

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

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

別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉補機冷却水冷却器A (4号炉)</p> <p>原子炉補機冷却水冷却器B (4号炉)</p> <p>第 1.2.1.a-2 図 プラントウォークダウン結果 (5/5)</p>		<p>余熱除去ポンプ 掘付部</p> <p>余熱除去ポンプ 周辺状況</p> <p>第 3.2.1.a-2 図 プラントウォークダウンの評価結果の例 (5/6)</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■名称の相違</li> <li>・サンプルとして選定した機器が異なる</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・プラントウォークダウンで実際に使用したチェックシートが異なるが、いずれも学会標準に則って実施している</li> </ul>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p data-bbox="1496 730 1702 750">余熱除去ポンプ 配管周辺部</p> <p data-bbox="1370 785 1818 804">第3.2.1.a-2図 プラントワークダウンの評価結果の例 (6/6)</p>	<p data-bbox="1915 204 1982 223">【大飯】</p> <ul data-bbox="1915 239 2128 327" style="list-style-type: none"> <li>■名称の相違</li> <li>・サンプルとして選定した機器が異なる</li> </ul> <p data-bbox="1915 343 1982 362">【女川】</p> <ul data-bbox="1915 378 2128 566" style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・プラントワークダウンで実際に使用したチェックシートが異なるが、いずれも学会標準に則って実施している</li> </ul>

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

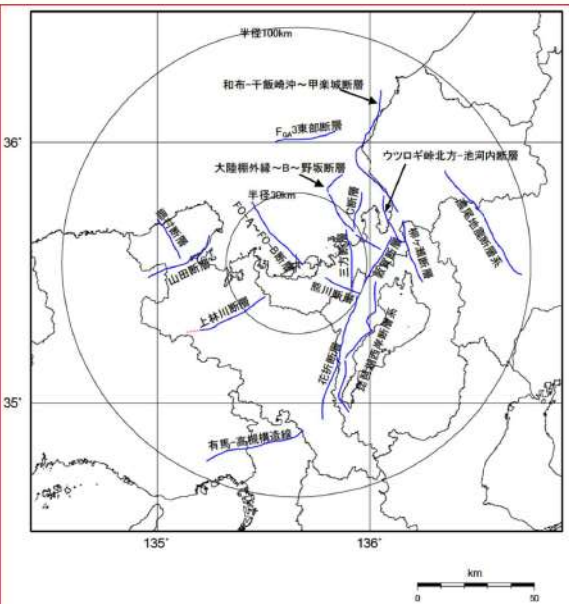
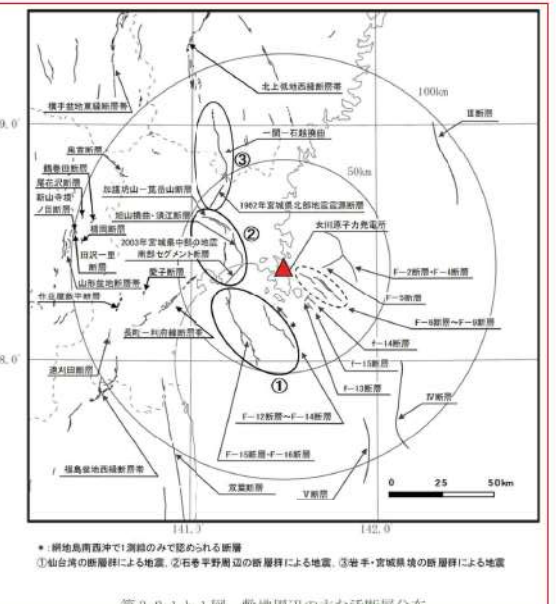
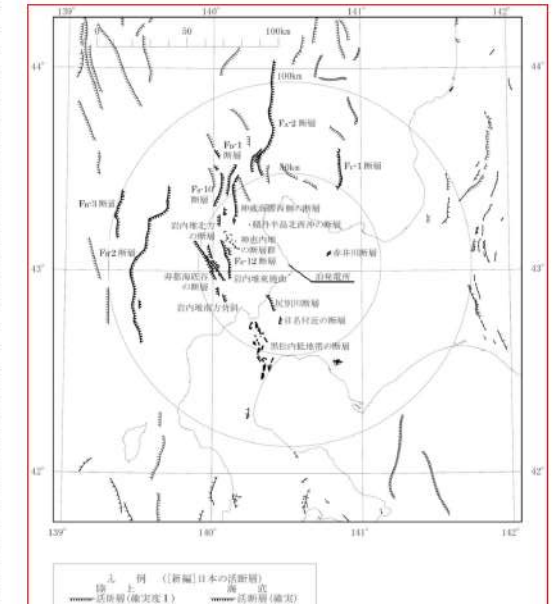
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>第3.2.1.a-3図 起因事象の抽出フロー</p>	<p>第3.2.1.a-3図 起因事象の抽出フロー</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川の実績反映のため、起因事象の抽出フローについて記載している</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針による相違</li> <li>・泊においても外部電源設備の地震耐力は比較的弱く、低加速度の範囲においても地震により外部電源喪失の起因事象が発生している確率が高いもの、外部電源の有無により原子炉トリップの非信頼度が異なるため、外部電源が健全なシナリオも取り扱っている</li> <li>・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（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</li> </ul>

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

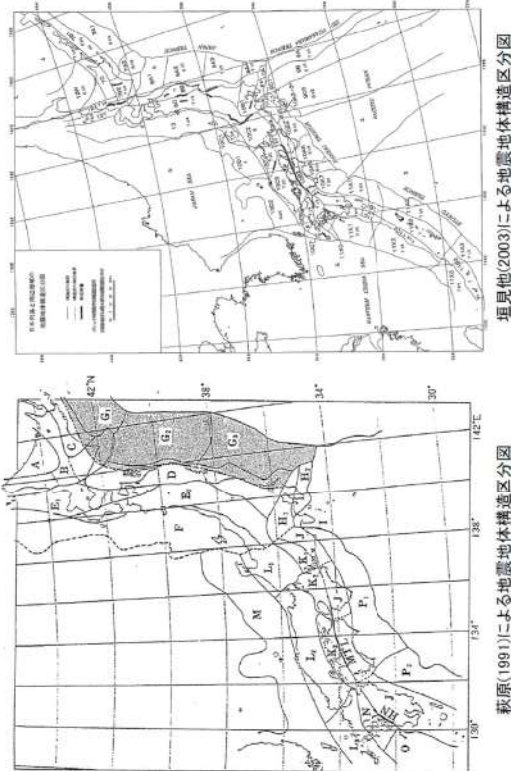
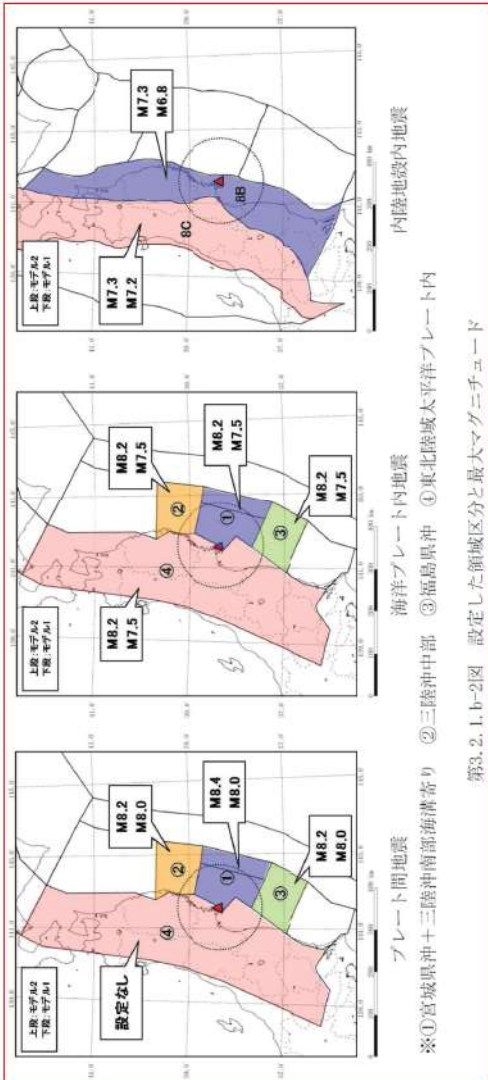
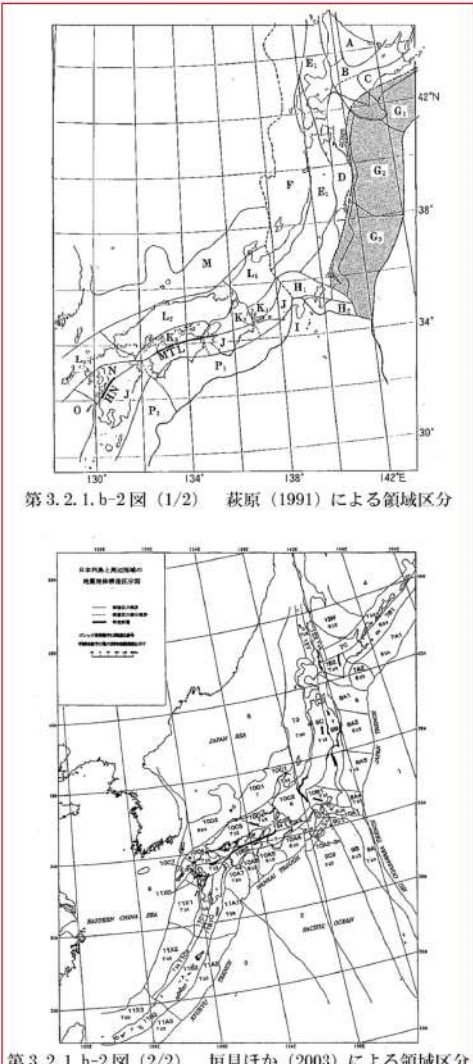
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 1.2.1.b-1 図 敷地周辺の主な活断層</p>	 <p>第 3.2.1.b-1 図 敷地周辺の主な活断層分布</p>	 <p>第 3.2.1.b-1 図 敷地周辺の活断層分布</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・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</li> </ul>
<p>追而【地震ハザード評価結果を反映】</p>			

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>垣見(2003)による地震地域構造区分図</p> <p>萩原(1991)による地震地域構造区分図</p> <p>第1.2.1.b-2図 萩原(1991)及び垣見(2003)による領域区分</p>	 <p>内陸地震</p> <p>海洋プレート内地震</p> <p>プレート間地震</p> <p>※①宮城県沖+三陸沖南部海溝寄り ②三陸沖中部 ③福島県沖 ④東北陸域太平洋プレート内</p> <p>第3.2.1.b-2図 設定した領域区分と最大マグニチュード</p>	 <p>第3.2.1.b-2図(1/2) 萩原(1991)による領域区分</p> <p>第3.2.1.b-2図(2/2) 垣見ほか(2003)による領域区分</p> <p>追而【地震ハザード評価結果を反映】</p>	<p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・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。(大飯と同様)</p>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 1.2.1.b-3 図 設定したロジックツリー</p>	<p>第 3.2.1.b-3 図 (1/4) ロジックツリー (全体概要)</p>	<p>第 3.2.1.b-3 図 (1/7) ロジックツリー (特定震源その1)</p> <p>※ 地震調査結果および不確かな考慮モデル(断層の傾斜角)については、入倉・三宅(2001)、武村(1990)の分類がないため、重みは松田(1975)を12、武村(1998)を12とする。</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>個別評価による相違</li> <li>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</li> </ul>
<p>追而【地震ハザード評価結果を反映】</p>			

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">大飯発電所3/4号炉</p> <p style="text-align: center;">第 1.2.1.b-4 図 ロジックツリーを設定した主要な活断層（F-O-A～F-O-B断層）</p>	<p style="text-align: center;">女川原子力発電所2号炉</p> <p style="text-align: center;">第 3.2.1.b-3 図 (2/4) ロジックツリー（プレート間地震）</p>	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p> <p style="text-align: center;">第 3.2.1.b-3 図 (3/7) ロジックツリー（特定震源その3）</p> <p style="text-align: center;">第 3.2.1.b-3 図 (4/7) ロジックツリー（特定震源その4）</p>	<p style="text-align: center;">相違理由</p> <p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>個別評価による相違</li> <li>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</li> </ul>
<p>追而【地震ハザード評価結果を反映】</p>			

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図3.2.1.b-3 図 (3/4) ロジックツリー（海洋プレート内地震と内陸地帯内地震の相違を説明）</p>	<p>第3.2.1.b-4 図 (5/7) ロジックツリー（特定震源その5）</p>	<p>【女川】【大飯】 ■個別評価による相違 ・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</p>
<p>追而【地震ハザード評価結果を反映】</p>			

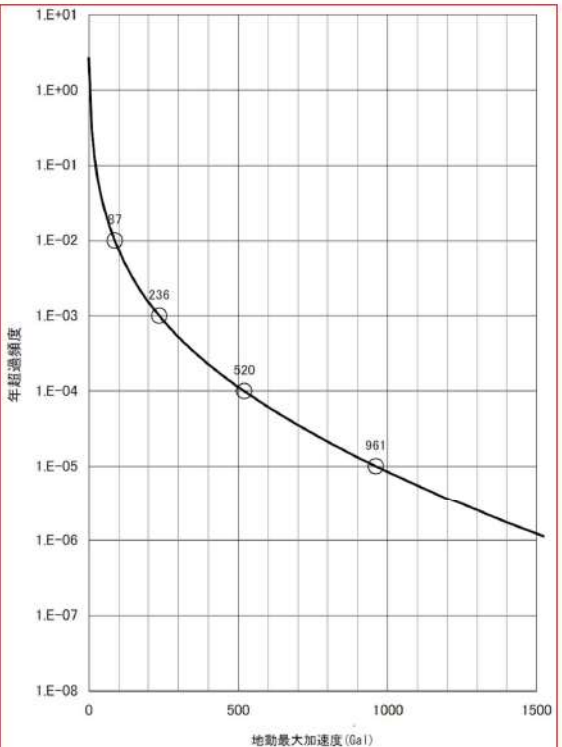
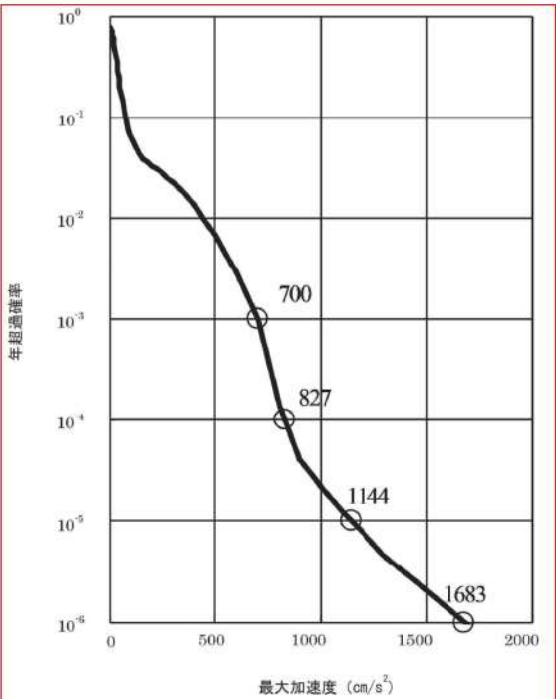
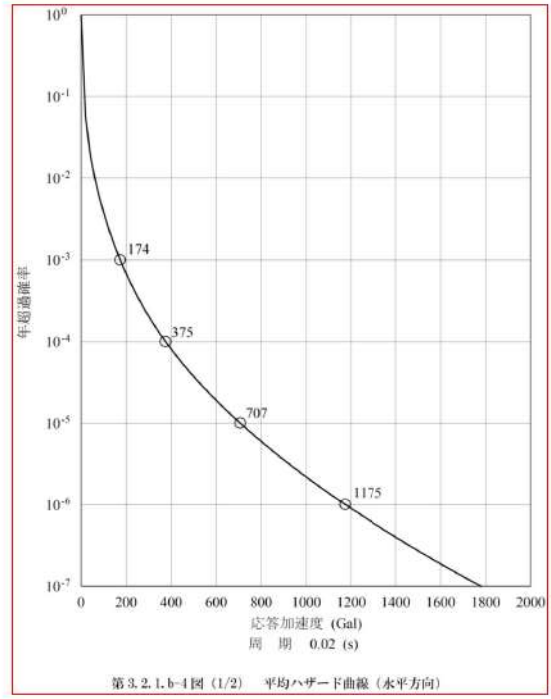


赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由				
	<p>第3.2.1.b-3図 (1/4) ロジックツリー（内陸地殻内地震の特定領域）</p>	<div style="border: 1px dashed black; padding: 10px;"> <p style="text-align: center;"><b>地震動評価</b></p> <table border="1" style="width: 100%; text-align: center;"> <tr> <td style="width: 50%; vertical-align: top;">                 内陸地殻内地震                  W=2/3                  Noda et al. (2002)                  内陸補正あり             </td> <td style="width: 50%; vertical-align: top;">                 日本海東縁部の地震                  W=1/2                  Noda et al. (2002)                  観測記録による補正あり             </td> </tr> <tr> <td style="width: 50%; vertical-align: top;">                 Noda et al. (2002)                  内陸補正なし                  W=1/3             </td> <td style="width: 50%; vertical-align: top;">                 Noda et al. (2002)                  観測記録による補正なし                  W=1/2             </td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">第3.2.1.b-3図 (7/7) ロジックツリー（地震動評価）</p> </div> <p style="text-align: center; margin-top: 10px;">追而【地震ハザード評価結果を反映】</p>	内陸地殻内地震 W=2/3 Noda et al. (2002) 内陸補正あり	日本海東縁部の地震 W=1/2 Noda et al. (2002) 観測記録による補正あり	Noda et al. (2002) 内陸補正なし W=1/3	Noda et al. (2002) 観測記録による補正なし W=1/2	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>
内陸地殻内地震 W=2/3 Noda et al. (2002) 内陸補正あり	日本海東縁部の地震 W=1/2 Noda et al. (2002) 観測記録による補正あり						
Noda et al. (2002) 内陸補正なし W=1/3	Noda et al. (2002) 観測記録による補正なし W=1/2						

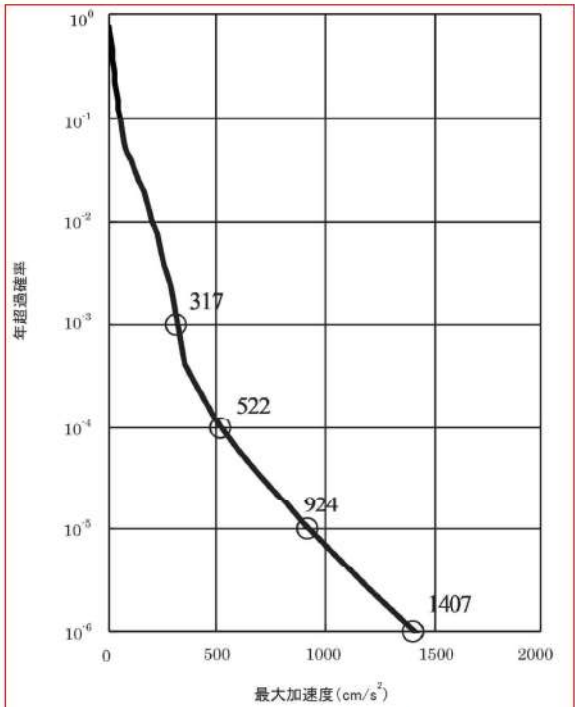
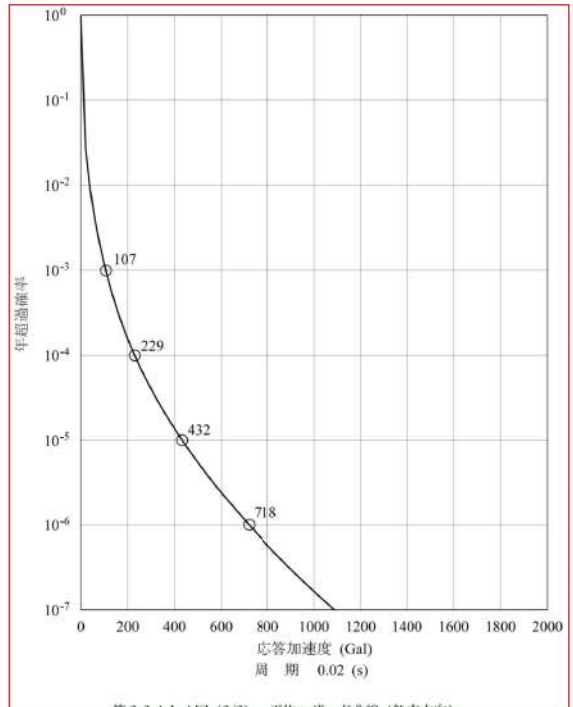
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第1.2.1.b-5図 平均地震ハザード曲線（周期0.02秒）</p>	 <p>第3.2.1.b-4図（1/2） 平均地震ハザード曲線（周期0.02秒）（水平方向）</p>	 <p>第3.2.1.b-4図（1/2） 平均ハザード曲線（水平方向）</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>追而【地震ハザード評価結果を反映】</p> </div>	<p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・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</li> </ul>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>第3.2.1.b-4図(2/2) 平均地震ハザード曲線(周期0.02秒) (鉛直方向)</p>	 <p>第3.2.1.b-1図(2/2) 平均ハザード曲線(鉛直方向)</p> <div style="border: 1px solid gray; padding: 5px; margin-top: 10px; text-align: center;">                 追而【地震ハザード評価結果を反映】             </div>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川の実績反映のため、鉛直方向のハザード曲線も記載している</li> </ul> <p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・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</li> </ul>

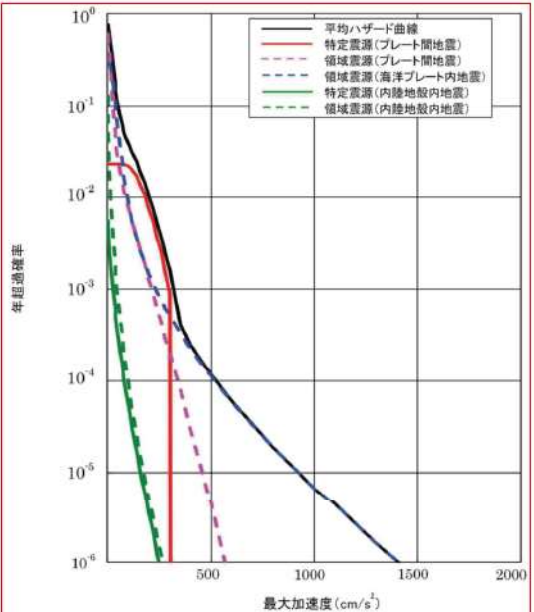
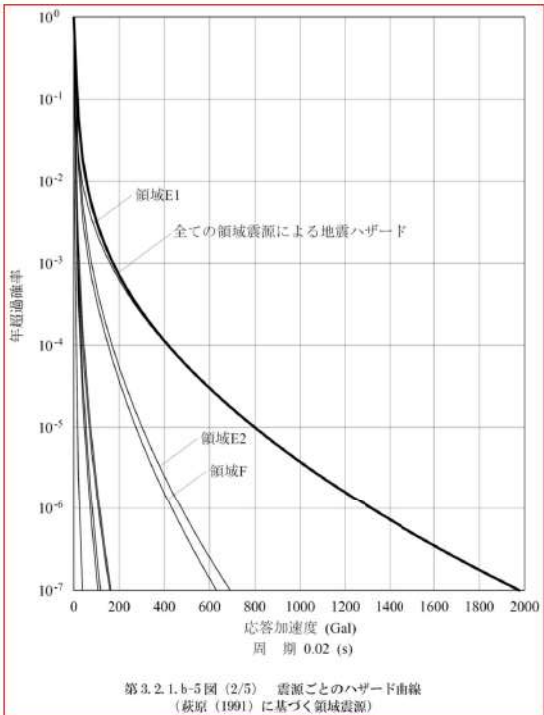
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 1.2.1.b-6 図 主要な活断層ごとのハザード曲線（周期 0.02 秒）</p>	<p>第 3.2.1.b-5 図 (1/2) 特定震源モデル及び領域震源モデル毎の地震ハザード曲線（周期 0.02 秒）（水平方向）</p>	<p>第 3.2.1.b-5 図 (1/5) 震源ごとのハザード曲線（特定震源）</p>	<p>【女川】【大飯】                  ■個別評価による相違                  ・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</p>
追而【地震ハザード評価結果を反映】			

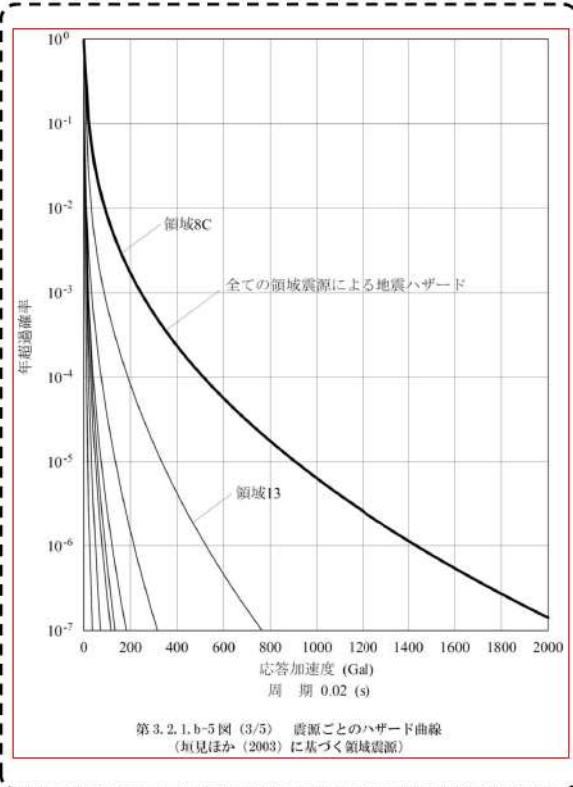
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>第3.2.1.1.b-5図 (2/2) 特定震源モデル及び領域震源モデル毎の地震ハザード曲線              (周期0.02秒) (鉛直方向)</p>	 <p>第3.2.1.1.b-5図 (2/5) 震源ごとのハザード曲線              (萩原(1991)に基づく領域震源)</p> <p>追而【地震ハザード評価結果を反映】</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・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</li> </ul>

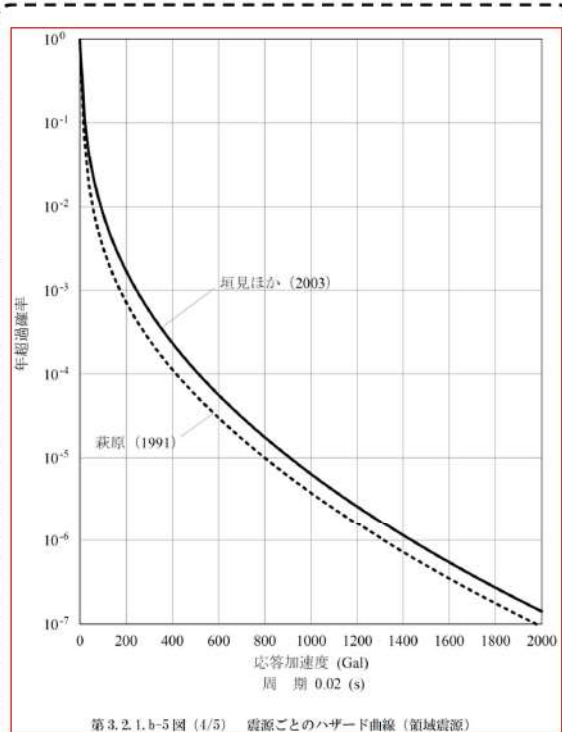
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p>追而【地震ハザード評価結果を反映】</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・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</li> </ul>

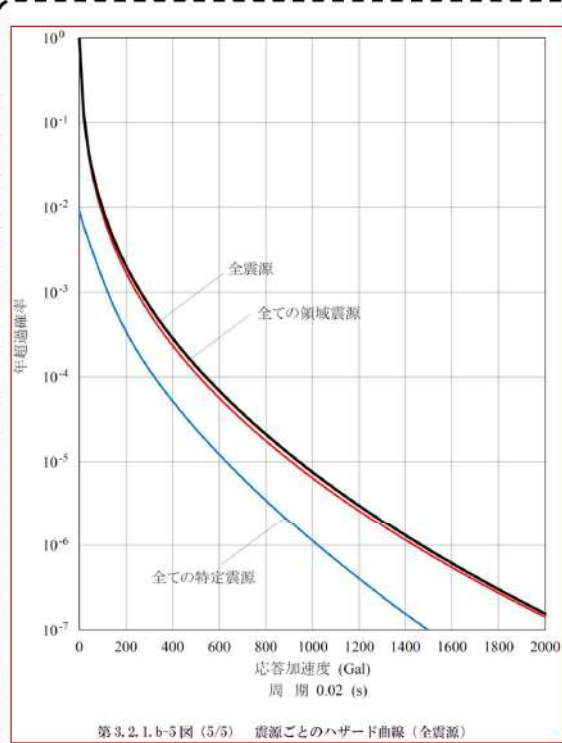
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p>第3.2.1.b-5図 (4/5) 震源ごとのハザード曲線 (領域震源)</p> <p>追而【地震ハザード評価結果を反映】</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・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</p>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p>第3.2.1.b-5図(5/5) 震源ごとのハザード曲線(全震源)</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・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</p>

