4.4となった。なお、EFは以下の式により算出している。これは、各パラメータの不確実さの影響により、上限と下限の間に約19倍の不確実さ幅があることを意味する。</p>	<p>値となった。この結果は、原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCAが全CDFの大半を占めていること、補助給水ピットの閉塞は、過渡事象、主給水流量喪失、手動停止等比較的発生頻度が高い起因事象から炉心損傷に至る基事象となること及びアプリケーションソフトの影響は広範囲にわたることによる。</p> <p>緩和系の基事象のRAW評価結果を第3.1.1.h-9表に示す。起因事象発生頻度の大きいLOCA以外の事象に対して、今回のPRAで必須の緩和設備となる補助給水系の静的故障が高い値となった。</p> <p>FV重要度とRAWの相関を第3.1.1.h-3図及び第3.1.1.h-4図に示す。いずれにおいても、「補助給水ピットの閉塞」の重要度が高く、同基事象に対する対策を実施することが有効な対策となる。具体的には、2次系純水タンクへの水源切替え、主給水系の回復、フィードアンドブリード等の対策により、同基事象の重要度を低減させることが可能である。</p> <p>(2) 不確実さ解析</p> <p>全炉心損傷頻度及び事故シナシ別炉心損傷頻度の下限値(5%)、中央値(50%)、平均値及び上限値(95%)の評価結果を第3.1.1.h-10表及び第3.1.1.h-5図に示す。(補足3.1.1.h-5)</p> <p>全炉心損傷頻度の不確実さ解析結果について、点推定値と平均値はおおむね一致した。不確実さ幅を示すエラーファクター(EF)は7.0となった。なお、EFは以下の式により算出している。これは、各パラメータの不確実さの影響により、上限と下限の間に約50倍の不確実さ幅があることを意味する。</p>	<p>【女川】 ■個別評価による相違 (大飯と同様)</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違 (大飯と同様)</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊は第3.1.1.h-10表に事故シナシ別の結果も記載しているため、整合させた記載とした (大飯と同様)</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 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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;">$EF = \sqrt{\frac{95\% \text{上限値}}{5\% \text{下限値}}}$</p> <p>また、事故シーケンス別炉心損傷頻度のEFは、Non-LOCA事象+補助給水失敗シーケンスが一桁となる他は、概ね10~30程度となった。</p> <p>今回のPRAを事故シーケンスの選定に適用する際には、CDFの絶対値よりも相対値に注目しているが、EFがこの程度であること及び突出して不確実さ幅が大きい事故シーケンスはないことから、パラメータの不確実さが事故シーケンスの相対的な重要性に有意に影響することは考えにくい。</p> <p>また、有効な炉心損傷防止対策の無い事故シーケンスの上限値はいずれも10^{-7}乗オーダーを下回る結果であり、不確実さを考慮しても十分に低い値であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA+低圧注入失敗 上限値：1.2×10^{-8}（/炉年）(EF16.8) ・大破断LOCA+蓄圧注入失敗 上限値：2.4×10^{-11}（/炉年）(EF20.5) ・中破断LOCA+蓄圧注入失敗 上限値：7.3×10^{-11}（/炉年）(EF21.7) ・原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗 上限値：1.5×10^{-8}（/炉年）(EF15.5) <p>(3) 感度解析</p> <p>【①ドミナントシーケンスへのSA対策反映】</p> <p>今回実施したPRA（基本ケース）では、各種SA対策を考慮しないPRAモデルで評価している。感度解析ケースでは、ドミナントシーケンス（原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA）に対してSA対策をモデル化して感度解析を実施した。感度解析結果を第1.1.1.h-6図に示す。なお、感度解析を実施するに当たりモデル化したSA対策は以下の2つであり、それぞれの非信頼度を0.1と仮定して評価を実施した。</p> <p>a. CCWの回復 機能喪失した原子炉補機冷却水系の機能回復を行う。</p>	<p style="text-align: center;">$EF = \sqrt{\frac{95\% \text{上限値}}{5\% \text{下限値}}}$</p> <p>もっとも支配的な事故シーケンスグループであるTWのEFが全炉心損傷頻度のEFに反映される結果となった。</p> <p>(3) 感度解析</p> <p>a. 外部電源復旧の有無</p> <p>今回実施したPRA（ベースケース）では、外部電源喪失時に外部電源復旧による電源確保に期待している。感度解析ケースでは、この外部電源復旧に期待しないものとして感度解析を実施した。感度解析結果を第3.1.1.h-12表、第3.1.1.h-6図及び第3.1.1.h-7図に示す。</p> <p>長期TB、TBU、TBPといった全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループの炉心損傷頻度が増加したものの、全炉心損傷頻度及び事故シーケンスグループ別の寄与割合に影響は及ぼさないことを確認した。</p>	<p style="text-align: center;">$EF = \sqrt{\frac{95\% \text{上限値}}{5\% \text{下限値}}}$</p> <p>また、事故シーケンス別炉心損傷頻度のEFは、Non-LOCA事象+補助給水失敗シーケンスが一桁となる他は、概ね10~40程度となった。</p> <p>今回のPRAを事故シーケンスの選定に適用する際には、CDFの絶対値よりも相対値に注目しているが、EFがこの程度であること及び突出して不確実さ幅が大きい事故シーケンスはないことから、パラメータの不確実さが事故シーケンスの相対的な重要性に有意に影響することは考えにくい。</p> <p>また、有効な炉心損傷防止対策の無い事故シーケンスの上限値はいずれも10^{-7}乗オーダーを下回る結果であり、不確実さを考慮しても十分に低い値であることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA+低圧注入失敗 上限値：9.7×10^{-9}（/炉年）(EF16.6) ・大破断LOCA+蓄圧注入失敗 上限値：3.3×10^{-8}（/炉年）(EF17.2) ・中破断LOCA+蓄圧注入失敗 上限値：6.2×10^{-11}（/炉年）(EF27.5) ・原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗 上限値：3.6×10^{-8}（/炉年）(EF18.4) <p>(3) 感度解析</p> <p>a. RCPシールLOCAの発生確率変更</p> <p>今回実施したPRA（ベースケース）では、原子炉補機冷却水系の回復がない場合、RCPシールLOCAの発生確率は1.0として評価している。感度解析ケースでは、米国ウェスチングハウス社のRCPシールLOCAモデル（WOG2000モデル）に基づくRCPシールLOCAの発生確率（0.21）として感度解析を実施した。感度解析結果を第3.1.1.h-6図に示す。</p> <p>全CDFは7割低減（2.3×10^{-4}/炉年 → 6.9×10^{-4}/炉年）した。この結果から、国産改良型の耐熱リングによってCDFの低減が期待できる。国産改良型の耐熱リングを用いたRCPシールLOCAモデルについては今後適用してい</p>	<p>【女川】【大飯】 個別評価による相違</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・記載充実のため、事故シーケンスの選定への影響について記載しており、大飯と比較する</p> <p>【大飯】 ■個別評価による相違</p> <p>【女川】【大飯】 ■評価方針の相違 ・泊はベースケースで外部電源復旧に期待しておらず、全CDFに対して寄与割合の大きい事故シーケンス（原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA）におけるRCPシールLOCAの発生確率に対して感度解析を実施している（伊方、玄海と同様）</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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>なく、事故シーケンスの選定の考え方に影響するような感度はないことを確認した。</p> <p>②の結果、充電器の機器故障率が高くなったが、起因事象発生頻度が低くなったため、基本ケースと比較して全CDFは低くなったが有意な差はなく、事故シーケンスの選定の考え方に影響するような感度はないことを確認した。</p> <p>【③インターフェイスシステムLOCAの発生頻度】 インターフェイスシステムLOCAの発生頻度について、発生条件を有効性評価と整合させた場合について、感度解析を実施した。結果として、現状のPRAの評価結果に有意な影響は及ぼさないことを確認した。</p> <p>【①ドミナントシーケンスへのSA対策反映】及び【③インターフェイスシステムLOCAの発生頻度】について、感度解析結果を反映させたパイチャートを第1.1.1.h-7図に示す。恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水入等のSA対策によるCDF低減を考慮した結果、原子炉補機冷却機能喪失が全炉心損傷頻度に占める割合は約66.9%から約5.9%まで低減した。その結果、外部電源喪失や手動停止が全CDFに占める割合が大きくなったが、これらの事象に対してもSA対策（空冷式非常用発電装置やフィードアンドブリード）を整備済みであり、SA対策の効果を考慮するとさらなるCDFの低減に期待できる。</p> <p>また、有効性評価での想定を考慮したインターフェイスシステムLOCAの発生頻度を考慮した結果、インターフェイスシステムLOCAのCDFの絶対値は増加したものの、全炉心損傷に占める割合は、その他の起因事象と比較して最も小さいままであった。</p> <p>以上のように、代表的なパラメータについて大飯3号炉及び4号炉固有のデータを用いて感度解析を実施したが、事故シーケンス選定の考え方に影響するような感度ではないことを確認した。</p>	<p>シーケンス選定の考え方に影響するような感度はないことを確認した。</p>	<p>b. インターフェイスシステムLOCAの発生頻度 インターフェイスシステムLOCAの発生頻度について、発生条件を有効性評価と整合させた場合について、感度解析を実施した。結果として、現状のPRAの評価結果に有意な影響は及ぼさないことを確認した。</p> <p>a. RCPシールLOCAの発生確率変更及びb. インターフェイスシステムLOCAの発生頻度について、感度解析結果を反映させたパイチャートを第3.1.1.h-7図に示す。耐熱OリングによるRCPシールLOCAの発生確率の低減を考慮した結果、原子炉補機冷却機能喪失が全炉心損傷頻度に占める割合は約88.6%から約62.4%まで低減したが、その他の起因事象と比較しても全炉心損傷頻度に対して占める割合は最も大きいままであった。このことから、原子炉補機冷却機能喪失時の対策を充実させることが重要であるといえる。なお、原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA発生時等の対策として、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水等を整備済みである。</p> <p>また、有効性評価での想定を考慮したインターフェイスシステムLOCAの発生頻度を考慮した結果、インターフェイスシステムLOCAのCDFの絶対値は増加したものの、全炉心損傷頻度に占める割合は、その他の起因事象と比較して最も小さいままであった。</p>	<p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は過去のPWRへのコメントを踏まえ、発生条件を有効性評価と整合させた場合の解析を実施しており、女川に記載がないため大飯と比較する</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・記載充実であり、女川に記載がないため大飯と比較する</p> <p>【大飯】 ■評価方針の相違 ・感度解析の対象項目の相違 ・RCPシールLOCAの発生確率変更を感度解析の対象とした（女海と同様）</p> <p>【大飯】 ■評価方針の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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>④まとめ</p> <p>重大事故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号炉の出力運転時レベル1PRAを実施した。炉心損傷頻度の平均値は5.1×10^{-5}（/炉年）となり、不確かさ解析の結果得られたエラーファクター(EF)は4.1であった。</p> <p>また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を、炉心損傷頻度への潜在的な影響を確認する観点で、感度解析を実施した。</p> <p>重要度解析においては、FV及びRAWの2つの重要度指標を用いて起因事象及び緩和系の基事象について重要度を把握した。起因事象では「原子炉補機冷却機能喪失」、緩和系の基事象では「復水ピットの閉塞」の重要度が高いことを確認した。なお、「復水ピットの閉塞」については、2次系純水タンクへの水源切替え、主給水系の回復、フィードアンドブリード等の対策により、重要度の低減が可能である。</p> <p>感度解析においては、感度解析ケースとして、ドミナントシーケンス「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」に対してSA対策を考慮した結果、炉心損傷頻度は2.3×10^{-5}（/炉年）となり、基本ケースと比較すると6割以上低減した。この結果から、SA対策による炉心損傷頻度の低減に期待できることを確認した。</p>	<p>④ まとめ</p> <p>重大事故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、女川2号炉の出力運転時レベル1PRAを実施した。炉心損傷頻度は$5.5E-05$（/炉年）となり、不確かさ解析の結果得られたEFは4.4であった。</p> <p>また、炉心損傷に係る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を、炉心損傷頻度への潜在的な影響を確認する観点で、感度解析を実施した。</p> <p>重要度解析においては、FV重要度及びRAWの2つの重要度指標を用いて起因事象及び緩和系の基事象について重要度を把握した。起因事象では、「非隔離事象」、緩和系の基事象では「RHR手動操作失敗」、「RCWポンプ継続運転失敗共通要因故障(ABCD)」及び「RSWポンプ継続運転失敗共通要因故障(ABCD)」の重要度が高いことを確認した。原子炉格納容器フィルタベント系や原子炉補機代替冷却水系等の対策により、これらの重要度の低減が可能である。</p> <p>感度解析においては、感度解析ケースとして外部電源喪失時の外部電源復旧に期待しないものとして解析を行った結果、炉心損傷頻度に影響するような感度ではないことを確認した。また、プラント固有の運転実績を反映した感度解析を行った結果、全炉心損傷頻度に有意に影響するような感度ではないことを確認した。いずれの感度解析ケースにおいても、事故シーケンス選定の考え方に影響する感度はないことを確認した。</p>	<p>④ 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、泊3号炉の出力運転時レベル1PRAを実施した。炉心損傷頻度の平均値は2.3×10^{-4}（/炉年）となり、不確かさ解析の結果得られたEFは7.0であった。</p> <p>また、炉心損傷に係る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を、炉心損傷頻度への潜在的な影響を確認する観点で、感度解析を実施した。</p> <p>重要度解析においては、FV重要度及びRAWの2つの重要度指標を用いて起因事象及び緩和系の基事象について重要度を把握した。起因事象では、「原子炉補機冷却機能喪失」、緩和系の基事象では「補助給水ピットの閉塞」の重要度が高いことを確認した。なお、「補助給水ピットの閉塞」については、2次系純水タンクへの水源切替え、主給水系の回復、フィードアンドブリード等の対策により、重要度の低減が可能である。</p> <p>感度解析においては、感度解析ケースとして米国ウェスチングハウス社のRCPシールLOCAモデルに基づきRCPシールLOCAの発生確率を0.21とした結果、炉心損傷頻度は6.9×10^{-5}（/炉年）となり、ベースケースと比較すると7割低減した。この結果から、国産改良型の耐熱Oリングによる、炉心損傷頻度の低減に期待できることを確認した。また、国産改良型の耐熱Oリングを用いたRCPシールLOCAモデルについては、今後適用していく予定である。なお、原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA発生時の対策として、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水等を整備済みであり、これら重大事故等対策を含めたPRAを実施し、炉心損傷頻度の低減に有効な対策を継続的に検討していくことが重要である。</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・泊は有効性評価の「6.重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」での定義に従った表現として「重大事故等対策」と記載している</p> <p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【女川】【大飯】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・感度解析の対象項目の相違</p> <p>(RCPシールLOCAの発生確率変更を感度解析の対象とした玄海と同様)</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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 3.1.1.a-1 表 レベル1 PRA実施のために収集した情報及びその主な情報源(1/2)</p> <table border="1"> <tr> <th data-bbox="73 223 257 1165">PRAの作業</th> <th data-bbox="73 223 257 813">収集すべき情報</th> <th data-bbox="73 223 257 1165">主な情報源</th> </tr> <tr> <td data-bbox="73 223 257 1165">1. プラントの構成、特性の調査 PRA実施に当たり必要とされる基本的な情報</td> <td data-bbox="73 223 257 813">a) 設計情報</td> <td data-bbox="73 223 257 1165">1) 原子炉設置許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 系統図集（1次系、2次系、他） 4) 車線結線図 5) 展開接続図（EWD） 6) ファンクションナルダイアグラム 7) 計装ブロック図 8) プラント機器配置図 ・機器配置図 ・電気室配置図 9) 系統設計仕様書 ・系統説明書 ・容量説明書 10) 機器設計仕様書</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="73 223 257 813">b) 運転管理情報</td> <td data-bbox="73 223 257 1165">1) 原子炉施設保安規定 2) 運転手順書 ・運転操作所則（定検操作関係） ・事故時操作所則（第1部、第2部、第3部） ・警報時操作所則（中央制御室） ・警報時操作所則（現地盤） 3) 定期検査要領書 ・運転定期点検所則 ・運転定期点検手順書 4) 試験、保守点検手順書 ・業務所則（巡回点検）</td> </tr> </table>	PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源	1. プラントの構成、特性の調査 PRA実施に当たり必要とされる基本的な情報	a) 設計情報	1) 原子炉設置許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 系統図集（1次系、2次系、他） 4) 車線結線図 5) 展開接続図（EWD） 6) ファンクションナルダイアグラム 7) 計装ブロック図 8) プラント機器配置図 ・機器配置図 ・電気室配置図 9) 系統設計仕様書 ・系統説明書 ・容量説明書 10) 機器設計仕様書		b) 運転管理情報	1) 原子炉施設保安規定 2) 運転手順書 ・運転操作所則（定検操作関係） ・事故時操作所則（第1部、第2部、第3部） ・警報時操作所則（中央制御室） ・警報時操作所則（現地盤） 3) 定期検査要領書 ・運転定期点検所則 ・運転定期点検手順書 4) 試験、保守点検手順書 ・業務所則（巡回点検）	<p>第 3.1.1.a-1 表 レベル1 PRA 実施のために収集した情報及びその主な情報源(1/3)</p> <table border="1"> <tr> <th data-bbox="689 223 757 1165">PRAの作業</th> <th data-bbox="689 223 757 813">収集すべき情報</th> <th data-bbox="689 223 757 1165">主な情報源</th> <th data-bbox="689 223 757 1165">目的</th> </tr> <tr> <td data-bbox="689 223 757 1165">1. プラントの構成・特性の調査</td> <td data-bbox="689 223 757 813">a) 設計情報 にあたり必要な基本的な情報</td> <td data-bbox="689 223 757 1165">1) 設置許可申請書 2) 配管計装線図(P&ID) 3) インターロック・ブロック線図(LBD) 4) 展開接続図(EWD) 5) 車線結線図 6) 系統設計仕様書(SS)</td> <td data-bbox="689 223 757 1165">プラントの全体の構成や緩和系統の仕様を把握し、成功基準や起因事象の根拠とする 緩和設備の冷却材の流路や構成を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする 緩和設備の信号の論理構成等を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする 緩和設備の信号の回路と機器の構成を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする プラントの電源構成や機器の電源区分を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする 緩和設備の仕様を把握し、系統レベルの成功基準の設定の根拠とする</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="689 223 757 813">b) 運転・保守管理情報</td> <td data-bbox="689 223 757 1165">1) 原子炉施設保安規定 2) 保全計画書 3) 定期試験手順書 4) 原子炉設備運転手順書 5) 非常時操作手順書（イベントベース）</td> <td data-bbox="689 223 757 1165">緩和設備の特機除外に関する規定を確認し、系統間の同時メンテナンス禁止の設定の根拠とする 機器のサーベランス間隔を確認し、機器故障時間の根拠とする 同上 起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析やイベントツリー作成の根拠とする 同上</td> </tr> </table>	PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源	目的	1. プラントの構成・特性の調査	a) 設計情報 にあたり必要な基本的な情報	1) 設置許可申請書 2) 配管計装線図(P&ID) 3) インターロック・ブロック線図(LBD) 4) 展開接続図(EWD) 5) 車線結線図 6) 系統設計仕様書(SS)	プラントの全体の構成や緩和系統の仕様を把握し、成功基準や起因事象の根拠とする 緩和設備の冷却材の流路や構成を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする 緩和設備の信号の論理構成等を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする 緩和設備の信号の回路と機器の構成を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする プラントの電源構成や機器の電源区分を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする 緩和設備の仕様を把握し、系統レベルの成功基準の設定の根拠とする		b) 運転・保守管理情報	1) 原子炉施設保安規定 2) 保全計画書 3) 定期試験手順書 4) 原子炉設備運転手順書 5) 非常時操作手順書（イベントベース）	緩和設備の特機除外に関する規定を確認し、系統間の同時メンテナンス禁止の設定の根拠とする 機器のサーベランス間隔を確認し、機器故障時間の根拠とする 同上 起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析やイベントツリー作成の根拠とする 同上	<p>第 3.1.1.a-1 表 レベル1 PRA 実施のために収集した情報及びその主な情報源(1/2)</p> <table border="1"> <tr> <th data-bbox="1301 223 1355 1165">PRAの作業</th> <th data-bbox="1301 223 1355 813">収集すべき情報</th> <th data-bbox="1301 223 1355 1165">主な情報源</th> <th data-bbox="1301 223 1355 1165">目的</th> </tr> <tr> <td data-bbox="1301 223 1355 1165">1. プラントの構成・特性の調査</td> <td data-bbox="1301 223 1355 813">a) 設計情報 に当たり必要とされる基本的な情報</td> <td data-bbox="1301 223 1355 1165">1) 設置許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 系統図集（1次系、2次系、他） 4) 車線結線図 5) 展開接続図（EWD） 6) ファンクションナルダイアグラム 7) 計装ブロック図 8) 系統設計仕様書 ・系統説明書 ・容量説明書 9) 機器設計仕様書</td> <td data-bbox="1301 223 1355 1165">プラントの全体の構成や緩和系統の仕様を把握し、成功基準や起因事象の根拠とする 緩和設備の冷却材の流路や構成を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする プラントの電源構成や機器の電源を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする 緩和設備の信号の回路と機器の構成を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする 緩和設備の信号の論理構成等を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする 同上 緩和設備の仕様を把握し、系統レベルの成功基準の設定の根拠とする</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1301 223 1355 1165">2. 起因事象の選定</td> <td data-bbox="1301 223 1355 813">b) 運転・保守管理情報 原子炉冷却材の抽出、外部電源喪失等に関する事例</td> <td data-bbox="1301 223 1355 1165">1) 原子炉施設保安規定 2) 運転手順書 ・運転要領（起動停止編、原子炉編、タービン編、電気編、警報処置編、緊急処置編、定期試験編） 3) 定期検査要領 4) 国内PWRプラント運転実績 ・原子力発電所運転管理年報 ・JNESホームページ 5) 米国PWRプラント運転実績 ・NRC 10CFR ・NREG 1587 ・NRC ホームページ</td> <td data-bbox="1301 223 1355 1165">緩和設備の特機除外に関する規定を確認し、緩和設備の特機除外の設定の根拠とする 起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析やイベントツリー作成の根拠とする 機器のサーベランス間隔を確認し、機器故障時間の根拠とする 起因事象の抽出と発生頻度の算出の根拠とする 同上</td> </tr> </table>	PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源	目的	1. プラントの構成・特性の調査	a) 設計情報 に当たり必要とされる基本的な情報	1) 設置許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 系統図集（1次系、2次系、他） 4) 車線結線図 5) 展開接続図（EWD） 6) ファンクションナルダイアグラム 7) 計装ブロック図 8) 系統設計仕様書 ・系統説明書 ・容量説明書 9) 機器設計仕様書	プラントの全体の構成や緩和系統の仕様を把握し、成功基準や起因事象の根拠とする 緩和設備の冷却材の流路や構成を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする プラントの電源構成や機器の電源を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする 緩和設備の信号の回路と機器の構成を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする 緩和設備の信号の論理構成等を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする 同上 緩和設備の仕様を把握し、系統レベルの成功基準の設定の根拠とする	2. 起因事象の選定	b) 運転・保守管理情報 原子炉冷却材の抽出、外部電源喪失等に関する事例	1) 原子炉施設保安規定 2) 運転手順書 ・運転要領（起動停止編、原子炉編、タービン編、電気編、警報処置編、緊急処置編、定期試験編） 3) 定期検査要領 4) 国内PWRプラント運転実績 ・原子力発電所運転管理年報 ・JNESホームページ 5) 米国PWRプラント運転実績 ・NRC 10CFR ・NREG 1587 ・NRC ホームページ	緩和設備の特機除外に関する規定を確認し、緩和設備の特機除外の設定の根拠とする 起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析やイベントツリー作成の根拠とする 機器のサーベランス間隔を確認し、機器故障時間の根拠とする 起因事象の抽出と発生頻度の算出の根拠とする 同上	<p>相違理由</p> <p>【女川】 ■ 記載表現の相違 ・ 情報名の相違</p> <p>【大飯】 ■ 記載方針の相違 ・ 女川実績の反映 ・ 目的を記載している</p> <p>【大飯】 ■ 記載表現の相違 ・ 情報名の相違</p>
PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源																																		
1. プラントの構成、特性の調査 PRA実施に当たり必要とされる基本的な情報	a) 設計情報	1) 原子炉設置許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 系統図集（1次系、2次系、他） 4) 車線結線図 5) 展開接続図（EWD） 6) ファンクションナルダイアグラム 7) 計装ブロック図 8) プラント機器配置図 ・機器配置図 ・電気室配置図 9) 系統設計仕様書 ・系統説明書 ・容量説明書 10) 機器設計仕様書																																		
	b) 運転管理情報	1) 原子炉施設保安規定 2) 運転手順書 ・運転操作所則（定検操作関係） ・事故時操作所則（第1部、第2部、第3部） ・警報時操作所則（中央制御室） ・警報時操作所則（現地盤） 3) 定期検査要領書 ・運転定期点検所則 ・運転定期点検手順書 4) 試験、保守点検手順書 ・業務所則（巡回点検）																																		
PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源	目的																																	
1. プラントの構成・特性の調査	a) 設計情報 にあたり必要な基本的な情報	1) 設置許可申請書 2) 配管計装線図(P&ID) 3) インターロック・ブロック線図(LBD) 4) 展開接続図(EWD) 5) 車線結線図 6) 系統設計仕様書(SS)	プラントの全体の構成や緩和系統の仕様を把握し、成功基準や起因事象の根拠とする 緩和設備の冷却材の流路や構成を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする 緩和設備の信号の論理構成等を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする 緩和設備の信号の回路と機器の構成を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする プラントの電源構成や機器の電源区分を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする 緩和設備の仕様を把握し、系統レベルの成功基準の設定の根拠とする																																	
	b) 運転・保守管理情報	1) 原子炉施設保安規定 2) 保全計画書 3) 定期試験手順書 4) 原子炉設備運転手順書 5) 非常時操作手順書（イベントベース）	緩和設備の特機除外に関する規定を確認し、系統間の同時メンテナンス禁止の設定の根拠とする 機器のサーベランス間隔を確認し、機器故障時間の根拠とする 同上 起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析やイベントツリー作成の根拠とする 同上																																	
PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源	目的																																	
1. プラントの構成・特性の調査	a) 設計情報 に当たり必要とされる基本的な情報	1) 設置許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 系統図集（1次系、2次系、他） 4) 車線結線図 5) 展開接続図（EWD） 6) ファンクションナルダイアグラム 7) 計装ブロック図 8) 系統設計仕様書 ・系統説明書 ・容量説明書 9) 機器設計仕様書	プラントの全体の構成や緩和系統の仕様を把握し、成功基準や起因事象の根拠とする 緩和設備の冷却材の流路や構成を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする プラントの電源構成や機器の電源を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする 緩和設備の信号の回路と機器の構成を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする 緩和設備の信号の論理構成等を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする 同上 緩和設備の仕様を把握し、系統レベルの成功基準の設定の根拠とする																																	
2. 起因事象の選定	b) 運転・保守管理情報 原子炉冷却材の抽出、外部電源喪失等に関する事例	1) 原子炉施設保安規定 2) 運転手順書 ・運転要領（起動停止編、原子炉編、タービン編、電気編、警報処置編、緊急処置編、定期試験編） 3) 定期検査要領 4) 国内PWRプラント運転実績 ・原子力発電所運転管理年報 ・JNESホームページ 5) 米国PWRプラント運転実績 ・NRC 10CFR ・NREG 1587 ・NRC ホームページ	緩和設備の特機除外に関する規定を確認し、緩和設備の特機除外の設定の根拠とする 起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析やイベントツリー作成の根拠とする 機器のサーベランス間隔を確認し、機器故障時間の根拠とする 起因事象の抽出と発生頻度の算出の根拠とする 同上																																	

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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3.1.1.a-1表 レベル1 PRA実施のために収集した情報及びその主な情報源(2/2)</p> <table border="1"> <tr> <th>PRAの作業</th> <th>収集すべき情報</th> <th>主な情報源</th> </tr> <tr> <td>2. 起因事象の選定</td> <td>原子炉冷却材の流出、外部電源喪失等に関する事例</td> <td>1) 上記1の情報源 2) 国内PWRプラント運転実績 ・原子力発電所運転管理年報 ・JNESホームページ 3) 米国PWRプラント運転実績 ・NUREG-0020 ・NUREG-1187 ・NRCホームページ</td> </tr> <tr> <td>3. 成功基準の設定</td> <td>・安全系等のシステム使用条件 ・システムの実現的な性能</td> <td>1) 上記1の情報源 2) 先行PRA報告書及びそれに関連する報告書 3) 換気空調系喪失時の室温評価結果及び成功基準一覧表</td> </tr> <tr> <td>4. 事故シーケンスの分析</td> <td>・運転員による緩和と操作 ・各種操作、作業等に関する体制</td> <td>1) 上記1の情報源 2) 下記6、7の情報源 3) 健全性確認結果</td> </tr> <tr> <td>5. システム信頼性解析</td> <td>対象アララントに即した機器故障モード、運転形態等</td> <td>1) 上記1の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278</td> </tr> <tr> <td>6. 人間信頼性解析</td> <td>・運転員による緩和と操作等 ・各種操作、作業等に関する体制</td> <td>1) 上記1の情報源 2) 事前人的過誤に関する調査結果 ・NUREG/CR-1278</td> </tr> <tr> <td>7. パラメータの作成 1) 機器故障 2) アンペアバイラビリティ</td> <td>対象アララントに即したデータ及びパラメータ</td> <td>1) 上記1の情報源 2) 国内機器故障データベース ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定 (2009年5月 日本原子力技術協会) 3) 試験による待機除外の調査結果 4) 共通要因故障データベース ・NUREG CCF Parameter Estimations 2010 ・NUREG/CR-5497</td> </tr> </table>	PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源	2. 起因事象の選定	原子炉冷却材の流出、外部電源喪失等に関する事例	1) 上記1の情報源 2) 国内PWRプラント運転実績 ・原子力発電所運転管理年報 ・JNESホームページ 3) 米国PWRプラント運転実績 ・NUREG-0020 ・NUREG-1187 ・NRCホームページ	3. 成功基準の設定	・安全系等のシステム使用条件 ・システムの実現的な性能	1) 上記1の情報源 2) 先行PRA報告書及びそれに関連する報告書 3) 換気空調系喪失時の室温評価結果及び成功基準一覧表	4. 事故シーケンスの分析	・運転員による緩和と操作 ・各種操作、作業等に関する体制	1) 上記1の情報源 2) 下記6、7の情報源 3) 健全性確認結果	5. システム信頼性解析	対象アララントに即した機器故障モード、運転形態等	1) 上記1の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278	6. 人間信頼性解析	・運転員による緩和と操作等 ・各種操作、作業等に関する体制	1) 上記1の情報源 2) 事前人的過誤に関する調査結果 ・NUREG/CR-1278	7. パラメータの作成 1) 機器故障 2) アンペアバイラビリティ	対象アララントに即したデータ及びパラメータ	1) 上記1の情報源 2) 国内機器故障データベース ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定 (2009年5月 日本原子力技術協会) 3) 試験による待機除外の調査結果 4) 共通要因故障データベース ・NUREG CCF Parameter Estimations 2010 ・NUREG/CR-5497	<p>第3.1.1.a-1表 レベル1 PRA実施のために収集した情報及びその主な情報源(2/3)</p> <table border="1"> <tr> <th>PRAの作業</th> <th>収集すべき情報</th> <th>主な情報源</th> <th>目的</th> </tr> <tr> <td>1. プラントの構成・特性の調査</td> <td>a) 運転・保守管理情報 b) 必要とされる基本的な情報</td> <td>6) 非常時操作手順書(徴候ベース) 7) 非常時操作手順書(シビアアクシデント)</td> <td>起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析やイベントツリー作成の根拠とする</td> </tr> <tr> <td>2. 起因事象の選定</td> <td>過渡事象、外部電源喪失などに関する事例</td> <td>1) 上記1.の情報源 2) 先行PRA報告書</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>3. 成功基準の設定</td> <td>・安全系などのシステム使用条件 ・システムの実現的な性能</td> <td>3) 原子力施設運転管理年報 1) 上記1.の情報源</td> <td>起因事象の抽出と発生頻度の算出の根拠とする</td> </tr> <tr> <td>4. 事故シーケンスの分析</td> <td>・運転員による緩和と操作 ・機器故障モード、運転形態</td> <td>2) 先行PRA報告書</td> <td>緩和設備の仕様を把握し、系統レベルの成功基準の設定の根拠とする。また、起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、イベントツリー作成の根拠とする</td> </tr> <tr> <td>5. システム信頼性解析</td> <td>対象アララントに即した機器故障モード、運転形態</td> <td>1) 上記1.の情報源 2) 下記6、7.の情報源</td> <td>緩和設備の構成及び起因事象発生時の運転員の操作手順等を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする</td> </tr> <tr> <td>6. 人間信頼性解析</td> <td>・運転員による緩和と操作等 ・各種操作、作業などに関する体制 ・人間信頼性の解析手法</td> <td>1) 上記1.の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278</td> <td>起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析やイベントツリー作成の根拠とする</td> </tr> </table>	PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源	目的	1. プラントの構成・特性の調査	a) 運転・保守管理情報 b) 必要とされる基本的な情報	6) 非常時操作手順書(徴候ベース) 7) 非常時操作手順書(シビアアクシデント)	起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析やイベントツリー作成の根拠とする	2. 起因事象の選定	過渡事象、外部電源喪失などに関する事例	1) 上記1.の情報源 2) 先行PRA報告書	同上	3. 成功基準の設定	・安全系などのシステム使用条件 ・システムの実現的な性能	3) 原子力施設運転管理年報 1) 上記1.の情報源	起因事象の抽出と発生頻度の算出の根拠とする	4. 事故シーケンスの分析	・運転員による緩和と操作 ・機器故障モード、運転形態	2) 先行PRA報告書	緩和設備の仕様を把握し、系統レベルの成功基準の設定の根拠とする。また、起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、イベントツリー作成の根拠とする	5. システム信頼性解析	対象アララントに即した機器故障モード、運転形態	1) 上記1.の情報源 2) 下記6、7.の情報源	緩和設備の構成及び起因事象発生時の運転員の操作手順等を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする	6. 人間信頼性解析	・運転員による緩和と操作等 ・各種操作、作業などに関する体制 ・人間信頼性の解析手法	1) 上記1.の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278	起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析やイベントツリー作成の根拠とする	<p>第3.1.1.a-1表 レベル1 PRA実施のために収集した情報及びその主な情報源(2/2)</p> <table border="1"> <tr> <th>PRAの作業</th> <th>収集すべき情報</th> <th>主な情報源</th> <th>目的</th> </tr> <tr> <td>3. 成功基準の設定</td> <td>・安全系等のシステム使用条件 ・システムの実現的な性能</td> <td>2) 先行PRA報告書及びそれに関連する報告書 3) 換気空調系喪失時の室温評価結果及び成功基準一覧表</td> <td>緩和設備の仕様を把握し、系統レベルの成功基準の設定の根拠とする。また、起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、イベントツリー作成の根拠とする</td> </tr> <tr> <td>4. 事故シーケンスの分析</td> <td>・運転員による緩和と操作 ・各種操作、作業等に関する体制</td> <td>1) 上記1.の情報源 2) 下記6、7.の情報源</td> <td>緩和設備の構成及び起因事象発生時の運転員の操作手順等を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする</td> </tr> <tr> <td>5. システム信頼性解析</td> <td>対象アララントに即した機器故障モード、運転形態</td> <td>1) 上記1.の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278</td> <td>緩和設備の構成及び起因事象発生時の運転員の操作手順等を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする</td> </tr> <tr> <td>6. 人間信頼性解析</td> <td>・運転員による緩和と操作等 ・各種操作、作業等に関する体制 ・人間信頼性の解析手法</td> <td>1) 上記1.の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278</td> <td>起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析やイベントツリー作成の根拠とする</td> </tr> <tr> <td>7. パラメータの作成 1) 機器故障 2) アンペアバイラビリティ</td> <td>対象アララントに即したデータ及びパラメータ</td> <td>1) 上記1.の情報源 2) 国内機器故障データベース ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月 日本原子力技術協会) 3) 試験による待機除外の調査結果 4) 共通要因故障データベース ・NUREG CCF Parameter Estimations 2010 ・NUREG/CR-5497</td> <td>PRAの準備に用いる機器故障率及び共通要因故障データベースの根拠とする。</td> </tr> </table>	PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源	目的	3. 成功基準の設定	・安全系等のシステム使用条件 ・システムの実現的な性能	2) 先行PRA報告書及びそれに関連する報告書 3) 換気空調系喪失時の室温評価結果及び成功基準一覧表	緩和設備の仕様を把握し、系統レベルの成功基準の設定の根拠とする。また、起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、イベントツリー作成の根拠とする	4. 事故シーケンスの分析	・運転員による緩和と操作 ・各種操作、作業等に関する体制	1) 上記1.の情報源 2) 下記6、7.の情報源	緩和設備の構成及び起因事象発生時の運転員の操作手順等を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする	5. システム信頼性解析	対象アララントに即した機器故障モード、運転形態	1) 上記1.の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278	緩和設備の構成及び起因事象発生時の運転員の操作手順等を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする	6. 人間信頼性解析	・運転員による緩和と操作等 ・各種操作、作業等に関する体制 ・人間信頼性の解析手法	1) 上記1.の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278	起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析やイベントツリー作成の根拠とする	7. パラメータの作成 1) 機器故障 2) アンペアバイラビリティ	対象アララントに即したデータ及びパラメータ	1) 上記1.の情報源 2) 国内機器故障データベース ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月 日本原子力技術協会) 3) 試験による待機除外の調査結果 4) 共通要因故障データベース ・NUREG CCF Parameter Estimations 2010 ・NUREG/CR-5497	PRAの準備に用いる機器故障率及び共通要因故障データベースの根拠とする。	<p>相違理由</p> <p>【女川】 ■ 記載表現の相違 ・ 情報名の相違</p> <p>【大飯】 ■ 記載方針の相違 ・ 女川実績の反映 ・ 目的を記載している ■ 記載表現の相違 ・ 情報名の相違</p>
PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源																																																																										
2. 起因事象の選定	原子炉冷却材の流出、外部電源喪失等に関する事例	1) 上記1の情報源 2) 国内PWRプラント運転実績 ・原子力発電所運転管理年報 ・JNESホームページ 3) 米国PWRプラント運転実績 ・NUREG-0020 ・NUREG-1187 ・NRCホームページ																																																																										
3. 成功基準の設定	・安全系等のシステム使用条件 ・システムの実現的な性能	1) 上記1の情報源 2) 先行PRA報告書及びそれに関連する報告書 3) 換気空調系喪失時の室温評価結果及び成功基準一覧表																																																																										
4. 事故シーケンスの分析	・運転員による緩和と操作 ・各種操作、作業等に関する体制	1) 上記1の情報源 2) 下記6、7の情報源 3) 健全性確認結果																																																																										
5. システム信頼性解析	対象アララントに即した機器故障モード、運転形態等	1) 上記1の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278																																																																										
6. 人間信頼性解析	・運転員による緩和と操作等 ・各種操作、作業等に関する体制	1) 上記1の情報源 2) 事前人的過誤に関する調査結果 ・NUREG/CR-1278																																																																										
7. パラメータの作成 1) 機器故障 2) アンペアバイラビリティ	対象アララントに即したデータ及びパラメータ	1) 上記1の情報源 2) 国内機器故障データベース ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定 (2009年5月 日本原子力技術協会) 3) 試験による待機除外の調査結果 4) 共通要因故障データベース ・NUREG CCF Parameter Estimations 2010 ・NUREG/CR-5497																																																																										
PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源	目的																																																																									
1. プラントの構成・特性の調査	a) 運転・保守管理情報 b) 必要とされる基本的な情報	6) 非常時操作手順書(徴候ベース) 7) 非常時操作手順書(シビアアクシデント)	起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析やイベントツリー作成の根拠とする																																																																									
2. 起因事象の選定	過渡事象、外部電源喪失などに関する事例	1) 上記1.の情報源 2) 先行PRA報告書	同上																																																																									
3. 成功基準の設定	・安全系などのシステム使用条件 ・システムの実現的な性能	3) 原子力施設運転管理年報 1) 上記1.の情報源	起因事象の抽出と発生頻度の算出の根拠とする																																																																									
4. 事故シーケンスの分析	・運転員による緩和と操作 ・機器故障モード、運転形態	2) 先行PRA報告書	緩和設備の仕様を把握し、系統レベルの成功基準の設定の根拠とする。また、起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、イベントツリー作成の根拠とする																																																																									
5. システム信頼性解析	対象アララントに即した機器故障モード、運転形態	1) 上記1.の情報源 2) 下記6、7.の情報源	緩和設備の構成及び起因事象発生時の運転員の操作手順等を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする																																																																									
6. 人間信頼性解析	・運転員による緩和と操作等 ・各種操作、作業などに関する体制 ・人間信頼性の解析手法	1) 上記1.の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278	起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析やイベントツリー作成の根拠とする																																																																									
PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源	目的																																																																									
3. 成功基準の設定	・安全系等のシステム使用条件 ・システムの実現的な性能	2) 先行PRA報告書及びそれに関連する報告書 3) 換気空調系喪失時の室温評価結果及び成功基準一覧表	緩和設備の仕様を把握し、系統レベルの成功基準の設定の根拠とする。また、起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、イベントツリー作成の根拠とする																																																																									
4. 事故シーケンスの分析	・運転員による緩和と操作 ・各種操作、作業等に関する体制	1) 上記1.の情報源 2) 下記6、7.の情報源	緩和設備の構成及び起因事象発生時の運転員の操作手順等を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする																																																																									
5. システム信頼性解析	対象アララントに即した機器故障モード、運転形態	1) 上記1.の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278	緩和設備の構成及び起因事象発生時の運転員の操作手順等を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする																																																																									
6. 人間信頼性解析	・運転員による緩和と操作等 ・各種操作、作業等に関する体制 ・人間信頼性の解析手法	1) 上記1.の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278	起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析やイベントツリー作成の根拠とする																																																																									
7. パラメータの作成 1) 機器故障 2) アンペアバイラビリティ	対象アララントに即したデータ及びパラメータ	1) 上記1.の情報源 2) 国内機器故障データベース ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月 日本原子力技術協会) 3) 試験による待機除外の調査結果 4) 共通要因故障データベース ・NUREG CCF Parameter Estimations 2010 ・NUREG/CR-5497	PRAの準備に用いる機器故障率及び共通要因故障データベースの根拠とする。																																																																									

泊と女川の記載を比較するため、別添3-3.1-3.1.1-75 ページ(実践部分)に再掲している

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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3.1.1.a-1表 レベル1PRA実施のために収集した情報及びその主な情報源(3/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">PRAの作業</th> <th style="width: 25%;">収集すべき情報</th> <th style="width: 25%;">主な情報源</th> <th style="width: 25%;">目的</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>7. パラメータの作成</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即したデータ及びパラメータ </td> <td> 1) 上記1. の情報源 2) 国内機器故障率データベース ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月日本原子力技術協会) 3) 共通要因故障パラメータ ・NUREG/CR-1205 Rev.1 ・NUREG/CR-1363 Rev.1 ・NUREG-1150 ・NUREG/CR-2771 ・SECY-83-293 </td> <td>PRAの評価に用いる機器故障率及び共通要因故障パラメータの根拠とする。</td> </tr> </tbody> </table>	PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源	目的	7. パラメータの作成	<ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即したデータ及びパラメータ 	1) 上記1. の情報源 2) 国内機器故障率データベース ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月日本原子力技術協会) 3) 共通要因故障パラメータ ・NUREG/CR-1205 Rev.1 ・NUREG/CR-1363 Rev.1 ・NUREG-1150 ・NUREG/CR-2771 ・SECY-83-293	PRAの評価に用いる機器故障率及び共通要因故障パラメータの根拠とする。	<p style="text-align: center;">第3.1.1.a-1表 レベル1 PRA実施のために収集した情報及び主な情報源(2/2)</p> <p style="text-align: center;">泊と女川の記載を比較するため、別添 3-3.1-3.1.1-74 ページ (実践部分) の泊の第3.1.1.a-1表(2/2)を再掲している</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">PRAの作業</th> <th style="width: 25%;">収集すべき情報</th> <th style="width: 25%;">主な情報源</th> <th style="width: 25%;">目的</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>3. 成功基準の設定</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 安全基準のシナシス使用条件 シナシスの現実的な性能 運転員による緩和操作 </td> <td> 1) 上記1. の情報源 2) 先行PRA報告書及びそれに関連する報告書 3) 機空調系実時の室温評価結果及び成功基準一覧表 </td> <td>緩和設備の仕様を把握し、系統レベルの成功基準の設定の根拠とする。また、起因事象発生の時の運転員の操作手順を確認し、イベントツリー作成の根拠とする</td> </tr> <tr> <td>4. 事故シナシスの分析</td> <td>対象プラントに即した機器故障モード、運転形態</td> <td>1) 上記1. の情報源 2) 下記6. 7. の情報源 3) 健全性確認問題</td> <td>緩和設備の構成及び起因事象発生時の運転員の操作手順等を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする</td> </tr> <tr> <td>5. システム信頼性解析</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 運転員による緩和操作等 各種操作・作業等に係る体制 人間信頼性の解析手法 </td> <td>1) 上記1. の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278 3) 事故前人的過誤に関わる調査結果</td> <td>PRA評価に用いる機能維持失敗率算出の根拠とする 起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析やイベントツリー作成の根拠とする 人間信頼性解析で用いる解析手法の根拠とする</td> </tr> <tr> <td>6. 人間信頼性解析</td> <td>対象プラントに即したデータ及びパラメータ</td> <td>1) 上記1. の情報源</td> <td>起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析の根拠とする</td> </tr> <tr> <td>7. パラメータの作成</td> <td> 1) 機器故障 2) アンリアベィラビリティ </td> <td> 1) 国内機器故障率データベース ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月日本原子力技術協会) 3) 試験による奇異以外の調査結果 4) 共通要因故障パラメータ ・NUREG CCF Parameter Estimations 2010 ・NUREG/CR-5197 </td> <td>PRAの評価に用いる機器故障率及び共通要因故障パラメータの根拠とする。</td> </tr> </tbody> </table>	PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源	目的	3. 成功基準の設定	<ul style="list-style-type: none"> 安全基準のシナシス使用条件 シナシスの現実的な性能 運転員による緩和操作 	1) 上記1. の情報源 2) 先行PRA報告書及びそれに関連する報告書 3) 機空調系実時の室温評価結果及び成功基準一覧表	緩和設備の仕様を把握し、系統レベルの成功基準の設定の根拠とする。また、起因事象発生の時の運転員の操作手順を確認し、イベントツリー作成の根拠とする	4. 事故シナシスの分析	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態	1) 上記1. の情報源 2) 下記6. 7. の情報源 3) 健全性確認問題	緩和設備の構成及び起因事象発生時の運転員の操作手順等を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする	5. システム信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> 運転員による緩和操作等 各種操作・作業等に係る体制 人間信頼性の解析手法 	1) 上記1. の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278 3) 事故前人的過誤に関わる調査結果	PRA評価に用いる機能維持失敗率算出の根拠とする 起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析やイベントツリー作成の根拠とする 人間信頼性解析で用いる解析手法の根拠とする	6. 人間信頼性解析	対象プラントに即したデータ及びパラメータ	1) 上記1. の情報源	起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析の根拠とする	7. パラメータの作成	1) 機器故障 2) アンリアベィラビリティ	1) 国内機器故障率データベース ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月日本原子力技術協会) 3) 試験による奇異以外の調査結果 4) 共通要因故障パラメータ ・NUREG CCF Parameter Estimations 2010 ・NUREG/CR-5197	PRAの評価に用いる機器故障率及び共通要因故障パラメータの根拠とする。	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・情報名の相違
PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源	目的																																
7. パラメータの作成	<ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即したデータ及びパラメータ 	1) 上記1. の情報源 2) 国内機器故障率データベース ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月日本原子力技術協会) 3) 共通要因故障パラメータ ・NUREG/CR-1205 Rev.1 ・NUREG/CR-1363 Rev.1 ・NUREG-1150 ・NUREG/CR-2771 ・SECY-83-293	PRAの評価に用いる機器故障率及び共通要因故障パラメータの根拠とする。																																
PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源	目的																																
3. 成功基準の設定	<ul style="list-style-type: none"> 安全基準のシナシス使用条件 シナシスの現実的な性能 運転員による緩和操作 	1) 上記1. の情報源 2) 先行PRA報告書及びそれに関連する報告書 3) 機空調系実時の室温評価結果及び成功基準一覧表	緩和設備の仕様を把握し、系統レベルの成功基準の設定の根拠とする。また、起因事象発生の時の運転員の操作手順を確認し、イベントツリー作成の根拠とする																																
4. 事故シナシスの分析	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態	1) 上記1. の情報源 2) 下記6. 7. の情報源 3) 健全性確認問題	緩和設備の構成及び起因事象発生時の運転員の操作手順等を把握し、フォールトツリー作成の根拠とする																																
5. システム信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> 運転員による緩和操作等 各種操作・作業等に係る体制 人間信頼性の解析手法 	1) 上記1. の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278 3) 事故前人的過誤に関わる調査結果	PRA評価に用いる機能維持失敗率算出の根拠とする 起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析やイベントツリー作成の根拠とする 人間信頼性解析で用いる解析手法の根拠とする																																
6. 人間信頼性解析	対象プラントに即したデータ及びパラメータ	1) 上記1. の情報源	起因事象発生時の運転員の操作手順を確認し、人間信頼性解析の根拠とする																																
7. パラメータの作成	1) 機器故障 2) アンリアベィラビリティ	1) 国内機器故障率データベース ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月日本原子力技術協会) 3) 試験による奇異以外の調査結果 4) 共通要因故障パラメータ ・NUREG CCF Parameter Estimations 2010 ・NUREG/CR-5197	PRAの評価に用いる機器故障率及び共通要因故障パラメータの根拠とする。																																

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 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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1.1.1.a-2表 系統設備概要</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>系統設備</th> <th>概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉保護系</td> <td>4トレン SSPS方式 制御棒 53本</td> </tr> <tr> <td>ほう酸注入系</td> <td>ほう酸ポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約17 m³/h/台 充てんポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約45 m³/h/台 充てんポンプ 1台（往復動式） ポンプ容量 約14 m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入系</td> <td>蓄圧タンク たて置円筒型 4基 容量 約38 m³/基</td> </tr> <tr> <td>高圧注入系</td> <td>高圧注入ポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約320 m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>低圧注入系</td> <td>余熱除去ポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約1,020 m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>補助給水系</td> <td>タービン動補助給水ポンプ 1台（うず巻式） ポンプ容量 約250 m³/h/台 電動補助給水ポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約140 m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>ディーゼル発電機</td> <td>横置回転界磁・三相同期発電機 2台 発電容量 約8,900kVA/台</td> </tr> <tr> <td>直流電源設備</td> <td>安全系蓄電池 2組 容量 約1,400A・h/組 常用系蓄電池 1組 容量 約2,400A・h/組</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水系</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ 4台（うず巻式） ポンプ容量 約1,700 m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系</td> <td>海水ポンプ 3台（斜流式） ポンプ容量 約5,300 m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ注入系</td> <td>格納容器スプレイポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約1,200 m³/h/台</td> </tr> </tbody> </table>	系統設備	概要	原子炉保護系	4トレン SSPS方式 制御棒 53本	ほう酸注入系	ほう酸ポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約17 m ³ /h/台 充てんポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約45 m ³ /h/台 充てんポンプ 1台（往復動式） ポンプ容量 約14 m ³ /h/台	蓄圧注入系	蓄圧タンク たて置円筒型 4基 容量 約38 m ³ /基	高圧注入系	高圧注入ポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約320 m ³ /h/台	低圧注入系	余熱除去ポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約1,020 m ³ /h/台	補助給水系	タービン動補助給水ポンプ 1台（うず巻式） ポンプ容量 約250 m ³ /h/台 電動補助給水ポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約140 m ³ /h/台	ディーゼル発電機	横置回転界磁・三相同期発電機 2台 発電容量 約8,900kVA/台	直流電源設備	安全系蓄電池 2組 容量 約1,400A・h/組 常用系蓄電池 1組 容量 約2,400A・h/組	原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ 4台（うず巻式） ポンプ容量 約1,700 m ³ /h/台	原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ 3台（斜流式） ポンプ容量 約5,300 m ³ /h/台	格納容器スプレイ注入系	格納容器スプレイポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約1,200 m ³ /h/台	<p style="text-align: center;">第3.1.1.a-2表 系統設備概要</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>系統設備</th> <th>概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>制御棒及び制御棒駆動系（スクラム系）</td> <td>原子炉保護系（RPS）1 out of 2 × 2 制御棒 137本</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系（HPCS）</td> <td>電動ポンプ1台 ポンプ容量：約320～1,070m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系（RCIC）</td> <td>タービン駆動ポンプ1台 ポンプ容量：約90m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>自動減圧系（ADS）</td> <td>弁数6弁</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系（LPCS）</td> <td>電動ポンプ1台 ポンプ容量：約1,070m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系（RHR）</td> <td>電動ポンプ3台、熱交換器2基 ポンプ容量：約1,160m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電機（D/G）</td> <td>非常用発電機 2台 発電容量：約7,600kVA/台 HPCS系発電機 1台 発電容量：約3,750kVA/台</td> </tr> <tr> <td>直流電源設備（DC）</td> <td>所内蓄電池 2組 容量 約4,000Ah/組 HPCS系蓄電池 1組 容量 約400Ah/組</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水系（RCW）</td> <td>電動ポンプ2台×2系統 容量 約1,400m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系（RSW）</td> <td>電動ポンプ2台×2系統 容量 約1,900m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却水系（HPCW）</td> <td>電動ポンプ1台 容量 約240m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却海水系（HPSW）</td> <td>電動ポンプ1台 容量 約250m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>復水補給水系（MUWC）</td> <td>電動ポンプ3台 容量 約100m³/h/台</td> </tr> </tbody> </table>	系統設備	概要	制御棒及び制御棒駆動系（スクラム系）	原子炉保護系（RPS）1 out of 2 × 2 制御棒 137本	高圧炉心スプレイ系（HPCS）	電動ポンプ1台 ポンプ容量：約320～1,070m ³ /h/台	原子炉隔離時冷却系（RCIC）	タービン駆動ポンプ1台 ポンプ容量：約90m ³ /h/台	自動減圧系（ADS）	弁数6弁	低圧炉心スプレイ系（LPCS）	電動ポンプ1台 ポンプ容量：約1,070m ³ /h/台	残留熱除去系（RHR）	電動ポンプ3台、熱交換器2基 ポンプ容量：約1,160m ³ /h/台	非常用ディーゼル発電機（D/G）	非常用発電機 2台 発電容量：約7,600kVA/台 HPCS系発電機 1台 発電容量：約3,750kVA/台	直流電源設備（DC）	所内蓄電池 2組 容量 約4,000Ah/組 HPCS系蓄電池 1組 容量 約400Ah/組	原子炉補機冷却水系（RCW）	電動ポンプ2台×2系統 容量 約1,400m ³ /h/台	原子炉補機冷却海水系（RSW）	電動ポンプ2台×2系統 容量 約1,900m ³ /h/台	高圧炉心スプレイ補機冷却水系（HPCW）	電動ポンプ1台 容量 約240m ³ /h/台	高圧炉心スプレイ補機冷却海水系（HPSW）	電動ポンプ1台 容量 約250m ³ /h/台	復水補給水系（MUWC）	電動ポンプ3台 容量 約100m ³ /h/台	<p style="text-align: center;">第3.1.1.a-2表 系統設備概要</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>系統設備</th> <th>概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉保護設備</td> <td>2 out of 4 制御棒クラスタ 48体</td> </tr> <tr> <td>化学体積制御設備</td> <td>ほう酸ポンプ 2台 ポンプ容量 約17m³/h/台 充てんポンプ 3台 ポンプ容量 約45m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入系</td> <td>蓄圧タンク 3基 容量 約41m³/基</td> </tr> <tr> <td>高圧注入系</td> <td>高圧注入ポンプ 2台 ポンプ容量 約280m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>低圧注入系</td> <td>余熱除去ポンプ 2台 ポンプ容量 約850m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>補助給水設備</td> <td>タービン動補助給水ポンプ 1台 ポンプ容量 約115m³/h/台 電動補助給水ポンプ 2台 ポンプ容量 約90m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>ディーゼル発電機</td> <td>発電機 2台 発電容量 約7000kVA/台</td> </tr> <tr> <td>直流電源設備</td> <td>非常用蓄電池 2組 容量 約2400Ah/組 常用蓄電池 2組 容量 約2000Ah/組</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水設備</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1400m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水設備</td> <td>原子炉補機冷却海水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1700m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器スプレイ設備</td> <td>格納容器スプレイポンプ 2台 ポンプ容量 約940m³/h/台</td> </tr> </tbody> </table>	系統設備	概要	原子炉保護設備	2 out of 4 制御棒クラスタ 48体	化学体積制御設備	ほう酸ポンプ 2台 ポンプ容量 約17m ³ /h/台 充てんポンプ 3台 ポンプ容量 約45m ³ /h/台	蓄圧注入系	蓄圧タンク 3基 容量 約41m ³ /基	高圧注入系	高圧注入ポンプ 2台 ポンプ容量 約280m ³ /h/台	低圧注入系	余熱除去ポンプ 2台 ポンプ容量 約850m ³ /h/台	補助給水設備	タービン動補助給水ポンプ 1台 ポンプ容量 約115m ³ /h/台 電動補助給水ポンプ 2台 ポンプ容量 約90m ³ /h/台	ディーゼル発電機	発電機 2台 発電容量 約7000kVA/台	直流電源設備	非常用蓄電池 2組 容量 約2400Ah/組 常用蓄電池 2組 容量 約2000Ah/組	原子炉補機冷却水設備	原子炉補機冷却水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1400m ³ /h/台	原子炉補機冷却海水設備	原子炉補機冷却海水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1700m ³ /h/台	原子炉格納容器スプレイ設備	格納容器スプレイポンプ 2台 ポンプ容量 約940m ³ /h/台	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・PWR と BWR の相違により系統設備が異なるため、大飯と比較する（着色せず） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・女川実績の反映 ■設備名称の相違
系統設備	概要																																																																														
原子炉保護系	4トレン SSPS方式 制御棒 53本																																																																														
ほう酸注入系	ほう酸ポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約17 m ³ /h/台 充てんポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約45 m ³ /h/台 充てんポンプ 1台（往復動式） ポンプ容量 約14 m ³ /h/台																																																																														
蓄圧注入系	蓄圧タンク たて置円筒型 4基 容量 約38 m ³ /基																																																																														
高圧注入系	高圧注入ポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約320 m ³ /h/台																																																																														
低圧注入系	余熱除去ポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約1,020 m ³ /h/台																																																																														
補助給水系	タービン動補助給水ポンプ 1台（うず巻式） ポンプ容量 約250 m ³ /h/台 電動補助給水ポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約140 m ³ /h/台																																																																														
ディーゼル発電機	横置回転界磁・三相同期発電機 2台 発電容量 約8,900kVA/台																																																																														
直流電源設備	安全系蓄電池 2組 容量 約1,400A・h/組 常用系蓄電池 1組 容量 約2,400A・h/組																																																																														
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ 4台（うず巻式） ポンプ容量 約1,700 m ³ /h/台																																																																														
原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ 3台（斜流式） ポンプ容量 約5,300 m ³ /h/台																																																																														
格納容器スプレイ注入系	格納容器スプレイポンプ 2台（うず巻式） ポンプ容量 約1,200 m ³ /h/台																																																																														
系統設備	概要																																																																														
制御棒及び制御棒駆動系（スクラム系）	原子炉保護系（RPS）1 out of 2 × 2 制御棒 137本																																																																														
高圧炉心スプレイ系（HPCS）	電動ポンプ1台 ポンプ容量：約320～1,070m ³ /h/台																																																																														
原子炉隔離時冷却系（RCIC）	タービン駆動ポンプ1台 ポンプ容量：約90m ³ /h/台																																																																														
自動減圧系（ADS）	弁数6弁																																																																														
低圧炉心スプレイ系（LPCS）	電動ポンプ1台 ポンプ容量：約1,070m ³ /h/台																																																																														
残留熱除去系（RHR）	電動ポンプ3台、熱交換器2基 ポンプ容量：約1,160m ³ /h/台																																																																														
非常用ディーゼル発電機（D/G）	非常用発電機 2台 発電容量：約7,600kVA/台 HPCS系発電機 1台 発電容量：約3,750kVA/台																																																																														
直流電源設備（DC）	所内蓄電池 2組 容量 約4,000Ah/組 HPCS系蓄電池 1組 容量 約400Ah/組																																																																														
原子炉補機冷却水系（RCW）	電動ポンプ2台×2系統 容量 約1,400m ³ /h/台																																																																														
原子炉補機冷却海水系（RSW）	電動ポンプ2台×2系統 容量 約1,900m ³ /h/台																																																																														
高圧炉心スプレイ補機冷却水系（HPCW）	電動ポンプ1台 容量 約240m ³ /h/台																																																																														
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系（HPSW）	電動ポンプ1台 容量 約250m ³ /h/台																																																																														
復水補給水系（MUWC）	電動ポンプ3台 容量 約100m ³ /h/台																																																																														
系統設備	概要																																																																														
原子炉保護設備	2 out of 4 制御棒クラスタ 48体																																																																														
化学体積制御設備	ほう酸ポンプ 2台 ポンプ容量 約17m ³ /h/台 充てんポンプ 3台 ポンプ容量 約45m ³ /h/台																																																																														
蓄圧注入系	蓄圧タンク 3基 容量 約41m ³ /基																																																																														
高圧注入系	高圧注入ポンプ 2台 ポンプ容量 約280m ³ /h/台																																																																														
低圧注入系	余熱除去ポンプ 2台 ポンプ容量 約850m ³ /h/台																																																																														
補助給水設備	タービン動補助給水ポンプ 1台 ポンプ容量 約115m ³ /h/台 電動補助給水ポンプ 2台 ポンプ容量 約90m ³ /h/台																																																																														
ディーゼル発電機	発電機 2台 発電容量 約7000kVA/台																																																																														
直流電源設備	非常用蓄電池 2組 容量 約2400Ah/組 常用蓄電池 2組 容量 約2000Ah/組																																																																														
原子炉補機冷却水設備	原子炉補機冷却水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1400m ³ /h/台																																																																														
原子炉補機冷却海水設備	原子炉補機冷却海水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1700m ³ /h/台																																																																														
原子炉格納容器スプレイ設備	格納容器スプレイポンプ 2台 ポンプ容量 約940m ³ /h/台																																																																														

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	
第1.1.1.b-2表「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」との対応(1/2)	
「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に記載されている事象	選定した起因事象との対応
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	過渡事象
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	過渡事象
制御棒の落下及び不整合	過渡事象
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	過渡事象
原子炉冷却材流量の部分喪失	過渡事象
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	過渡事象
外部電源喪失	外部電源喪失
主給水流量喪失	主給水流量喪失
蒸気負荷の異常な増加	過渡事象
2次冷却系の異常な減圧	過渡事象
蒸気発生器への過剰給水	過渡事象
負荷の喪失	過渡事象

女川原子力発電所2号炉	
項目 (表1.1.1.b-2表)	項目 (表1.1.1.b-2表)
原子炉内の反応度又は出力分布の異常な変化	原子炉内の反応度又は出力分布の異常な変化
原子炉冷却材系又は制御棒の異常な変化	原子炉冷却材系又は制御棒の異常な変化
外部電源喪失	外部電源喪失
主給水流量喪失	主給水流量喪失
蒸気負荷の異常な増加	蒸気負荷の異常な増加
2次冷却系の異常な減圧	2次冷却系の異常な減圧
蒸気発生器への過剰給水	蒸気発生器への過剰給水
負荷の喪失	負荷の喪失

第3.1.1.b-2表 過渡事象等の起因事象の分類

項目	起因事象	事象分類
原子炉内の反応度又は出力分布の異常な変化	原子炉内の反応度又は出力分布の異常な変化	過渡事象
原子炉冷却材系又は制御棒の異常な変化	原子炉冷却材系又は制御棒の異常な変化	過渡事象
外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源喪失
主給水流量喪失	主給水流量喪失	主給水流量喪失
蒸気負荷の異常な増加	蒸気負荷の異常な増加	過渡事象
2次冷却系の異常な減圧	2次冷却系の異常な減圧	過渡事象
蒸気発生器への過剰給水	蒸気発生器への過剰給水	過渡事象
負荷の喪失	負荷の喪失	過渡事象