追而【地震ハザード評価結果を反映】



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

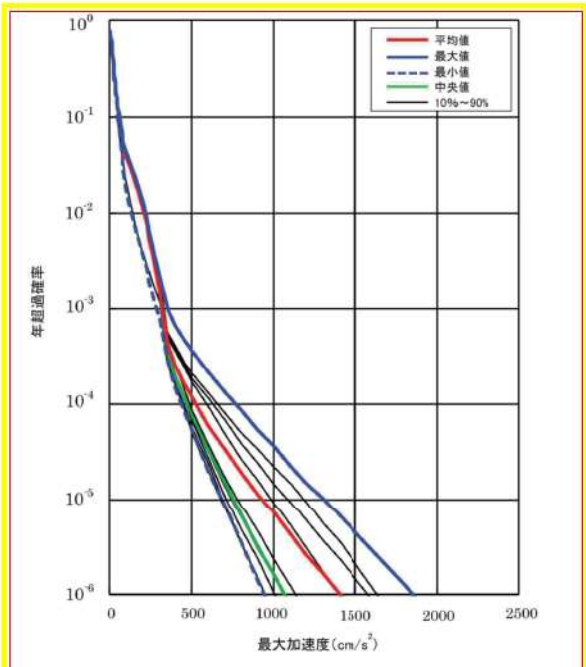
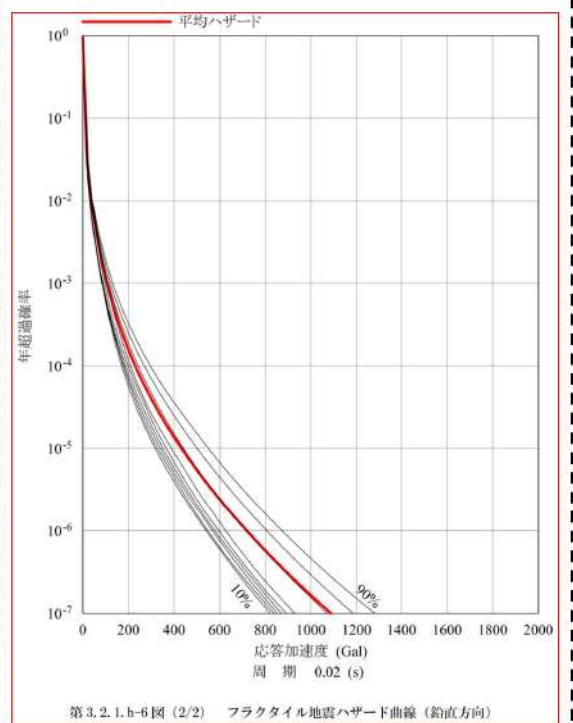
第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について

別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1.2.1.b-7図 フラクタイル地震ハザード曲線（周期0.02秒）</p>	<p>第3.2.1.b-6図(1/2) フラクタイル地震ハザード曲線（周期0.02秒）（水平方向）</p>	<p>第3.2.1.b-6図(1/2) フラクタイル地震ハザード曲線（水平方向）</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・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</li> </ul>
		<p>追而【地震ハザード評価結果を反映】</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 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="705 965 1288 989">第3.2.1.b-6図 (2/2) フラクタル地震ハザード曲線 (周期0.02秒) (鉛直方向)</p>	 <p data-bbox="1377 997 1836 1021">第3.2.1.b-6図 (2/2) フラクタル地震ハザード曲線 (鉛直方向)</p> <div data-bbox="1355 1069 1836 1125" style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">                 追而【地震ハザード評価結果を反映】             </div>	<p data-bbox="1915 199 1982 223">【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1915 231 2049 255">■記載方針の相違</li> <li data-bbox="1915 263 2139 359">・女川の実績反映のため、鉛直方向のハザード曲線も記載している</li> </ul> <p data-bbox="1915 367 2038 391">【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1915 399 2094 422">■個別評価による相違</li> <li data-bbox="1915 430 2139 534">・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</li> </ul>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について

別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">大飯発電所3/4号炉</p> <p style="text-align: center;">第 1.2.1.1.b-8 図 一様ハザードスペクトルと基準地震動 Ss の応答スペクトルの比較</p>	<p style="text-align: center;">第 3.2.1.1.b-7 図 (1/2) 基準地震動 Ss の応答スペクトルと年超過確率毎の一様ハザードスペクトルとの比較 (水平方向)</p>	<p style="text-align: center;">第 3.2.1.1.b-7 図 (1/6) 基準地震動 Ss の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較 (水平方向)</p> <div style="border: 1px solid gray; padding: 5px; margin-top: 10px; text-align: center;">                 追而【地震ハザード評価結果を反映】             </div>	<p style="text-align: center;">相違理由</p> <p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・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</li> </ul>

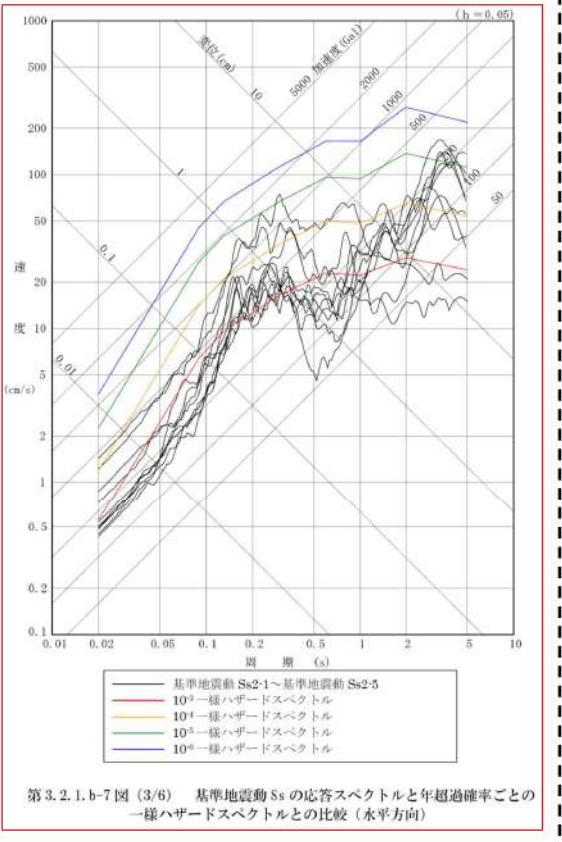
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>第3.2.1.b-7図 (2/2) 基準地震動Ssの応答スペクトルと年超過確率毎の              一様ハザードスペクトルとの比較（鉛直方向）</p>	<p>第3.2.1.b-7図 (2/6) 基準地震動Ssの応答スペクトルと年超過確率ごとの              一様ハザードスペクトルとの比較（鉛直方向）</p> <p>追而【地震ハザード評価結果を反映】</p>	<p>【女川】【大飯】              ■個別評価による相違              ・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</p>

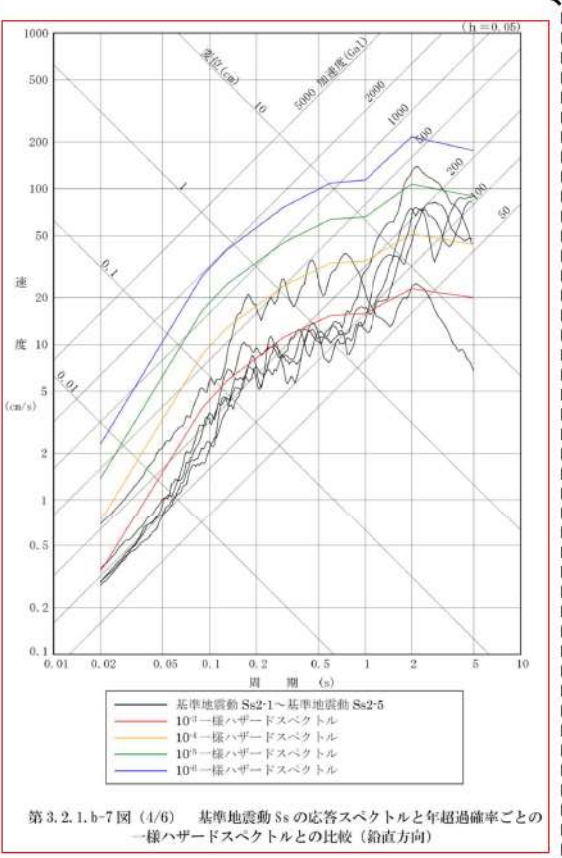
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p>第3.2.1.b-7図(3/6) 基準地震動 Ss の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較（水平方向）</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>
<p>追而【地震ハザード評価結果を反映】</p>			

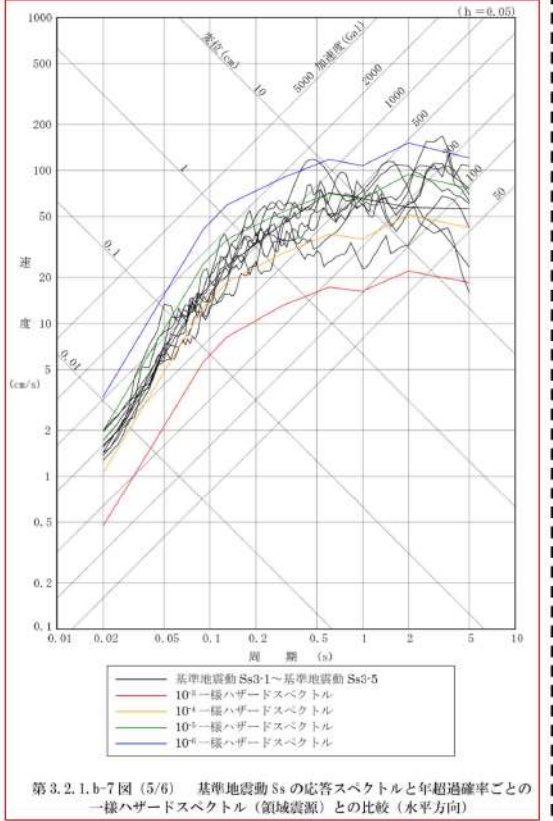
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p>第3.2.1.b-7図(4/6) 基準地震動 Ss の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較(鉛直方向)</p> <p>追而【地震ハザード評価結果を反映】</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>

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

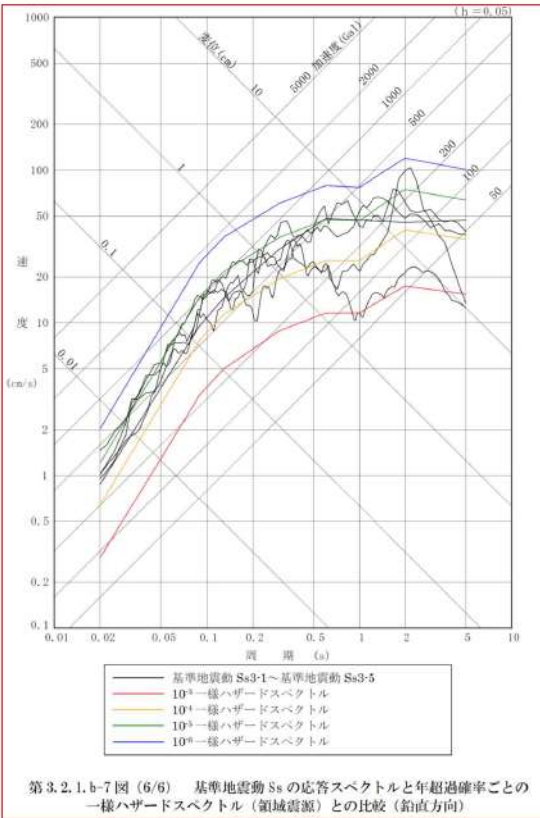
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p>第3.2.1.b-7図(5/6) 基本地震動 Ss の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトル(領域震源)との比較(水平方向)</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・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</li> </ul>

追而【地震ハザード評価結果を反映】

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

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

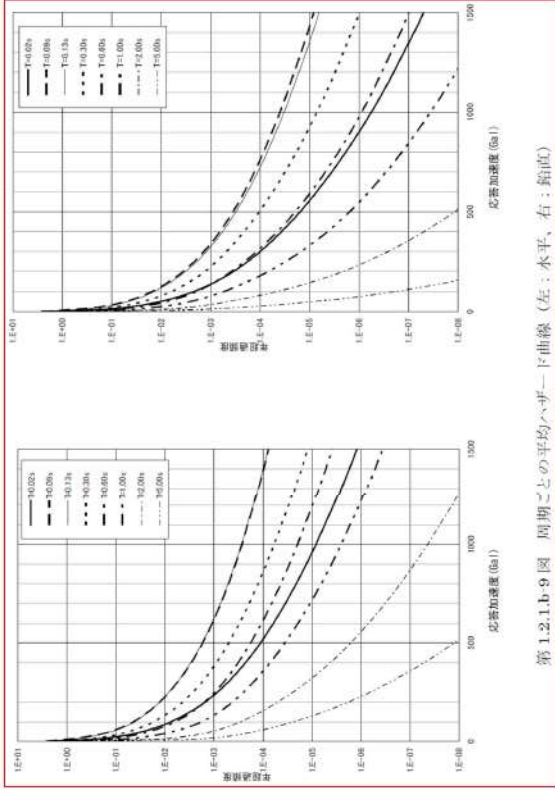
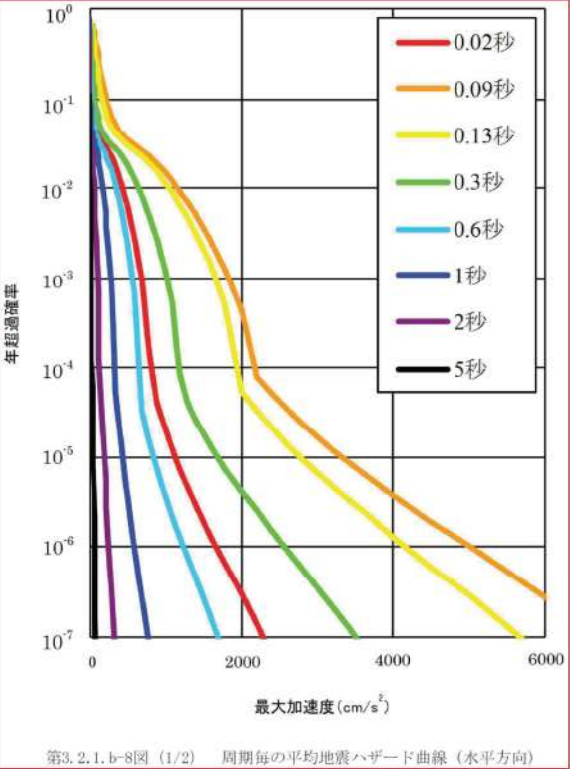
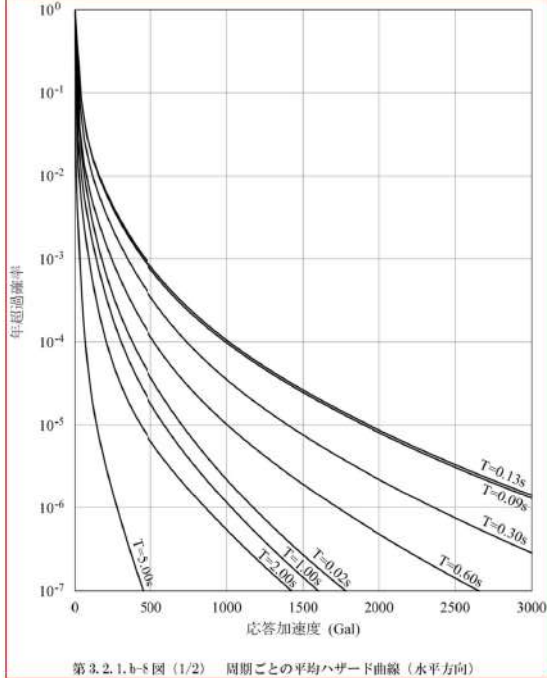
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p>第3.2.1.b-7図(6/6) 基本地震動Ssの応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトル(領域震源)との比較(鉛直方向)</p> <p>追而【地震ハザード評価結果を反映】</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>地震発生様式等が異なることから、地震ハザード評価が異なる</li> </ul>