泊発電所3号炉	
項目 (表1.1.1.b-2表)	項目 (表1.1.1.b-2表)
原子炉内の反応度又は出力分布の異常な変化	原子炉内の反応度又は出力分布の異常な変化
原子炉冷却材系又は制御棒の異常な変化	原子炉冷却材系又は制御棒の異常な変化
外部電源喪失	外部電源喪失
主給水流量喪失	主給水流量喪失
蒸気負荷の異常な増加	蒸気負荷の異常な増加
2次冷却系の異常な減圧	2次冷却系の異常な減圧
蒸気発生器への過剰給水	蒸気発生器への過剰給水
負荷の喪失	負荷の喪失

第3.1.1.b-2表 過渡事象等の起因事象の分類(1/2)

項目	起因事象	事象分類
原子炉内の反応度又は出力分布の異常な変化	原子炉内の反応度又は出力分布の異常な変化	過渡事象
原子炉冷却材系又は制御棒の異常な変化	原子炉冷却材系又は制御棒の異常な変化	過渡事象
外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源喪失
主給水流量喪失	主給水流量喪失	主給水流量喪失
蒸気負荷の異常な増加	蒸気負荷の異常な増加	過渡事象
2次冷却系の異常な減圧	2次冷却系の異常な減圧	過渡事象
蒸気発生器への過剰給水	蒸気発生器への過剰給水	過渡事象
負荷の喪失	負荷の喪失	過渡事象

相違理由
【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ため、大飯と比較する（着色せず）
【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・大飯の第1.1.1.b-2表第1.1.1.b-3表を、泊では第3.1.1.b-2表で整理している

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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 1.1.1.b-3 表 EPRI NP-2230 トランジェント分類と選定した起回事象の対応(1/2)					【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は女川の反映により第3.1.1.b-2表に整理している
番号	トランジェント名	選定した起回事象との対応			
1	1次冷却材流量の喪失（1ループ）	過渡事象			
2	制御棒クラスタバンクの異常な引き抜き	過渡事象			
3	制御棒駆動装置の異常又は制御棒クラスタバンクの落下	過渡事象			
4	制御棒からの漏えい	極小LOCA、過渡事象			
5	1次冷却系での漏えい	極小LOCA、過渡事象			
6	加圧器圧力低	過渡事象			
7	加圧器からの漏えい	極小LOCA、過渡事象			
8	加圧器圧力高	過渡事象			
9	工学的安全施設作動信号の誤発信	過渡事象			
10	格納容器圧力の異常	内部事象レベル1PRAでは対象外			
11	化学体積制御設備の誤作動による1次冷却材中のほう素の希釈	過渡事象			
12	圧力/温度/出力の不整合	過渡事象			
13	1次冷却系停止ループの誤起動	過渡事象			
14	1次冷却材流量の喪失（全ループ）	過渡事象			
15	主給水流量の部分喪失	過渡事象			
16	主給水流量の喪失（全ループ）	過渡事象			
17	主蒸気隔離弁の閉止（1ループ）	過渡事象			
18	主蒸気隔離弁の閉止（全ループ）	過渡事象			
19	主給水流量の増加（1ループ）	過渡事象			
20	主給水流量の増加（全ループ）	過渡事象			

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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1.1.1.b-3表 EPRI NP-2230 トランジェント分類と選定した起回事象の対応(2/2)					【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は女川の反映により第3.1.1.b-2表に整理している
番号	トランジェント名	選定した起回事象との対応			
21	主給水流量の異常-誤操作	過渡事象			
22	主給水流量の異常-誤動作	過渡事象			
23	復水ポンプの停止 (1ループ)	過渡事象			
24	復水ポンプの停止 (全ループ)	過渡事象			
25	復水器真空度の喪失	過渡事象			
26	蒸気発生器の漏えい	過渡事象			
27	復水器の漏えい	主給水流量喪失、過渡事象			
28	2次系での漏えい	過渡事象			
29	主蒸気逃がし弁の開放	過渡事象			
30	循環水の喪失	過渡事象			
31	補機冷却水の喪失	原子炉補機冷却機能喪失			
32	補機冷却海水の喪失	原子炉補機冷却機能喪失			
33	タービントリップ、蒸気加減弁の閉止	過渡事象			
34	発電機トリップ	過渡事象			
35	所内電源喪失	外部電源喪失			
36	加圧器スプレイの故障	過渡事象			
37	所内補機電源の喪失	外部電源喪失			
38	原子炉トリップ-誤動作	過渡事象			
39	原子炉トリップ-機器の故障	過渡事象			
40	原子炉トリップ-誤操作	過渡事象			
41	所内火災	内部事象レベル1PRAでは対象外			

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 出力運転時PRA

大飯発電所3/4号炉	
<p>第1.1.1.b-4表 選定した起回事象</p> <p>選定した起回事象(グループ化含む)</p> <p>2次冷却系の破断</p> <p>過渡事象</p> <p>外部電源喪失 主給水流量喪失 蒸気発生器伝熱管破損 小破断LOCA 大、中、小破断LOCA ATWS インターフェースシステムLOCA 原子炉補機冷却機運転喪失 手動停止 極小LOCA ※2 DC母線1系列喪失 ※3</p>	<p>起心損傷に至る可能性のある事象(既往PRA等の起回事象含む)</p> <p>2次冷却系の破断</p> <p>過渡事象</p> <p>外部電源喪失 主給水流量喪失 蒸気発生器伝熱管破損 小破断LOCA 大、中、小破断LOCA ATWS インターフェースシステムLOCA 原子炉補機冷却機運転喪失 手動停止 極小LOCA DC母線1系列喪失</p> <p>※1: 起心損傷の観点から 考慮不要の事象は除く</p> <p>※2: 充てん/高圧注入ポンプ兼用のアラートで対象とされるため、当該アラートでは対象外としている。 ※3: 当該事象発生により自動で原子炉トリップするアラートで対象とされている。</p>

女川原子力発電所2号炉	
<p>第3.1.1.b-3表 起回事象の選定における検討結果</p> <p>区分</p> <p>起心損傷に至る可能性のある事象</p> <p>起回事象グループ</p> <p>過渡事象</p> <p>隔離事象</p> <p>全給水喪失</p> <p>水位低下事象</p> <p>RPS 誤動作等</p> <p>外部電源喪失</p> <p>S/R 弁誤開放</p> <p>小破断LOCA</p> <p>中破断LOCA</p> <p>大破断LOCA</p> <p>原子炉補機冷却系故障</p> <p>交流電源故障</p> <p>直流電源故障</p> <p>タービン・サポート系故障</p> <p>系統故障</p> <p>通常停止</p> <p>ISLOCA</p>	<p>起心損傷に至る可能性のある事象(既往PRA等の起回事象含む)</p> <p>2次冷却系の破断</p> <p>過渡事象</p> <p>外部電源喪失 主給水流量喪失 蒸気発生器伝熱管破損 小破断LOCA 大、中、小破断LOCA ATWS インターフェースシステムLOCA 原子炉補機冷却機運転喪失 手動停止 極小LOCA ※2 DC母線1系列喪失 ※3</p> <p>※1: 起心損傷の観点から 考慮不要の事象は除く</p> <p>※2: 充てん/高圧注入ポンプ兼用のアラートで対象とされるため、当該アラートでは対象外としている。 ※3: 当該事象発生により自動で原子炉トリップするアラートで対象とされている。</p>

泊発電所3号炉	
<p>第3.1.1.b-3表 起回事象の選定における検討結果</p> <p>区分</p> <p>起心損傷に至る可能性のある事象</p> <p>起回事象グループ</p> <p>過渡事象</p> <p>外部電源喪失</p> <p>主給水流量喪失</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>小破断LOCA</p> <p>大、中、小破断LOCA</p> <p>ATWS</p> <p>インターフェースシステムLOCA</p> <p>原子炉補機冷却機運転喪失</p> <p>手動停止</p> <p>極小LOCA ※2 DC母線1系列喪失 ※3</p>	<p>起心損傷に至る可能性のある事象(既往PRA等の起回事象含む)</p> <p>2次冷却系の破断</p> <p>過渡事象</p> <p>外部電源喪失 主給水流量喪失 蒸気発生器伝熱管破損 小破断LOCA 大、中、小破断LOCA ATWS インターフェースシステムLOCA 原子炉補機冷却機運転喪失 手動停止 極小LOCA ※2 DC母線1系列喪失 ※3</p> <p>※1: 起心損傷の観点から 考慮不要の事象は除く</p> <p>※2: 充てん/高圧注入ポンプ兼用のアラートで対象とされるため、当該アラートでは対象外としている。 ※3: 当該事象発生により自動で原子炉トリップするアラートで対象とされるため、当該アラートでは対象外としている。</p>

相違理由

【女川】

- 設計の相違
- ・ PWR と BWR により想定する起回事象が異なるため、大飯と比較する(着色せず)

【大飯】

- 記載表現の相違
- ・ 女川に記載統一; タイトル
- ・ 制御棒飛び出しと可燃性ガスの発生について記載充実している(玄海と同様)

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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 1.1.1.b-5 表 選定した起回事象一覧表</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>選定した起回事象</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大破断LOCA</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径8インチから1次冷却材主管の両端破断相当（配管断面積の2倍）未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、低圧注入/再循環、高圧再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径2インチから8インチ未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径3/8インチから2インチ未満のものであり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。</td> </tr> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>1次冷却系と余熱除去系との隔離に失敗し、1次冷却系の圧力が余熱除去系に付加され発生する事象</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>蒸気発生器への主給水が完全に停止し、蒸気発生器保有水量が減少し熱除去能力の低下により1次冷却材温度及び圧力が上昇する事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>送電系統の故障等により、所内電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、非常用所内交流電源、補助給水に期待している。</td> </tr> <tr> <td>ATWS</td> <td>運転時の異常な過渡変化において原子炉トリップに失敗する事象</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断</td> <td>原子炉格納容器内部における主蒸気管及び主給水管の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、主蒸気隔離、補助給水に期待している。</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>蒸気発生器における伝熱管1本の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、破損側蒸気発生器の隔離に期待している。</td> </tr> <tr> <td>過渡事象</td> <td>主給水流量喪失を伴わず原子炉トリップに至る事象を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>補機冷却水系、海水系機能喪失に伴う原子炉補機冷却機能の喪失を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。また、原子炉補機冷却機能喪失の際、加圧器逃がし弁/安全弁LOCA、RCPシールLOCAの発生を考慮している。</td> </tr> <tr> <td>手動停止</td> <td>常用系のトラブルで手動停止に至った事象を想定する</td> </tr> </tbody> </table>	選定した起回事象	説明	大破断LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径8インチから1次冷却材主管の両端破断相当（配管断面積の2倍）未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、低圧注入/再循環、高圧再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。	中破断LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径2インチから8インチ未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。	小破断LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径3/8インチから2インチ未満のものであり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。	インターフェイスシステムLOCA	1次冷却系と余熱除去系との隔離に失敗し、1次冷却系の圧力が余熱除去系に付加され発生する事象	主給水流量喪失	蒸気発生器への主給水が完全に停止し、蒸気発生器保有水量が減少し熱除去能力の低下により1次冷却材温度及び圧力が上昇する事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。	外部電源喪失	送電系統の故障等により、所内電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、非常用所内交流電源、補助給水に期待している。	ATWS	運転時の異常な過渡変化において原子炉トリップに失敗する事象	2次冷却系の破断	原子炉格納容器内部における主蒸気管及び主給水管の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、主蒸気隔離、補助給水に期待している。	蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器における伝熱管1本の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、破損側蒸気発生器の隔離に期待している。	過渡事象	主給水流量喪失を伴わず原子炉トリップに至る事象を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。	原子炉補機冷却機能喪失	補機冷却水系、海水系機能喪失に伴う原子炉補機冷却機能の喪失を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。また、原子炉補機冷却機能喪失の際、加圧器逃がし弁/安全弁LOCA、RCPシールLOCAの発生を考慮している。	手動停止	常用系のトラブルで手動停止に至った事象を想定する	<p>第 3.1.1.b-4 表 選定した起回事象一覧</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>選定した起回事象</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非隔離事象</td> <td>タービントリップ等により原子炉がスクラムする事象。タービンバイパス弁が正常に作動することから、事象初期から継続して給復水系が使用できる。</td> </tr> <tr> <td>隔離事象</td> <td>MSIV閉等により、原子炉とタービン側が互いに隔離される事象。主復水器のホットウェルが隔離されていることにより給復水系の運転に支障が生ずる。</td> </tr> <tr> <td>全給水喪失</td> <td>タービンからの給水流量が全喪失する事象。</td> </tr> <tr> <td>水位低下事象</td> <td>タービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下することで原子炉がスクラムに至る事象。給復水系の機能は低下するものの、事象初期から利用可能である。</td> </tr> <tr> <td>RPS誤動作等</td> <td>原子炉保護系(RPS)の誤動作が起因となる事象及びアラート異常によるスクラム事象等、RPSが起因となることからATWS事象は対象外である。</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>外部電源が喪失し、所内の電源が喪失する事象。事象発生後、非常用電源の確保が必要となる。</td> </tr> <tr> <td>S/R弁誤開放</td> <td>原子炉運転中にS/R弁が誤開放する事象。原子炉冷却材の流出を伴う。S/R弁が開放されているため、圧力制御は不要である。</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA</td> <td>タービン駆動のRCICで注水可能な範囲の冷却材流出である事象。</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA</td> <td>小破断LOCAと大破断LOCAの中間範囲の冷却材流出である事象。流出量が大いため、RCICによる注水には期待できない。</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA</td> <td>事象発生により原子炉が減圧状態になる範囲の冷却材流出である事象。</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系故障(区分Ⅰ)</td> <td>区分Ⅰの原子炉補機冷却系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系故障(区分Ⅱ)</td> <td>区分Ⅱの原子炉補機冷却系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。</td> </tr> <tr> <td>交流電源故障(区分Ⅰ)</td> <td>区分Ⅰの交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。</td> </tr> <tr> <td>交流電源故障(区分Ⅱ)</td> <td>区分Ⅱの交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。</td> </tr> <tr> <td>直流電源故障(区分Ⅰ)</td> <td>区分Ⅰの直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。</td> </tr> <tr> <td>直流電源故障(区分Ⅱ)</td> <td>区分Ⅱの直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。</td> </tr> <tr> <td>タービン、サポート系故障</td> <td>タービン設備のサポート系が機能喪失し、タービン設備に期待できない状態での手動停止。</td> </tr> <tr> <td>通常停止</td> <td>定期検査など前もって計画されているプラント停止の他、機器からの漏えいなど比較的軽微な故障による計画されないプラント停止を含めた手動停止。</td> </tr> <tr> <td>ISLOCA</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ及びそれと直結した格納容器外の低圧系との隔離に失敗した場合に、原子炉冷却系の圧力が低圧系にはたき発生するLOCA。</td> </tr> </tbody> </table>	選定した起回事象	説明	非隔離事象	タービントリップ等により原子炉がスクラムする事象。タービンバイパス弁が正常に作動することから、事象初期から継続して給復水系が使用できる。	隔離事象	MSIV閉等により、原子炉とタービン側が互いに隔離される事象。主復水器のホットウェルが隔離されていることにより給復水系の運転に支障が生ずる。	全給水喪失	タービンからの給水流量が全喪失する事象。	水位低下事象	タービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下することで原子炉がスクラムに至る事象。給復水系の機能は低下するものの、事象初期から利用可能である。	RPS誤動作等	原子炉保護系(RPS)の誤動作が起因となる事象及びアラート異常によるスクラム事象等、RPSが起因となることからATWS事象は対象外である。	外部電源喪失	外部電源が喪失し、所内の電源が喪失する事象。事象発生後、非常用電源の確保が必要となる。	S/R弁誤開放	原子炉運転中にS/R弁が誤開放する事象。原子炉冷却材の流出を伴う。S/R弁が開放されているため、圧力制御は不要である。	小破断LOCA	タービン駆動のRCICで注水可能な範囲の冷却材流出である事象。	中破断LOCA	小破断LOCAと大破断LOCAの中間範囲の冷却材流出である事象。流出量が大いため、RCICによる注水には期待できない。	大破断LOCA	事象発生により原子炉が減圧状態になる範囲の冷却材流出である事象。	原子炉補機冷却系故障(区分Ⅰ)	区分Ⅰの原子炉補機冷却系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。	原子炉補機冷却系故障(区分Ⅱ)	区分Ⅱの原子炉補機冷却系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。	交流電源故障(区分Ⅰ)	区分Ⅰの交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。	交流電源故障(区分Ⅱ)	区分Ⅱの交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。	直流電源故障(区分Ⅰ)	区分Ⅰの直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。	直流電源故障(区分Ⅱ)	区分Ⅱの直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。	タービン、サポート系故障	タービン設備のサポート系が機能喪失し、タービン設備に期待できない状態での手動停止。	通常停止	定期検査など前もって計画されているプラント停止の他、機器からの漏えいなど比較的軽微な故障による計画されないプラント停止を含めた手動停止。	ISLOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリ及びそれと直結した格納容器外の低圧系との隔離に失敗した場合に、原子炉冷却系の圧力が低圧系にはたき発生するLOCA。	<p>第 3.1.1.b-4 表 選定した起回事象一覧表</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>選定した起回事象</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大破断LOCA</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径6インチから1次冷却系主管の両端破断相当（配管断面積の2倍）未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入系、低圧注入/再循環、高圧再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径2インチから6インチ未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径3/8インチから2インチ未満のものであり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。</td> </tr> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>1次冷却系と余熱除去系との隔離に失敗し、1次冷却系の圧力が余熱除去系に付加され発生する事象</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>蒸気発生器への主給水が完全に停止し、蒸気発生器保有水量が減少し熱除去能力の低下により1次冷却材温度及び圧力が上昇する事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>送電系統の故障等により、所内電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、非常用所内交流電源、補助給水に期待している。</td> </tr> <tr> <td>ATWS</td> <td>運転時の異常な過渡変化において原子炉トリップに失敗する事象</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断</td> <td>原子炉格納容器内部における主蒸気管及び主給水管の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、主蒸気隔離、補助給水に期待している。</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>蒸気発生器における伝熱管1本の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、破損側蒸気発生器の隔離に期待している。</td> </tr> <tr> <td>過渡事象</td> <td>主給水流量喪失を伴わず原子炉トリップに至る事象を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失に伴う原子炉補機冷却機能の喪失を想定しており、緩和機能として原子炉トリップ、補助給水に期待している。また、原子炉補機冷却機能喪失の際、加圧器逃がし弁/安全弁LOCA、RCPシールLOCAの発生を考慮している。</td> </tr> <tr> <td>手動停止</td> <td>常用系のトラブルで手動停止に至った事象を想定する。</td> </tr> </tbody> </table>	選定した起回事象	説明	大破断LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径6インチから1次冷却系主管の両端破断相当（配管断面積の2倍）未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入系、低圧注入/再循環、高圧再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。	中破断LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径2インチから6インチ未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。	小破断LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径3/8インチから2インチ未満のものであり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。	インターフェイスシステムLOCA	1次冷却系と余熱除去系との隔離に失敗し、1次冷却系の圧力が余熱除去系に付加され発生する事象	主給水流量喪失	蒸気発生器への主給水が完全に停止し、蒸気発生器保有水量が減少し熱除去能力の低下により1次冷却材温度及び圧力が上昇する事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。	外部電源喪失	送電系統の故障等により、所内電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、非常用所内交流電源、補助給水に期待している。	ATWS	運転時の異常な過渡変化において原子炉トリップに失敗する事象	2次冷却系の破断	原子炉格納容器内部における主蒸気管及び主給水管の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、主蒸気隔離、補助給水に期待している。	蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器における伝熱管1本の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、破損側蒸気発生器の隔離に期待している。	過渡事象	主給水流量喪失を伴わず原子炉トリップに至る事象を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失に伴う原子炉補機冷却機能の喪失を想定しており、緩和機能として原子炉トリップ、補助給水に期待している。また、原子炉補機冷却機能喪失の際、加圧器逃がし弁/安全弁LOCA、RCPシールLOCAの発生を考慮している。	手動停止	常用系のトラブルで手動停止に至った事象を想定する。	<p>【女川】 ■設計等の相違 ・PWRとBWRにより想定する起回事象が異なるため、大飯と比較する（着色せず）</p> <p>【大飯】 ■設計の相違 ・泊は大、中破断LOCAの区分として低圧注入締切圧まで減圧しない破断サイズを目安と考え、米国の同型プラントであるSurryプラントのPSAと同様のサイズを想定（伊方と同様、大飯も同様の考えだが、ループ数の相違により参考とする米国のプラントが異なる）（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違 ・泊は、省略した記載としていない</p>
選定した起回事象	説明																																																																																														
大破断LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径8インチから1次冷却材主管の両端破断相当（配管断面積の2倍）未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、低圧注入/再循環、高圧再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。																																																																																														
中破断LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径2インチから8インチ未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。																																																																																														
小破断LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径3/8インチから2インチ未満のものであり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。																																																																																														
インターフェイスシステムLOCA	1次冷却系と余熱除去系との隔離に失敗し、1次冷却系の圧力が余熱除去系に付加され発生する事象																																																																																														
主給水流量喪失	蒸気発生器への主給水が完全に停止し、蒸気発生器保有水量が減少し熱除去能力の低下により1次冷却材温度及び圧力が上昇する事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。																																																																																														
外部電源喪失	送電系統の故障等により、所内電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、非常用所内交流電源、補助給水に期待している。																																																																																														
ATWS	運転時の異常な過渡変化において原子炉トリップに失敗する事象																																																																																														
2次冷却系の破断	原子炉格納容器内部における主蒸気管及び主給水管の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、主蒸気隔離、補助給水に期待している。																																																																																														
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器における伝熱管1本の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、破損側蒸気発生器の隔離に期待している。																																																																																														
過渡事象	主給水流量喪失を伴わず原子炉トリップに至る事象を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。																																																																																														
原子炉補機冷却機能喪失	補機冷却水系、海水系機能喪失に伴う原子炉補機冷却機能の喪失を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。また、原子炉補機冷却機能喪失の際、加圧器逃がし弁/安全弁LOCA、RCPシールLOCAの発生を考慮している。																																																																																														
手動停止	常用系のトラブルで手動停止に至った事象を想定する																																																																																														
選定した起回事象	説明																																																																																														
非隔離事象	タービントリップ等により原子炉がスクラムする事象。タービンバイパス弁が正常に作動することから、事象初期から継続して給復水系が使用できる。																																																																																														
隔離事象	MSIV閉等により、原子炉とタービン側が互いに隔離される事象。主復水器のホットウェルが隔離されていることにより給復水系の運転に支障が生ずる。																																																																																														
全給水喪失	タービンからの給水流量が全喪失する事象。																																																																																														
水位低下事象	タービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下することで原子炉がスクラムに至る事象。給復水系の機能は低下するものの、事象初期から利用可能である。																																																																																														
RPS誤動作等	原子炉保護系(RPS)の誤動作が起因となる事象及びアラート異常によるスクラム事象等、RPSが起因となることからATWS事象は対象外である。																																																																																														
外部電源喪失	外部電源が喪失し、所内の電源が喪失する事象。事象発生後、非常用電源の確保が必要となる。																																																																																														
S/R弁誤開放	原子炉運転中にS/R弁が誤開放する事象。原子炉冷却材の流出を伴う。S/R弁が開放されているため、圧力制御は不要である。																																																																																														
小破断LOCA	タービン駆動のRCICで注水可能な範囲の冷却材流出である事象。																																																																																														
中破断LOCA	小破断LOCAと大破断LOCAの中間範囲の冷却材流出である事象。流出量が大いため、RCICによる注水には期待できない。																																																																																														
大破断LOCA	事象発生により原子炉が減圧状態になる範囲の冷却材流出である事象。																																																																																														
原子炉補機冷却系故障(区分Ⅰ)	区分Ⅰの原子炉補機冷却系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。																																																																																														
原子炉補機冷却系故障(区分Ⅱ)	区分Ⅱの原子炉補機冷却系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。																																																																																														
交流電源故障(区分Ⅰ)	区分Ⅰの交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。																																																																																														
交流電源故障(区分Ⅱ)	区分Ⅱの交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。																																																																																														
直流電源故障(区分Ⅰ)	区分Ⅰの直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。																																																																																														
直流電源故障(区分Ⅱ)	区分Ⅱの直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。																																																																																														
タービン、サポート系故障	タービン設備のサポート系が機能喪失し、タービン設備に期待できない状態での手動停止。																																																																																														
通常停止	定期検査など前もって計画されているプラント停止の他、機器からの漏えいなど比較的軽微な故障による計画されないプラント停止を含めた手動停止。																																																																																														
ISLOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリ及びそれと直結した格納容器外の低圧系との隔離に失敗した場合に、原子炉冷却系の圧力が低圧系にはたき発生するLOCA。																																																																																														
選定した起回事象	説明																																																																																														
大破断LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径6インチから1次冷却系主管の両端破断相当（配管断面積の2倍）未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入系、低圧注入/再循環、高圧再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。																																																																																														
中破断LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径2インチから6インチ未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。																																																																																														
小破断LOCA	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径3/8インチから2インチ未満のものであり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環に期待している。																																																																																														
インターフェイスシステムLOCA	1次冷却系と余熱除去系との隔離に失敗し、1次冷却系の圧力が余熱除去系に付加され発生する事象																																																																																														
主給水流量喪失	蒸気発生器への主給水が完全に停止し、蒸気発生器保有水量が減少し熱除去能力の低下により1次冷却材温度及び圧力が上昇する事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。																																																																																														
外部電源喪失	送電系統の故障等により、所内電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、非常用所内交流電源、補助給水に期待している。																																																																																														
ATWS	運転時の異常な過渡変化において原子炉トリップに失敗する事象																																																																																														
2次冷却系の破断	原子炉格納容器内部における主蒸気管及び主給水管の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、主蒸気隔離、補助給水に期待している。																																																																																														
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器における伝熱管1本の完全両端破断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、破損側蒸気発生器の隔離に期待している。																																																																																														
過渡事象	主給水流量喪失を伴わず原子炉トリップに至る事象を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。																																																																																														
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失に伴う原子炉補機冷却機能の喪失を想定しており、緩和機能として原子炉トリップ、補助給水に期待している。また、原子炉補機冷却機能喪失の際、加圧器逃がし弁/安全弁LOCA、RCPシールLOCAの発生を考慮している。																																																																																														
手動停止	常用系のトラブルで手動停止に至った事象を想定する。																																																																																														

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3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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1.1.1.b-6表 1976年4月以前における事象一覧						第3.1.1.b-6表 1976年4月以前における事象一覧			<p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・起因事象発生頻度の評価に活用するデータの相違による。女川にはない表であるため、大飯と比較する</p> <p>【大飯】</p> <p>・大飯との比較のため、大飯の第1.1.1.b-6と7表を入手</p>
発生年月日	発電所名	概要	発生年月日	発電所名	概要	発生年月日	発電所名	概要	
1970/12/4	美浜1号機	若狭幹線事故波及（その他・自然現象）のため、発電機トリップにより、原子炉停止。				1970/12/4	美浜1号機	若狭幹線事故波及（その他・自然現象）のため、発電機トリップにより、原子炉停止。	
1971/4/2	美浜1号機	グラントウォール蒸気管ユニオン部破れによる停止				1971/4/2	美浜1号機	グラントウォール蒸気管ユニオン部破れによる停止	
1971/4/24	美浜1号機	タービン注油ポンプ圧力計管破れによる停止				1971/4/24	美浜1号機	タービン注油ポンプ圧力計管破れによる停止	
1971/5/12	美浜1号機	一次系弁リークオフ量増加、調査のため原子炉手動停止。				1971/5/12	美浜1号機	一次系弁リークオフ量増加、調査のため原子炉手動停止。	
1971/5/19	美浜1号機	安全注入器作動（機器故障）のため原子炉停止。				1971/5/19	美浜1号機	安全注入器作動（機器故障）のため原子炉停止。	
1971/6/10	美浜1号機	計器用インバータ故障による停止				1971/6/10	美浜1号機	計器用インバータ故障による停止	
1971/6/16	美浜1号機	復水器点検による停止				1971/6/16	美浜1号機	復水器点検による停止	
1971/7/10	美浜1号機	タービン軸受点検による停止				1971/7/10	美浜1号機	タービン軸受点検による停止	
1971/7/27	美浜1号機	タービン軸受点検による停止				1971/7/27	美浜1号機	タービン軸受点検による停止	
1971/8/13	美浜1号機	原子炉休憩				1971/8/13	美浜1号機	原子炉休憩	
1971/9/11	美浜1号機	インバータ電源故障（機器故障）のため、SG給水流量低により原子炉停止。				1971/9/11	美浜1号機	インバータ電源故障（機器故障）のため、SG給水流量低により原子炉停止。	
1971/10/7	美浜1号機	B.BFP誤動作によるトリップ				1971/10/7	美浜1号機	B.BFP誤動作によるトリップ	
1972/1/22	美浜1号機	送電線線路作業のため停止				1972/1/22	美浜1号機	送電線線路作業のため停止	
1972/2/19	美浜1号機	加圧器水面器点検による停止				1972/2/19	美浜1号機	加圧器水面器点検による停止	
1972/5/26	美浜1号機	夏期ピーク前点検による停止				1972/5/26	美浜1号機	夏期ピーク前点検による停止	
1972/6/15	美浜1号機	蒸気発生器（A）細管からの漏洩、調査のため原子炉手動停止。				1972/6/15	美浜1号機	蒸気発生器（A）細管からの漏洩、調査のため原子炉手動停止。	
1972/7/26	美浜2号機	冷却材ポンプ潤滑油漏れ、調査のため原子炉手動停止。				1972/7/26	美浜2号機	冷却材ポンプ潤滑油漏れ、調査のため原子炉手動停止。	
1972/8/11	美浜2号機	主変圧器の巻線間短絡（機器故障）のため、発電機トリップし、原子炉停止。				1972/8/11	美浜2号機	主変圧器の巻線間短絡（機器故障）のため、発電機トリップし、原子炉停止。	
1972/10/28	美浜2号機	主変圧器取替による停止				1972/10/28	美浜2号機	主変圧器取替による停止	
1972/12/19	美浜1号機	第5抽気建屋ドレン弁ボルトネット破れによる停止				1972/12/19	美浜1号機	第5抽気建屋ドレン弁ボルトネット破れによる停止	
1972/12/29	美浜2号機	ループ室内パッキン取替による停止				1972/12/29	美浜2号機	ループ室内パッキン取替による停止	
1973/2/3	美浜2号機	HPP排気管点検による停止				1973/2/3	美浜2号機	HPP排気管点検による停止	
1973/5/28	美浜2号機	夏期ピーク前点検による停止				1973/5/28	美浜2号機	夏期ピーク前点検による停止	
1973/6/23	美浜2号機	RCPモータ軸受点検による停止				1973/6/23	美浜2号機	RCPモータ軸受点検による停止	
1973/7/11	美浜2号機	給水制御装置の故障、調査のため原子炉手動停止。				1973/7/11	美浜2号機	給水制御装置の故障、調査のため原子炉手動停止。	
1973/8/28	美浜2号機	一次冷却材ポンプの電源アンギュラス貫通部短絡（サーベイランス外の操作ミス）のため、RCP遮断器閉により原子炉停止。				1973/8/28	美浜2号機	一次冷却材ポンプの電源アンギュラス貫通部短絡（サーベイランス外の操作ミス）のため、RCP遮断器閉により原子炉停止。	
1973/9/8	美浜1号機	加圧器スプレイ弁のバイパス弁グランド漏れ、調査のため原子炉手動停止。				1973/9/8	美浜1号機	加圧器スプレイ弁のバイパス弁グランド漏れ、調査のため原子炉手動停止。	
1973/10/26	美浜1号機	C/V弁の点検による停止				1973/10/26	美浜1号機	C/V弁の点検による停止	
1973/12/7	美浜1号機	C/V弁パッキン取替による停止				1973/12/7	美浜1号機	C/V弁パッキン取替による停止	
1974/1/31	美浜1号機	給水制御装置故障（機器故障）のため、SG給水流量低により原子炉停止。				1974/1/31	美浜1号機	給水制御装置故障（機器故障）のため、SG給水流量低により原子炉停止。	
1974/6/1	美浜2号機	夏期ピーク前点検による停止				1974/6/1	美浜2号機	夏期ピーク前点検による停止	
1974/6/27	美浜1号機	送電線トリップによる停止				1974/6/27	美浜1号機	送電線トリップによる停止	
1974/7/17	美浜1号機	蒸気発生器（A）細管からの漏洩、調査のため原子炉手動停止。				1974/7/17	美浜1号機	蒸気発生器（A）細管からの漏洩、調査のため原子炉手動停止。	
1974/8/10	美浜2号機	給水流量検出配管から漏洩、調査のため原子炉手動停止。				1974/8/10	美浜2号機	給水流量検出配管から漏洩、調査のため原子炉手動停止。	
1974/8/13	美浜2号機	中間点検による停止				1974/8/13	美浜2号機	中間点検による停止	
1974/10/25	美浜2号機	中間点検による停止				1974/10/25	美浜2号機	中間点検による停止	
1974/12/13	高浜1号機	高圧タービンバランスホールカバーからの蒸気漏れ、調査のため原子炉手動停止。				1974/12/13	高浜1号機	高圧タービンバランスホールカバーからの蒸気漏れ、調査のため原子炉手動停止。	
1975/1/8	美浜2号機	蒸気発生器（A）細管からの漏洩、調査のため原子炉手動停止。				1975/1/8	美浜2号機	蒸気発生器（A）細管からの漏洩、調査のため原子炉手動停止。	
1975/1/17	高浜1号機	送電線事故による外部電源喪失（その他・自然現象）と所内電源系統の擾乱のため、原子炉停止。				1975/1/17	高浜1号機	送電線事故による外部電源喪失（その他・自然現象）と所内電源系統の擾乱のため、原子炉停止。	
1975/1/22	高浜1号機	蒸気タービン軸受油圧故障（機器故障）のため、タービントリップし原子炉停止。				1975/1/22	高浜1号機	蒸気タービン軸受油圧故障（機器故障）のため、タービントリップし原子炉停止。	
1975/4/1	高浜1号機	ロータスクリーン改造及び復水器細管洗浄装置取付による停止				1975/4/1	高浜1号機	ロータスクリーン改造及び復水器細管洗浄装置取付による停止	
1975/6/10	玄海1号機	蒸気発生器（A）内に残置された鋼性巻尺により細管が損傷、調査のため原子炉手動停止。				1975/6/10	玄海1号機	蒸気発生器（A）内に残置された鋼性巻尺により細管が損傷、調査のため原子炉手動停止。	
1975/6/20	高浜1号機	給水制御弁故障、調査のため原子炉手動停止。				1975/6/20	高浜1号機	給水制御弁故障、調査のため原子炉手動停止。	
1976/2/19	高浜2号機	クラグ防止設備改造強化工事のため停止				1976/2/19	高浜2号機	クラグ防止設備改造強化工事のため停止	
1976/2/20	玄海1号機	中間点検による停止				1976/2/20	玄海1号機	中間点検による停止	

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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3.1.1.c-1(b)表 低圧 ECCS による注水時の原子炉減圧の必要弁数</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">系統</th> <th colspan="2">過渡事象</th> <th rowspan="2">中小破断 LOCA</th> </tr> <tr> <th>S/R弁正常動作時</th> <th>S/R弁開固着時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>LPCS, 1/3LPCI</td> <td>1弁</td> <td>—</td> <td>1弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>第3.1.1.c-1(c)表 RCW/RSW-A, Bの成功基準</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">機器</th> <th colspan="3">冷却対象の系統</th> </tr> <tr> <th colspan="2">非常用D/G, 低圧 ECCS, RHR</th> <th rowspan="2">OG系</th> </tr> <tr> <th>常用隔離成功時</th> <th>常用隔離失敗時*5</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RCWポンプ</td> <td>1/2</td> <td>2/2</td> <td>2/2</td> </tr> <tr> <td>RCW熱交換器</td> <td>1/2</td> <td>1/2</td> <td>2/2</td> </tr> <tr> <td>RSWポンプ</td> <td>1/2</td> <td>1/2</td> <td>2/2</td> </tr> </tbody> </table> <p>*5：常用隔離に失敗した場合、常用系負荷への冷却水が必要となるため、成功基準として必要となるRCWポンプ数が増加する。</p> <p>第3.1.1.c-1(d)表 HPCW/HPSWの成功基準</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">機器</th> <th colspan="2">冷却対象の系統</th> </tr> <tr> <th>HPCS-D/G</th> <th>HPCS</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPCWポンプ</td> <td>1/1</td> <td>1/1</td> </tr> <tr> <td>HPCW熱交換器</td> <td>1/1</td> <td>1/1</td> </tr> <tr> <td>HPSWポンプ</td> <td>1/1</td> <td>1/1</td> </tr> </tbody> </table> <p>第3.1.1.c-1(e)表 空調の成功基準</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機器</th> <th>成功基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HPCSポンプ室空調</td> <td>1/1</td> </tr> <tr> <td>LPCSポンプ室空調</td> <td>1/1</td> </tr> <tr> <td>RHRポンプ(A/B/C)室空調</td> <td>1/1</td> </tr> <tr> <td>RCW(A/B)ポンプ室空調</td> <td>1/2</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">HPCWポンプ室</td> <td>送風機</td> <td>1/2</td> </tr> <tr> <td>排風機</td> <td>1/2</td> </tr> <tr> <td>D/G(A/B)室送風機</td> <td>2/3</td> </tr> <tr> <td>D/G(HPCS)室送風機</td> <td>1/2</td> </tr> </tbody> </table>	系統	過渡事象		中小破断 LOCA	S/R弁正常動作時	S/R弁開固着時	LPCS, 1/3LPCI	1弁	—	1弁	機器	冷却対象の系統			非常用D/G, 低圧 ECCS, RHR		OG系	常用隔離成功時	常用隔離失敗時*5	RCWポンプ	1/2	2/2	2/2	RCW熱交換器	1/2	1/2	2/2	RSWポンプ	1/2	1/2	2/2	機器	冷却対象の系統		HPCS-D/G	HPCS	HPCWポンプ	1/1	1/1	HPCW熱交換器	1/1	1/1	HPSWポンプ	1/1	1/1	機器	成功基準	HPCSポンプ室空調	1/1	LPCSポンプ室空調	1/1	RHRポンプ(A/B/C)室空調	1/1	RCW(A/B)ポンプ室空調	1/2	HPCWポンプ室	送風機	1/2	排風機	1/2	D/G(A/B)室送風機	2/3	D/G(HPCS)室送風機	1/2		<p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・PWRとBWRの設計の相違により緩和設備が異なる（着色せず）</p>
系統	過渡事象		中小破断 LOCA																																																																
	S/R弁正常動作時	S/R弁開固着時																																																																	
LPCS, 1/3LPCI	1弁	—	1弁																																																																
機器	冷却対象の系統																																																																		
	非常用D/G, 低圧 ECCS, RHR		OG系																																																																
	常用隔離成功時	常用隔離失敗時*5																																																																	
RCWポンプ	1/2	2/2	2/2																																																																
RCW熱交換器	1/2	1/2	2/2																																																																
RSWポンプ	1/2	1/2	2/2																																																																
機器	冷却対象の系統																																																																		
	HPCS-D/G	HPCS																																																																	
HPCWポンプ	1/1	1/1																																																																	
HPCW熱交換器	1/1	1/1																																																																	
HPSWポンプ	1/1	1/1																																																																	
機器	成功基準																																																																		
HPCSポンプ室空調	1/1																																																																		
LPCSポンプ室空調	1/1																																																																		
RHRポンプ(A/B/C)室空調	1/1																																																																		
RCW(A/B)ポンプ室空調	1/2																																																																		
HPCWポンプ室	送風機	1/2																																																																	
	排風機	1/2																																																																	
D/G(A/B)室送風機	2/3																																																																		
D/G(HPCS)室送風機	1/2																																																																		

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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 1.1.1.1.c-2 表 炉心損傷防止に必要な条件（成功基準）設定のための解析について</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>解析項目</th> <th>解析結果</th> <th>使用した解析コード</th> <th>解析コードの検証性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大破断 LOCA 時の ECCS 注水機能に関する熱水力解析 【目的】 大破断 LOCA 時に必要な低圧注入ポンプの台数及び注入ループ数並びに蓄圧タンクの基数を確認</td> <td>燃料被覆管最高温度は 1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。 原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の 2 倍に対して十分な余裕があり、格納容器先行破損には至らないことが確認できた。</td> <td>• SATAN-M • WREFLOOD • BASH-M • COCO • LOCTA-M • MAA-P</td> <td>使用した解析コードについては、原子炉施設の許認可審査で十分な検証が行われており、検証が行われている。</td> </tr> <tr> <td>大破断 LOCA 時の原子炉格納容器内除熱機能に関する熱水力解析 【目的】 大破断 LOCA 時に低圧再循環のみにより長期の原子炉格納容器内除熱機能が確保できることを確認</td> <td>燃料被覆管最高温度は 1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。</td> <td>• SATAN-M (Small LOCA) • LOCTA-IV</td> <td>なお、MAAP コードは MHI-NES-1056 「三菱 PWR 炉心損傷及び格納容器破損に係る重要事故シナリオへの適用性について」にて検証されている。</td> </tr> <tr> <td>中破断 LOCA 時の ECCS 注水機能に関する熱水力解析 【目的】 中破断 LOCA 時に必要な蓄圧タンクの基数を確認</td> <td>燃料被覆管最高温度は 1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。</td> <td>• SATAN-M (Small LOCA) • LOCTA-IV</td> <td></td> </tr> <tr> <td>主給水流喪失時の補助給水機能に関する熱水力解析 【目的】 主給水流喪失時に必要な補助給水ポンプの台数及び給水蒸気発生器基数を確認</td> <td>補助給水により健全な蒸気発生器は 2 次冷却の保有水量が回復傾向を示し、2 次冷却系の冷却機能が維持されることが確認できた。</td> <td>• MARVEL</td> <td></td> </tr> <tr> <td>主給水管破断時の補助給水機能に関する熱水力解析 【目的】 主給水管破断時に必要な補助給水ポンプの台数及び給水蒸気発生器基数を確認</td> <td>補助給水により健全な蒸気発生器は 2 次冷却の保有水量が回復傾向を示し、2 次冷却系の冷却機能が維持されることが確認できた。</td> <td>• MARVEL</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	解析項目	解析結果	使用した解析コード	解析コードの検証性	大破断 LOCA 時の ECCS 注水機能に関する熱水力解析 【目的】 大破断 LOCA 時に必要な低圧注入ポンプの台数及び注入ループ数並びに蓄圧タンクの基数を確認	燃料被覆管最高温度は 1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。 原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の 2 倍に対して十分な余裕があり、格納容器先行破損には至らないことが確認できた。	• SATAN-M • WREFLOOD • BASH-M • COCO • LOCTA-M • MAA-P	使用した解析コードについては、原子炉施設の許認可審査で十分な検証が行われており、検証が行われている。	大破断 LOCA 時の原子炉格納容器内除熱機能に関する熱水力解析 【目的】 大破断 LOCA 時に低圧再循環のみにより長期の原子炉格納容器内除熱機能が確保できることを確認	燃料被覆管最高温度は 1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。	• SATAN-M (Small LOCA) • LOCTA-IV	なお、MAAP コードは MHI-NES-1056 「三菱 PWR 炉心損傷及び格納容器破損に係る重要事故シナリオへの適用性について」にて検証されている。	中破断 LOCA 時の ECCS 注水機能に関する熱水力解析 【目的】 中破断 LOCA 時に必要な蓄圧タンクの基数を確認	燃料被覆管最高温度は 1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。	• SATAN-M (Small LOCA) • LOCTA-IV		主給水流喪失時の補助給水機能に関する熱水力解析 【目的】 主給水流喪失時に必要な補助給水ポンプの台数及び給水蒸気発生器基数を確認	補助給水により健全な蒸気発生器は 2 次冷却の保有水量が回復傾向を示し、2 次冷却系の冷却機能が維持されることが確認できた。	• MARVEL		主給水管破断時の補助給水機能に関する熱水力解析 【目的】 主給水管破断時に必要な補助給水ポンプの台数及び給水蒸気発生器基数を確認	補助給水により健全な蒸気発生器は 2 次冷却の保有水量が回復傾向を示し、2 次冷却系の冷却機能が維持されることが確認できた。	• MARVEL		<p>泊と同等の表として、付録 1-別添 3-3.1-3.1.1-38 ページ（点線部分）の表を再掲</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>成功基準解析</th> <th>解析結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>過渡変化時の炉心冷却機能に関する熱水力解析 (S/R 非正常動作時)</td> <td>原子炉が高压に維持される状態において炉心冷却に必要な高压注水系又は減圧系と低圧注水系の組み合わせを確認した。</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>過渡変化時の炉心冷却機能に関する熱水力解析 (S/R 非固着時)</td> <td>原子炉が低圧状態において炉心冷却に必要な注水系を確認した。</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能に関する熱水力解析</td> <td>大破断 LOCA 時の炉心冷却に必要な ECCS 台数を確認した。</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>中破断 LOCA 時に ECCS 注入機能に関する熱水力解析</td> <td>中破断 LOCA 時の炉心冷却に必要な高压注水系又は低圧 ECCS と減圧系の組み合わせを確認した。</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>小破断 LOCA 時に ECCS 注入機能に関する熱水力解析</td> <td>小破断 LOCA 時の炉心冷却に必要な注水系又は注水系と減圧系の組み合わせを確認した。</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>ISLOCA 時の炉心冷却機能に関する熱水力解析</td> <td>配管破損箇所隔離後、原子炉が高压に維持される状態において炉心冷却に必要な高压注水系又は減圧系と低圧注水系の組み合わせを確認した。</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th>使用コード（適用解析）</th> <th>コード検証</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SAFER, CHASTE (①, ②, ③, ④, ⑤, ⑥)</td> <td>原子炉施設の許認可審査で十分な検証が行われており、検証が行われている。</td> </tr> </tbody> </table>		成功基準解析	解析結果	①	過渡変化時の炉心冷却機能に関する熱水力解析 (S/R 非正常動作時)	原子炉が高压に維持される状態において炉心冷却に必要な高压注水系又は減圧系と低圧注水系の組み合わせを確認した。	②	過渡変化時の炉心冷却機能に関する熱水力解析 (S/R 非固着時)	原子炉が低圧状態において炉心冷却に必要な注水系を確認した。	③	大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能に関する熱水力解析	大破断 LOCA 時の炉心冷却に必要な ECCS 台数を確認した。	④	中破断 LOCA 時に ECCS 注入機能に関する熱水力解析	中破断 LOCA 時の炉心冷却に必要な高压注水系又は低圧 ECCS と減圧系の組み合わせを確認した。	⑤	小破断 LOCA 時に ECCS 注入機能に関する熱水力解析	小破断 LOCA 時の炉心冷却に必要な注水系又は注水系と減圧系の組み合わせを確認した。	⑥	ISLOCA 時の炉心冷却機能に関する熱水力解析	配管破損箇所隔離後、原子炉が高压に維持される状態において炉心冷却に必要な高压注水系又は減圧系と低圧注水系の組み合わせを確認した。	使用コード（適用解析）	コード検証	SAFER, CHASTE (①, ②, ③, ④, ⑤, ⑥)	原子炉施設の許認可審査で十分な検証が行われており、検証が行われている。	<p>第 3.1.1.1.c-2 表 炉心損傷防止に必要な条件（成功基準）設定のための解析について</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>解析項目</th> <th>解析結果</th> <th>使用した解析コード</th> <th>解析コードの検証性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大破断 LOCA 時の ECCS 注水機能に関する熱水力解析 【目的】 大破断 LOCA 時に必要な低圧注入ポンプの台数及び注入ループ数並びに蓄圧タンクの基数を確認</td> <td>燃料被覆管最高温度は 1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。 原子炉格納容器内圧は最高使用圧力の 2 倍に対して十分な余裕があり、格納容器先行破損には至らないことが確認できた。</td> <td>• SATAN-M • WREFLOOD • BASH-M • COCO • LOCTA-M • MAA-P</td> <td>使用した解析コードについては、原子炉施設の許認可審査で十分な検証が行われており、検証が行われている。</td> </tr> <tr> <td>大破断 LOCA 時の原子炉格納容器内除熱機能に関する熱水力解析 【目的】 大破断 LOCA 時に低圧再循環のみにより長期の原子炉格納容器内除熱機能が確保できることを確認</td> <td>燃料被覆管最高温度は 1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。</td> <td>• SATAN-M (Small LOCA) • LOCTA-IV</td> <td>なお、MAAP コードは MHI-NES-1056 「三菱 PWR 炉心損傷及び格納容器破損に係る重要事故シナリオへの適用性について」にて検証されている。</td> </tr> <tr> <td>中破断 LOCA 時の ECCS 注水機能に関する熱水力解析 【目的】 中破断 LOCA 時に必要な蓄圧タンクの基数を確認</td> <td>燃料被覆管最高温度は 1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。</td> <td>• SATAN-M (Small LOCA) • LOCTA-IV</td> <td></td> </tr> <tr> <td>主給水流喪失時の補助給水機能に関する熱水力解析 【目的】 主給水流喪失時に必要な補助給水ポンプの台数及び給水蒸気発生器基数を確認</td> <td>補助給水により健全な蒸気発生器は 2 次冷却の保有水量が回復傾向を示し、2 次冷却系の冷却機能が維持されることが確認できた。</td> <td>• MARVEL</td> <td></td> </tr> <tr> <td>主給水管破断時の補助給水機能に関する熱水力解析 【目的】 主給水管破断時に必要な補助給水ポンプの台数及び給水蒸気発生器基数を確認</td> <td>補助給水により健全な蒸気発生器は 2 次冷却の保有水量が回復傾向を示し、2 次冷却系の冷却機能が維持されることが確認できた。</td> <td>• MARVEL</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	解析項目	解析結果	使用した解析コード	解析コードの検証性	大破断 LOCA 時の ECCS 注水機能に関する熱水力解析 【目的】 大破断 LOCA 時に必要な低圧注入ポンプの台数及び注入ループ数並びに蓄圧タンクの基数を確認	燃料被覆管最高温度は 1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。 原子炉格納容器内圧は最高使用圧力の 2 倍に対して十分な余裕があり、格納容器先行破損には至らないことが確認できた。	• SATAN-M • WREFLOOD • BASH-M • COCO • LOCTA-M • MAA-P	使用した解析コードについては、原子炉施設の許認可審査で十分な検証が行われており、検証が行われている。	大破断 LOCA 時の原子炉格納容器内除熱機能に関する熱水力解析 【目的】 大破断 LOCA 時に低圧再循環のみにより長期の原子炉格納容器内除熱機能が確保できることを確認	燃料被覆管最高温度は 1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。	• SATAN-M (Small LOCA) • LOCTA-IV	なお、MAAP コードは MHI-NES-1056 「三菱 PWR 炉心損傷及び格納容器破損に係る重要事故シナリオへの適用性について」にて検証されている。	中破断 LOCA 時の ECCS 注水機能に関する熱水力解析 【目的】 中破断 LOCA 時に必要な蓄圧タンクの基数を確認	燃料被覆管最高温度は 1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。	• SATAN-M (Small LOCA) • LOCTA-IV		主給水流喪失時の補助給水機能に関する熱水力解析 【目的】 主給水流喪失時に必要な補助給水ポンプの台数及び給水蒸気発生器基数を確認	補助給水により健全な蒸気発生器は 2 次冷却の保有水量が回復傾向を示し、2 次冷却系の冷却機能が維持されることが確認できた。	• MARVEL		主給水管破断時の補助給水機能に関する熱水力解析 【目的】 主給水管破断時に必要な補助給水ポンプの台数及び給水蒸気発生器基数を確認	補助給水により健全な蒸気発生器は 2 次冷却の保有水量が回復傾向を示し、2 次冷却系の冷却機能が維持されることが確認できた。	• MARVEL		<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・成功基準解析は PWR と BWR の設計の相違により起因事象発生後の事象進展や緩和手段も異なるため、大飯と比較する（着色せず）
解析項目	解析結果	使用した解析コード	解析コードの検証性																																																																									
大破断 LOCA 時の ECCS 注水機能に関する熱水力解析 【目的】 大破断 LOCA 時に必要な低圧注入ポンプの台数及び注入ループ数並びに蓄圧タンクの基数を確認	燃料被覆管最高温度は 1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。 原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の 2 倍に対して十分な余裕があり、格納容器先行破損には至らないことが確認できた。	• SATAN-M • WREFLOOD • BASH-M • COCO • LOCTA-M • MAA-P	使用した解析コードについては、原子炉施設の許認可審査で十分な検証が行われており、検証が行われている。																																																																									
大破断 LOCA 時の原子炉格納容器内除熱機能に関する熱水力解析 【目的】 大破断 LOCA 時に低圧再循環のみにより長期の原子炉格納容器内除熱機能が確保できることを確認	燃料被覆管最高温度は 1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。	• SATAN-M (Small LOCA) • LOCTA-IV	なお、MAAP コードは MHI-NES-1056 「三菱 PWR 炉心損傷及び格納容器破損に係る重要事故シナリオへの適用性について」にて検証されている。																																																																									
中破断 LOCA 時の ECCS 注水機能に関する熱水力解析 【目的】 中破断 LOCA 時に必要な蓄圧タンクの基数を確認	燃料被覆管最高温度は 1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。	• SATAN-M (Small LOCA) • LOCTA-IV																																																																										
主給水流喪失時の補助給水機能に関する熱水力解析 【目的】 主給水流喪失時に必要な補助給水ポンプの台数及び給水蒸気発生器基数を確認	補助給水により健全な蒸気発生器は 2 次冷却の保有水量が回復傾向を示し、2 次冷却系の冷却機能が維持されることが確認できた。	• MARVEL																																																																										
主給水管破断時の補助給水機能に関する熱水力解析 【目的】 主給水管破断時に必要な補助給水ポンプの台数及び給水蒸気発生器基数を確認	補助給水により健全な蒸気発生器は 2 次冷却の保有水量が回復傾向を示し、2 次冷却系の冷却機能が維持されることが確認できた。	• MARVEL																																																																										
	成功基準解析	解析結果																																																																										
①	過渡変化時の炉心冷却機能に関する熱水力解析 (S/R 非正常動作時)	原子炉が高压に維持される状態において炉心冷却に必要な高压注水系又は減圧系と低圧注水系の組み合わせを確認した。																																																																										
②	過渡変化時の炉心冷却機能に関する熱水力解析 (S/R 非固着時)	原子炉が低圧状態において炉心冷却に必要な注水系を確認した。																																																																										
③	大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能に関する熱水力解析	大破断 LOCA 時の炉心冷却に必要な ECCS 台数を確認した。																																																																										
④	中破断 LOCA 時に ECCS 注入機能に関する熱水力解析	中破断 LOCA 時の炉心冷却に必要な高压注水系又は低圧 ECCS と減圧系の組み合わせを確認した。																																																																										
⑤	小破断 LOCA 時に ECCS 注入機能に関する熱水力解析	小破断 LOCA 時の炉心冷却に必要な注水系又は注水系と減圧系の組み合わせを確認した。																																																																										
⑥	ISLOCA 時の炉心冷却機能に関する熱水力解析	配管破損箇所隔離後、原子炉が高压に維持される状態において炉心冷却に必要な高压注水系又は減圧系と低圧注水系の組み合わせを確認した。																																																																										
使用コード（適用解析）	コード検証																																																																											
SAFER, CHASTE (①, ②, ③, ④, ⑤, ⑥)	原子炉施設の許認可審査で十分な検証が行われており、検証が行われている。																																																																											
解析項目	解析結果	使用した解析コード	解析コードの検証性																																																																									
大破断 LOCA 時の ECCS 注水機能に関する熱水力解析 【目的】 大破断 LOCA 時に必要な低圧注入ポンプの台数及び注入ループ数並びに蓄圧タンクの基数を確認	燃料被覆管最高温度は 1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。 原子炉格納容器内圧は最高使用圧力の 2 倍に対して十分な余裕があり、格納容器先行破損には至らないことが確認できた。	• SATAN-M • WREFLOOD • BASH-M • COCO • LOCTA-M • MAA-P	使用した解析コードについては、原子炉施設の許認可審査で十分な検証が行われており、検証が行われている。																																																																									
大破断 LOCA 時の原子炉格納容器内除熱機能に関する熱水力解析 【目的】 大破断 LOCA 時に低圧再循環のみにより長期の原子炉格納容器内除熱機能が確保できることを確認	燃料被覆管最高温度は 1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。	• SATAN-M (Small LOCA) • LOCTA-IV	なお、MAAP コードは MHI-NES-1056 「三菱 PWR 炉心損傷及び格納容器破損に係る重要事故シナリオへの適用性について」にて検証されている。																																																																									
中破断 LOCA 時の ECCS 注水機能に関する熱水力解析 【目的】 中破断 LOCA 時に必要な蓄圧タンクの基数を確認	燃料被覆管最高温度は 1200℃を超えることはなく、炉心冷却が維持されることが確認できた。	• SATAN-M (Small LOCA) • LOCTA-IV																																																																										
主給水流喪失時の補助給水機能に関する熱水力解析 【目的】 主給水流喪失時に必要な補助給水ポンプの台数及び給水蒸気発生器基数を確認	補助給水により健全な蒸気発生器は 2 次冷却の保有水量が回復傾向を示し、2 次冷却系の冷却機能が維持されることが確認できた。	• MARVEL																																																																										
主給水管破断時の補助給水機能に関する熱水力解析 【目的】 主給水管破断時に必要な補助給水ポンプの台数及び給水蒸気発生器基数を確認	補助給水により健全な蒸気発生器は 2 次冷却の保有水量が回復傾向を示し、2 次冷却系の冷却機能が維持されることが確認できた。	• MARVEL																																																																										

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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3.1.1.c.2表 代表シーケンス事故範囲のまとめ</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>炉心溶融</th> <th>圧力容器破損</th> <th>依倚管破損</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>TMW (過渡事象後、炉心メーキングアップ失敗・ 戻りシーケンス)</td> <td rowspan="5" style="border: 2px solid black;"></td> <td rowspan="5" style="border: 2px solid black;"></td> <td rowspan="5" style="border: 2px solid black;"></td> <td>LIでMS 手動起動を発生</td> </tr> <tr> <td>TMX (過渡事象後、炉心メーキングアップ失敗・ 戻りシーケンス)</td> <td>DCバッキングは8時間を定</td> </tr> <tr> <td>TH (全交流動力電源喪失)</td> <td>背漏路ライインの閉塞破断 を発生</td> </tr> <tr> <td>LOCA (大破断 LOCA 後、炉心メーキングアップ失敗)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>TR (過渡事象後、瞬時熱除去失敗)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>TC (過渡事象後、原子炉停止失敗)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;">枠内は内容が記載されていないためです。</p>	事故シーケンス	炉心溶融	圧力容器破損	依倚管破損	備考	TMW (過渡事象後、炉心メーキングアップ失敗・ 戻りシーケンス)				LIでMS 手動起動を発生	TMX (過渡事象後、炉心メーキングアップ失敗・ 戻りシーケンス)	DCバッキングは8時間を定	TH (全交流動力電源喪失)	背漏路ライインの閉塞破断 を発生	LOCA (大破断 LOCA 後、炉心メーキングアップ失敗)		TR (過渡事象後、瞬時熱除去失敗)		TC (過渡事象後、原子炉停止失敗)						<p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は対象設備作動までの余裕時間について、事故進展解析により設定しておらず、起因事象発生時のプラント挙動、ポンプ・水源の容量等に基づき運転切替、隔離操作、補機冷却系の負荷制限操作の余裕時間を設定している（大飯についても泊と同様）</p>
事故シーケンス	炉心溶融	圧力容器破損	依倚管破損	備考																						
TMW (過渡事象後、炉心メーキングアップ失敗・ 戻りシーケンス)				LIでMS 手動起動を発生																						
TMX (過渡事象後、炉心メーキングアップ失敗・ 戻りシーケンス)				DCバッキングは8時間を定																						
TH (全交流動力電源喪失)				背漏路ライインの閉塞破断 を発生																						
LOCA (大破断 LOCA 後、炉心メーキングアップ失敗)																										
TR (過渡事象後、瞬時熱除去失敗)																										
TC (過渡事象後、原子炉停止失敗)																										

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 出力運転時PRA

第 3.1.1.e-1 表 フロントライン系とサポート系の依存性

サポート系 (影響を与える側)	電源系		信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却海水系
	電圧	電流					
フロントライン系 (影響を受ける側)							
原子炉停止系							
燃料取替用水系							
高圧注入系 ※1							
新圧注入系							
低圧注入系							
格納容器スプレイ注入系 ※1							
補助給水系/主蒸気圧力制御系 ※2							
破損SG隔離 ※3							
主蒸気隔離 ※4							

※1：室温評価の結果、評価期間（内部事象：24時間）内であれば換気空調系は不要。
 ※2：電動補助給水ポンプ室換気空調系が必要。
 ※3：主蒸気逃がし弁、タービンバイパス弁及び補助給水隔離弁の作動のための電源系/信号系/制御用空気系が必要。
 ※4：主蒸気隔離弁及びタービン補助給水ポンプ蒸気供給元弁閉止のための電源系/信号系が必要。

第 3.1.1.e-1 表 フロントライン系とサポート系の依存性

サポート系	交流電源		直流電源				原子炉補機冷却水系	タービン補機冷却水系	ポンプ室空調	
	サポート系 (影響を受ける側)	非常用		電源系						
		電圧	電流	区分I	区分II	区分III				区分I
フロント										
スクラム系										
高圧炉心スプレイ系 (HPICS)										
原子炉隔離時冷却系 (RCIC)										
自動減圧系 (ADS)										
低圧炉心スプレイ系 (LPICS)										
低圧注水系A (LPIC-A)										
低圧注水系B (LPIC-B)										
低圧注水系C (LPIC-C)										
残留熱除去系A (RHE-A)										
残留熱除去系B (RHE-B)										
給復水系										

※ 何れか一方の電源供給により作動可能

第 3.1.1.e-1 表 フロントライン系とサポート系の依存性

サポート系 (影響を与える側)	電源系		信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却海水系
	電圧	電流					
フロントライン系 (影響を受ける側)							
原子炉停止系							
燃料取替用水系							
高圧注入系 ※1							
新圧注入系							
低圧注入系 ※1							
格納容器スプレイ注入系 ※1							
補助給水系/主蒸気圧力制御系 ※2							
破損SG隔離 ※3							
主蒸気隔離 ※4							

※1：室温評価の結果、評価期間（内部事象：24時間）内であれば換気空調系は不要。
 ※2：電動補助給水ポンプ室換気空調系が必要。
 ※3：主蒸気逃がし弁、タービンバイパス弁及び補助給水隔離弁の作動のための電源系/信号系/制御用空気系が必要。
 ※4：主蒸気隔離弁及びタービン補助給水ポンプ蒸気供給元弁閉止のための電源系/信号系が必要。