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

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

別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第1.2.1.b-9図 周期ごとの平均ハザード曲線（左：水平、右：鉛直）</p>	 <p>第3.2.1.b-8図 (1/2) 周期毎の平均地震ハザード曲線（水平方向）</p>	 <p>第3.2.1.b-8図 (1/2) 周期ごとの平均ハザード曲線（水平方向）</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・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</li> </ul>
<p>追而【地震ハザード評価結果を反映】</p>			

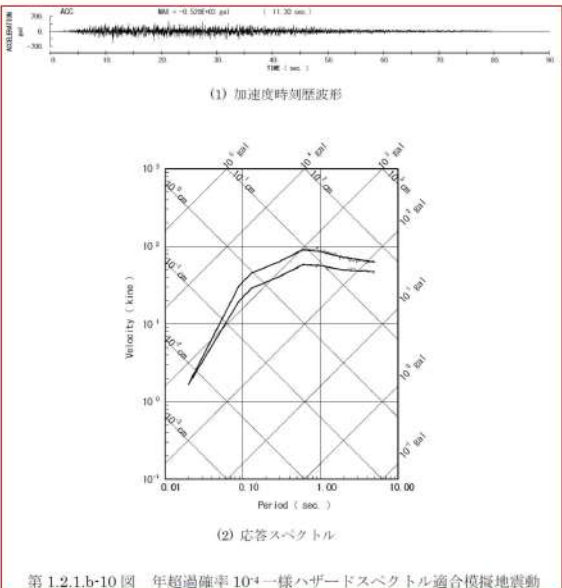
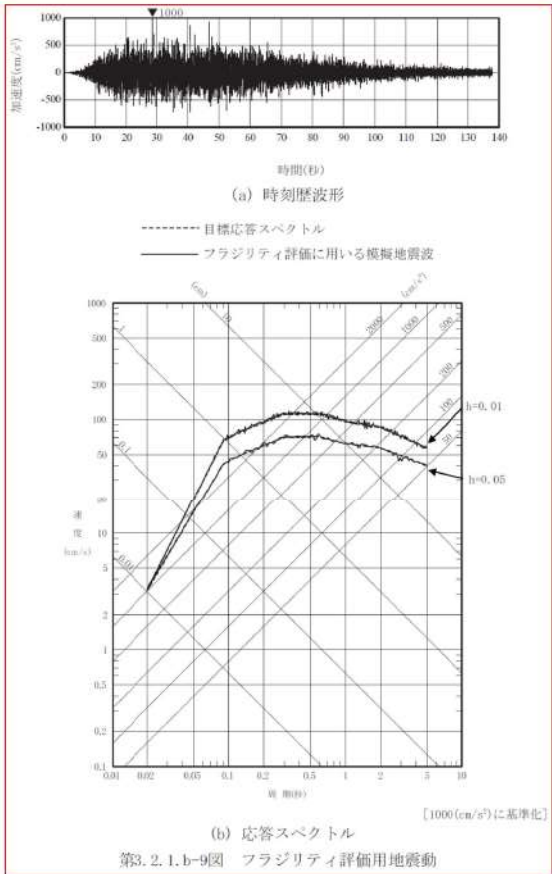
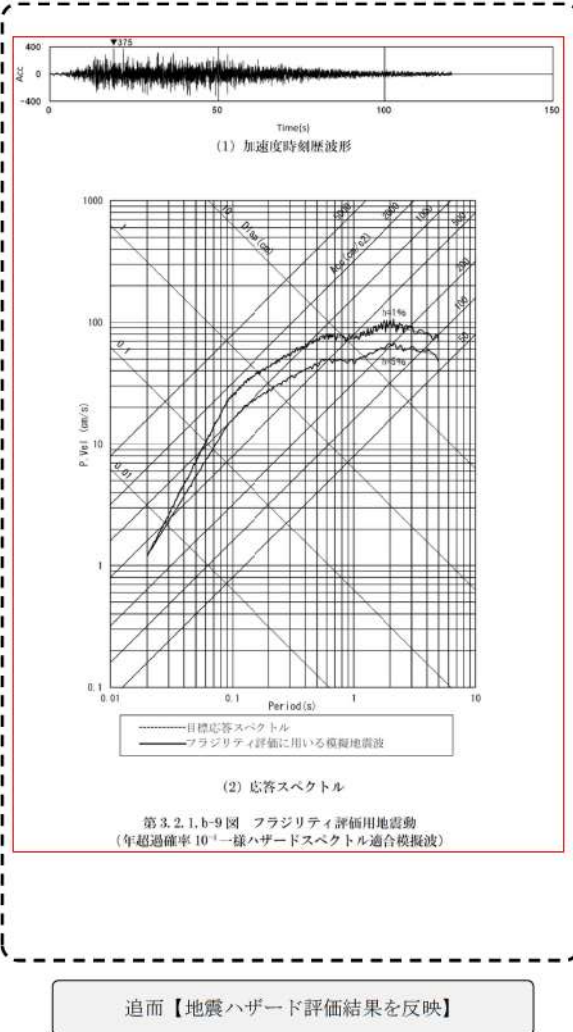
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>第3.2.1.b-8図 (2/2) 周期毎の平均地震ハザード曲線 (鉛直方向)</p>	<p>第3.2.1.b-8図 (2/2) 周期ごとの平均ハザード曲線 (鉛直方向)</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・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</li> </ul> <p>追而【地震ハザード評価結果を反映】</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 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="100 295 660 885" style="border: 1px solid red; padding: 5px;">  <p>第 1.2.1.b-10 図 年超過確率 <math>10^{-4}</math> 一様ハザードスペクトル適合模擬地震動</p> </div>	<div data-bbox="716 295 1265 1173" style="border: 1px solid red; padding: 5px;">  <p>第3.2.1.b-9図 フラジリティ評価用地震動</p> </div>	<div data-bbox="1321 263 1892 1300" style="border: 2px dashed black; padding: 5px;">  <p>第 3.2.1.b-9 図 フラジリティ評価用地震動                      (年超過確率 <math>10^{-4}</math> 一様ハザードスペクトル適合模擬地震動)</p> <div data-bbox="1366 1244 1848 1300" style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">                         追而【地震ハザード評価結果を反映】                     </div> </div>	<p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・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</li> </ul>

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

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

別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="103 300 656 933" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="183 949 571 973" data-label="Caption"> <p>第1.2.1.c-1-1図 原子炉建屋の概略平面図(E.L.17.1m)</p> </div> <div data-bbox="230 1114 645 1136" data-label="Text"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="712 300 1279 912" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="712 853 1279 912" data-label="Caption"> <p>第3.2.1.c-1-1図 (1/2) 原子炉建屋の概要(平面図)(O.P.-8.1m<sup>0</sup>)(単位:m)              注記*:「O.P.」は女川原子力発電所工事用基準面であり、東京湾平均海面(T.M.S.L)-0.74mである。</p> </div>	<div data-bbox="1332 300 1877 1066" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1370 1045 1825 1069" data-label="Caption"> <p>第3.2.1.c-1-1図 (1/3) 原子炉建屋の概要(平面図)(T.P.24.8m)</p> </div>	<p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価対象の相違</li> <li>○ 評価対象建屋の相違</li> </ul>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="100 300 658 740" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="174 754 539 775">第1.2.1.e-1-2図 原子炉建屋の概略断面図(A-A断面)</p> <div data-bbox="224 1059 618 1080" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;">                     特開みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。                 </div>	<div data-bbox="723 300 1261 1080" style="border: 1px solid red; padding: 5px;"> <p data-bbox="768 1094 1216 1117">第3.2.1.e-1-1図(2/2) 原子炉建屋の概要(断面図)(単位:m)</p> </div>	<div data-bbox="1330 300 1877 882" style="border: 1px solid red; padding: 5px;"> <p data-bbox="1375 863 1823 882">第3.2.1.e-1-1図(2/3) 原子炉建屋の概要(平面図)(A-A断面)</p> </div>	<p data-bbox="1912 204 2040 225">【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1912 239 2047 260">■ 評価対象の相違</li> <li data-bbox="1912 274 2080 295">☆ 評価対象建屋の相違</li> </ul>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="107 300 649 778" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="190 785 571 805" data-label="Caption"> <p>第 1.2.1.c-1-9 図 原子炉建屋の概略断面図 (D-B 断面)</p> </div> <div data-bbox="235 1109 660 1133" data-label="Text"> <p>特開みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>		<div data-bbox="1332 300 1881 925" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="1332 933 1881 965" data-label="Caption"> <p>第 3.2.1.c-1-1 図 (3/3) 原子炉建屋の概要 (断面図) (B-B 断面)</p> </div>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価対象の相違</li> <li>● 評価対象建屋の相違</li> </ul>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="107 300 663 762" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="197 778 568 799" data-label="Caption"> <p>第1.2.1.e-1-4図 制御建屋の概略平面図(F.L.21.3m)</p> </div> <div data-bbox="232 1082 651 1102" data-label="Text"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="719 300 1274 746" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="719 722 1274 743" data-label="Caption"> <p>第3.2.1.e-1-2図 (1/2) 制御建屋の概要 (平面図) (0. P. 1.5m) (単位 : m)</p> </div>	<div data-bbox="1339 300 1877 922" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="1384 898 1845 919" data-label="Caption"> <p>第3.2.1.e-1-2図 (1/3) 原子が補助建屋の概要 (平面図) (T. P. 17.8m)</p> </div>	<p>【女川】 【大飯】</p> <p>■ 評価対象の相違</p> <p>☆ 評価対象建屋の相違</p>

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

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

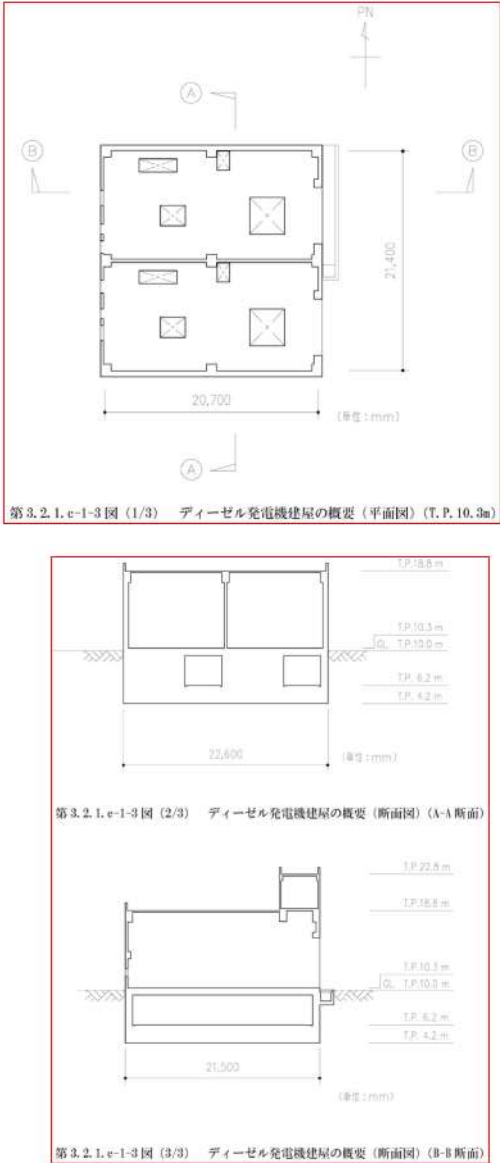
別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="103 296 667 533" style="border: 2px solid black; height: 148px; width: 252px;"></div> <p data-bbox="197 544 562 563">第1.2.1.e-1-5図 制御建屋の概略断面図（A-A断面）</p> <div data-bbox="103 603 667 807" style="border: 2px solid black; height: 128px; width: 252px;"></div> <p data-bbox="197 818 562 837">第1.2.1.e-1-6図 制御建屋の概略断面図（B-B断面）</p> <div data-bbox="235 1074 651 1093" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="728 296 1267 735" style="border: 1px solid red; padding: 5px;"> <p data-bbox="763 719 1055 735">(A-A断面)</p> </div> <div data-bbox="728 740 1267 1198" style="border: 1px solid red; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p data-bbox="987 1182 1055 1198">(B-B断面)</p> </div> <p data-bbox="763 1219 1267 1238">第3.2.1.e-1-2図 (2/2) 制御建屋の概要（断面図）（単位：m）</p>	<div data-bbox="1323 296 1877 799" style="border: 1px solid red; padding: 5px;"> <p data-bbox="1361 778 1839 794">第3.2.1.e-1-2図 (2/3) 原子炉補助建屋の概要（断面図）（A-A断面）</p> </div> <div data-bbox="1323 855 1877 1342" style="border: 1px solid red; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p data-bbox="1361 1318 1839 1334">第3.2.1.e-1-2図 (3/3) 原子炉補助建屋の概要（断面図）（B-B断面）</p> </div>	<p data-bbox="1917 204 2029 223">【女川】【大飯】</p> <p data-bbox="1917 237 2045 256">■ 評価対象の相違</p> <p data-bbox="1917 271 2078 290">☆ 評価対象建屋の相違</p>



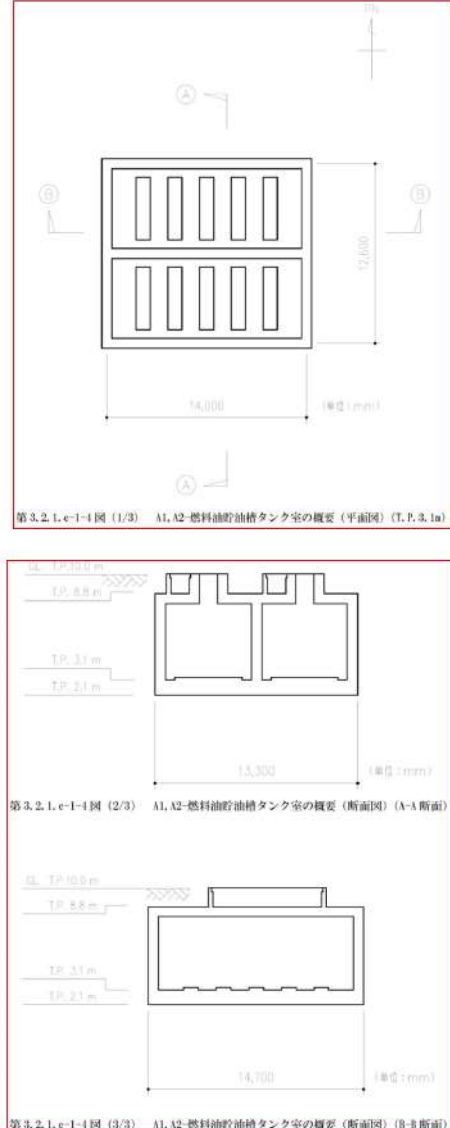
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p>第3.2.1.e-1-3図 (1/3) ディーゼル発電機建屋の概要(平面図)(T.P.10.3m)</p> <p>第3.2.1.e-1-3図 (2/3) ディーゼル発電機建屋の概要(断面図)(A-A断面)</p> <p>第3.2.1.e-1-3図 (3/3) ディーゼル発電機建屋の概要(断面図)(B-B断面)</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■評価対象の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>泊はディーゼル発電機建屋を建屋 fragility 評価の対象としている</li> </ul>