相違理由

【女川】

- 設計の相違
- ・PWRとBWRの相違により、緩和設備が相違しているため、大飯と比較する（着色せず）

【大飯】

- 記載方針の相違
- ・泊は※1に該当するフロントライン系全てに「※1」を記載している（伊方、玄海と同様）
- 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 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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 1.1.1.1.e-3 表 機器タイプ及び故障モード (1/6)</p> <table border="1" data-bbox="100 256 663 1059"> <thead> <tr> <th>機器タイプ</th> <th>故障モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">電動ポンプ（純水） 空気圧縮機 空調用冷凍機</td> <td>起動失敗</td> </tr> <tr> <td>継続運転失敗</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> <tr> <td>遮断器作動失敗</td> </tr> <tr> <td>遮断器誤作動</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">電動ポンプ（海水）</td> <td>起動失敗</td> </tr> <tr> <td>継続運転失敗</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> <tr> <td>遮断器作動失敗</td> </tr> <tr> <td>遮断器誤作動</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">タービン駆動ポンプ</td> <td>起動失敗</td> </tr> <tr> <td>継続運転失敗</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> <tr> <td>ディーゼル駆動ポンプ ガスタービン駆動ポンプ</td> <td>起動失敗</td> </tr> <tr> <td></td> <td>継続運転失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">ディーゼル発電機</td> <td>起動失敗</td> </tr> <tr> <td>継続運転失敗</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">ファン/ブロー</td> <td>起動失敗</td> </tr> <tr> <td>継続運転失敗(正常雰囲気)</td> </tr> <tr> <td>継続運転失敗(異常雰囲気)</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> <tr> <td>遮断器作動失敗</td> </tr> <tr> <td>遮断器誤作動</td> </tr> </tbody> </table>	機器タイプ	故障モード	電動ポンプ（純水） 空気圧縮機 空調用冷凍機	起動失敗	継続運転失敗	制御回路の作動失敗	遮断器作動失敗	遮断器誤作動	電動ポンプ（海水）	起動失敗	継続運転失敗	制御回路の作動失敗	遮断器作動失敗	遮断器誤作動	タービン駆動ポンプ	起動失敗	継続運転失敗	制御回路の作動失敗	ディーゼル駆動ポンプ ガスタービン駆動ポンプ	起動失敗		継続運転失敗	ディーゼル発電機	起動失敗	継続運転失敗	制御回路の作動失敗	ファン/ブロー	起動失敗	継続運転失敗(正常雰囲気)	継続運転失敗(異常雰囲気)	制御回路の作動失敗	遮断器作動失敗	遮断器誤作動		<p>第 3.1.1.1.e-3 表 機器タイプ及び故障モード (1/6)</p> <table border="1" data-bbox="1352 225 1854 1126"> <thead> <tr> <th>機器タイプ</th> <th>故障モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">電動ポンプ（純水） 空気圧縮機 空調用冷凍機</td> <td>起動失敗</td> </tr> <tr> <td>継続運転失敗</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> <tr> <td>遮断器作動失敗</td> </tr> <tr> <td></td> <td>遮断器誤作動</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">電動ポンプ（海水）</td> <td>起動失敗</td> </tr> <tr> <td>継続運転失敗</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> <tr> <td>遮断器作動失敗</td> </tr> <tr> <td></td> <td>遮断器誤作動</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">タービン駆動ポンプ</td> <td>起動失敗</td> </tr> <tr> <td>継続運転失敗</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ディーゼル駆動ポンプ</td> <td>起動失敗</td> </tr> <tr> <td>継続運転失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">ディーゼル発電機</td> <td>起動失敗</td> </tr> <tr> <td>継続運転失敗</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">ファン/ブロー</td> <td>起動失敗</td> </tr> <tr> <td>継続運転失敗(正常雰囲気)</td> </tr> <tr> <td>継続運転失敗(異常雰囲気)</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> <tr> <td>遮断器作動失敗</td> </tr> <tr> <td>遮断器誤作動</td> </tr> </tbody> </table>	機器タイプ	故障モード	電動ポンプ（純水） 空気圧縮機 空調用冷凍機	起動失敗	継続運転失敗	制御回路の作動失敗	遮断器作動失敗		遮断器誤作動	電動ポンプ（海水）	起動失敗	継続運転失敗	制御回路の作動失敗	遮断器作動失敗		遮断器誤作動	タービン駆動ポンプ	起動失敗	継続運転失敗	制御回路の作動失敗	ディーゼル駆動ポンプ	起動失敗	継続運転失敗	ディーゼル発電機	起動失敗	継続運転失敗	制御回路の作動失敗	ファン/ブロー	起動失敗	継続運転失敗(正常雰囲気)	継続運転失敗(異常雰囲気)	制御回路の作動失敗	遮断器作動失敗	遮断器誤作動	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載方針の相違 → 記載充実のため、機器タイプと故障モードを記載して相違、大飯と比較する <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 記載表現の相違 → 泊ではフォールトツリーの対象機器としてガスタービン駆動ポンプに該当する機器がないため、記載していない(伊方と同様)(以下、相違理由説明を省略)
機器タイプ	故障モード																																																																					
電動ポンプ（純水） 空気圧縮機 空調用冷凍機	起動失敗																																																																					
	継続運転失敗																																																																					
	制御回路の作動失敗																																																																					
	遮断器作動失敗																																																																					
	遮断器誤作動																																																																					
電動ポンプ（海水）	起動失敗																																																																					
	継続運転失敗																																																																					
	制御回路の作動失敗																																																																					
	遮断器作動失敗																																																																					
	遮断器誤作動																																																																					
タービン駆動ポンプ	起動失敗																																																																					
	継続運転失敗																																																																					
	制御回路の作動失敗																																																																					
ディーゼル駆動ポンプ ガスタービン駆動ポンプ	起動失敗																																																																					
	継続運転失敗																																																																					
ディーゼル発電機	起動失敗																																																																					
	継続運転失敗																																																																					
	制御回路の作動失敗																																																																					
ファン/ブロー	起動失敗																																																																					
	継続運転失敗(正常雰囲気)																																																																					
	継続運転失敗(異常雰囲気)																																																																					
	制御回路の作動失敗																																																																					
	遮断器作動失敗																																																																					
	遮断器誤作動																																																																					
機器タイプ	故障モード																																																																					
電動ポンプ（純水） 空気圧縮機 空調用冷凍機	起動失敗																																																																					
	継続運転失敗																																																																					
	制御回路の作動失敗																																																																					
	遮断器作動失敗																																																																					
	遮断器誤作動																																																																					
電動ポンプ（海水）	起動失敗																																																																					
	継続運転失敗																																																																					
	制御回路の作動失敗																																																																					
	遮断器作動失敗																																																																					
	遮断器誤作動																																																																					
タービン駆動ポンプ	起動失敗																																																																					
	継続運転失敗																																																																					
	制御回路の作動失敗																																																																					
ディーゼル駆動ポンプ	起動失敗																																																																					
	継続運転失敗																																																																					
ディーゼル発電機	起動失敗																																																																					
	継続運転失敗																																																																					
	制御回路の作動失敗																																																																					
ファン/ブロー	起動失敗																																																																					
	継続運転失敗(正常雰囲気)																																																																					
	継続運転失敗(異常雰囲気)																																																																					
	制御回路の作動失敗																																																																					
	遮断器作動失敗																																																																					
	遮断器誤作動																																																																					

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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 1.1.1.e-3 表 機器タイプ及び故障モード (2/6)</p> <table border="1" data-bbox="107 236 658 1161"> <thead> <tr> <th>機器タイプ</th> <th>故障モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7">電動弁（純水）</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>誤開又は誤閉</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">電動弁（海水）</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>誤開又は誤閉</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">空気作動弁</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>誤開又は誤閉</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">油圧作動弁</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>誤開又は誤閉</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> </tbody> </table>	機器タイプ	故障モード	電動弁（純水）	開失敗	閉失敗	誤開又は誤閉	外部リーク	内部リーク	閉塞	制御回路の作動失敗	電動弁（海水）	開失敗	閉失敗	誤開又は誤閉	外部リーク	内部リーク	閉塞	制御回路の作動失敗	空気作動弁	開失敗	閉失敗	誤開又は誤閉	外部リーク	内部リーク	閉塞	制御回路の作動失敗	油圧作動弁	開失敗	閉失敗	誤開又は誤閉	外部リーク	内部リーク	閉塞	制御回路の作動失敗		<p>第 3.1.1.e-3 表 機器タイプ及び故障モード (2/6)</p> <table border="1" data-bbox="1352 258 1868 1276"> <thead> <tr> <th>機器タイプ</th> <th>故障モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7">電動弁（純水）</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>誤開又は誤閉</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">電動弁（海水）</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>誤開又は誤閉</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">空気作動弁</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>誤開又は誤閉</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">油圧作動弁</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>誤開又は誤閉</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> </tbody> </table>	機器タイプ	故障モード	電動弁（純水）	開失敗	閉失敗	誤開又は誤閉	外部リーク	内部リーク	閉塞	制御回路の作動失敗	電動弁（海水）	開失敗	閉失敗	誤開又は誤閉	外部リーク	内部リーク	閉塞	制御回路の作動失敗	空気作動弁	開失敗	閉失敗	誤開又は誤閉	外部リーク	内部リーク	閉塞	制御回路の作動失敗	油圧作動弁	開失敗	閉失敗	誤開又は誤閉	外部リーク	内部リーク	閉塞	制御回路の作動失敗	<p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>■記載充実のため、機器タイプと故障モードを記載して対比、大飯と比較する</p>
機器タイプ	故障モード																																																																						
電動弁（純水）	開失敗																																																																						
	閉失敗																																																																						
	誤開又は誤閉																																																																						
	外部リーク																																																																						
	内部リーク																																																																						
	閉塞																																																																						
	制御回路の作動失敗																																																																						
電動弁（海水）	開失敗																																																																						
	閉失敗																																																																						
	誤開又は誤閉																																																																						
	外部リーク																																																																						
	内部リーク																																																																						
	閉塞																																																																						
	制御回路の作動失敗																																																																						
空気作動弁	開失敗																																																																						
	閉失敗																																																																						
	誤開又は誤閉																																																																						
	外部リーク																																																																						
	内部リーク																																																																						
	閉塞																																																																						
	制御回路の作動失敗																																																																						
油圧作動弁	開失敗																																																																						
	閉失敗																																																																						
	誤開又は誤閉																																																																						
	外部リーク																																																																						
	内部リーク																																																																						
	閉塞																																																																						
	制御回路の作動失敗																																																																						
機器タイプ	故障モード																																																																						
電動弁（純水）	開失敗																																																																						
	閉失敗																																																																						
	誤開又は誤閉																																																																						
	外部リーク																																																																						
	内部リーク																																																																						
	閉塞																																																																						
	制御回路の作動失敗																																																																						
電動弁（海水）	開失敗																																																																						
	閉失敗																																																																						
	誤開又は誤閉																																																																						
	外部リーク																																																																						
	内部リーク																																																																						
	閉塞																																																																						
	制御回路の作動失敗																																																																						
空気作動弁	開失敗																																																																						
	閉失敗																																																																						
	誤開又は誤閉																																																																						
	外部リーク																																																																						
	内部リーク																																																																						
	閉塞																																																																						
	制御回路の作動失敗																																																																						
油圧作動弁	開失敗																																																																						
	閉失敗																																																																						
	誤開又は誤閉																																																																						
	外部リーク																																																																						
	内部リーク																																																																						
	閉塞																																																																						
	制御回路の作動失敗																																																																						

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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 1.1.1.e-3 表 機器タイプ及び故障モード (3/6)</p> <table border="1" data-bbox="107 260 651 1305"> <thead> <tr> <th>機器タイプ</th> <th>故障モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">逆止弁</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">手動弁</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">安全弁</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>誤開</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td>真空逃し弁 (PWR)</td> <td>作動失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">電磁弁</td> <td>開閉失敗 (作動失敗)</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td>誤開又は誤閉</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">配管 (3inch 未満) スプレイヘッド</td> <td>リーク</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">配管 (3inch 以上)</td> <td>リーク</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">流体熱交換器 空気熱交換器 (流体式) 空気除湿装置 (熱交換有)</td> <td>伝熱管破損</td> </tr> <tr> <td>伝熱管閉塞</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">オリフィス</td> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部破損</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> </tbody> </table>	機器タイプ	故障モード	逆止弁	開失敗	閉失敗	外部リーク	内部リーク	手動弁	開失敗	閉失敗	外部リーク	内部リーク	閉塞	安全弁	開失敗	閉失敗	誤開	外部リーク	内部リーク	真空逃し弁 (PWR)	作動失敗	電磁弁	開閉失敗 (作動失敗)	閉塞	内部リーク	誤開又は誤閉	外部リーク	制御回路の作動失敗	配管 (3inch 未満) スプレイヘッド	リーク	閉塞	配管 (3inch 以上)	リーク	閉塞	流体熱交換器 空気熱交換器 (流体式) 空気除湿装置 (熱交換有)	伝熱管破損	伝熱管閉塞	外部リーク	オリフィス	外部リーク	内部破損	閉塞		<p>第 3.1.1.e-3 表 機器タイプ及び故障モード (3/6)</p> <table border="1" data-bbox="1368 212 1854 1329"> <thead> <tr> <th>機器タイプ</th> <th>故障モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">逆止弁</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">手動弁</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">安全弁</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>誤開</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">真空逃し弁 (PWR)</td> <td>作動失敗</td> </tr> <tr> <td>作動失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">電磁弁</td> <td>開閉失敗 (作動失敗)</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td>誤開又は誤閉</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>制御回路の作動失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">配管 (3inch 未満) スプレイヘッド</td> <td>リーク</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">配管 (3inch 以上)</td> <td>リーク</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">流体熱交換器 空気熱交換器 (流体式) 空気除湿装置 (熱交換有)</td> <td>伝熱管破損</td> </tr> <tr> <td>伝熱管閉塞</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">オリフィス</td> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部破損</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> </tbody> </table>	機器タイプ	故障モード	逆止弁	開失敗	閉失敗	外部リーク	内部リーク	手動弁	開失敗	閉失敗	外部リーク	内部リーク	安全弁	開失敗	閉失敗	誤開	外部リーク	真空逃し弁 (PWR)	作動失敗	作動失敗	電磁弁	開閉失敗 (作動失敗)	閉塞	内部リーク	誤開又は誤閉	外部リーク	制御回路の作動失敗	配管 (3inch 未満) スプレイヘッド	リーク	閉塞	配管 (3inch 以上)	リーク	閉塞	流体熱交換器 空気熱交換器 (流体式) 空気除湿装置 (熱交換有)	伝熱管破損	伝熱管閉塞	外部リーク	オリフィス	外部リーク	内部破損	閉塞	<p>【女川】 ■ 記載方針の相違 ■ 記載充実のため、機器タイプと故障モードを記載して相違、大飯と比較する</p>
機器タイプ	故障モード																																																																																					
逆止弁	開失敗																																																																																					
	閉失敗																																																																																					
	外部リーク																																																																																					
	内部リーク																																																																																					
手動弁	開失敗																																																																																					
	閉失敗																																																																																					
	外部リーク																																																																																					
	内部リーク																																																																																					
	閉塞																																																																																					
安全弁	開失敗																																																																																					
	閉失敗																																																																																					
	誤開																																																																																					
	外部リーク																																																																																					
	内部リーク																																																																																					
真空逃し弁 (PWR)	作動失敗																																																																																					
電磁弁	開閉失敗 (作動失敗)																																																																																					
	閉塞																																																																																					
	内部リーク																																																																																					
	誤開又は誤閉																																																																																					
	外部リーク																																																																																					
	制御回路の作動失敗																																																																																					
配管 (3inch 未満) スプレイヘッド	リーク																																																																																					
	閉塞																																																																																					
配管 (3inch 以上)	リーク																																																																																					
	閉塞																																																																																					
流体熱交換器 空気熱交換器 (流体式) 空気除湿装置 (熱交換有)	伝熱管破損																																																																																					
	伝熱管閉塞																																																																																					
	外部リーク																																																																																					
オリフィス	外部リーク																																																																																					
	内部破損																																																																																					
	閉塞																																																																																					
機器タイプ	故障モード																																																																																					
逆止弁	開失敗																																																																																					
	閉失敗																																																																																					
	外部リーク																																																																																					
	内部リーク																																																																																					
手動弁	開失敗																																																																																					
	閉失敗																																																																																					
	外部リーク																																																																																					
	内部リーク																																																																																					
安全弁	開失敗																																																																																					
	閉失敗																																																																																					
	誤開																																																																																					
	外部リーク																																																																																					
真空逃し弁 (PWR)	作動失敗																																																																																					
	作動失敗																																																																																					
電磁弁	開閉失敗 (作動失敗)																																																																																					
	閉塞																																																																																					
	内部リーク																																																																																					
	誤開又は誤閉																																																																																					
	外部リーク																																																																																					
	制御回路の作動失敗																																																																																					
配管 (3inch 未満) スプレイヘッド	リーク																																																																																					
	閉塞																																																																																					
配管 (3inch 以上)	リーク																																																																																					
	閉塞																																																																																					
流体熱交換器 空気熱交換器 (流体式) 空気除湿装置 (熱交換有)	伝熱管破損																																																																																					
	伝熱管閉塞																																																																																					
	外部リーク																																																																																					
オリフィス	外部リーク																																																																																					
	内部破損																																																																																					
	閉塞																																																																																					

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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 1.1.1.e-3 表 機器タイプ及び故障モード (4/6)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機器タイプ</th> <th>故障モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">フィルタ/ストレーナ(純水等) フィルタ(空気) 吐出消音器 空気除湿装置(熱交換無)</td> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部破損</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">フィルタ/ストレーナ(海水) サンブスクリーン</td> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部破損</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">手動ダンパ 防火ダンパ 防火兼手動ダンパ</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>誤開又は誤閉</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">逆止ダンパ</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">空気作動ダンパ</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>誤開又は誤閉</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">タンク 制御用空気だめ</td> <td>破損</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td>ビット/サンブ</td> <td>閉塞</td> </tr> </tbody> </table>	機器タイプ	故障モード	フィルタ/ストレーナ(純水等) フィルタ(空気) 吐出消音器 空気除湿装置(熱交換無)	外部リーク	内部破損	閉塞		フィルタ/ストレーナ(海水) サンブスクリーン	外部リーク	内部破損	閉塞	手動ダンパ 防火ダンパ 防火兼手動ダンパ	開失敗	閉失敗	誤開又は誤閉	外部リーク	内部リーク	閉塞	逆止ダンパ	開失敗	閉失敗	外部リーク	内部リーク	空気作動ダンパ	開失敗	閉失敗	誤開又は誤閉	外部リーク	内部リーク	閉塞	タンク 制御用空気だめ	破損	閉塞	ビット/サンブ	閉塞		<p>第 3.1.1.e-3 表 機器タイプ及び故障モード (4/6)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機器タイプ</th> <th>故障モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">フィルタ/ストレーナ(純水等) フィルタ(空気) 吐出消音器 空気除湿装置(熱交換無)</td> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部破損</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">フィルタ/ストレーナ(海水) サンブスクリーン</td> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部破損</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">手動ダンパ 防火ダンパ 防火兼手動ダンパ</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>誤開又は誤閉</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">逆止ダンパ</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">空気作動ダンパ</td> <td>開失敗</td> </tr> <tr> <td>閉失敗</td> </tr> <tr> <td>誤開又は誤閉</td> </tr> <tr> <td>外部リーク</td> </tr> <tr> <td>内部リーク</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">タンク 制御用空気だめ</td> <td>破損</td> </tr> <tr> <td>閉塞</td> </tr> <tr> <td>ビット/サンブ</td> <td>閉塞</td> </tr> </tbody> </table>	機器タイプ	故障モード	フィルタ/ストレーナ(純水等) フィルタ(空気) 吐出消音器 空気除湿装置(熱交換無)	外部リーク	内部破損	閉塞		フィルタ/ストレーナ(海水) サンブスクリーン	外部リーク	内部破損	閉塞	手動ダンパ 防火ダンパ 防火兼手動ダンパ	開失敗	閉失敗	誤開又は誤閉	外部リーク	内部リーク	閉塞	逆止ダンパ	開失敗	閉失敗	外部リーク	内部リーク	空気作動ダンパ	開失敗	閉失敗	誤開又は誤閉	外部リーク	内部リーク	閉塞	タンク 制御用空気だめ	破損	閉塞	ビット/サンブ	閉塞	<p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>■記載充実のため、機器タイプと故障モードを記載して対比、大飯と比較する</p>
機器タイプ	故障モード																																																																								
フィルタ/ストレーナ(純水等) フィルタ(空気) 吐出消音器 空気除湿装置(熱交換無)	外部リーク																																																																								
	内部破損																																																																								
	閉塞																																																																								
フィルタ/ストレーナ(海水) サンブスクリーン	外部リーク																																																																								
	内部破損																																																																								
	閉塞																																																																								
手動ダンパ 防火ダンパ 防火兼手動ダンパ	開失敗																																																																								
	閉失敗																																																																								
	誤開又は誤閉																																																																								
	外部リーク																																																																								
	内部リーク																																																																								
	閉塞																																																																								
逆止ダンパ	開失敗																																																																								
	閉失敗																																																																								
	外部リーク																																																																								
	内部リーク																																																																								
空気作動ダンパ	開失敗																																																																								
	閉失敗																																																																								
	誤開又は誤閉																																																																								
	外部リーク																																																																								
	内部リーク																																																																								
	閉塞																																																																								
タンク 制御用空気だめ	破損																																																																								
	閉塞																																																																								
ビット/サンブ	閉塞																																																																								
機器タイプ	故障モード																																																																								
フィルタ/ストレーナ(純水等) フィルタ(空気) 吐出消音器 空気除湿装置(熱交換無)	外部リーク																																																																								
	内部破損																																																																								
	閉塞																																																																								
フィルタ/ストレーナ(海水) サンブスクリーン	外部リーク																																																																								
	内部破損																																																																								
	閉塞																																																																								
手動ダンパ 防火ダンパ 防火兼手動ダンパ	開失敗																																																																								
	閉失敗																																																																								
	誤開又は誤閉																																																																								
	外部リーク																																																																								
	内部リーク																																																																								
	閉塞																																																																								
逆止ダンパ	開失敗																																																																								
	閉失敗																																																																								
	外部リーク																																																																								
	内部リーク																																																																								
空気作動ダンパ	開失敗																																																																								
	閉失敗																																																																								
	誤開又は誤閉																																																																								
	外部リーク																																																																								
	内部リーク																																																																								
	閉塞																																																																								
タンク 制御用空気だめ	破損																																																																								
	閉塞																																																																								
ビット/サンブ	閉塞																																																																								

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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 1.1.1.e-3 表 機器タイプ及び故障モード (5/6)</p> <table border="1" data-bbox="116 240 624 1321"> <thead> <tr> <th>機器タイプ</th> <th>故障モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>制御棒駆動装置</td><td>挿入失敗</td></tr> <tr><td>リレー</td><td>不動作</td></tr> <tr><td>電源切替用コンタクタ</td><td>誤動作</td></tr> <tr><td>遅延リレー</td><td>不動作</td></tr> <tr><td></td><td>誤動作</td></tr> <tr><td>遮断器</td><td>開失敗</td></tr> <tr><td>NFB</td><td>閉失敗</td></tr> <tr><td>ドロップバイパス開閉器</td><td>誤開</td></tr> <tr><td></td><td>誤閉</td></tr> <tr><td>圧力スイッチ</td><td>不動作</td></tr> <tr><td></td><td>誤動作</td></tr> <tr><td>リミットスイッチ</td><td>不動作</td></tr> <tr><td>トルクスイッチ</td><td>誤動作</td></tr> <tr><td>手動スイッチ</td><td>不動作</td></tr> <tr><td></td><td>誤動作</td></tr> <tr><td>流量スイッチ</td><td>不動作</td></tr> <tr><td></td><td>誤動作</td></tr> <tr><td>水位スイッチ</td><td>不動作</td></tr> <tr><td></td><td>誤動作</td></tr> <tr><td>温度スイッチ</td><td>不動作</td></tr> <tr><td></td><td>誤動作</td></tr> <tr><td>充電器</td><td>機能喪失</td></tr> <tr><td>蓄電池</td><td>機能喪失</td></tr> <tr><td>変圧器</td><td>機能喪失</td></tr> <tr><td>母線</td><td>機能喪失</td></tr> <tr><td>インバータ(バイタル)</td><td>機能喪失</td></tr> <tr><td>後備用低電圧装置</td><td>機能喪失</td></tr> <tr><td>ヒューズ</td><td>誤断線</td></tr> </tbody> </table>	機器タイプ	故障モード	制御棒駆動装置	挿入失敗	リレー	不動作	電源切替用コンタクタ	誤動作	遅延リレー	不動作		誤動作	遮断器	開失敗	NFB	閉失敗	ドロップバイパス開閉器	誤開		誤閉	圧力スイッチ	不動作		誤動作	リミットスイッチ	不動作	トルクスイッチ	誤動作	手動スイッチ	不動作		誤動作	流量スイッチ	不動作		誤動作	水位スイッチ	不動作		誤動作	温度スイッチ	不動作		誤動作	充電器	機能喪失	蓄電池	機能喪失	変圧器	機能喪失	母線	機能喪失	インバータ(バイタル)	機能喪失	後備用低電圧装置	機能喪失	ヒューズ	誤断線		<p>第 3.1.1.e-3 表 機器タイプ及び故障モード (5/6)</p> <table border="1" data-bbox="1373 228 1836 1268"> <thead> <tr> <th>機器タイプ</th> <th>故障モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>制御棒駆動装置</td><td>挿入失敗</td></tr> <tr><td>リレー</td><td>不動作</td></tr> <tr><td>電源切替用コンタクタ</td><td>誤動作</td></tr> <tr><td>遅延リレー</td><td>不動作</td></tr> <tr><td></td><td>誤動作</td></tr> <tr><td>遮断器</td><td>開失敗</td></tr> <tr><td>NFB</td><td>閉失敗</td></tr> <tr><td>ドロップバイパス開閉器</td><td>誤開</td></tr> <tr><td></td><td>誤閉</td></tr> <tr><td>圧力スイッチ</td><td>不動作</td></tr> <tr><td></td><td>誤動作</td></tr> <tr><td>リミットスイッチ</td><td>不動作</td></tr> <tr><td>トルクスイッチ</td><td>誤動作</td></tr> <tr><td>手動スイッチ</td><td>不動作</td></tr> <tr><td></td><td>誤動作</td></tr> <tr><td>流量スイッチ</td><td>不動作</td></tr> <tr><td></td><td>誤動作</td></tr> <tr><td>水位スイッチ</td><td>不動作</td></tr> <tr><td></td><td>誤動作</td></tr> <tr><td>温度スイッチ</td><td>不動作</td></tr> <tr><td></td><td>誤動作</td></tr> <tr><td>充電器</td><td>機能喪失</td></tr> <tr><td>蓄電池</td><td>機能喪失</td></tr> <tr><td>変圧器</td><td>機能喪失</td></tr> <tr><td>母線</td><td>機能喪失</td></tr> <tr><td>インバータ(バイタル)</td><td>機能喪失</td></tr> <tr><td>後備用低電圧装置</td><td>機能喪失</td></tr> <tr><td>ヒューズ</td><td>誤断線</td></tr> </tbody> </table>	機器タイプ	故障モード	制御棒駆動装置	挿入失敗	リレー	不動作	電源切替用コンタクタ	誤動作	遅延リレー	不動作		誤動作	遮断器	開失敗	NFB	閉失敗	ドロップバイパス開閉器	誤開		誤閉	圧力スイッチ	不動作		誤動作	リミットスイッチ	不動作	トルクスイッチ	誤動作	手動スイッチ	不動作		誤動作	流量スイッチ	不動作		誤動作	水位スイッチ	不動作		誤動作	温度スイッチ	不動作		誤動作	充電器	機能喪失	蓄電池	機能喪失	変圧器	機能喪失	母線	機能喪失	インバータ(バイタル)	機能喪失	後備用低電圧装置	機能喪失	ヒューズ	誤断線	<p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>■記載充実のため、機器タイプと故障モードを記載して相違、大飯と比較する</p>
機器タイプ	故障モード																																																																																																																						
制御棒駆動装置	挿入失敗																																																																																																																						
リレー	不動作																																																																																																																						
電源切替用コンタクタ	誤動作																																																																																																																						
遅延リレー	不動作																																																																																																																						
	誤動作																																																																																																																						
遮断器	開失敗																																																																																																																						
NFB	閉失敗																																																																																																																						
ドロップバイパス開閉器	誤開																																																																																																																						
	誤閉																																																																																																																						
圧力スイッチ	不動作																																																																																																																						
	誤動作																																																																																																																						
リミットスイッチ	不動作																																																																																																																						
トルクスイッチ	誤動作																																																																																																																						
手動スイッチ	不動作																																																																																																																						
	誤動作																																																																																																																						
流量スイッチ	不動作																																																																																																																						
	誤動作																																																																																																																						
水位スイッチ	不動作																																																																																																																						
	誤動作																																																																																																																						
温度スイッチ	不動作																																																																																																																						
	誤動作																																																																																																																						
充電器	機能喪失																																																																																																																						
蓄電池	機能喪失																																																																																																																						
変圧器	機能喪失																																																																																																																						
母線	機能喪失																																																																																																																						
インバータ(バイタル)	機能喪失																																																																																																																						
後備用低電圧装置	機能喪失																																																																																																																						
ヒューズ	誤断線																																																																																																																						
機器タイプ	故障モード																																																																																																																						
制御棒駆動装置	挿入失敗																																																																																																																						
リレー	不動作																																																																																																																						
電源切替用コンタクタ	誤動作																																																																																																																						
遅延リレー	不動作																																																																																																																						
	誤動作																																																																																																																						
遮断器	開失敗																																																																																																																						
NFB	閉失敗																																																																																																																						
ドロップバイパス開閉器	誤開																																																																																																																						
	誤閉																																																																																																																						
圧力スイッチ	不動作																																																																																																																						
	誤動作																																																																																																																						
リミットスイッチ	不動作																																																																																																																						
トルクスイッチ	誤動作																																																																																																																						
手動スイッチ	不動作																																																																																																																						
	誤動作																																																																																																																						
流量スイッチ	不動作																																																																																																																						
	誤動作																																																																																																																						
水位スイッチ	不動作																																																																																																																						
	誤動作																																																																																																																						
温度スイッチ	不動作																																																																																																																						
	誤動作																																																																																																																						
充電器	機能喪失																																																																																																																						
蓄電池	機能喪失																																																																																																																						
変圧器	機能喪失																																																																																																																						
母線	機能喪失																																																																																																																						
インバータ(バイタル)	機能喪失																																																																																																																						
後備用低電圧装置	機能喪失																																																																																																																						
ヒューズ	誤断線																																																																																																																						

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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1.1.1.e-3表 機器タイプ及び故障モード (6/6)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機器タイプ</th> <th>故障モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">配線/電線</td> <td>断線</td> </tr> <tr> <td>地絡</td> </tr> <tr> <td>短絡</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">制御ケーブル</td> <td>短絡</td> </tr> <tr> <td>地絡</td> </tr> <tr> <td>断線</td> </tr> <tr> <td>MGセット (RPS, CRDM)</td> <td>機能喪失</td> </tr> <tr> <td>演算器</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td>電流/電圧・電圧変換器</td> <td>高出力/低出力</td> </tr> <tr> <td>カード(半導体ロジック回路) バイステープル</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">警報設定器</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td>誤動作</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">流量トランスミッタ</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td>高出力/低出力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">圧力トランスミッタ</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td>高出力/低出力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">水位トランスミッタ</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td>高出力/低出力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">温度検出器</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td>高出力/低出力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">放射能検出器</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td>高出力/低出力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">コントローラ</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td>高出力/低出力</td> </tr> <tr> <td>ヒーター ヒートトレース 空気熱交換器 (電気式)</td> <td>機能喪失</td> </tr> <tr> <td>アナンシエータ</td> <td>機能喪失</td> </tr> </tbody> </table>	機器タイプ	故障モード	配線/電線	断線	地絡	短絡	制御ケーブル	短絡	地絡	断線	MGセット (RPS, CRDM)	機能喪失	演算器	不動作	電流/電圧・電圧変換器	高出力/低出力	カード(半導体ロジック回路) バイステープル	不動作	警報設定器	不動作	誤動作	流量トランスミッタ	不動作	高出力/低出力	圧力トランスミッタ	不動作	高出力/低出力	水位トランスミッタ	不動作	高出力/低出力	温度検出器	不動作	高出力/低出力	放射能検出器	不動作	高出力/低出力	コントローラ	不動作	高出力/低出力	ヒーター ヒートトレース 空気熱交換器 (電気式)	機能喪失	アナンシエータ	機能喪失		<p>第3.1.1.e-3表 機器タイプ及び故障モード (6/6)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機器タイプ</th> <th>故障モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">配線/電線</td> <td>断線</td> </tr> <tr> <td>地絡</td> </tr> <tr> <td>短絡</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">制御ケーブル</td> <td>短絡</td> </tr> <tr> <td>地絡</td> </tr> <tr> <td>断線</td> </tr> <tr> <td>MGセット (RPS, CRDM)</td> <td>機能喪失</td> </tr> <tr> <td>演算器</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td>電流/電圧・電圧変換器</td> <td>高出力/低出力</td> </tr> <tr> <td>カード(半導体ロジック回路) バイステープル</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">警報設定器</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td>誤動作</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">流量トランスミッタ</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td>高出力/低出力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">圧力トランスミッタ</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td>高出力/低出力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">水位トランスミッタ</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td>高出力/低出力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">温度検出器</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td>高出力/低出力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">放射能検出器</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td>高出力/低出力</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">コントローラ</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td>高出力/低出力</td> </tr> <tr> <td>ヒーター ヒートトレース 空気熱交換器 (電気式)</td> <td>機能喪失</td> </tr> <tr> <td>アナンシエータ</td> <td>機能喪失</td> </tr> </tbody> </table>	機器タイプ	故障モード	配線/電線	断線	地絡	短絡	制御ケーブル	短絡	地絡	断線	MGセット (RPS, CRDM)	機能喪失	演算器	不動作	電流/電圧・電圧変換器	高出力/低出力	カード(半導体ロジック回路) バイステープル	不動作	警報設定器	不動作	誤動作	流量トランスミッタ	不動作	高出力/低出力	圧力トランスミッタ	不動作	高出力/低出力	水位トランスミッタ	不動作	高出力/低出力	温度検出器	不動作	高出力/低出力	放射能検出器	不動作	高出力/低出力	コントローラ	不動作	高出力/低出力	ヒーター ヒートトレース 空気熱交換器 (電気式)	機能喪失	アナンシエータ	機能喪失	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ■記載充実のため、機器タイプと故障モードを記載して差異、大飯と比較する
機器タイプ	故障モード																																																																																								
配線/電線	断線																																																																																								
	地絡																																																																																								
	短絡																																																																																								
制御ケーブル	短絡																																																																																								
	地絡																																																																																								
	断線																																																																																								
MGセット (RPS, CRDM)	機能喪失																																																																																								
演算器	不動作																																																																																								
電流/電圧・電圧変換器	高出力/低出力																																																																																								
カード(半導体ロジック回路) バイステープル	不動作																																																																																								
警報設定器	不動作																																																																																								
	誤動作																																																																																								
流量トランスミッタ	不動作																																																																																								
	高出力/低出力																																																																																								
圧力トランスミッタ	不動作																																																																																								
	高出力/低出力																																																																																								
水位トランスミッタ	不動作																																																																																								
	高出力/低出力																																																																																								
温度検出器	不動作																																																																																								
	高出力/低出力																																																																																								
放射能検出器	不動作																																																																																								
	高出力/低出力																																																																																								
コントローラ	不動作																																																																																								
	高出力/低出力																																																																																								
ヒーター ヒートトレース 空気熱交換器 (電気式)	機能喪失																																																																																								
アナンシエータ	機能喪失																																																																																								
機器タイプ	故障モード																																																																																								
配線/電線	断線																																																																																								
	地絡																																																																																								
	短絡																																																																																								
制御ケーブル	短絡																																																																																								
	地絡																																																																																								
	断線																																																																																								
MGセット (RPS, CRDM)	機能喪失																																																																																								
演算器	不動作																																																																																								
電流/電圧・電圧変換器	高出力/低出力																																																																																								
カード(半導体ロジック回路) バイステープル	不動作																																																																																								
警報設定器	不動作																																																																																								
	誤動作																																																																																								
流量トランスミッタ	不動作																																																																																								
	高出力/低出力																																																																																								
圧力トランスミッタ	不動作																																																																																								
	高出力/低出力																																																																																								
水位トランスミッタ	不動作																																																																																								
	高出力/低出力																																																																																								
温度検出器	不動作																																																																																								
	高出力/低出力																																																																																								
放射能検出器	不動作																																																																																								
	高出力/低出力																																																																																								
コントローラ	不動作																																																																																								
	高出力/低出力																																																																																								
ヒーター ヒートトレース 空気熱交換器 (電気式)	機能喪失																																																																																								
アナンシエータ	機能喪失																																																																																								

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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 3.1.1.e-4 表 システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット(1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>事故シーケンス</th> <th>主要なミニマルカットセット</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大破断 LOCA</td> <td>大破断 LOCA+低圧注入失敗 大破断 LOCA+蓄圧注入失敗 大破断 LOCA+低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗</td> <td>S 信号 A,B 両トレン CCF 蓄圧が出口逆止弁 134B,C,D 開失敗 CCF スプレイヘッドがオアフィス A(B)外部リーク+RHR 熱交換器 CCW 通水弁 114A(B)開失敗+スプレイ信号/S 信号の共用部 (ユニバーサルカード等) B(A)失敗 RHR ポンプ A 出口流量高信号発火+スプレイ信号 A トレン 失敗+海水ポンプ C 出口手動弁 503C の試験後の戻し忘れ</td> </tr> <tr> <td>中破断 LOCA</td> <td>中破断 LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗 中破断 LOCA+蓄圧注入失敗 中破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 中破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗</td> <td>再循環切替信号 A,B 両トレン CCF 低温側注入ライン手動弁 071B(C,D)閉塞 蓄圧タンク出口逆止弁 134B,C,D 開失敗 CCF スプレイ信号 A,B 両トレン CCF スプレイ熱交換器 CCW 通水弁 178A,B 開失敗 CCF</td> </tr> <tr> <td>小破断 LOCA</td> <td>小破断 LOCA+高圧再循環失敗 小破断 LOCA+補助給水失敗 小破断 LOCA+高圧注入失敗 小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗</td> <td>再循環切替信号 A,B 両トレン CCF 復水ピット閉塞 低温側注入ライン手動弁 071B(C,D)閉塞 スプレイ信号 A,B 両トレン CCF スプレイ熱交換器 CCW 通水弁 178A,B 開失敗 CCF 再循環切替信号 A,B 両トレン CCF</td> </tr> </tbody> </table> <p>CCF：共通要因故障</p>	起因事象	事故シーケンス	主要なミニマルカットセット	大破断 LOCA	大破断 LOCA+低圧注入失敗 大破断 LOCA+蓄圧注入失敗 大破断 LOCA+低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	S 信号 A,B 両トレン CCF 蓄圧が出口逆止弁 134B,C,D 開失敗 CCF スプレイヘッドがオアフィス A(B)外部リーク+RHR 熱交換器 CCW 通水弁 114A(B)開失敗+スプレイ信号/S 信号の共用部 (ユニバーサルカード等) B(A)失敗 RHR ポンプ A 出口流量高信号発火+スプレイ信号 A トレン 失敗+海水ポンプ C 出口手動弁 503C の試験後の戻し忘れ	中破断 LOCA	中破断 LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗 中破断 LOCA+蓄圧注入失敗 中破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 中破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	再循環切替信号 A,B 両トレン CCF 低温側注入ライン手動弁 071B(C,D)閉塞 蓄圧タンク出口逆止弁 134B,C,D 開失敗 CCF スプレイ信号 A,B 両トレン CCF スプレイ熱交換器 CCW 通水弁 178A,B 開失敗 CCF	小破断 LOCA	小破断 LOCA+高圧再循環失敗 小破断 LOCA+補助給水失敗 小破断 LOCA+高圧注入失敗 小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	再循環切替信号 A,B 両トレン CCF 復水ピット閉塞 低温側注入ライン手動弁 071B(C,D)閉塞 スプレイ信号 A,B 両トレン CCF スプレイ熱交換器 CCW 通水弁 178A,B 開失敗 CCF 再循環切替信号 A,B 両トレン CCF		<p>第 3.1.1.e-4 表 システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット(1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>事故シーケンス</th> <th>主要なミニマルカットセット</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大破断 LOCA</td> <td>大破断 LOCA+低圧注入失敗 大破断 LOCA+蓄圧注入失敗 大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td> <td>S 信号 A, B 両トレン 失火 共通原因故障 蓄圧タンク B(C)閉塞 格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁 177A, B 開失敗 共通原因故障+ 余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 117A, B 開失敗 共通原因故障 格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔離弁 013A(B) 開失敗+余熱除去 ポンプ A(B) 試験による待機除外+再循環サンプスクリーン B(A)閉塞</td> </tr> <tr> <td>中破断 LOCA</td> <td>中破断 LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環 失敗 中破断 LOCA+高圧注入失敗 中破断 LOCA+蓄圧注入失敗 中破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 中破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗</td> <td>再循環自動切替 許可操作 A, B 両トレン 失火 共通原因故障 高圧注入ポンプ出口 C/V 内側連絡弁 061A 閉塞 低温側配管注入ライン逆止弁 137B, C 開失敗 共通原因故障 格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔離弁 013A, B 開失敗 共通原因故障 格納容器スプレイ再循環失敗 再循環自動切替 許可操作 A, B 両トレン 失火 共通原因故障 補助給水ポンプ起動信号 失火 共通原因故障</td> </tr> <tr> <td>小破断 LOCA</td> <td>小破断 LOCA+高圧注入失敗 小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗</td> <td>低温側注入ライン手動弁 065B(C)閉塞 格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔離弁 013A, B 開失敗 共通原因故障 格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁 177A, B 開失敗 共通原因故障 再循環自動切替 許可操作 A, B 両トレン 失火 共通原因故障</td> </tr> </tbody> </table>	起因事象	事故シーケンス	主要なミニマルカットセット	大破断 LOCA	大破断 LOCA+低圧注入失敗 大破断 LOCA+蓄圧注入失敗 大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	S 信号 A, B 両トレン 失火 共通原因故障 蓄圧タンク B(C)閉塞 格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁 177A, B 開失敗 共通原因故障+ 余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 117A, B 開失敗 共通原因故障 格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔離弁 013A(B) 開失敗+余熱除去 ポンプ A(B) 試験による待機除外+再循環サンプスクリーン B(A)閉塞	中破断 LOCA	中破断 LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環 失敗 中破断 LOCA+高圧注入失敗 中破断 LOCA+蓄圧注入失敗 中破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 中破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	再循環自動切替 許可操作 A, B 両トレン 失火 共通原因故障 高圧注入ポンプ出口 C/V 内側連絡弁 061A 閉塞 低温側配管注入ライン逆止弁 137B, C 開失敗 共通原因故障 格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔離弁 013A, B 開失敗 共通原因故障 格納容器スプレイ再循環失敗 再循環自動切替 許可操作 A, B 両トレン 失火 共通原因故障 補助給水ポンプ起動信号 失火 共通原因故障	小破断 LOCA	小破断 LOCA+高圧注入失敗 小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	低温側注入ライン手動弁 065B(C)閉塞 格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔離弁 013A, B 開失敗 共通原因故障 格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁 177A, B 開失敗 共通原因故障 再循環自動切替 許可操作 A, B 両トレン 失火 共通原因故障	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載方針の相違 記載充実のため、泊はシステム信頼性評価結果として主要なミニマルカットセットも示しており、女川に記載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
起因事象	事故シーケンス	主要なミニマルカットセット																									
大破断 LOCA	大破断 LOCA+低圧注入失敗 大破断 LOCA+蓄圧注入失敗 大破断 LOCA+低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	S 信号 A,B 両トレン CCF 蓄圧が出口逆止弁 134B,C,D 開失敗 CCF スプレイヘッドがオアフィス A(B)外部リーク+RHR 熱交換器 CCW 通水弁 114A(B)開失敗+スプレイ信号/S 信号の共用部 (ユニバーサルカード等) B(A)失敗 RHR ポンプ A 出口流量高信号発火+スプレイ信号 A トレン 失敗+海水ポンプ C 出口手動弁 503C の試験後の戻し忘れ																									
中破断 LOCA	中破断 LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗 中破断 LOCA+蓄圧注入失敗 中破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 中破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	再循環切替信号 A,B 両トレン CCF 低温側注入ライン手動弁 071B(C,D)閉塞 蓄圧タンク出口逆止弁 134B,C,D 開失敗 CCF スプレイ信号 A,B 両トレン CCF スプレイ熱交換器 CCW 通水弁 178A,B 開失敗 CCF																									
小破断 LOCA	小破断 LOCA+高圧再循環失敗 小破断 LOCA+補助給水失敗 小破断 LOCA+高圧注入失敗 小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	再循環切替信号 A,B 両トレン CCF 復水ピット閉塞 低温側注入ライン手動弁 071B(C,D)閉塞 スプレイ信号 A,B 両トレン CCF スプレイ熱交換器 CCW 通水弁 178A,B 開失敗 CCF 再循環切替信号 A,B 両トレン CCF																									
起因事象	事故シーケンス	主要なミニマルカットセット																									
大破断 LOCA	大破断 LOCA+低圧注入失敗 大破断 LOCA+蓄圧注入失敗 大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	S 信号 A, B 両トレン 失火 共通原因故障 蓄圧タンク B(C)閉塞 格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁 177A, B 開失敗 共通原因故障+ 余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 117A, B 開失敗 共通原因故障 格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔離弁 013A(B) 開失敗+余熱除去 ポンプ A(B) 試験による待機除外+再循環サンプスクリーン B(A)閉塞																									
中破断 LOCA	中破断 LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環 失敗 中破断 LOCA+高圧注入失敗 中破断 LOCA+蓄圧注入失敗 中破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 中破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	再循環自動切替 許可操作 A, B 両トレン 失火 共通原因故障 高圧注入ポンプ出口 C/V 内側連絡弁 061A 閉塞 低温側配管注入ライン逆止弁 137B, C 開失敗 共通原因故障 格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔離弁 013A, B 開失敗 共通原因故障 格納容器スプレイ再循環失敗 再循環自動切替 許可操作 A, B 両トレン 失火 共通原因故障 補助給水ポンプ起動信号 失火 共通原因故障																									
小破断 LOCA	小破断 LOCA+高圧注入失敗 小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	低温側注入ライン手動弁 065B(C)閉塞 格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔離弁 013A, B 開失敗 共通原因故障 格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁 177A, B 開失敗 共通原因故障 再循環自動切替 許可操作 A, B 両トレン 失火 共通原因故障																									

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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3.1.1.e-4表 システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット(2/2)						
起回事象	事故シーケンス	主要なミニマルカットセット	起回事象	事故シーケンス	主要なミニマルカットセット	
原子炉補機 冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗 原子炉補機冷却機能喪失+加圧器過熱し弁/安全弁 LOCA 原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失 外部電源喪失+補助給水失敗	復水ピット閉塞 加圧器安全弁 055(056,057)再閉止失敗 RCP シール LOCA 発生 3a DG-(A)(B)連続運転失敗+DG-B(A)試験による停機除外 復水ピット閉塞				
2次冷却系の破断	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	「破断ループ側タービン駆動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元弁 576A 閉止操作失敗(HE)」 + 「破断ループ側タービン駆動補助給水ポンプ蒸気供給ライン逆止弁 576A 閉失敗」により、健全側ループの蒸気が破断側ループへ流出				
蒸気発生器 伝熱管破損	2次冷却系の破断+補助給水失敗 蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗 蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	2次冷却系破断事象診断通過による破断 SG ループへの給水停止失敗 復水ピット閉塞 SGTR 事象診断通過による破損 SG への給水停止失敗+主蒸気管破断 復水ピット閉塞				
主給水流量喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	復水ピット閉塞				
過渡事象	過渡事象+補助給水失敗	復水ピット閉塞				
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	復水ピット閉塞				
手動停止	手動停止+補助給水失敗	弁除除去ポンプ吸込み側での事象発生				
ATWS	ATWS	原子炉トリップ回路作動失敗 CCF				
起回事象	事故シーケンス	主要なミニマルカットセット	起回事象	事故シーケンス	主要なミニマルカットセット	
原子炉補機 冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗 原子炉補機冷却機能喪失+加圧器過熱し弁/安全弁 LOCA 原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失 外部電源喪失+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗共通原因故障 加圧器安全弁 055(056,057)再閉止失敗 RCP シール LOCA 発生 DG 室空調系 空気が動タンハ 2741, 2742 閉止失敗共通原因故障 補助給水ピット閉塞				
外部電源喪失	外部電源喪失+補助給水失敗	「破断ループ側タービン駆動補助給水ポンプ蒸気ライン元弁 576A 閉失敗(HE)」 + 「破断ループ側タービン駆動補助給水ポンプ蒸気ライン逆止弁 576A 閉失敗」により健全側ループの蒸気が破断側ループへ流出				
2次冷却系の破断	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	2次系破断事象診断通過による破断 SG ループへの給水停止失敗				
蒸気発生器伝熱管 破損	蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗 蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗共通原因故障 タービン駆動補助給水ポンプ蒸気ライン元弁 576A 閉止失敗				
主給水流量喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗共通原因故障				
過渡事象	過渡事象+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗共通原因故障				
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	弁除除去ポンプ吸込み側での事象発生				
手動停止	手動停止+補助給水失敗	原子炉トリップ回路作動失敗 CCF				
ATWS	ATWS	原子炉トリップ回路作動失敗 CCF				

【女川】
 ■記載方針の相違
 ・記載充実のため、泊はシステ
 ム信頼性評価結果として主要
 なミニマルカットセットも示
 しており、女川に記載がない
 ため大飯と比較する
 【大飯】
 ■個別評価による相違
 【大飯】
 ■記載方針の相違
 ・泊は主要なミニマルカット
 セットがない場合は「-」と記
 載している（玄海と同様）

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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3.1.1.e-3表 代表的なFTの非信頼度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>システム系統</th> <th>FTの非信頼度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">過渡事象 /手動停止</td> <td>HPCS</td> <td>1.7E-03</td> </tr> <tr> <td>RCIC</td> <td>2.8E-03</td> </tr> <tr> <td>手動減圧</td> <td>1.3E-01</td> </tr> <tr> <td>LPCS</td> <td>9.9E-04</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">手動停止</td> <td>LPCI (A/B/C)</td> <td>1.2E-03</td> </tr> <tr> <td>RHR (A/B)</td> <td>1.3E-03</td> </tr> <tr> <td>給水系</td> <td>3.7E-03</td> </tr> <tr> <td>復水系</td> <td>8.1E-03</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">LOCA</td> <td>主復水器による除熱</td> <td>1.1E-02</td> </tr> <tr> <td>HPCS</td> <td>2.3E-03</td> </tr> <tr> <td>RCIC</td> <td>1.0E-02</td> </tr> <tr> <td>手動減圧及び自動減圧</td> <td>6.3E-06</td> </tr> <tr> <td>LPCS</td> <td>9.4E-04</td> </tr> <tr> <td>LPCI (A/B/C)</td> <td>1.2E-03</td> </tr> <tr> <td>RHR (A/B)</td> <td>1.2E-03</td> </tr> <tr> <td>スクラム電気系</td> <td>1.7E-08</td> </tr> <tr> <td>スクラム機械系</td> <td>5.1E-11</td> </tr> <tr> <td>非常用電源 (A/B)</td> <td>4.8E-03</td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	システム系統	FTの非信頼度	過渡事象 /手動停止	HPCS	1.7E-03	RCIC	2.8E-03	手動減圧	1.3E-01	LPCS	9.9E-04	手動停止	LPCI (A/B/C)	1.2E-03	RHR (A/B)	1.3E-03	給水系	3.7E-03	復水系	8.1E-03	LOCA	主復水器による除熱	1.1E-02	HPCS	2.3E-03	RCIC	1.0E-02	手動減圧及び自動減圧	6.3E-06	LPCS	9.4E-04	LPCI (A/B/C)	1.2E-03	RHR (A/B)	1.2E-03	スクラム電気系	1.7E-08	スクラム機械系	5.1E-11	非常用電源 (A/B)	4.8E-03	<p>第3.1.1.e-5表 代表的なFTの非信頼度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>システム系統</th> <th>FTの非信頼度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">過渡事象 /手動停止</td> <td>補助給水</td> <td>5.6E-05</td> </tr> <tr> <td>補助給水</td> <td>4.6E-05</td> </tr> <tr> <td>低圧注入</td> <td>1.3E-04</td> </tr> <tr> <td>低圧再循環</td> <td>8.8E-04</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">LOCA事象</td> <td>高圧注入</td> <td>6.0E-03</td> </tr> <tr> <td>高圧再循環</td> <td>7.7E-04</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ注入</td> <td>1.9E-04</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ再循環</td> <td>9.2E-04</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入</td> <td>4.3E-04</td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>1.8E-07</td> </tr> <tr> <td>非常用所内交流電源</td> <td>7.2E-04</td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	システム系統	FTの非信頼度	過渡事象 /手動停止	補助給水	5.6E-05	補助給水	4.6E-05	低圧注入	1.3E-04	低圧再循環	8.8E-04	LOCA事象	高圧注入	6.0E-03	高圧再循環	7.7E-04	格納容器スプレイ注入	1.9E-04	格納容器スプレイ再循環	9.2E-04	蓄圧注入	4.3E-04	原子炉トリップ	1.8E-07	非常用所内交流電源	7.2E-04	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <p>■ 個別評価による相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■ 記載方針の相違</p> <p>・ 女川実績の反映</p>
起回事象	システム系統	FTの非信頼度																																																																						
過渡事象 /手動停止	HPCS	1.7E-03																																																																						
	RCIC	2.8E-03																																																																						
	手動減圧	1.3E-01																																																																						
	LPCS	9.9E-04																																																																						
手動停止	LPCI (A/B/C)	1.2E-03																																																																						
	RHR (A/B)	1.3E-03																																																																						
	給水系	3.7E-03																																																																						
	復水系	8.1E-03																																																																						
LOCA	主復水器による除熱	1.1E-02																																																																						
	HPCS	2.3E-03																																																																						
	RCIC	1.0E-02																																																																						
	手動減圧及び自動減圧	6.3E-06																																																																						
	LPCS	9.4E-04																																																																						
	LPCI (A/B/C)	1.2E-03																																																																						
	RHR (A/B)	1.2E-03																																																																						
	スクラム電気系	1.7E-08																																																																						
	スクラム機械系	5.1E-11																																																																						
	非常用電源 (A/B)	4.8E-03																																																																						
起回事象	システム系統	FTの非信頼度																																																																						
過渡事象 /手動停止	補助給水	5.6E-05																																																																						
	補助給水	4.6E-05																																																																						
	低圧注入	1.3E-04																																																																						
	低圧再循環	8.8E-04																																																																						
LOCA事象	高圧注入	6.0E-03																																																																						
	高圧再循環	7.7E-04																																																																						
	格納容器スプレイ注入	1.9E-04																																																																						
	格納容器スプレイ再循環	9.2E-04																																																																						
	蓄圧注入	4.3E-04																																																																						
	原子炉トリップ	1.8E-07																																																																						
	非常用所内交流電源	7.2E-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 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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 1.1.1.f-1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (1/6)</p> <div style="border: 2px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center; 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できません。</p>	<p>第 3.1.1.f-1 表 同一システム内で共通要因故障を考慮している対象機器群及び故障モード</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">機器</th> <th style="width: 80%;">故障モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">ポンプ</td> <td>起動失敗</td> </tr> <tr> <td>継続運転失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">ファン</td> <td>起動失敗</td> </tr> <tr> <td>継続運転失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">弁</td> <td>作動失敗</td> </tr> <tr> <td>開/閉失敗</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">検出器 トリップ設定器 リレー</td> <td>不動作</td> </tr> <tr> <td>誤動作</td> </tr> </tbody> </table>	機器	故障モード	ポンプ	起動失敗	継続運転失敗	ファン	起動失敗	継続運転失敗	弁	作動失敗	開/閉失敗	検出器 トリップ設定器 リレー	不動作	誤動作	<p>第 3.1.1.f-1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (1/6)</p> <div style="border: 2px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center; 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> <p>■記載方針の相違</p> <p>・記載充実のため、泊は第 3.1.1.e-3 表に記載の各機器の故障モードに対して共通要因故障のモデル化の要否を表に網羅的に記載しているため、大飯と比較する（青色表示）（以降、同様の相違は「記載方針の相違」と記載し説明を省略）</p>
機器	故障モード																
ポンプ	起動失敗																
	継続運転失敗																
ファン	起動失敗																
	継続運転失敗																
弁	作動失敗																
	開/閉失敗																
検出器 トリップ設定器 リレー	不動作																
	誤動作																

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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="712 336 741 1118">第3.1.1.f-2表 システム間の共通要因故障を考慮するシステム及び機器</p> <table border="1" data-bbox="772 320 1245 1134"> <thead> <tr> <th data-bbox="779 858 831 1134">系統</th> <th data-bbox="779 320 831 858">機器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="831 858 891 1134">交流電源</td> <td data-bbox="831 320 891 858">非常用D/G-A, B</td> </tr> <tr> <td data-bbox="891 858 952 1134">直流電源</td> <td data-bbox="891 320 952 858">蓄電池A, B</td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 858 1012 1134">低圧ECCS自動起動信号</td> <td data-bbox="952 320 1012 858">検出器, トリップ設定器</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1012 858 1072 1134">RHR-A, B, C</td> <td data-bbox="1012 320 1072 858">ポンプ, 電動弁, 逆止弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1072 858 1133 1134">RCW-A, B</td> <td data-bbox="1072 320 1133 858">ポンプ, 電動弁, 逆止弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1133 858 1193 1134">RSW-A, B</td> <td data-bbox="1133 320 1193 858">ポンプ, 電動弁, 逆止弁</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1193 858 1245 1134">非常用D/G空調</td> <td data-bbox="1193 320 1245 858">非常用D/G-A, Bの送風機</td> </tr> </tbody> </table>	系統	機器	交流電源	非常用D/G-A, B	直流電源	蓄電池A, B	低圧ECCS自動起動信号	検出器, トリップ設定器	RHR-A, B, C	ポンプ, 電動弁, 逆止弁	RCW-A, B	ポンプ, 電動弁, 逆止弁	RSW-A, B	ポンプ, 電動弁, 逆止弁	非常用D/G空調	非常用D/G-A, Bの送風機		<p data-bbox="1921 212 1973 233">【女川】</p> <p data-bbox="1921 245 2051 266">■記載方針の相違</p> <p data-bbox="1921 279 2136 539">・泊は3.1.1.e.の①で示している評価対象とするシステムのうち冗長化されているものにおいて共通要因故障を考慮しており、共通要因故障を考慮する機器及び故障モードは第3.1.1.f-1表に記載している（大飯についても同様）</p>
系統	機器																		
交流電源	非常用D/G-A, B																		
直流電源	蓄電池A, B																		
低圧ECCS自動起動信号	検出器, トリップ設定器																		
RHR-A, B, C	ポンプ, 電動弁, 逆止弁																		
RCW-A, B	ポンプ, 電動弁, 逆止弁																		
RSW-A, B	ポンプ, 電動弁, 逆止弁																		
非常用D/G空調	非常用D/G-A, Bの送風機																		

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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="136 229 613 248">第1.1.1.f-1表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (2/6)</p> <div data-bbox="96 248 629 1038" style="border: 2px solid black; height: 495px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="288 1123 674 1142">枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>		<p data-bbox="1373 220 1816 239">第3.1.1.f-1表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (2/6)</p> <div data-bbox="1321 239 1877 1066" style="border: 2px solid black; height: 518px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1368 1075 1816 1094">□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません</p>	<p data-bbox="1915 212 1973 231">【女川】</p> <p data-bbox="1915 244 2049 263">■記載方針の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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1.1.1.f1表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (3/6)</p> <div style="border: 2px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center; 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できません。</p>		<p>第3.1.1.f-1表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (3/6)</p> <div style="border: 2px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center; 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</p>	<p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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1.1.1.f-1表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード(4/6)</p> <div data-bbox="107 263 638 1018" style="border: 2px solid black; height: 473px; width: 237px;"></div> <p style="text-align: center; border: 1px solid black; width: fit-content; margin: 0 auto;">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3.1.1.f-1表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード(4/6)</p> <div data-bbox="1337 242 1890 1029" style="border: 2px solid black; height: 493px; width: 247px;"></div> <p style="text-align: center; border: 1px solid black; width: fit-content; margin: 0 auto;">：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> <p>■記載方針の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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1.1.1.f-1表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (5/6)</p> <div style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center; 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できません。</p>		<p>第3.1.1.f-1表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (5/6)</p> <div style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center; 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> <p>■記載方針の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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3.1.1.(f)表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (0/0)</p> <div style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 2px;">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3.1.1.(f)表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (0/0)</p> <div style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 2px;">□：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> <p>■ 記載方針の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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 1.1.1.f-2 表 共通要因故障パラメータ (抜粋)												<p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・使用している CCF パラメータが相違しており、また、泊は大飯と同様に機器タイプの故障モードごとに文献に基づいた共通要因故障パラメータを使用しているため、大飯と比較する。(着色せず)</p>	
機器タイプ	故障モード	CCF 要否	機器総数	MGLパラメータ ^{※1}			β	γ	δ	β	γ		δ
				β	γ	δ							
電動ポンプ (純水)	起動失敗 制御回路の作動失敗 遮断器作動失敗	○	2	3.72E-02	-	-	0.52	0.67	0.1	0.039	0.065		0.008
			3	3.13E-02	3.63E-01	-							
			4	2.93E-02	4.76E-01	2.99E-01							
	継続運転失敗 遮断器誤作動	○	2	9.01E-02	-	-							
			3	6.19E-02	5.00E-01	-							
			4	4.72E-02	7.50E-01	3.33E-01							
電動弁 (純水-Pooled ^{※1})	閉失敗 制御回路の作動失敗	○	2	1.62E-02	-	-							
			3	1.37E-02	3.59E-01	-							
			4	1.26E-02	5.10E-01	2.63E-01							
	閉失敗 制御回路の作動失敗	○	2	4.13E-03	-	-							
			3	8.18E-03	7.09E-03	-							
			4	1.22E-02	1.29E-02	3.57E-02							
	誤開又は誤閉	○	2	3.16E-02	-	-							
			3	5.04E-02	1.43E-01	-							
			4	5.89E-02	3.21E-01	5.89E-02							
	外部リーク	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	内部リーク	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	閉塞	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
第 3.1.1.f-3 表 共通要因故障パラメータの一覧													
機器種類	出典	β	γ	δ	β	γ	δ	β	γ	δ	β	γ	δ
ポンプ	NUREG/CR-1205 Rev.1	0.039	0.52	-	0.039	0.52	-	0.039	0.52	-	0.039	0.52	-
弁類	NUREG/CR-1363 Rev.1	0.13	0.565	-	0.13	0.565	-	0.13	0.565	-	0.13	0.565	-
DG	NUREG-1150	0.021	-	-	0.021	-	-	0.021	-	-	0.021	-	-
検出器及び警報設定器	NUREG/CR-2771	0.082	0.67	-	0.082	0.67	-	0.082	0.67	-	0.082	0.67	-
スクラムコンダクター(リレー)	SECY-83-293	0.05	0.1	-	0.05	0.1	-	0.05	0.1	-	0.05	0.1	-
蓄電池	NUREG-1150	0.008	-	-	0.008	-	-	0.008	-	-	0.008	-	-
※1 Pooled機器：同種の機器をグループ化したもの													
※2 「CCF Parameter Estimations 2010 (NUREG/CR-5497の改訂版)」より													
β：2つ以上の機器が同時に故障する割合													
γ：2つ以上の機器が同時に故障した中で、3つ以上が同時に故障する割合													
δ：3つ以上の機器が同時に故障した中で、4つ以上が同時に故障する割合													
※3 ユニファクターは、共通原因故障によって多重故障(2弁以上)が発生したとき、それが3重以上の故障である条件付確率。													