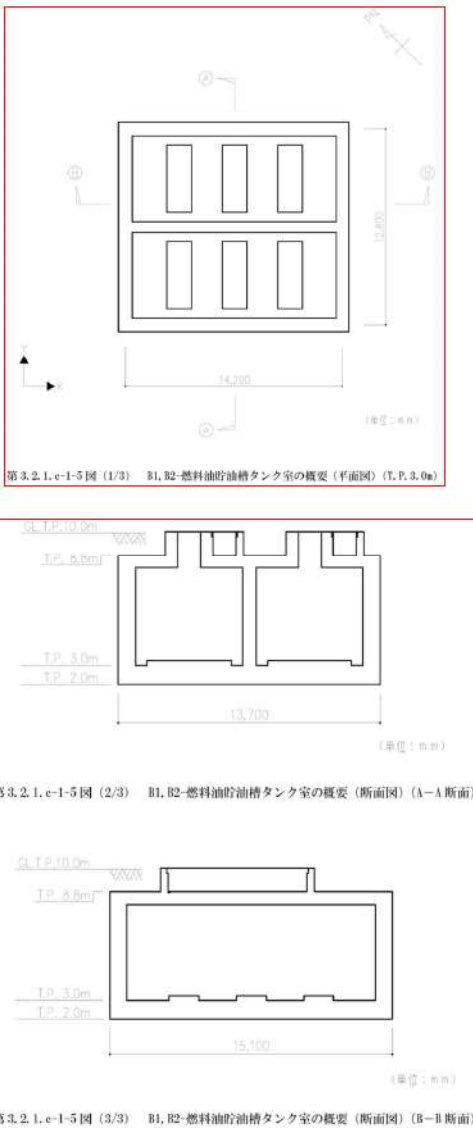
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p>第3.2.L.e-1-4図 (1/3) A1, A2-燃料油貯油槽タンク室の概要(平面図)(T.P.3.1a)</p> <p>第3.2.L.e-1-4図 (2/3) A1, A2-燃料油貯油槽タンク室の概要(断面図)(A-A断面)</p> <p>第3.2.L.e-1-4図 (3/3) A1, A2-燃料油貯油槽タンク室の概要(断面図)(B-B断面)</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■評価対象の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>泊は燃料油貯油槽タンク室を建屋フラジリティ評価の対象としている</li> </ul>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p>第3.2.1.e-1-5図 (1/3) B1, B2-燃料油貯油槽タンク室の概要 (平面図) (T.P.3.0m)</p> <p>第3.2.1.e-1-5図 (2/3) B1, B2-燃料油貯油槽タンク室の概要 (断面図) (A-A断面)</p> <p>第3.2.1.e-1-5図 (3/3) B1, B2-燃料油貯油槽タンク室の概要 (断面図) (B-B断面)</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■評価対象の相違</p> <p>・泊は燃料油貯油槽タンク室を建屋フラジリティ評価の対象としている</p>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>第3.2.1.c-1-3図 (1/2) 建屋-地盤連成モデルへの入力概要(原子炉建屋)</p> <p>第3.2.1.c-1-3図 (2/2) 建屋-地盤連成モデルへの入力概要(制御建屋)</p>		<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> <li>・女川とは建屋の設置状況が異なり、女川は建屋周辺地盤の影響を考慮したモデルにより建屋入力位置に入力地震動を評価しているが、泊は直接入力している(伊方と同様)</li> </ul>

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

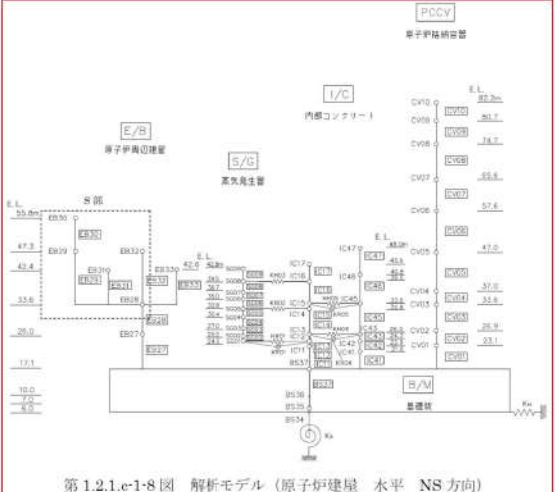
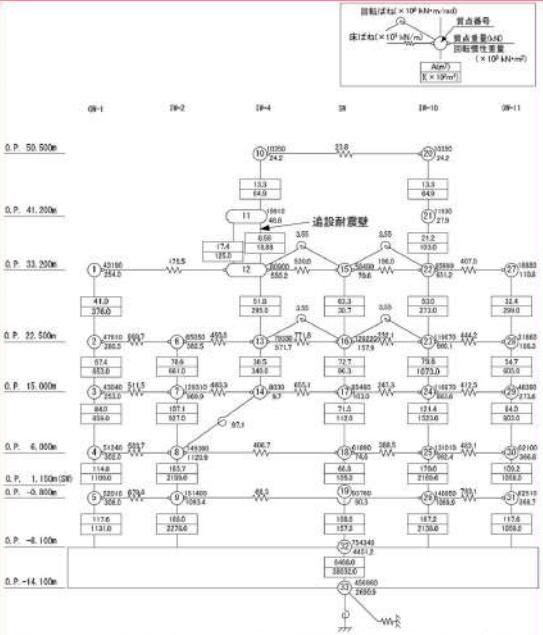
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1.2.1.c-1-7図 解析モデル（原子炉建屋 水平 EW方向）</p>	<p>第3.2.1.c-1-4図 (1/2) 原子炉建屋の地震応答解析モデル（NS方向）</p>	<p>第3.2.1.c-1-6図 解析モデル（原子炉建屋 水平方向）</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価対象の相違</li> <li>● 評価対象建屋の相違</li> <li>■ 個別評価による相違</li> </ul> <p>・泊はNS方向とEW方向とで解析モデル図が同じである</p>

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

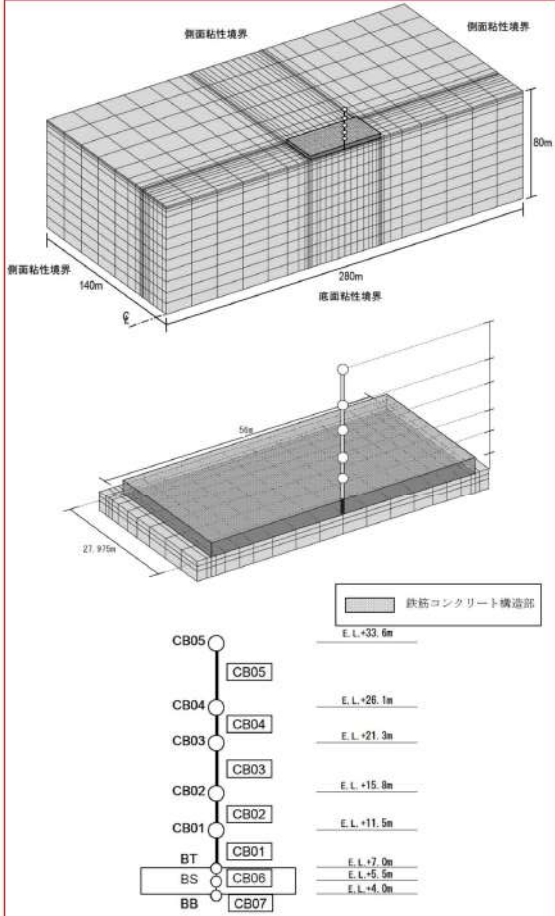
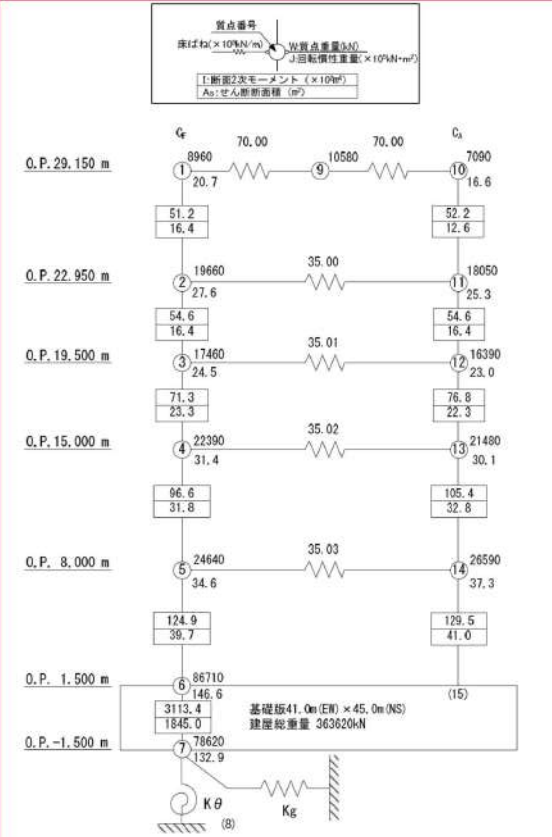
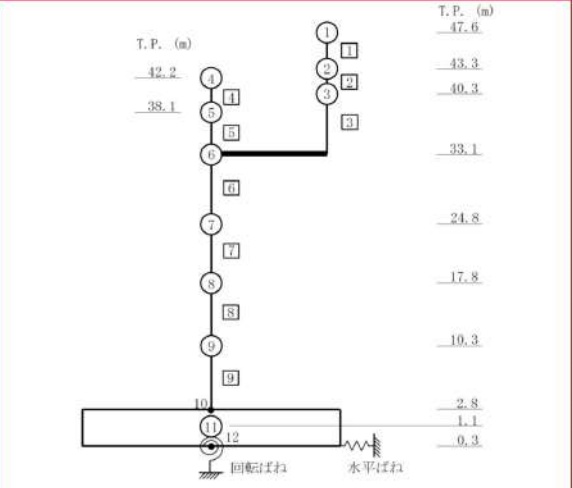
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第1.2.1.e-1-8図 解析モデル（原子炉建屋 水平 NS方向）</p>	 <p>第3.2.1.c-1-4図 (2/2) 原子炉建屋の地震応答解析モデル（EW方向）</p>		<p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価対象の相違</li> <li>・ 評価対象建屋の相違</li> <li>■ 個別評価による相違</li> <li>・ 泊はNS方向とEW方向とで解析モデル図が同じである</li> </ul>

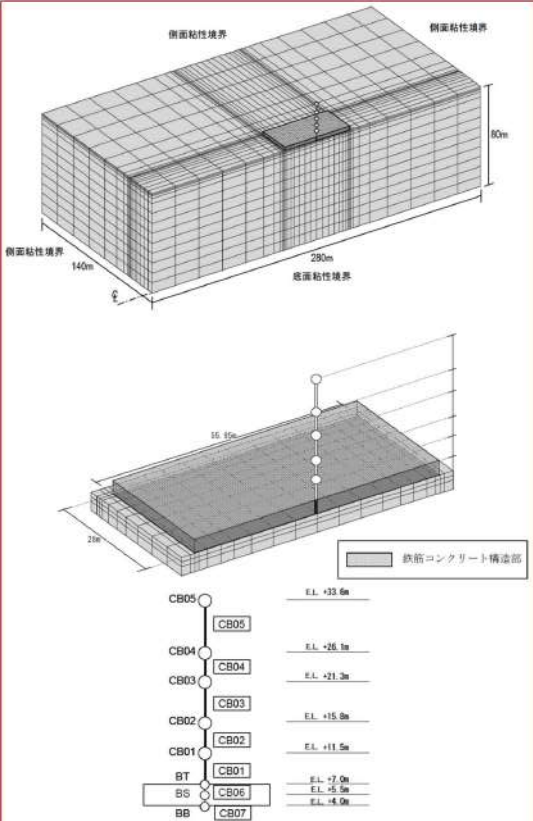
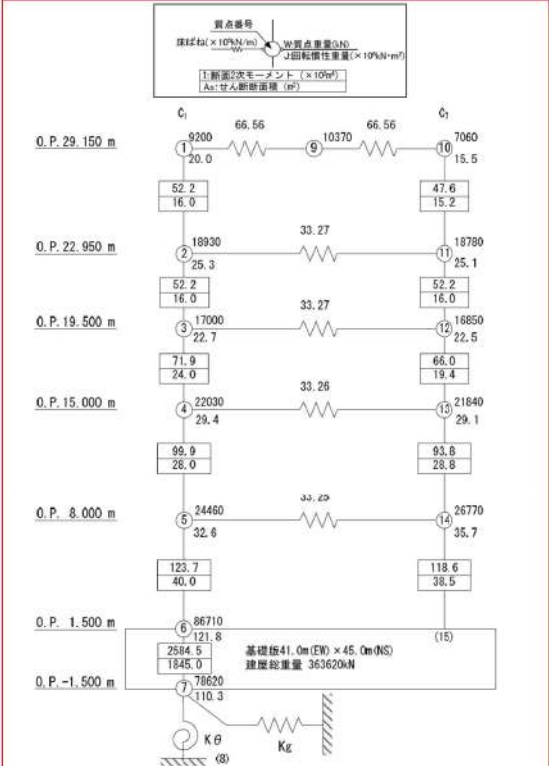
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 1.2.1.c-1-9 図 解析モデル (制御建屋 水平 EW 方向)</p>	 <p>第3.2.1.c-1-5図 (1/2) 制御建屋の地震応答解析モデル (NS方向)</p>	 <p>第 3.2.1.c-1-7 図 解析モデル (原子炉補助建屋 水平方向)</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価対象の相違</li> <li>☆ 評価対象建屋の相違</li> <li>■ 個別評価による相違</li> </ul> <p>・ 泊は NS 方向と EW 方向とで解析モデル図が同じである</p>

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

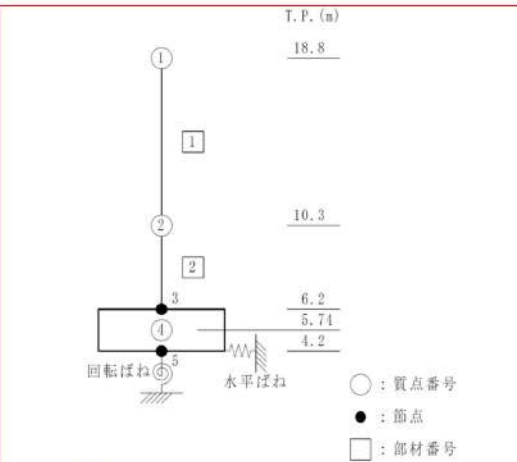
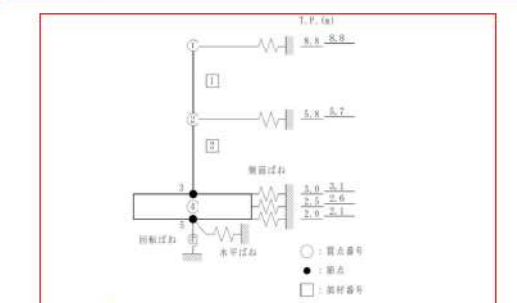
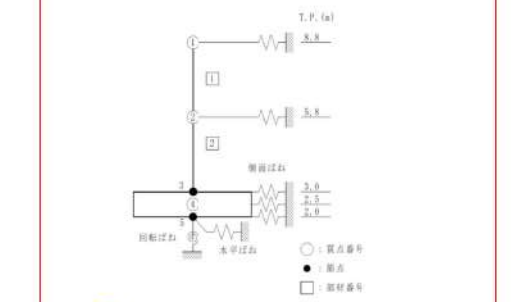
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第1.2.1.e-1-10図 解析モデル（制御建屋 水平 NS方向）</p>	 <p>第3.2.1.c-1-5図 (2/2) 制御建屋の地震応答解析モデル（EW方向）</p>		<p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価対象の相違</li> <li>■ 評価対象建屋の相違</li> <li>■ 個別評価による相違</li> </ul> <p>・ 泊はNS方向とEW方向とで解析モデル図が同じである</p>