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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3.1.1.g-1表 人的過誤の評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">起因事象発生前</th> <th style="width: 30%;">人的過誤</th> <th style="width: 15%;">過誤確率 (平均値)</th> <th style="width: 10%;">EF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2"></td> <td>手動弁の開け忘れ・閉め忘れ</td> <td>4.0E-04</td> <td>5</td> </tr> <tr> <td>SDV 警報の検出失敗</td> <td>2.9E-04</td> <td>11</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">起因事象発生後</td> <td>高圧注水系作動後の水位制御操作</td> <td>5.8E-03</td> <td>9</td> </tr> <tr> <td>RCIC 水源切替操作</td> <td>6.8E-03</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>高圧注水系自動起動失敗後の手動バックアップ操作</td> <td>5.8E-03</td> <td>9</td> </tr> <tr> <td>ADS・低圧 ECCS 自動起動失敗後の手動バックアップ操作</td> <td>1.3E-01</td> <td>10</td> </tr> <tr> <td>原子炉注水後の RHR による格納容器除熱操作</td> <td>1.7E-04</td> <td>5</td> </tr> <tr> <td>MSIV 開操作失敗</td> <td>7.3E-03</td> <td>7</td> </tr> <tr> <td>給復水関連操作失敗</td> <td>5.8E-03</td> <td>9</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D/G・D/G フアンの自動起動失敗後の手動バックアップ操作</td> <td>5.8E-03</td> <td>9</td> </tr> </tbody> </table>	起因事象発生前	人的過誤	過誤確率 (平均値)	EF		手動弁の開け忘れ・閉め忘れ	4.0E-04	5	SDV 警報の検出失敗	2.9E-04	11	起因事象発生後	高圧注水系作動後の水位制御操作	5.8E-03	9	RCIC 水源切替操作	6.8E-03	8	高圧注水系自動起動失敗後の手動バックアップ操作	5.8E-03	9	ADS・低圧 ECCS 自動起動失敗後の手動バックアップ操作	1.3E-01	10	原子炉注水後の RHR による格納容器除熱操作	1.7E-04	5	MSIV 開操作失敗	7.3E-03	7	給復水関連操作失敗	5.8E-03	9		D/G・D/G フアンの自動起動失敗後の手動バックアップ操作	5.8E-03	9	<p style="text-align: center;">第3.1.1.g-1表 人的過誤の評価結果(1/2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;"></th> <th style="width: 60%;">人的過誤</th> <th style="width: 15%;">過誤確率 (平均値)</th> <th style="width: 15%;">EF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">起因事象発生前</td> <td>3A-原子炉補機冷却海水ポンプ出口弁(3V-SW-503B)戻し忘れ</td> <td>1.6E-03</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>3B-原子炉補機冷却海水ポンプ出口弁(3V-SW-503D)戻し忘れ</td> <td>1.6E-03</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td rowspan="14">起因事象発生後</td> <td>低温再循環自動切替信号許可(A)操作器操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>低温再循環自動切替信号許可(B)操作器操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3B-補助給水隔離弁(3V-FW-589B)閉ロック操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3B-電動補助給水ポンプ出口流量調節弁(3V-FW-582B)の操作器「全開」操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3B-主蒸気隔離弁(3V-MS-528B)Aトレン閉操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3B-主蒸気隔離弁(3V-MS-528B)Bトレン閉操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気B主蒸気ライン元弁(3V-MS-575A)閉操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気B主蒸気ライン元弁(3V-MS-575A)開状態誤取失敗</td> <td>8.3E-04</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気B主蒸気ライン元弁(3V-MS-575A)閉操作失敗(現場)</td> <td>5.5E-04</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>3B-補助給水隔離弁(3V-FW-589B)閉操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3B-補助給水ポンプ出口流量調節弁(3V-FW-582B)の操作器「全閉」操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3B-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁(3V-CC-117B)開操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3B-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁(3V-CC-177B)開操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> </tbody> </table>		人的過誤	過誤確率 (平均値)	EF	起因事象発生前	3A-原子炉補機冷却海水ポンプ出口弁(3V-SW-503B)戻し忘れ	1.6E-03	4	3B-原子炉補機冷却海水ポンプ出口弁(3V-SW-503D)戻し忘れ	1.6E-03	4	起因事象発生後	低温再循環自動切替信号許可(A)操作器操作失敗	8.6E-04	8	低温再循環自動切替信号許可(B)操作器操作失敗	8.6E-04	8	3B-補助給水隔離弁(3V-FW-589B)閉ロック操作失敗	8.6E-04	8	3B-電動補助給水ポンプ出口流量調節弁(3V-FW-582B)の操作器「全開」操作失敗	8.6E-04	8	3B-主蒸気隔離弁(3V-MS-528B)Aトレン閉操作失敗	8.6E-04	8	3B-主蒸気隔離弁(3V-MS-528B)Bトレン閉操作失敗	8.6E-04	8	3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気B主蒸気ライン元弁(3V-MS-575A)閉操作失敗	8.6E-04	8	3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気B主蒸気ライン元弁(3V-MS-575A)開状態誤取失敗	8.3E-04	4	3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気B主蒸気ライン元弁(3V-MS-575A)閉操作失敗(現場)	5.5E-04	3	3B-補助給水隔離弁(3V-FW-589B)閉操作失敗	8.6E-04	8	3B-補助給水ポンプ出口流量調節弁(3V-FW-582B)の操作器「全閉」操作失敗	8.6E-04	8	3B-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁(3V-CC-117B)開操作失敗	8.6E-04	8	3B-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁(3V-CC-177B)開操作失敗	8.6E-04	8	<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>
起因事象発生前	人的過誤	過誤確率 (平均値)	EF																																																																																								
	手動弁の開け忘れ・閉め忘れ	4.0E-04	5																																																																																								
	SDV 警報の検出失敗	2.9E-04	11																																																																																								
起因事象発生後	高圧注水系作動後の水位制御操作	5.8E-03	9																																																																																								
	RCIC 水源切替操作	6.8E-03	8																																																																																								
	高圧注水系自動起動失敗後の手動バックアップ操作	5.8E-03	9																																																																																								
	ADS・低圧 ECCS 自動起動失敗後の手動バックアップ操作	1.3E-01	10																																																																																								
	原子炉注水後の RHR による格納容器除熱操作	1.7E-04	5																																																																																								
	MSIV 開操作失敗	7.3E-03	7																																																																																								
	給復水関連操作失敗	5.8E-03	9																																																																																								
	D/G・D/G フアンの自動起動失敗後の手動バックアップ操作	5.8E-03	9																																																																																								
	人的過誤	過誤確率 (平均値)	EF																																																																																								
起因事象発生前	3A-原子炉補機冷却海水ポンプ出口弁(3V-SW-503B)戻し忘れ	1.6E-03	4																																																																																								
	3B-原子炉補機冷却海水ポンプ出口弁(3V-SW-503D)戻し忘れ	1.6E-03	4																																																																																								
起因事象発生後	低温再循環自動切替信号許可(A)操作器操作失敗	8.6E-04	8																																																																																								
	低温再循環自動切替信号許可(B)操作器操作失敗	8.6E-04	8																																																																																								
	3B-補助給水隔離弁(3V-FW-589B)閉ロック操作失敗	8.6E-04	8																																																																																								
	3B-電動補助給水ポンプ出口流量調節弁(3V-FW-582B)の操作器「全開」操作失敗	8.6E-04	8																																																																																								
	3B-主蒸気隔離弁(3V-MS-528B)Aトレン閉操作失敗	8.6E-04	8																																																																																								
	3B-主蒸気隔離弁(3V-MS-528B)Bトレン閉操作失敗	8.6E-04	8																																																																																								
	3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気B主蒸気ライン元弁(3V-MS-575A)閉操作失敗	8.6E-04	8																																																																																								
	3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気B主蒸気ライン元弁(3V-MS-575A)開状態誤取失敗	8.3E-04	4																																																																																								
	3-タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気B主蒸気ライン元弁(3V-MS-575A)閉操作失敗(現場)	5.5E-04	3																																																																																								
	3B-補助給水隔離弁(3V-FW-589B)閉操作失敗	8.6E-04	8																																																																																								
	3B-補助給水ポンプ出口流量調節弁(3V-FW-582B)の操作器「全閉」操作失敗	8.6E-04	8																																																																																								
	3B-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁(3V-CC-117B)開操作失敗	8.6E-04	8																																																																																								
	3B-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁(3V-CC-177B)開操作失敗	8.6E-04	8																																																																																								

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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3.1.1.g-1表 人的過誤の評価結果(2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>人的過誤</th> <th>過誤確率 (平均値)</th> <th>EF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="15">起因事象発生後</td> <td>Bヘッダ 3B-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁3V-CC-117Bor3B-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁3V-CC-177B 負荷制御操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3A-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁(3V-CC-117A) 開操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3A-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁(3V-CC-177A) 開操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3B-安全補機閉閉器室給気ファン(3VSF27B) 起動操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3C-空調用冷水ポンプ(3CHP1C) 起動操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3D-空調用冷水ポンプ(3CHP1D) 起動操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3-空調用冷水B母管入口隔離弁(3V-CI-012B) 開操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3C-空調用冷凍機(3CHE1C) 起動操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3D-空調用冷凍機(3CHE1D) 起動操作失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3A-安全補機閉閉器室給気ファントリップ警報 読取失敗</td> <td>8.6E-04</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>3A,B-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水出口弁(3V-SW-567Aまたは3V-SW-567B) 閉操作失敗</td> <td>5.5E-03</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>3C,D-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水出口弁(3V-SW-567Cまたは3V-SW-567D) 閉操作失敗</td> <td>5.5E-03</td> <td>3</td> </tr> </tbody> </table>		人的過誤	過誤確率 (平均値)	EF	起因事象発生後	Bヘッダ 3B-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁3V-CC-117Bor3B-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁3V-CC-177B 負荷制御操作失敗	8.6E-04	8	3A-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁(3V-CC-117A) 開操作失敗	8.6E-04	8	3A-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁(3V-CC-177A) 開操作失敗	8.6E-04	8	3B-安全補機閉閉器室給気ファン(3VSF27B) 起動操作失敗	8.6E-04	8	3C-空調用冷水ポンプ(3CHP1C) 起動操作失敗	8.6E-04	8	3D-空調用冷水ポンプ(3CHP1D) 起動操作失敗	8.6E-04	8	3-空調用冷水B母管入口隔離弁(3V-CI-012B) 開操作失敗	8.6E-04	8	3C-空調用冷凍機(3CHE1C) 起動操作失敗	8.6E-04	8	3D-空調用冷凍機(3CHE1D) 起動操作失敗	8.6E-04	8	3A-安全補機閉閉器室給気ファントリップ警報 読取失敗	8.6E-04	8	3A,B-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水出口弁(3V-SW-567Aまたは3V-SW-567B) 閉操作失敗	5.5E-03	3	3C,D-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水出口弁(3V-SW-567Cまたは3V-SW-567D) 閉操作失敗	5.5E-03	3	<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>
	人的過誤	過誤確率 (平均値)	EF																																									
起因事象発生後	Bヘッダ 3B-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁3V-CC-117Bor3B-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁3V-CC-177B 負荷制御操作失敗	8.6E-04	8																																									
	3A-余熱除去冷却器補機冷却水出口弁(3V-CC-117A) 開操作失敗	8.6E-04	8																																									
	3A-格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁(3V-CC-177A) 開操作失敗	8.6E-04	8																																									
	3B-安全補機閉閉器室給気ファン(3VSF27B) 起動操作失敗	8.6E-04	8																																									
	3C-空調用冷水ポンプ(3CHP1C) 起動操作失敗	8.6E-04	8																																									
	3D-空調用冷水ポンプ(3CHP1D) 起動操作失敗	8.6E-04	8																																									
	3-空調用冷水B母管入口隔離弁(3V-CI-012B) 開操作失敗	8.6E-04	8																																									
	3C-空調用冷凍機(3CHE1C) 起動操作失敗	8.6E-04	8																																									
	3D-空調用冷凍機(3CHE1D) 起動操作失敗	8.6E-04	8																																									
	3A-安全補機閉閉器室給気ファントリップ警報 読取失敗	8.6E-04	8																																									
	3A,B-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水出口弁(3V-SW-567Aまたは3V-SW-567B) 閉操作失敗	5.5E-03	3																																									
	3C,D-原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水出口弁(3V-SW-567Cまたは3V-SW-567D) 閉操作失敗	5.5E-03	3																																									

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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3.1.1.1.1表 炉心損傷シーケンスグループ</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 60%;">炉心損傷シーケンスの特徴</th> <th style="width: 40%;">シーケンスグループ</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 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 詳細には、 ● 非常用 D/G 2 台・HPCS 機能喪失及びバッテリー枯渇に伴う RCIC 機能喪失 ● バッテリの故障により非常用 D/G 2 台の起動に失敗し、HPCS も機能喪失 ● 非常用 D/G 2 台が機能喪失し、さらに HPCS 及び RCIC も機能喪失し炉心損傷 ● 非常用 D/G 2 台が機能喪失し、さらに HPCS 及び S/R 非再閉鎖失敗による RCIC 機能喪失 前滅熱除去機能喪失 原子炉停止機能喪失 格納容器バイパス(インターフューシステム LOCA) </td> <td> LOCA 後の注水失敗 AE SIE S2E TQUV TQUX TB 長期 TB TBD TRU TBP* TW TC ISLOCA </td> </tr> </tbody> </table>	炉心損傷シーケンスの特徴	シーケンスグループ	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 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 詳細には、 ● 非常用 D/G 2 台・HPCS 機能喪失及びバッテリー枯渇に伴う RCIC 機能喪失 ● バッテリの故障により非常用 D/G 2 台の起動に失敗し、HPCS も機能喪失 ● 非常用 D/G 2 台が機能喪失し、さらに HPCS 及び RCIC も機能喪失し炉心損傷 ● 非常用 D/G 2 台が機能喪失し、さらに HPCS 及び S/R 非再閉鎖失敗による RCIC 機能喪失 前滅熱除去機能喪失 原子炉停止機能喪失 格納容器バイパス(インターフューシステム LOCA)	LOCA 後の注水失敗 AE SIE S2E TQUV TQUX TB 長期 TB TBD TRU TBP* TW TC ISLOCA		<p>【女川】</p> <p>■ 記載方針の相違</p> <p>・ 事故シーケンスグループの分類の相違により、泊は本文中に記載した事故シーケンスグループがそのまま事故シーケンスグループとなるため、表は作成していない。(大飯についても泊と同様)</p>
炉心損傷シーケンスの特徴	シーケンスグループ						
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 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 詳細には、 ● 非常用 D/G 2 台・HPCS 機能喪失及びバッテリー枯渇に伴う RCIC 機能喪失 ● バッテリの故障により非常用 D/G 2 台の起動に失敗し、HPCS も機能喪失 ● 非常用 D/G 2 台が機能喪失し、さらに HPCS 及び RCIC も機能喪失し炉心損傷 ● 非常用 D/G 2 台が機能喪失し、さらに HPCS 及び S/R 非再閉鎖失敗による RCIC 機能喪失 前滅熱除去機能喪失 原子炉停止機能喪失 格納容器バイパス(インターフューシステム LOCA)	LOCA 後の注水失敗 AE SIE S2E TQUV TQUX TB 長期 TB TBD TRU TBP* TW TC ISLOCA						

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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3.1.1.1.b-2表 主要シナシグループの評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>事故シナシグループの概要</th> <th>事故シナシグループ</th> <th>発生頻度 [1/10年]</th> <th>寄与割合 [%]</th> <th>主要カットセット</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非隔離事象</td> <td>非隔離事象発生後、注水に成功するが除熱に失敗</td> <td>TW</td> <td>2.9E-05</td> <td>52.6</td> <td>①RHR 手動操作失敗 ②RHR ポンプ起動失敗共通要因故障</td> </tr> <tr> <td>RPS 誤動作等</td> <td>RPS 誤動作等発生後、注水に成功するが除熱に失敗</td> <td>TW</td> <td>9.4E-06</td> <td>17.0</td> <td>①RHR 手動操作失敗 ②RHR ポンプ起動失敗共通要因故障</td> </tr> <tr> <td>隔離事象</td> <td>隔離事象発生後、注水に成功するが除熱に失敗</td> <td>TW</td> <td>4.6E-06</td> <td>8.4</td> <td>①RHR 手動操作失敗 ②RHR ポンプ起動失敗共通要因故障</td> </tr> <tr> <td>水位低下事象</td> <td>水位低下事象発生後、注水に成功するが除熱に失敗</td> <td>TW</td> <td>4.6E-06</td> <td>8.4</td> <td>①RHR 手動操作失敗 ②RHR ポンプ起動失敗共通要因故障</td> </tr> <tr> <td>通常停止</td> <td>通常停止後、注水に成功するが除熱に失敗（給水系による注水失敗後、HPCS による注水に成功）</td> <td>TW</td> <td>2.7E-06</td> <td>4.8</td> <td>①RCW ポンプ継続運転失敗共通要因故障 ②RSW ポンプ継続運転失敗共通要因故障</td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	事故シナシグループの概要	事故シナシグループ	発生頻度 [1/10年]	寄与割合 [%]	主要カットセット	非隔離事象	非隔離事象発生後、注水に成功するが除熱に失敗	TW	2.9E-05	52.6	①RHR 手動操作失敗 ②RHR ポンプ起動失敗共通要因故障	RPS 誤動作等	RPS 誤動作等発生後、注水に成功するが除熱に失敗	TW	9.4E-06	17.0	①RHR 手動操作失敗 ②RHR ポンプ起動失敗共通要因故障	隔離事象	隔離事象発生後、注水に成功するが除熱に失敗	TW	4.6E-06	8.4	①RHR 手動操作失敗 ②RHR ポンプ起動失敗共通要因故障	水位低下事象	水位低下事象発生後、注水に成功するが除熱に失敗	TW	4.6E-06	8.4	①RHR 手動操作失敗 ②RHR ポンプ起動失敗共通要因故障	通常停止	通常停止後、注水に成功するが除熱に失敗（給水系による注水失敗後、HPCS による注水に成功）	TW	2.7E-06	4.8	①RCW ポンプ継続運転失敗共通要因故障 ②RSW ポンプ継続運転失敗共通要因故障	<p style="text-align: center;">第3.1.1.1.b-1表 主要シナシグループの評価結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>事故シナシグループの概要</th> <th>事故シナシグループ</th> <th>発生頻度 [1/10年]</th> <th>寄与割合 [%]</th> <th>主要カットセット</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失発生後、RCPシナシLOCAが発生</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>2.0E-04</td> <td>88.2</td> <td>①RCPシナシLOCA発生</td> </tr> <tr> <td>手動停止</td> <td>手動停止後、給水に失敗</td> <td>2次冷却系からの除熱機能喪失</td> <td>1.3E-05</td> <td>5.7</td> <td>①補助給水ポンプ起動信号失敗 共通要因故障 ②補助給水ピット閉塞</td> </tr> <tr> <td>過渡事象</td> <td>過渡事象発生後、給水に失敗</td> <td>2次冷却系からの除熱機能喪失</td> <td>5.4E-06</td> <td>2.4</td> <td>①補助給水ポンプ起動信号失敗 共通要因故障 ②補助給水ピット閉塞</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>外部電源喪失発生後、非常用所内交流電源の給電に失敗</td> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>3.5E-06</td> <td>1.5</td> <td>①配管空調系 変気作動ダンパ 2741, 2712 開失敗共通原因故障 ②IV信号 A, B両トレン共通原因故障</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA</td> <td>小破断LOCA発生後、注水に失敗</td> <td>ECS注水機能喪失</td> <td>1.3E-06</td> <td>0.6</td> <td>①低温側注入ライン手動弁 065B(C)閉塞 ②低温側注入ラインオリフィス 911(912)閉塞</td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	事故シナシグループの概要	事故シナシグループ	発生頻度 [1/10年]	寄与割合 [%]	主要カットセット	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失発生後、RCPシナシLOCAが発生	原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-04	88.2	①RCPシナシLOCA発生	手動停止	手動停止後、給水に失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失	1.3E-05	5.7	①補助給水ポンプ起動信号失敗 共通要因故障 ②補助給水ピット閉塞	過渡事象	過渡事象発生後、給水に失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失	5.4E-06	2.4	①補助給水ポンプ起動信号失敗 共通要因故障 ②補助給水ピット閉塞	外部電源喪失	外部電源喪失発生後、非常用所内交流電源の給電に失敗	全交流動力電源喪失	3.5E-06	1.5	①配管空調系 変気作動ダンパ 2741, 2712 開失敗共通原因故障 ②IV信号 A, B両トレン共通原因故障	小破断LOCA	小破断LOCA発生後、注水に失敗	ECS注水機能喪失	1.3E-06	0.6	①低温側注入ライン手動弁 065B(C)閉塞 ②低温側注入ラインオリフィス 911(912)閉塞	<p>【女川】 ■ 個別評価による相違</p> <p>【大飯】 ■ 記載方針の相違 ・ 女川実績の反映</p>
起回事象	事故シナシグループの概要	事故シナシグループ	発生頻度 [1/10年]	寄与割合 [%]	主要カットセット																																																																						
非隔離事象	非隔離事象発生後、注水に成功するが除熱に失敗	TW	2.9E-05	52.6	①RHR 手動操作失敗 ②RHR ポンプ起動失敗共通要因故障																																																																						
RPS 誤動作等	RPS 誤動作等発生後、注水に成功するが除熱に失敗	TW	9.4E-06	17.0	①RHR 手動操作失敗 ②RHR ポンプ起動失敗共通要因故障																																																																						
隔離事象	隔離事象発生後、注水に成功するが除熱に失敗	TW	4.6E-06	8.4	①RHR 手動操作失敗 ②RHR ポンプ起動失敗共通要因故障																																																																						
水位低下事象	水位低下事象発生後、注水に成功するが除熱に失敗	TW	4.6E-06	8.4	①RHR 手動操作失敗 ②RHR ポンプ起動失敗共通要因故障																																																																						
通常停止	通常停止後、注水に成功するが除熱に失敗（給水系による注水失敗後、HPCS による注水に成功）	TW	2.7E-06	4.8	①RCW ポンプ継続運転失敗共通要因故障 ②RSW ポンプ継続運転失敗共通要因故障																																																																						
起回事象	事故シナシグループの概要	事故シナシグループ	発生頻度 [1/10年]	寄与割合 [%]	主要カットセット																																																																						
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失発生後、RCPシナシLOCAが発生	原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-04	88.2	①RCPシナシLOCA発生																																																																						
手動停止	手動停止後、給水に失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失	1.3E-05	5.7	①補助給水ポンプ起動信号失敗 共通要因故障 ②補助給水ピット閉塞																																																																						
過渡事象	過渡事象発生後、給水に失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失	5.4E-06	2.4	①補助給水ポンプ起動信号失敗 共通要因故障 ②補助給水ピット閉塞																																																																						
外部電源喪失	外部電源喪失発生後、非常用所内交流電源の給電に失敗	全交流動力電源喪失	3.5E-06	1.5	①配管空調系 変気作動ダンパ 2741, 2712 開失敗共通原因故障 ②IV信号 A, B両トレン共通原因故障																																																																						
小破断LOCA	小破断LOCA発生後、注水に失敗	ECS注水機能喪失	1.3E-06	0.6	①低温側注入ライン手動弁 065B(C)閉塞 ②低温側注入ラインオリフィス 911(912)閉塞																																																																						

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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1.1.1.h-1表 起回事象別炉心損傷頻度					第3.1.1.b-3表 起回事象別炉心損傷頻度					第3.1.1.a-2表 起回事象別炉心損傷頻度					【女川】【大飯】 ■個別評価による相違 【女川】 ■記載方針の相違 ・記載充実のため、泊は単位や寄与割合を記載している（大飯と同様）
起回事象	起回事象発生頻度(／炉年)	条件付炉心損傷確率(CCDP)	炉心損傷頻度(／炉年)	寄与割合	起回事象	起回事象発生頻度	炉心損傷頻度(／炉年)	条件付き炉心損傷確率	起回事象	起回事象発生頻度(／炉年)	条件付炉心損傷確率(CCDP)	炉心損傷頻度(／炉年)	寄与割合		
原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-04	2.2E-01	4.3E-05	66.9%	非隔離事象	1.7E-01	2.9E-05	1.7E-04	原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-04	1.0E-00	2.0E-04	88.6%		
外部電源喪失	4.8E-03	1.8E-03	8.7E-06	13.5%	隔離事象	2.7E-02	4.7E-06	1.7E-04	手動停止	2.3E-01	5.6E-05	1.3E-05	5.7%		
手動停止	2.3E-01	2.4E-05	5.5E-06	8.6%	全給水喪失	1.0E-02	1.7E-06	1.7E-04	過渡事象	9.7E-02	5.6E-05	5.4E-06	2.4%		
小破断LOCA	2.2E-04	1.0E-02	2.3E-06	3.6%	水位低下事象	2.7E-02	4.7E-06	1.7E-04	外部電源喪失	4.8E-03	7.5E-04	3.6E-06	1.6%		
過渡事象	9.7E-02	2.4E-05	2.3E-06	3.6%	RPS誤動作等	5.5E-02	9.5E-06	1.7E-04	小破断LOCA	2.2E-04	7.1E-03	1.6E-06	0.7%		
2次冷却系の破断	4.3E-04	2.8E-03	1.2E-06	1.9%	外部電源喪失	4.2E-03	8.2E-07	2.0E-04	2次冷却系の破断	4.3E-04	2.7E-03	1.2E-06	0.5%		
中破断LOCA	6.8E-05	1.0E-02	7.1E-07	1.1%	S/R弁誤開放	1.0E-03	1.7E-07	1.7E-04	主給水流量喪失	1.1E-02	5.6E-05	6.2E-07	0.3%		
蒸気発生器伝熱管破損	3.2E-03	1.0E-04	3.2E-07	0.5%	小破断LOCA	3.0E-04	5.2E-08	1.7E-04	蒸気発生器伝熱管破損	2.4E-03	1.6E-04	3.9E-07	0.2%		
主給水流量喪失	1.1E-02	2.5E-05	2.7E-07	0.4%	中破断LOCA	2.0E-04	3.4E-08	1.7E-04	中破断LOCA	6.8E-05	1.6E-03	1.1E-07	<0.1%		
ATWS	1.2E-08	1.0E+00	1.2E-08	<0.1%	大破断LOCA	2.0E-05	3.4E-09	1.7E-04	大破断LOCA	2.2E-05	1.3E-03	2.9E-08	<0.1%		
大破断LOCA	2.2E-05	2.1E-04	4.6E-09	<0.1%	原子炉補機冷却系故障	区分Ⅰ 7.2E-04 区分Ⅱ 7.2E-04	1.5E-08 9.5E-07	2.1E-05 1.3E-03	ATWS	1.2E-08	1.0E+00	1.2E-08	<0.1%		
インターフェイシステムLOCA	3.0E-11	1.0E+00	3.0E-11	<0.1%	交流電源故障	区分Ⅰ 1.5E-04 区分Ⅱ 1.5E-04	4.2E-09 2.0E-07	2.8E-05 1.3E-03	インターフェイシステムLOCA	3.0E-11	1.0E+00	3.0E-11	<0.1%		
合計			6.4E-05	100%	直流電源故障	区分Ⅰ 2.8E-04 区分Ⅱ 2.8E-04	8.0E-09 3.7E-07	2.9E-05 1.3E-03	合計			2.3E-04	100%		
					タービン・サポート系故障	7.2E-04	1.2E-07	1.7E-04							
					通常停止	1.7E+00	2.7E-06	1.6E-06							
					1SLOCA	9.4E-08	5.1E-09	5.4E-02							
					合計	—	5.5E-05	—							

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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3.1.1.h-4表 事故シークエンスグループ別の炉心損傷頻度</p> <table border="1" data-bbox="786 268 1200 1018"> <thead> <tr> <th>事故シークエンスグループ</th> <th>炉心損傷頻度（/炉年）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>TQUX</td><td>1.9E-07</td></tr> <tr><td>TQUV</td><td>2.9E-11</td></tr> <tr><td>TW</td><td>5.5E-05</td></tr> <tr><td>長期TB</td><td>6.1E-11</td></tr> <tr><td>TBU</td><td>1.3E-12</td></tr> <tr><td>TBP</td><td>9.3E-13</td></tr> <tr><td>TBD</td><td>4.5E-12</td></tr> <tr><td>AE</td><td>4.2E-14</td></tr> <tr><td>S1E</td><td>3.3E-12</td></tr> <tr><td>S2E</td><td>5.5E-14</td></tr> <tr><td>ISLOCA</td><td>2.4E-09</td></tr> <tr><td>TC</td><td>3.9E-09</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.5E-05</td></tr> </tbody> </table>	事故シークエンスグループ	炉心損傷頻度（/炉年）	TQUX	1.9E-07	TQUV	2.9E-11	TW	5.5E-05	長期TB	6.1E-11	TBU	1.3E-12	TBP	9.3E-13	TBD	4.5E-12	AE	4.2E-14	S1E	3.3E-12	S2E	5.5E-14	ISLOCA	2.4E-09	TC	3.9E-09	合計	5.5E-05	<p>第3.1.1.h-3表 事故シークエンスグループ別の炉心損傷頻度</p> <table border="1" data-bbox="1314 244 1892 563"> <thead> <tr> <th>事故シークエンスグループ</th> <th>炉心損傷頻度（/炉年）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>2次冷却系からの除熱機能喪失</td><td>2.0E-05</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失</td><td>3.5E-06</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却機能喪失</td><td>2.0E-04</td></tr> <tr><td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td><td>8.3E-08</td></tr> <tr><td>原子炉停止機能喪失</td><td>1.2E-08</td></tr> <tr><td>ECCS注水機能喪失</td><td>1.4E-06</td></tr> <tr><td>ECCS再循環機能喪失</td><td>2.4E-07</td></tr> <tr><td>格納容器バイパス</td><td>2.8E-07</td></tr> </tbody> </table>	事故シークエンスグループ	炉心損傷頻度（/炉年）	2次冷却系からの除熱機能喪失	2.0E-05	全交流動力電源喪失	3.5E-06	原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-04	原子炉格納容器の除熱機能喪失	8.3E-08	原子炉停止機能喪失	1.2E-08	ECCS注水機能喪失	1.4E-06	ECCS再循環機能喪失	2.4E-07	格納容器バイパス	2.8E-07	<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>
事故シークエンスグループ	炉心損傷頻度（/炉年）																																																
TQUX	1.9E-07																																																
TQUV	2.9E-11																																																
TW	5.5E-05																																																
長期TB	6.1E-11																																																
TBU	1.3E-12																																																
TBP	9.3E-13																																																
TBD	4.5E-12																																																
AE	4.2E-14																																																
S1E	3.3E-12																																																
S2E	5.5E-14																																																
ISLOCA	2.4E-09																																																
TC	3.9E-09																																																
合計	5.5E-05																																																
事故シークエンスグループ	炉心損傷頻度（/炉年）																																																
2次冷却系からの除熱機能喪失	2.0E-05																																																
全交流動力電源喪失	3.5E-06																																																
原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-04																																																
原子炉格納容器の除熱機能喪失	8.3E-08																																																
原子炉停止機能喪失	1.2E-08																																																
ECCS注水機能喪失	1.4E-06																																																
ECCS再循環機能喪失	2.4E-07																																																
格納容器バイパス	2.8E-07																																																

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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3.1.1.1.b-5表 炉心損傷シナシスに寄与する要因別の分析結果

事故シナシスグループ	事故シナシス	シナシス別炉心損傷頻度(1/年)	寄与割合(%)	グループ別炉心損傷頻度(1/年)	寄与割合(%)	
1	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗+低圧注水失敗+低圧注水失敗+低圧注水失敗	1.5E+11	0.1	2.0E+11	0.1
		過渡事象+SMB西側失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	5.4E+12	0.1		
2	高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+高圧注水失敗	1.9E+07	0.3	1.0E+07	0.3
		過渡事象+高圧注水失敗+高圧注水失敗	8.3E+09	0.1		
3	全交換動力電源喪失	全交換動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SMB西側失敗+低圧注水失敗	4.1E+11	0.1	6.3E+11	0.1
		全交換動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SMB西側失敗+低圧注水失敗	9.3E+13	0.1		
4	融断熱除去機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	4.5E+12	0.1	5.3E+05	99.7
		過渡事象+SMB西側失敗+低圧注水失敗	5.1E+05	91.4		
5	原子炉停止機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	1.4E+07	0.2	3.0E+09	0.1
		過渡事象+SMB西側失敗+低圧注水失敗	2.7E+06	4.8		
6	LOCA時注水機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	7.2E+09	0.1	3.4E+12	0.1
		過渡事象+SMB西側失敗+低圧注水失敗	1.7E+06	3.0		
7	格納容器のバイパス(インジェクション)システム(LOCA)	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	4.3E+09	0.1	2.4E+09	0.1
		過渡事象+SMB西側失敗+低圧注水失敗	3.0E+08	0.2		
合計						

第3.1.1.1.b-4表 事故シナシスグループ別の分析結果

事故シナシスグループ	事故シナシス	シナシス別炉心損傷頻度(1/年)	寄与割合(%)	グループ別炉心損傷頻度(1/年)	寄与割合(%)	
1	2次冷却系からの除熱機能喪失	小破断LOCA+凝縮器水失敗	1.0E+08	0.1	2.0E+05	9.0
		高圧注水失敗+凝縮器水失敗	6.2E+07	0.3		
2	全交換動力電源喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	1.3E+07	0.1	3.5E+06	1.5
		過渡事象+高圧注水失敗+高圧注水失敗	3.0E+09	0.1		
3	原子炉制御棒制御機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	1.1E+07	0.1	2.0E+04	88.6
		過渡事象+SMB西側失敗+低圧注水失敗	3.5E+06	0.2		
4	原子炉格納容器の除熱機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	2.7E+08	0.1	8.3E+08	0.1
		過渡事象+SMB西側失敗+低圧注水失敗	2.9E+09	0.1		
5	原子炉停止機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	3.0E+08	0.1	1.2E+08	0.1
		過渡事象+SMB西側失敗+低圧注水失敗	2.9E+09	0.1		
6	ECCS注水機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	2.5E+11	0.1	1.4E+06	0.6
		過渡事象+SMB西側失敗+低圧注水失敗	2.5E+08	0.1		
7	ECCS前段機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	1.7E+08	0.1	2.4E+07	0.1
		過渡事象+SMB西側失敗+低圧注水失敗	5.3E+08	0.1		
8	格納容器バイパス	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	1.7E+07	0.1	2.8E+07	0.1
		過渡事象+SMB西側失敗+低圧注水失敗	2.0E+11	0.1		
合計						

【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

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別添3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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1.1.1.h-2表 炉心損傷シーケンスの分析結果(1/6)</p> <p>主要なカットセット</p> <p>①.復水ピット閉塞 ②.SG-A,B,C,D水位計の作動失敗(CCF)による補助給水ポンプ起動失敗 ③.補助給水系各機器の外部リーク</p> <p>手動停止と同様 ①.2次冷却系破断事象診断過誤による破断SGグループへの給水停止失敗 ②.復水ピット閉塞</p> <p>手動停止と同様 ①.復水ピット閉塞 ②.補助給水系各機器の外部リーク</p> <p>①.復水ピット閉塞 ②.SG-A,B,C,D水位計の作動失敗(CCF)による補助給水ポンプ起動失敗 ③.補助給水系各機器の外部リーク</p> <p>①.復水ピット閉塞 ②.SG入口電動弁574A,B,C,Dのうちの2つの同時閉塞 ③.補助給水系各機器の外部リーク</p> <p>①.「破断グループ側タービン補助給水ポンプ蒸気供給ライン弁575A閉止操作失敗(H/E)」+「破断グループ側タービン補助給水ポンプ蒸気供給ライン弁576A閉止操作失敗」により健全側グループの蒸気が破断グループへへ流出 ②.健全グループ主蒸気隔離弁536B閉止失敗 ③.健全グループ主蒸気隔離弁533A(C,D)閉止失敗+破断グループ主蒸気隔離弁536B閉止失敗</p>			<p>第3.1.1.h-6表 事故シーケンスの分析結果(1/7)</p> <p>主要なカットセット</p> <p>①.復水ピット閉塞 ②.SG-A,B,C,D水位計の作動失敗(CCF)による補助給水ポンプ起動失敗 ③.補助給水系各機器の外部リーク</p> <p>手動停止と同様 ①.2次冷却系破断事象診断過誤による破断SGグループへの給水停止失敗 ②.復水ピット閉塞</p> <p>手動停止と同様 ①.復水ピット閉塞 ②.補助給水系各機器の外部リーク</p> <p>①.復水ピット閉塞 ②.SG入口電動弁574A,B,C,Dのうちの2つの同時閉塞 ③.補助給水系各機器の外部リーク</p> <p>①.「破断グループ側タービン補助給水ポンプ蒸気供給ライン弁575A閉止操作失敗(H/E)」+「破断グループ側タービン補助給水ポンプ蒸気供給ライン弁576A閉止操作失敗」により健全側グループの蒸気が破断グループへへ流出 ②.健全グループ主蒸気隔離弁536B閉止失敗 ③.健全グループ主蒸気隔離弁533A(C,D)閉止失敗+破断グループ主蒸気隔離弁536B閉止失敗</p>			<p>第3.1.1.h-5表 事故シーケンスの分析結果(1/4)</p> <p>主要なカットセット</p> <p>①.補助給水ポンプ蒸気供給ライン弁575A閉止操作失敗(H/E) ②.補助給水ポンプ蒸気供給ライン弁576A閉止操作失敗 ③.破断グループ側タービン補助給水ポンプ蒸気供給ライン弁575A閉止操作失敗(H/E) ④.破断グループ側タービン補助給水ポンプ蒸気供給ライン弁576A閉止操作失敗 ⑤.健全グループ主蒸気隔離弁536B閉止失敗 ⑥.健全グループ主蒸気隔離弁533A(C,D)閉止失敗+破断グループ主蒸気隔離弁536B閉止失敗</p>			<p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p>
<p>手動停止</p> <p>過度事象</p> <p>2次冷却系の破断</p> <p>主給水流量喪失</p> <p>外部電源喪失</p> <p>2次冷却系からの熱機破断喪失</p>	<p>補助給水失敗</p> <p>補助給水失敗</p> <p>補助給水失敗</p> <p>補助給水失敗</p> <p>補助給水失敗</p> <p>補助給水失敗</p> <p>補助給水失敗</p> <p>主蒸気隔離失敗</p> <p>2次冷却系の破断</p>	<p>CDF (1/年)</p> <p>5.5E-06</p> <p>2.3E-06</p> <p>1.2E-06</p> <p>2.7E-07</p> <p>1.2E-07</p> <p>7.7E-08</p> <p>5.0E-09</p> <p>6.5E-11</p>	<p>手動停止</p> <p>過度事象</p> <p>2次冷却系の破断</p> <p>主給水流量喪失</p> <p>外部電源喪失</p> <p>2次冷却系からの熱機破断喪失</p>	<p>補助給水失敗</p> <p>補助給水失敗</p> <p>補助給水失敗</p> <p>補助給水失敗</p> <p>補助給水失敗</p> <p>補助給水失敗</p> <p>補助給水失敗</p> <p>主蒸気隔離失敗</p> <p>2次冷却系の破断</p>	<p>CDF (1/年)</p> <p>7.0E-06</p> <p>2.5E-06</p> <p>1.2E-07</p> <p>2.0E-06</p> <p>4.8E-08</p> <p>1.0E-09</p> <p>1.3E-09</p> <p>4.1E-09</p> <p>1.7E-10</p> <p>1.2E-10</p> <p>9.2E-11</p> <p>3.4E-11</p> <p>3.2E-11</p> <p>6.1E-12</p>	<p>手動停止</p> <p>過度事象</p> <p>2次冷却系の破断</p> <p>主給水流量喪失</p> <p>外部電源喪失</p> <p>2次冷却系からの熱機破断喪失</p>	<p>CDF (1/年)</p> <p>1.3E-5</p> <p>5.4E-6</p> <p>1.2E-6</p> <p>6.2E-7</p> <p>1.3E-7</p> <p>1.1E-7</p> <p>1.0E-8</p> <p>7.7E-11</p>	<p>手動停止</p> <p>過度事象</p> <p>2次冷却系の破断</p> <p>主給水流量喪失</p> <p>外部電源喪失</p> <p>2次冷却系からの熱機破断喪失</p>	<p>CDF (1/年)</p> <p>7.0E-06</p> <p>2.5E-06</p> <p>1.2E-07</p> <p>2.0E-06</p> <p>4.8E-08</p> <p>1.0E-09</p> <p>1.3E-09</p> <p>4.1E-09</p> <p>1.7E-10</p> <p>1.2E-10</p> <p>9.2E-11</p> <p>3.4E-11</p> <p>3.2E-11</p> <p>6.1E-12</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 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	
事故シナリオ	CDF (1/99年)	発生割合 (全シナリオ)	CDF (1/99年)	発生割合 (全シナリオ)	CDF (1/99年)	発生割合 (全シナリオ)	
小破断 LOCA	2.6E-08	<0.1%	3.6E-8	<0.1%	3.6E-8	<0.1%	
中破断 LOCA	1.6E-08	<0.1%	4.7E-8	<0.1%	4.7E-8	<0.1%	
大破断 LOCA	8.1E-09	<0.1%	1.1E-8	<0.1%	1.1E-8	<0.1%	
原子炉格納容器の除熱機能喪失	4.8E-09	<0.1%	8.9E-9	<0.1%	8.9E-9	<0.1%	
低圧再循環失敗 + スプレイ再循環失敗	7.8E-12	<0.1%	6.2E-12	<0.1%	6.2E-12	<0.1%	
スプレイ注入失敗 + 低圧再循環成功	8.0E-13	<0.1%	3.0E-13	<0.1%	3.0E-13	<0.1%	
主要なカットセット	CDF (1/99年)	発生割合 (全シナリオ)	CDF (1/99年)	発生割合 (全シナリオ)	CDF (1/99年)	発生割合 (全シナリオ)	
① スプレイ熱交換器CCW通水弁178A,B開閉失敗CCF	6.7E-09	26%	9.1E-09	25%	9.1E-09	25%	
② スプレイ信号ABBトレン失敗	3.0E-09	11%	3.0E-09	8%	3.0E-09	6%	
③ 再循環切替信号ABBトレン失敗	2.5E-09	9%	2.3E-09	33%	2.3E-09	11%	
④ スプレイ熱交換器CCW通水弁178B(A)開閉失敗	1.4E-09	5%	8.7E-09	35%	8.7E-09	33%	
⑤ スプレイ熱交換器CCW通水弁503Cの試験後の戻し忘れ(HE)	5.9E-10	2%	5.9E-10	33%	5.9E-10	33%	
⑥ 再循環ポンプ駆動電圧003A,B開閉失敗CCF	5.0E-10	2%	5.0E-10	35%	5.0E-10	35%	
⑦ スプレイ信号ABBトレンCCF	5.4E-09	15%	5.4E-09	35%	5.4E-09	35%	
⑧ スプレイ信号ABBトレン失敗	2.3E-09	8%	2.3E-09	35%	2.3E-09	35%	
⑨ スプレイ熱交換器CCW通水弁024A,B開閉失敗CCF	6.7E-10	4%	6.7E-10	4%	6.7E-10	4%	
小破断LOCAと同様							
① RHRポンプA出口流量高倍信発失敗+スプレイ信号Aトレン失敗+海水ポンプC出口手動弁509Cの試験後の戻し忘れ(HE)	4.5E-13	6%	4.5E-13	6%	4.5E-13	6%	
② 3A2動力圧差センサー機能喪失による「RHR熱交換器CCW通水弁114A」及び「スプレイ熱交換器CCW通水弁178A」開閉失敗+海水ポンプC出口手動弁509Cの試験後の戻し忘れ(HE)	2.2E-13	3%	2.2E-13	3%	2.2E-13	3%	
③ スプレイヘッドアダプタO/AIS(A/B)外部リーク+RHR熱交換器CCW通水弁114(A/B)開閉失敗+スプレイ信号S/Bの共用部(ユニバーサルカード等)B(A)失敗	2.7E-13	34%	2.7E-13	34%	2.7E-13	34%	

第3.1.1.h-6表 事故シナリオの分析結果(3/7)

事故シナリオ	CDF (1/99年)	発生割合 (全シナリオ)	主要なカットセット	CDF (1/99年)	発生割合 (全シナリオ)
空冷凝縮力電機喪失(再循環電圧+低圧再循環失敗)+HPC失敗	6.1E-11	<0.1%	再循環電圧喪失+再電圧目失敗(C05) +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱	6.1E-11	16.1%
再循環電圧喪失+再電圧目失敗(C05) +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱	6.3E-11	<0.1%	再循環電圧喪失+再電圧目失敗(C05) +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱	6.3E-11	16.1%
空冷凝縮力電機喪失(再循環電圧+低圧再循環失敗)+高圧注水失敗	1.3E-12	<0.1%	再循環電圧喪失+再電圧目失敗(C05) +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱	1.3E-12	3.7%
再循環電圧喪失+再電圧目失敗(C05) +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱	1.3E-12	<0.1%	再循環電圧喪失+再電圧目失敗(C05) +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱	1.3E-12	3.7%
空冷凝縮力電機喪失(再循環電圧+低圧再循環失敗)+HPC失敗	4.3E-12	<0.1%	再循環電圧喪失+再電圧目失敗(C05) +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱	4.3E-12	12.1%
再循環電圧喪失+再電圧目失敗(C05) +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱	4.3E-12	<0.1%	再循環電圧喪失+再電圧目失敗(C05) +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱 +再電圧目失敗による停機除熱	4.3E-12	12.1%

第3.1.1.h-5表 事故シナリオの分析結果(3/4)

事故シナリオ	CDF (1/99年)	発生割合 (全シナリオ)	主要なカットセット	CDF (1/99年)	発生割合 (全シナリオ)
小破断 LOCA	3.6E-8	<0.1%	①格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177A,B開閉失敗 +格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177A(B)開閉失敗 +格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177B(A)開閉失敗 +格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177B(B)開閉失敗	3.6E-8	8%
小破断 LOCA	4.7E-8	<0.1%	①格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177A(B)開閉失敗 +格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177B(A)開閉失敗 +格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177B(B)開閉失敗 +格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177A(A)開閉失敗	4.7E-8	6%
中破断 LOCA	1.1E-8	<0.1%	①格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177A,B開閉失敗 +格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177A(B)開閉失敗 +格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177B(A)開閉失敗 +格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177B(B)開閉失敗	1.1E-8	33%
中破断 LOCA	8.9E-9	<0.1%	①格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177A(B)開閉失敗 +格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177B(A)開閉失敗 +格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177B(B)開閉失敗 +格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177A(A)開閉失敗	8.9E-9	33%
大破断 LOCA	6.2E-12	<0.1%	①格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177A,B開閉失敗 +格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177A(B)開閉失敗 +格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177B(A)開閉失敗 +格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177B(B)開閉失敗	6.2E-12	11%
大破断 LOCA	3.0E-13	<0.1%	①格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177A,B開閉失敗 +格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177A(B)開閉失敗 +格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177B(A)開閉失敗 +格納容器スプレイ冷却器冷却水出口弁177B(B)開閉失敗	3.0E-13	7%

【女川】 【大飯】
 ■個別評価による相違

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1 PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉

事故シナリオ	CDF (1/年)	寄与割合 (全シナリオ)	主要なカットセット	CDF (1/年)	寄与割合 (全シナリオ)
蒸気発生器 伝熱管破損	2.4E-07	0.4%	① SGR事象診断過誤による破損SGへの給水停止失敗 +主蒸気管破断 ② タービン動補給水ポンプ蒸気供給ライン元弁575A閉 止失敗	8.6E-08	36%
格納容器 バイパス	3.0E-11	<0.1%	③ 主蒸気ライン圧力高信号失敗による主蒸気速がし弁 3820閉失敗+主蒸気安全弁526B再閉止失敗 ④ タービンハンバイパス弁閉信号失敗 +破損SG主蒸気安全弁526B再閉止失敗	3.1E-08	13%
破損側 蒸気発生器 隔離失敗	—	—	—	1.6E-08	6%
インターフェイス システムLOCA	—	—	—	1.6E-08	6%

女川原子力発電所2号炉

第3.1.1.h-6表 事故シナリオの分析結果(6/7)

事故シナリオ	CDF (1/年)	寄与割合 (全シナリオ)	主要なカットセット	CDF (1/年)	寄与割合 (全シナリオ)
格納容器 バイパス	2.4E-09	0.1%	IS/LOCA (配管配管、隔離失敗)	2.3E-09	90.3%
IS/LOCA	2.4E-09	0.1%	IS/LOCA (高圧配管、隔離失敗)	2.3E-10	9.5%

第3.1.1.h-5表 事故シナリオの分析結果(7/7)

事故シナリオ	CDF (1/年)	寄与割合 (全シナリオ)	主要なカットセット	CDF (1/年)	寄与割合 (全シナリオ)
原子炉停止 機能喪失	—	—	—	—	—
小破損 LOCA	—	—	—	—	—
中破損 LOCA	—	—	—	—	—
大破損 LOCA	—	—	—	—	—
ECS 基本 機能喪失	—	—	—	—	—
中破損 LOCA	—	—	—	—	—
小破損 LOCA	—	—	—	—	—
ECS 再稼働 機能喪失	—	—	—	—	—
大破損 LOCA	—	—	—	—	—
蒸気発生器伝熱管破損 隔離失敗	—	—	—	—	—
格納容器バイパス	—	—	—	—	—
インターフェイスシステムLOCA	—	—	—	—	—

泊発電所3号炉

泊と女川、大飯の事故シナリオの分析結果の記載を比較するため、別添 3-3.1-3.1.1-119 ページ (点線部分) を再掲している

【女川】【大飯】
 ■個別評価による相違

事故シナリオ	CDF (1/年)	寄与割合 (全シナリオ)	主要なカットセット	CDF (1/年)	寄与割合 (全シナリオ)
原子炉停止 機能喪失	—	—	—	—	—
小破損 LOCA	—	—	—	—	—
中破損 LOCA	—	—	—	—	—
大破損 LOCA	—	—	—	—	—
ECS 基本 機能喪失	—	—	—	—	—
中破損 LOCA	—	—	—	—	—
小破損 LOCA	—	—	—	—	—
ECS 再稼働 機能喪失	—	—	—	—	—
大破損 LOCA	—	—	—	—	—
蒸気発生器伝熱管破損 隔離失敗	—	—	—	—	—
格納容器バイパス	—	—	—	—	—
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 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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 1.1.1.h-3 表 起回事象別重要度評価結果 (FV重要度)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>FV重要度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉補機冷却機能喪失</td><td>6.7E-01</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>1.4E-01</td></tr> <tr><td>手動停止</td><td>8.6E-02</td></tr> <tr><td>過渡事象</td><td>3.6E-02</td></tr> <tr><td>小破断 LOCA</td><td>3.6E-02</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断</td><td>1.8E-02</td></tr> <tr><td>中破断 LOCA</td><td>1.1E-02</td></tr> <tr><td>蒸気発生器伝熱管破損</td><td>5.0E-03</td></tr> <tr><td>主給水流量喪失</td><td>4.1E-03</td></tr> <tr><td>ATWS</td><td>1.9E-04</td></tr> <tr><td>大破断 LOCA</td><td>7.2E-05</td></tr> <tr><td>インターフェイスシステム LOCA</td><td>4.7E-07</td></tr> </tbody> </table>	起回事象	FV重要度	原子炉補機冷却機能喪失	6.7E-01	外部電源喪失	1.4E-01	手動停止	8.6E-02	過渡事象	3.6E-02	小破断 LOCA	3.6E-02	2次冷却系の破断	1.8E-02	中破断 LOCA	1.1E-02	蒸気発生器伝熱管破損	5.0E-03	主給水流量喪失	4.1E-03	ATWS	1.9E-04	大破断 LOCA	7.2E-05	インターフェイスシステム LOCA	4.7E-07	<p>第 3.1.1.h-7 表 起回事象別重要度評価結果 (FV重要度)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>FV重要度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>非隔離事象</td><td>5.3E-01</td></tr> <tr><td>RPS 誤動作等</td><td>1.7E-01</td></tr> <tr><td>隔離事象</td><td>8.4E-02</td></tr> <tr><td>水位低下事象</td><td>8.4E-02</td></tr> <tr><td>通常停止</td><td>4.8E-02</td></tr> <tr><td>全給水喪失</td><td>3.1E-02</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却系故障(区分Ⅱ)</td><td>1.7E-02</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>1.5E-02</td></tr> <tr><td>直流電源故障(区分Ⅱ)</td><td>6.7E-03</td></tr> <tr><td>交流電源故障(区分Ⅱ)</td><td>3.6E-03</td></tr> <tr><td>S/R 弁誤開放</td><td>3.1E-03</td></tr> <tr><td>タービン・サポート系故障</td><td>2.2E-03</td></tr> <tr><td>小破断 LOCA</td><td>9.3E-04</td></tr> <tr><td>中破断 LOCA</td><td>6.2E-04</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却系故障(区分Ⅰ)</td><td>2.8E-04</td></tr> <tr><td>直流電源故障(区分Ⅰ)</td><td>1.4E-04</td></tr> <tr><td>ISLOCA</td><td>9.2E-05</td></tr> <tr><td>交流電源故障(区分Ⅰ)</td><td>7.5E-05</td></tr> <tr><td>大破断 LOCA</td><td>6.2E-05</td></tr> </tbody> </table>	起回事象	FV重要度	非隔離事象	5.3E-01	RPS 誤動作等	1.7E-01	隔離事象	8.4E-02	水位低下事象	8.4E-02	通常停止	4.8E-02	全給水喪失	3.1E-02	原子炉補機冷却系故障(区分Ⅱ)	1.7E-02	外部電源喪失	1.5E-02	直流電源故障(区分Ⅱ)	6.7E-03	交流電源故障(区分Ⅱ)	3.6E-03	S/R 弁誤開放	3.1E-03	タービン・サポート系故障	2.2E-03	小破断 LOCA	9.3E-04	中破断 LOCA	6.2E-04	原子炉補機冷却系故障(区分Ⅰ)	2.8E-04	直流電源故障(区分Ⅰ)	1.4E-04	ISLOCA	9.2E-05	交流電源故障(区分Ⅰ)	7.5E-05	大破断 LOCA	6.2E-05	<p>第 3.1.1.h-6 表 起回事象別重要度評価結果 (FV重要度)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>FV重要度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉補機冷却機能喪失</td><td>8.9E-01</td></tr> <tr><td>手動停止</td><td>5.7E-02</td></tr> <tr><td>過渡事象</td><td>2.4E-02</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>1.6E-02</td></tr> <tr><td>小破断 LOCA</td><td>6.9E-03</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断</td><td>5.2E-03</td></tr> <tr><td>主給水流量喪失</td><td>2.7E-03</td></tr> <tr><td>蒸気発生器伝熱管破損</td><td>1.7E-03</td></tr> <tr><td>中破断 LOCA</td><td>4.7E-04</td></tr> <tr><td>大破断 LOCA</td><td>1.3E-04</td></tr> <tr><td>ATWS</td><td>5.5E-05</td></tr> <tr><td>インターフェイスシステム LOCA</td><td>1.3E-07</td></tr> </tbody> </table>	起回事象	FV重要度	原子炉補機冷却機能喪失	8.9E-01	手動停止	5.7E-02	過渡事象	2.4E-02	外部電源喪失	1.6E-02	小破断 LOCA	6.9E-03	2次冷却系の破断	5.2E-03	主給水流量喪失	2.7E-03	蒸気発生器伝熱管破損	1.7E-03	中破断 LOCA	4.7E-04	大破断 LOCA	1.3E-04	ATWS	5.5E-05	インターフェイスシステム LOCA	1.3E-07	<p>【女川】【大飯】 ■ 個別評価による相違</p>
起回事象	FV重要度																																																																																														
原子炉補機冷却機能喪失	6.7E-01																																																																																														
外部電源喪失	1.4E-01																																																																																														
手動停止	8.6E-02																																																																																														
過渡事象	3.6E-02																																																																																														
小破断 LOCA	3.6E-02																																																																																														
2次冷却系の破断	1.8E-02																																																																																														
中破断 LOCA	1.1E-02																																																																																														
蒸気発生器伝熱管破損	5.0E-03																																																																																														
主給水流量喪失	4.1E-03																																																																																														
ATWS	1.9E-04																																																																																														
大破断 LOCA	7.2E-05																																																																																														
インターフェイスシステム LOCA	4.7E-07																																																																																														
起回事象	FV重要度																																																																																														
非隔離事象	5.3E-01																																																																																														
RPS 誤動作等	1.7E-01																																																																																														
隔離事象	8.4E-02																																																																																														
水位低下事象	8.4E-02																																																																																														
通常停止	4.8E-02																																																																																														
全給水喪失	3.1E-02																																																																																														
原子炉補機冷却系故障(区分Ⅱ)	1.7E-02																																																																																														
外部電源喪失	1.5E-02																																																																																														
直流電源故障(区分Ⅱ)	6.7E-03																																																																																														
交流電源故障(区分Ⅱ)	3.6E-03																																																																																														
S/R 弁誤開放	3.1E-03																																																																																														
タービン・サポート系故障	2.2E-03																																																																																														
小破断 LOCA	9.3E-04																																																																																														
中破断 LOCA	6.2E-04																																																																																														
原子炉補機冷却系故障(区分Ⅰ)	2.8E-04																																																																																														
直流電源故障(区分Ⅰ)	1.4E-04																																																																																														
ISLOCA	9.2E-05																																																																																														
交流電源故障(区分Ⅰ)	7.5E-05																																																																																														
大破断 LOCA	6.2E-05																																																																																														
起回事象	FV重要度																																																																																														
原子炉補機冷却機能喪失	8.9E-01																																																																																														
手動停止	5.7E-02																																																																																														
過渡事象	2.4E-02																																																																																														
外部電源喪失	1.6E-02																																																																																														
小破断 LOCA	6.9E-03																																																																																														
2次冷却系の破断	5.2E-03																																																																																														
主給水流量喪失	2.7E-03																																																																																														
蒸気発生器伝熱管破損	1.7E-03																																																																																														
中破断 LOCA	4.7E-04																																																																																														
大破断 LOCA	1.3E-04																																																																																														
ATWS	5.5E-05																																																																																														
インターフェイスシステム LOCA	1.3E-07																																																																																														

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象PRA 3.1.1 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1.1.1.h-4表 起因事象別重要度評価結果 (RAW)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>RAW重要度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>インターフェイスシステムLOCA</td><td>1.6E+04</td></tr> <tr><td>ATWS</td><td>1.6E+04</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却機能喪失</td><td>3.3E+03</td></tr> <tr><td>小破断LOCA</td><td>1.6E+02</td></tr> <tr><td>中破断LOCA</td><td>1.6E+02</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断</td><td>4.4E+01</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>2.9E+01</td></tr> <tr><td>大破断LOCA</td><td>4.3E+00</td></tr> <tr><td>蒸気発生器伝熱管破損</td><td>2.5E+01</td></tr> <tr><td>主給水流量喪失</td><td>1.4E+00</td></tr> <tr><td>過渡事象</td><td>1.3E+00</td></tr> <tr><td>手動停止</td><td>1.3E+00</td></tr> </tbody> </table>	起因事象	RAW重要度	インターフェイスシステムLOCA	1.6E+04	ATWS	1.6E+04	原子炉補機冷却機能喪失	3.3E+03	小破断LOCA	1.6E+02	中破断LOCA	1.6E+02	2次冷却系の破断	4.4E+01	外部電源喪失	2.9E+01	大破断LOCA	4.3E+00	蒸気発生器伝熱管破損	2.5E+01	主給水流量喪失	1.4E+00	過渡事象	1.3E+00	手動停止	1.3E+00	<p>第3.1.1.h-8表 起因事象別重要度評価結果(RAW)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>RAW</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>ISLOCA</td><td>9.7E+02</td></tr> <tr><td>交流電源故障(区分II)</td><td>2.5E+01</td></tr> <tr><td>直流電源故障(区分II)</td><td>2.5E+01</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却系故障(区分II)</td><td>2.5E+01</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>4.5E+00</td></tr> <tr><td>タービン・サポート系故障</td><td>4.1E+00</td></tr> <tr><td>大破断LOCA</td><td>4.1E+00</td></tr> <tr><td>中破断LOCA</td><td>4.1E+00</td></tr> <tr><td>小破断LOCA</td><td>4.1E+00</td></tr> <tr><td>S/R 弁誤開放</td><td>4.1E+00</td></tr> <tr><td>全給水喪失</td><td>4.1E+00</td></tr> <tr><td>隔離事象</td><td>4.0E+00</td></tr> <tr><td>水位低下事象</td><td>4.0E+00</td></tr> <tr><td>RPS 誤動作等</td><td>3.9E+00</td></tr> <tr><td>非隔離事象</td><td>3.6E+00</td></tr> <tr><td>直流電源故障(区分I)</td><td>1.5E+00</td></tr> <tr><td>交流電源故障(区分I)</td><td>1.5E+00</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却系故障(区分I)</td><td>1.4E+00</td></tr> <tr><td>通常停止</td><td>9.8E-01</td></tr> </tbody> </table>	起因事象	RAW	ISLOCA	9.7E+02	交流電源故障(区分II)	2.5E+01	直流電源故障(区分II)	2.5E+01	原子炉補機冷却系故障(区分II)	2.5E+01	外部電源喪失	4.5E+00	タービン・サポート系故障	4.1E+00	大破断LOCA	4.1E+00	中破断LOCA	4.1E+00	小破断LOCA	4.1E+00	S/R 弁誤開放	4.1E+00	全給水喪失	4.1E+00	隔離事象	4.0E+00	水位低下事象	4.0E+00	RPS 誤動作等	3.9E+00	非隔離事象	3.6E+00	直流電源故障(区分I)	1.5E+00	交流電源故障(区分I)	1.5E+00	原子炉補機冷却系故障(区分I)	1.4E+00	通常停止	9.8E-01	<p>第3.1.1.h-7表 起因事象別重要度評価結果 (RAW)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>RAW</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>インターフェイスシステムLOCA</td><td>4.4E+03</td></tr> <tr><td>ATWS</td><td>4.4E+03</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却機能喪失</td><td>4.4E+03</td></tr> <tr><td>小破断LOCA</td><td>3.2E+01</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断</td><td>1.3E+01</td></tr> <tr><td>中破断LOCA</td><td>8.0E+00</td></tr> <tr><td>大破断LOCA</td><td>6.8E+00</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>4.3E+00</td></tr> <tr><td>蒸気発生器伝熱管破損</td><td>1.7E+00</td></tr> <tr><td>主給水流量喪失</td><td>1.2E+00</td></tr> <tr><td>過渡事象</td><td>1.2E+00</td></tr> <tr><td>手動停止</td><td>1.2E+00</td></tr> </tbody> </table>	起因事象	RAW	インターフェイスシステムLOCA	4.4E+03	ATWS	4.4E+03	原子炉補機冷却機能喪失	4.4E+03	小破断LOCA	3.2E+01	2次冷却系の破断	1.3E+01	中破断LOCA	8.0E+00	大破断LOCA	6.8E+00	外部電源喪失	4.3E+00	蒸気発生器伝熱管破損	1.7E+00	主給水流量喪失	1.2E+00	過渡事象	1.2E+00	手動停止	1.2E+00	<p>【女川】【大飯】 ■ 個別評価による相違</p>
起因事象	RAW重要度																																																																																														
インターフェイスシステムLOCA	1.6E+04																																																																																														
ATWS	1.6E+04																																																																																														
原子炉補機冷却機能喪失	3.3E+03																																																																																														
小破断LOCA	1.6E+02																																																																																														
中破断LOCA	1.6E+02																																																																																														
2次冷却系の破断	4.4E+01																																																																																														
外部電源喪失	2.9E+01																																																																																														
大破断LOCA	4.3E+00																																																																																														
蒸気発生器伝熱管破損	2.5E+01																																																																																														
主給水流量喪失	1.4E+00																																																																																														
過渡事象	1.3E+00																																																																																														
手動停止	1.3E+00																																																																																														
起因事象	RAW																																																																																														
ISLOCA	9.7E+02																																																																																														
交流電源故障(区分II)	2.5E+01																																																																																														
直流電源故障(区分II)	2.5E+01																																																																																														
原子炉補機冷却系故障(区分II)	2.5E+01																																																																																														
外部電源喪失	4.5E+00																																																																																														
タービン・サポート系故障	4.1E+00																																																																																														
大破断LOCA	4.1E+00																																																																																														
中破断LOCA	4.1E+00																																																																																														
小破断LOCA	4.1E+00																																																																																														
S/R 弁誤開放	4.1E+00																																																																																														
全給水喪失	4.1E+00																																																																																														
隔離事象	4.0E+00																																																																																														
水位低下事象	4.0E+00																																																																																														
RPS 誤動作等	3.9E+00																																																																																														
非隔離事象	3.6E+00																																																																																														
直流電源故障(区分I)	1.5E+00																																																																																														
交流電源故障(区分I)	1.5E+00																																																																																														
原子炉補機冷却系故障(区分I)	1.4E+00																																																																																														
通常停止	9.8E-01																																																																																														
起因事象	RAW																																																																																														
インターフェイスシステムLOCA	4.4E+03																																																																																														
ATWS	4.4E+03																																																																																														
原子炉補機冷却機能喪失	4.4E+03																																																																																														
小破断LOCA	3.2E+01																																																																																														
2次冷却系の破断	1.3E+01																																																																																														
中破断LOCA	8.0E+00																																																																																														
大破断LOCA	6.8E+00																																																																																														
外部電源喪失	4.3E+00																																																																																														
蒸気発生器伝熱管破損	1.7E+00																																																																																														
主給水流量喪失	1.2E+00																																																																																														
過渡事象	1.2E+00																																																																																														
手動停止	1.2E+00																																																																																														