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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p>第3.2.1.c-1-8図 解析モデル（ディーゼル発電機建屋 水平方向）</p>  <p>第3.2.1.c-1-9図 地震応答解析モデル（A1, A2-燃料油貯油槽タンク室 水平方向）</p>  <p>第3.2.1.c-1-10図 地震応答解析モデル（B1, B2-燃料油貯油槽タンク室 水平方向）</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■評価対象の相違</p> <p>・泊はディーゼル発電機建屋及び燃料油貯油槽タンク室を建屋フラジリティ評価の対象としている</p>

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

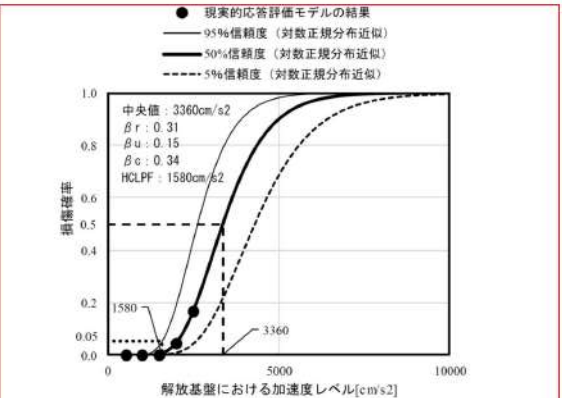
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1.2.1.e-1-11図 建屋フラジリティ曲線 (原子炉建屋 I/C EW方向)</p> <p>第1.2.1.e-1-12図 建屋フラジリティ曲線 (制御建屋 C/B EW方向)</p>	<p>第3.2.1.e-1-6図 原子炉建屋のフラジリティ曲線 (EW方向, 1階, IW-10)</p> <p>第3.2.1.e-1-7図 制御建屋のフラジリティ曲線 (NS方向, 2階, CF)</p>	<p>第3.2.1.e-1-11図 原子炉建屋のフラジリティ曲線 (NS方向, 部材6)</p> <p>第3.2.1.e-1-12図 原子炉補助建屋のフラジリティ曲線 (EW方向, 部材9)</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p>

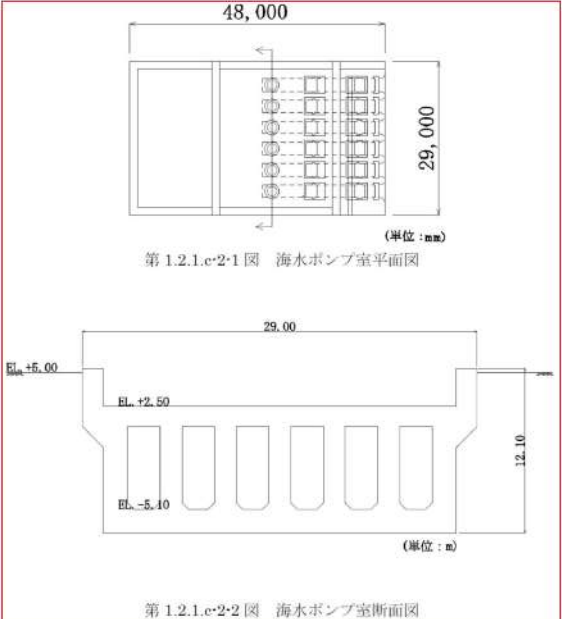
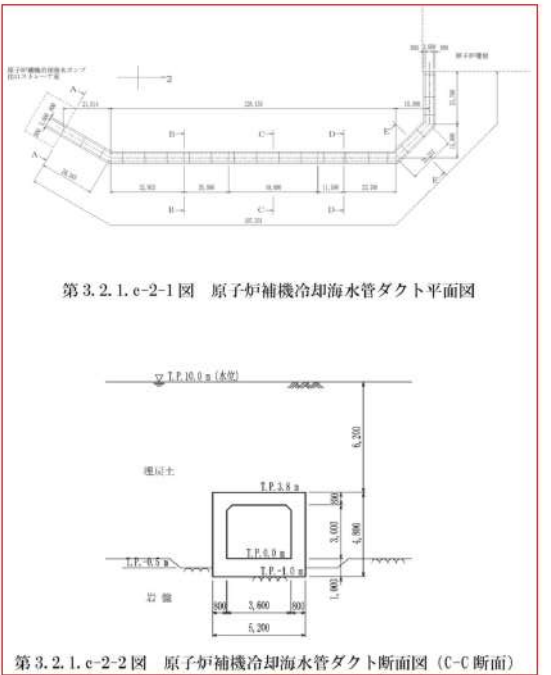
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p>● 現実的応答評価モデルの結果              — 95%信頼度 (対数正規分布近似)              — 50%信頼度 (対数正規分布近似)              - - - 5%信頼度 (対数正規分布近似)</p> <p>中央値 : 3360cm/s<sup>2</sup>  <math>\beta_r</math> : 0.31  <math>\beta_u</math> : 0.15  <math>\beta_c</math> : 0.34              HCLPF : 1580cm/s<sup>2</sup></p> <p>第3.2.1. e-13 図 ディーゼル発電機建屋のフラジリティ曲線 (NS 方向, 部材 1)</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）

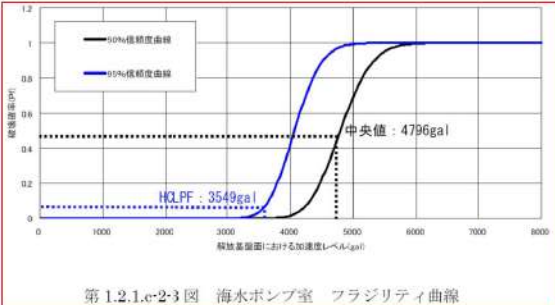
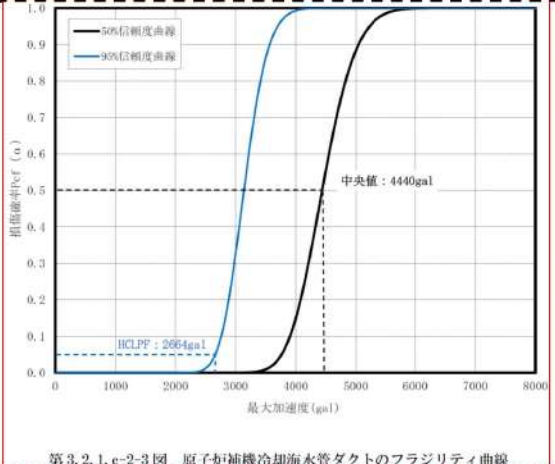
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 1.2.1.c-2-1 図 海水ポンプ室平面図</p> <p>第 1.2.1.c-2-2 図 海水ポンプ室断面図</p>		 <p>第 3.2.1.c-2-1 図 原子炉補機冷却海水管ダクト平面図</p> <p>第 3.2.1.c-2-2 図 原子炉補機冷却海水管ダクト断面図 (C-C 断面)</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> <li>・女川は屋外重要土木構造物のフラジリティ評価を実施していない</li> </ul>

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

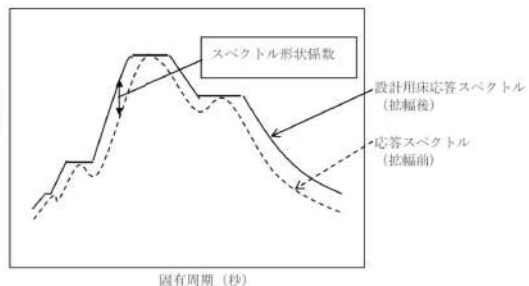
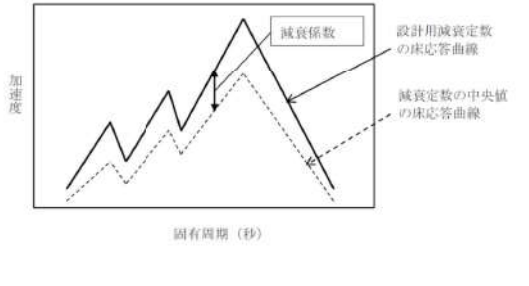
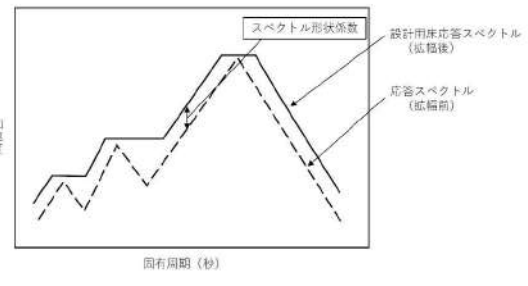
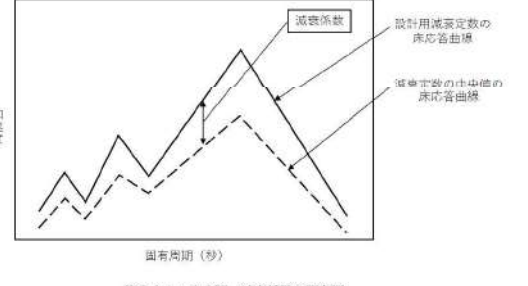
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 1.2.1.c-2-3 図 海水ポンプ室 フラジリティ曲線</p>		 <p>第 3.2.1.c-2-3 図 原子炉補機冷却海水管ダクトのフラジリティ曲線</p> <p>追而【原子炉補機冷却海水管ダクトのフラジリティは暫定値】</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 個別評価による相違</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価方針の相違</li> <li>・女川は屋外重要土木構造物のフラジリティ評価を実施していない</li> </ul>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>第3.2.1.e-2-1図 スペクトル形状係数の概念図</p>  <p>第3.2.1.e-2-2図 減衰係数の概念図</p>	 <p>第3.2.1.e-3-1図 スペクトル形状係数の概念図</p>  <p>第3.2.1.e-3-2図 減衰係数の概念図</p>	<p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川の実績反映のため、スペクトル形状係数、減衰係数の概念図を記載している</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

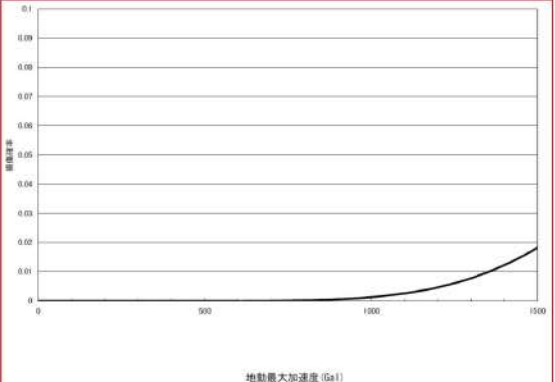
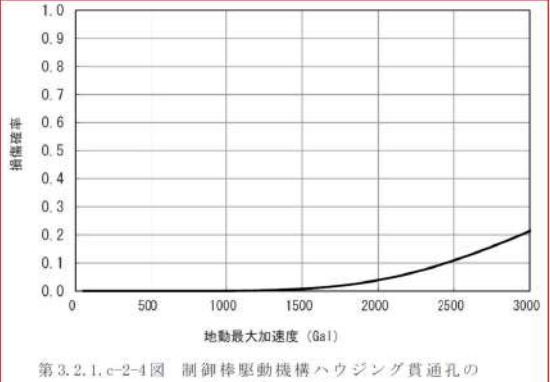
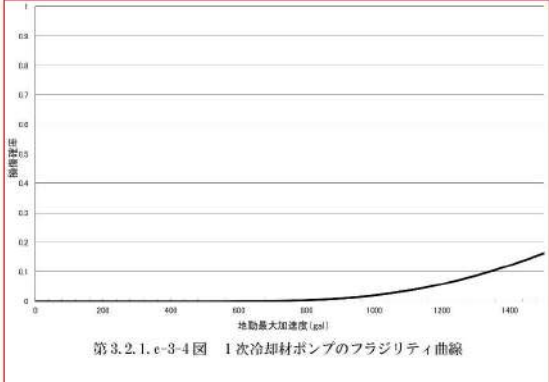
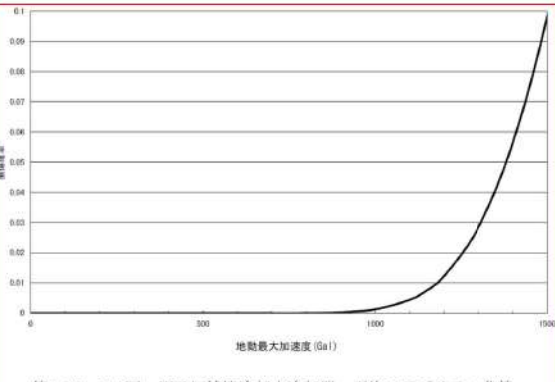
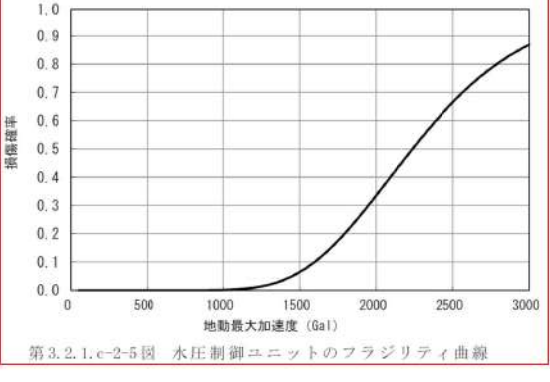
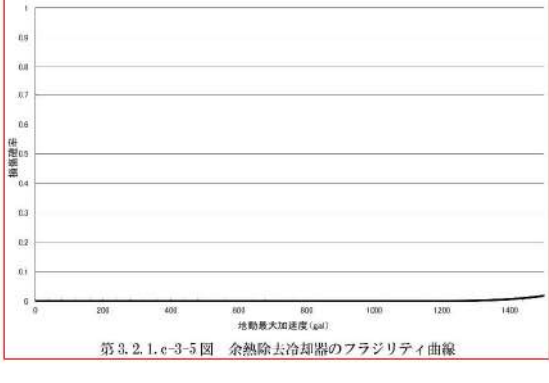
別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>第3.2.1.e-2-3図 建屋のスペクトル形状係数の概念図</p>	<p>第3.2.1.e-3-3図 建屋のスペクトル形状係数の概念図</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川の実績反映のため、建屋のスペクトル形状係数の概念図を記載している</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> <li>・泊は機器の固有周期による影響は建屋の非線形応答に関する係数<math>F_{nl}</math>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）</li> </ul>

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

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

別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

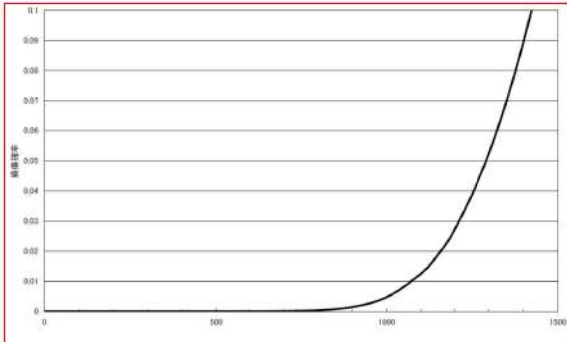
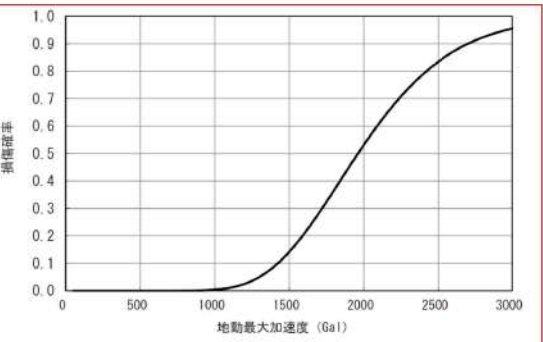
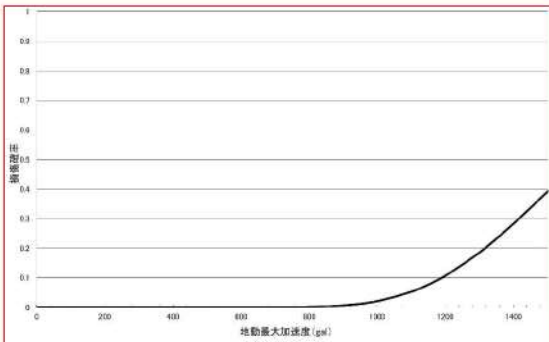
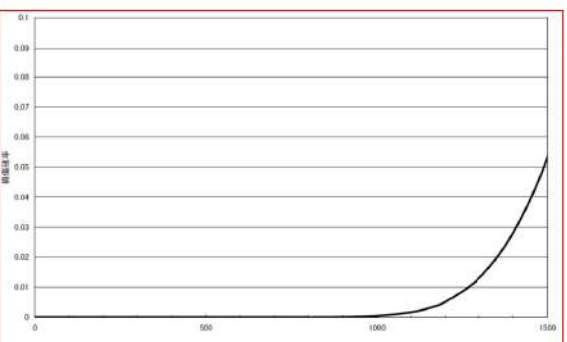
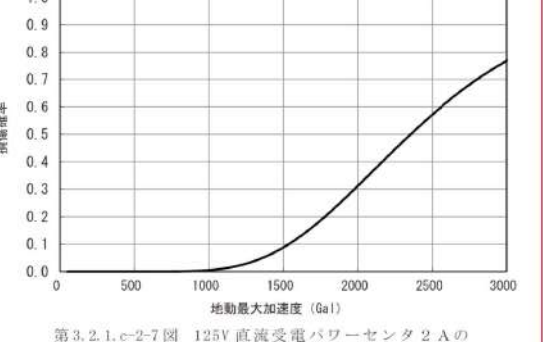
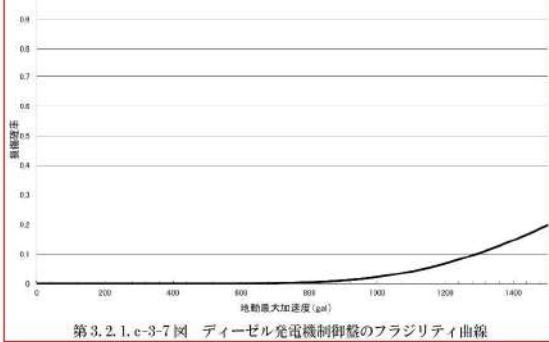
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第1.2.1.e-3-1図 蒸気発生器伝熱管 平均フラジリティ曲線</p>	 <p>第3.2.1.e-2-4図 制御棒駆動機構ハウジング貫通孔のフラジリティ曲線</p>	 <p>第3.2.1.e-3-4図 1次冷却材ポンプのフラジリティ曲線</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・IV 重要度が異なるため、代表機器も異なり、評価結果も異なる</p>
 <p>第1.2.1.e-3-2図 原子炉補機冷却水冷却器 平均フラジリティ曲線</p>	 <p>第3.2.1.e-2-5図 水圧制御ユニットのフラジリティ曲線</p>	 <p>第3.2.1.e-3-5図 余熱除去冷却器のフラジリティ曲線</p>	



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

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

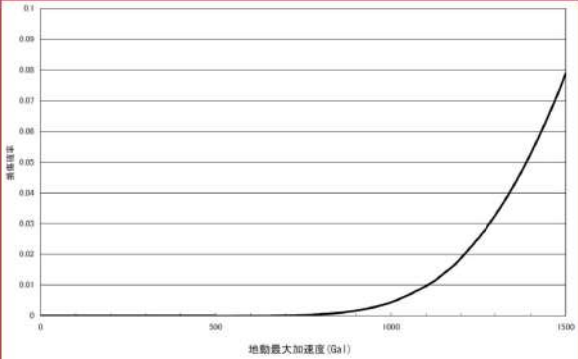
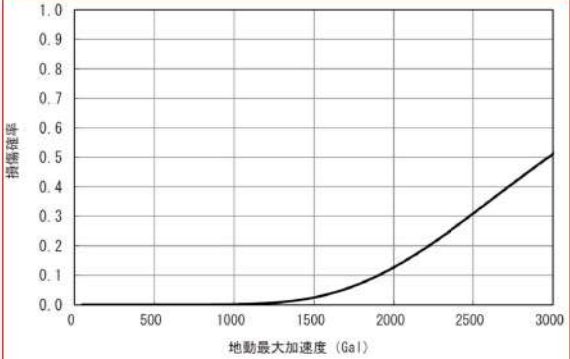
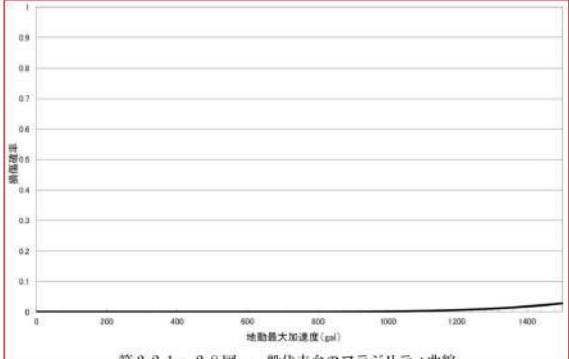
別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第1.2.1.e-3-3図 メタルクラッドスイッチギア 平均フラジリティ曲線</p>	 <p>第3.2.1.e-2-6図 ディーゼル発電設備ディーゼル機関のフラジリティ曲線</p>	 <p>第3.2.1.e-3-6図 内燃機関のフラジリティ曲線</p>	<p>【女川】<b>【大飯】</b></p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・IV 重要度が異なるため、代表機器も異なり、評価結果も異なる</p>
 <p>第1.2.1.e-3-4図 内燃機関 平均フラジリティ曲線</p>	 <p>第3.2.1.e-2-7図 125V 直流受電パワーセンタ 2 A のフラジリティ曲線</p>	 <p>第3.2.1.e-3-7図 ディーゼル発電機制御盤のフラジリティ曲線</p>	

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

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

別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="188 683 584 703">第1.2.1.e-3-5図 一般電動弁 平均フラジリティ曲線</p>	 <p data-bbox="734 676 1265 697">第3.2.1.e-2-8図 原子炉補機冷却水系弁のフラジリティ曲線</p>	 <p data-bbox="1435 651 1778 671">第3.2.1.e-3-8図 一般代表弁のフラジリティ曲線</p>	<p data-bbox="1915 204 2033 225">【女川】【大飯】</p> <p data-bbox="1915 236 2085 256">■個別評価による相違</p> <p data-bbox="1915 268 2136 357">・IV 重要度が異なるため、代表機器も異なり、評価結果も異なる</p>


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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【直接炉心損傷】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)</li> <li>・原子炉格納容器損傷</li> <li>・原子炉建屋損傷</li> <li>・制御建屋損傷</li> <li>・複数の信号系損傷</li> <li>・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失</li> <li>・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</li> <li>・電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul> <p>【格納容器バイパス】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)</li> </ul> <p>第 1.2.1.d-1 図 地震PRA階層イベントツリー</p>	<p>外部事象の訂正破断          外部電源喪失時イベントツリーへ          (第3.2.1.d-2図へ)          全交差動力電源喪失時イベントツリーへ          (第3.2.1.d-3図へ)</p> <p>TBD          計測・制御系喪失          制御建屋損傷          格納容器バイパス          E-LOCA          圧力容器損傷          格納容器損傷          原子炉建屋損傷</p> <p>炉心損傷</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>起因事象</p> <p>第 3.2.1.d-1 図 地震PRA階層イベントツリー</p> <p>※ 事故シナシスグループは第3.2.1.d-2表を参照</p>	<p>【地震起因事象】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)</li> <li>・原子炉建屋損傷</li> <li>・原子炉格納容器損傷</li> <li>・原子炉補助建屋損傷</li> <li>・電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失</li> <li>・複数の信号系損傷</li> <li>・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</li> </ul> <p>【格納容器バイパス】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)</li> </ul> <p>第 3.2.1.d-1 図 地震PRA起因事象階層イベントツリー</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川の実績反映</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■炉型の相違</li> <li>・炉型が異なるため、抽出される起因事象が異なる。ただし、女川、泊ともに地震時特有の要因による分析を踏まえて起因事象を抽出している。なお、泊は先行のPWRと同様の起因事象となっている</li> </ul>

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

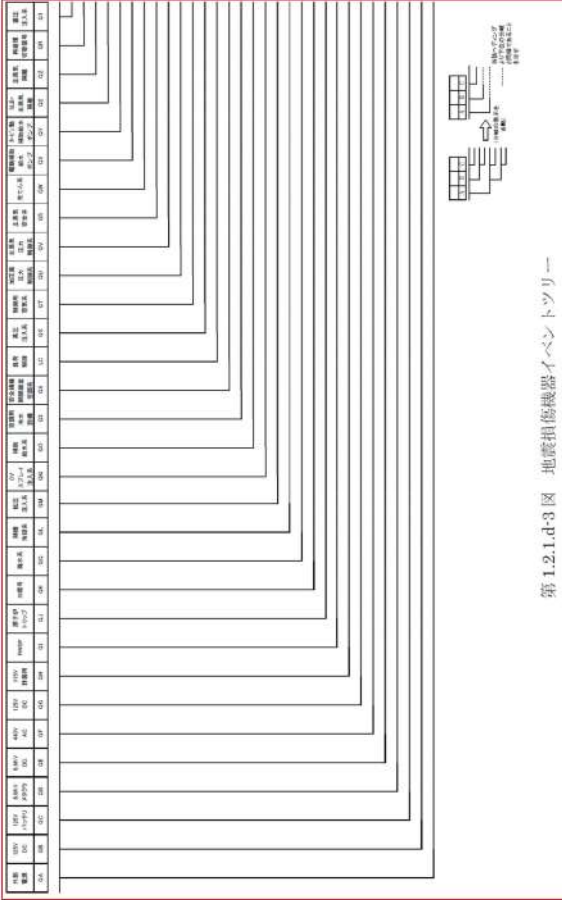
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 1.2.1.d-2 図 地震システム解析モデル (大イベントツリー)</p>			<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>○女川の実績反映</li> <li>○泊はイベントツリーの図の中に情報を引き継ぐ下流のイベントツリーを記載している</li> </ul>

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

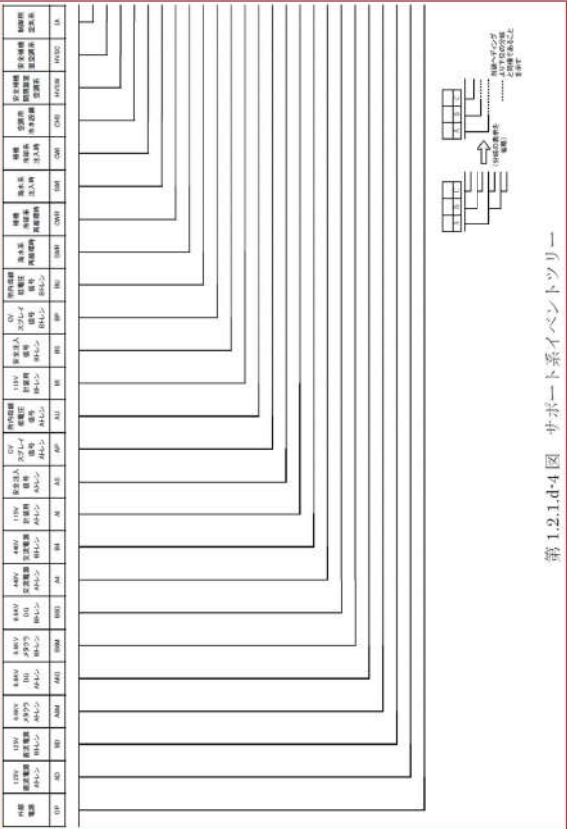
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第1.2.1.d-3図 地震損傷機器イベントツリー</p>			<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価手法の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・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イベントツリーにより引き継いでいるが、泊は小イベントツリー法であるためフォールトツリーにより評価しており、地震損傷機器イベントツリーはない（高浜、美浜と同様）</li> </ul> </li> </ul>

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

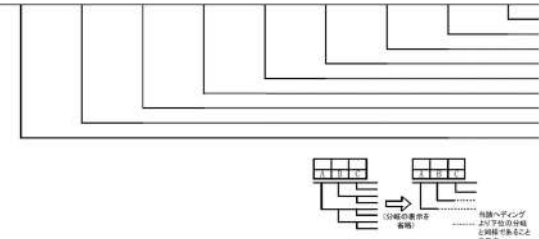
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第1.2.1.d-4 図 サポート系イベントツリー</p>			<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価手法の相違</li> <li>・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イベントツリーにより引き継いでいるが、泊は小イベントツリー法であるためフォルトツリーにより評価しており、サポート系イベントツリーはない（高浜、美浜と同様）</li> </ul>

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

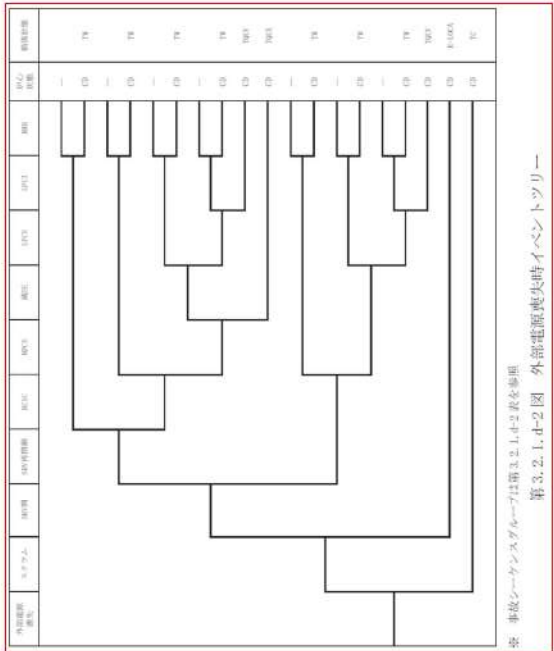
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<div data-bbox="107 300 667 726" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <tr> <td style="font-size: 8px;">燃料取扱 用ACB</td> <td style="font-size: 8px;">高圧降下防止 共有器 A1レシ</td> <td style="font-size: 8px;">高圧降下防止 共有器 B1レシ</td> <td style="font-size: 8px;">高圧降下防止 共有器 A2レシ</td> <td style="font-size: 8px;">高圧降下防止 共有器 B2レシ</td> <td style="font-size: 8px;">RWGP 取水失敗 A1レシ</td> <td style="font-size: 8px;">RWGP 取水失敗 B1レシ</td> <td style="font-size: 8px;">RC2保護制 込ストロ停止 機失敗及び 作動一時は入時</td> <td style="font-size: 8px;">RC2保護制 込ストロ停止 機一時 (高圧降下時)</td> </tr> <tr> <td style="font-size: 8px;">BB</td> <td style="font-size: 8px;">S1MA</td> <td style="font-size: 8px;">S1MB</td> <td style="font-size: 8px;">PCA</td> <td style="font-size: 8px;">RCB</td> <td style="font-size: 8px;">CA</td> <td style="font-size: 8px;">CB</td> <td style="font-size: 8px;">L1</td> <td style="font-size: 8px;">L2</td> </tr> </table>  <p style="text-align: center; font-size: 10px;">第 1.2.1.d-5 図 共用系イベントツリー</p> </div>	燃料取扱 用ACB	高圧降下防止 共有器 A1レシ	高圧降下防止 共有器 B1レシ	高圧降下防止 共有器 A2レシ	高圧降下防止 共有器 B2レシ	RWGP 取水失敗 A1レシ	RWGP 取水失敗 B1レシ	RC2保護制 込ストロ停止 機失敗及び 作動一時は入時	RC2保護制 込ストロ停止 機一時 (高圧降下時)	BB	S1MA	S1MB	PCA	RCB	CA	CB	L1	L2			<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価手法の相違</li> <li>・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共用設備や運転員操作の成否の情報を引き継ぐためのイベントツリーが必要となるが、泊は小イベントツリー法であるためフォールトツリーにより評価しており、共用系イベントツリーはない(高浜、美浜と同様)</li> </ul>
燃料取扱 用ACB	高圧降下防止 共有器 A1レシ	高圧降下防止 共有器 B1レシ	高圧降下防止 共有器 A2レシ	高圧降下防止 共有器 B2レシ	RWGP 取水失敗 A1レシ	RWGP 取水失敗 B1レシ	RC2保護制 込ストロ停止 機失敗及び 作動一時は入時	RC2保護制 込ストロ停止 機一時 (高圧降下時)													
BB	S1MA	S1MB	PCA	RCB	CA	CB	L1	L2													

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
			<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> <li>・女川は外部電源が健全な場合は地震 PRA の対象範囲外であり、階層イベントツリーの外部電源ヘディング以外のヘディングに全て成功した場合、外部電源喪失として扱い外部電源喪失時イベントツリーに移行するが、泊は外部電源が健全な場合も地震 PRA の対象範囲としていることから、階層イベントツリーから外部電源喪失のイベントツリーへは直接移行せず、外部電源喪失をフロントラインイベントツリーの1つとして扱っている（高浜、美浜と同様）</li> </ul>



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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																										
	<div data-bbox="734 300 1272 1129" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th style="writing-mode: vertical-rl;">全交流電源喪失</th> <th style="writing-mode: vertical-rl;">スクラム</th> <th style="writing-mode: vertical-rl;">SRV閉</th> <th style="writing-mode: vertical-rl;">SRV再閉鎖</th> <th style="writing-mode: vertical-rl;">RCIC</th> <th style="writing-mode: vertical-rl;">炉心状態</th> <th style="writing-mode: vertical-rl;">損傷状態</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>CD</td> <td>長期TB</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>CD</td> <td>TBU</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>CD</td> <td>TBP</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>CD</td> <td>E-LOCA</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>CD</td> <td>TC</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small; margin-top: 5px;">※ 事故シナシグループは第3.2.1.d-2表を参照</p> <p style="text-align: center; margin-top: 5px;">第3.2.1.d-3 図 全交流動力電源喪失時イベントツリー</p> </div>	全交流電源喪失	スクラム	SRV閉	SRV再閉鎖	RCIC	炉心状態	損傷状態						CD	長期TB						CD	TBU						CD	TBP						CD	E-LOCA						CD	TC		<p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・女川は全交流動力電源喪失時の緩和設備の使用可否により炉心損傷状態を分類しているが、泊は全交流動力電源喪失に至ると緩和設備に期待できないため全交流動力電源喪失時イベントツリーはない(高浜、美浜と同様)</p>
全交流電源喪失	スクラム	SRV閉	SRV再閉鎖	RCIC	炉心状態	損傷状態																																							
					CD	長期TB																																							
					CD	TBU																																							
					CD	TBP																																							
					CD	E-LOCA																																							
					CD	TC																																							

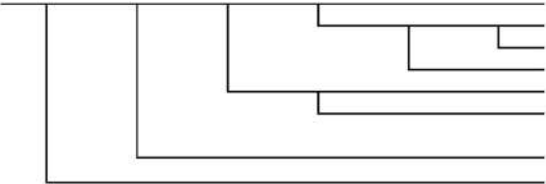
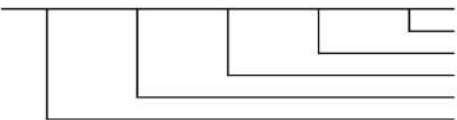
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																									
		<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">全交流動力 電源喪失</th> <th style="width: 15%;">原子炉補機 冷却機能喪失</th> <th style="width: 15%;">外部電源喪失</th> <th style="width: 15%;">炉心 損傷</th> <th style="width: 40%;">損傷状態</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td>主給水流量喪失イベントツリーへ (第3.2.1.d-3図(7/7)へ)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td>外部電源喪失イベントツリーへ (第3.2.1.d-3図(6/7)へ)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失イベントツリーへ (第3.2.1.d-3図(5/7)へ)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">—</td> <td style="text-align: center;">CD</td> <td>全交流動力電源喪失</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第3.2.1.d-2図 過渡分類イベントツリー</p> </div>	全交流動力 電源喪失	原子炉補機 冷却機能喪失	外部電源喪失	炉心 損傷	損傷状態	—	—	—	—	主給水流量喪失イベントツリーへ (第3.2.1.d-3図(7/7)へ)	—	—	—	—	外部電源喪失イベントツリーへ (第3.2.1.d-3図(6/7)へ)	—	—	—	—	原子炉補機冷却機能喪失イベントツリーへ (第3.2.1.d-3図(5/7)へ)	—	—	—	CD	全交流動力電源喪失	<p><b>【女川】</b></p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は起因事象の分類のためのイベントツリーを a. 起因事象階層イベントツリー、b. 過渡分類イベントツリーの2段階に分けているが、外部電源の扱いは異なるものの炉心損傷防止に有効な緩和設備の成否で事象を分類する考え方は女川と同様である（高浜、美浜と同様）</p> <p><b>【大飯】</b></p> <p>■評価手法の相違</p> <p>・大飯は大イベントツリー法を用いているため、サポート系の損傷の有無による起因事象の分類はサポート系イベントツリーで可能であるため、過渡分類イベントツリーは不要である（泊は高浜、美浜と同様）</p>
全交流動力 電源喪失	原子炉補機 冷却機能喪失	外部電源喪失	炉心 損傷	損傷状態																								
—	—	—	—	主給水流量喪失イベントツリーへ (第3.2.1.d-3図(7/7)へ)																								
—	—	—	—	外部電源喪失イベントツリーへ (第3.2.1.d-3図(6/7)へ)																								
—	—	—	—	原子炉補機冷却機能喪失イベントツリーへ (第3.2.1.d-3図(5/7)へ)																								
—	—	—	CD	全交流動力電源喪失																								

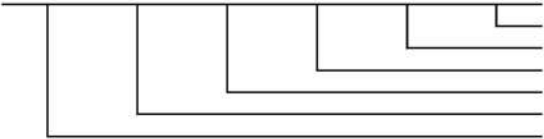
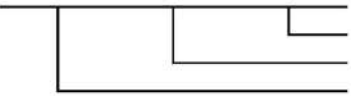
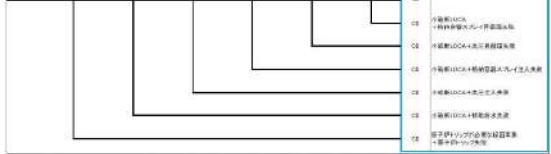
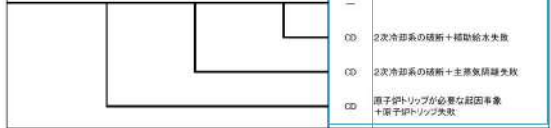
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																										
<div data-bbox="107 300 651 403"> <table border="1"> <tr> <td>低圧注入系 (LLOCA)</td> <td>蓄圧注入系 (LLOCA, MLOCA)</td> <td>CVスプレッド注入系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)</td> <td>低圧再循環系 (LLOCA)</td> <td>高圧再循環系 (LLOCA)</td> <td>CVスプレッド再循環系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)</td> </tr> <tr> <td>LIL</td> <td>ACLIM</td> <td>CIA</td> <td>LRL</td> <td>HRL</td> <td>CRA</td> </tr> </table> </div>  <p data-bbox="190 638 571 662">第1.2.1.d-6図 大破断LOCAイベントツリー</p> <div data-bbox="152 774 607 869"> <table border="1"> <tr> <td>高圧注入系 (MLOCA, SLOCA)</td> <td>蓄圧注入系 (LLOCA, MLOCA)</td> <td>CVスプレッド注入系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)</td> <td>高圧再循環系 (MLOCA, SLOCA)</td> <td>CVスプレッド再循環系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)</td> </tr> <tr> <td>HIMS</td> <td>ACLIM</td> <td>CIA</td> <td>HRMS</td> <td>CRA</td> </tr> </table> </div>  <p data-bbox="190 1053 571 1077">第1.2.1.d-7図 中破断LOCAイベントツリー</p>	低圧注入系 (LLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA, MLOCA)	CVスプレッド注入系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)	低圧再循環系 (LLOCA)	高圧再循環系 (LLOCA)	CVスプレッド再循環系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)	LIL	ACLIM	CIA	LRL	HRL	CRA	高圧注入系 (MLOCA, SLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA, MLOCA)	CVスプレッド注入系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA, SLOCA)	CVスプレッド再循環系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)	HIMS	ACLIM	CIA	HRMS	CRA		<div data-bbox="1328 300 1870 518"> <table border="1"> <tr> <th>大破断LOCA</th> <th>蓄圧注入</th> <th>高圧注入</th> <th>特殊設備スプレッド注入</th> <th>高圧再循環</th> <th>蓄圧再循環</th> <th>特殊設備スプレッド再循環</th> <th>炉心損傷</th> <th>設備損傷</th> </tr> <tr> <td>00</td> <td>00</td> <td>00</td> <td>00</td> <td>00</td> <td>00</td> <td>00</td> <td>00</td> <td>00</td> </tr> </table> </div> <p data-bbox="1366 518 1814 542">第3.2.1.d-8図 フロントラインイベントツリー (1/7) (大破断LOCA)</p> <div data-bbox="1328 638 1870 829"> <table border="1"> <tr> <th>中破断LOCA</th> <th>蓄圧注入</th> <th>高圧注入</th> <th>特殊設備スプレッド注入</th> <th>高圧再循環</th> <th>蓄圧再循環</th> <th>特殊設備スプレッド再循環</th> <th>炉心損傷</th> <th>設備損傷</th> </tr> <tr> <td>00</td> <td>00</td> <td>00</td> <td>00</td> <td>00</td> <td>00</td> <td>00</td> <td>00</td> <td>00</td> </tr> </table> </div> <p data-bbox="1366 853 1814 877">第3.2.1.d-9図 フロントラインイベントツリー (2/7) (中破断LOCA)</p>	大破断LOCA	蓄圧注入	高圧注入	特殊設備スプレッド注入	高圧再循環	蓄圧再循環	特殊設備スプレッド再循環	炉心損傷	設備損傷	00	00	00	00	00	00	00	00	00	中破断LOCA	蓄圧注入	高圧注入	特殊設備スプレッド注入	高圧再循環	蓄圧再循環	特殊設備スプレッド再循環	炉心損傷	設備損傷	00	00	00	00	00	00	00	00	00	<p data-bbox="1915 204 1982 223">【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1915 231 2139 430">■ 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                      (以下、相違理由説明を省略)</li> <li data-bbox="1915 438 2139 478">【大飯】</li> <li data-bbox="1915 486 2139 662">■ 記載方針の相違                      ・泊はイベントツリーのヘディングに起因事象を記載している                      (以下、相違理由説明を省略)</li> <li data-bbox="1915 670 2139 710">・女川実績の反映</li> <li data-bbox="1915 718 2139 837">・泊は炉心損傷状態を記載している                      (以下、相違理由説明を省略)</li> </ul>
低圧注入系 (LLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA, MLOCA)	CVスプレッド注入系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)	低圧再循環系 (LLOCA)	高圧再循環系 (LLOCA)	CVスプレッド再循環系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)																																																								
LIL	ACLIM	CIA	LRL	HRL	CRA																																																								
高圧注入系 (MLOCA, SLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA, MLOCA)	CVスプレッド注入系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA, SLOCA)	CVスプレッド再循環系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)																																																									
HIMS	ACLIM	CIA	HRMS	CRA																																																									
大破断LOCA	蓄圧注入	高圧注入	特殊設備スプレッド注入	高圧再循環	蓄圧再循環	特殊設備スプレッド再循環	炉心損傷	設備損傷																																																					
00	00	00	00	00	00	00	00	00																																																					
中破断LOCA	蓄圧注入	高圧注入	特殊設備スプレッド注入	高圧再循環	蓄圧再循環	特殊設備スプレッド再循環	炉心損傷	設備損傷																																																					
00	00	00	00	00	00	00	00	00																																																					

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																		
<table border="1" data-bbox="107 306 649 411"> <tr> <td>原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)</td> <td>補助給水系 (SLOCA)</td> <td>高圧注入系 (MLOCA,SLOCA)</td> <td>CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)</td> <td>高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)</td> <td>CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)</td> </tr> <tr> <td>TPA</td> <td>AFS</td> <td>HIMS</td> <td>CIA</td> <td>HRMS</td> <td>CRA</td> </tr> </table>  <p data-bbox="138 603 616 630">第 1.2.1.d-8 図 小破断LOCAイベントツリー</p> <table border="1" data-bbox="206 715 555 837"> <tr> <td>原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)</td> <td>主蒸気隔離 (SLB)</td> <td>補助給水系 (SLB)</td> </tr> <tr> <td>TPA</td> <td>MSI</td> <td>AFB</td> </tr> </table>  <p data-bbox="129 997 627 1024">第 1.2.1.d-9 図 2次冷却系の破断イベントツリー</p>	原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	補助給水系 (SLOCA)	高圧注入系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	TPA	AFS	HIMS	CIA	HRMS	CRA	原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	主蒸気隔離 (SLB)	補助給水系 (SLB)	TPA	MSI	AFB		<table border="1" data-bbox="1332 306 1881 497"> <tr> <th>小破断LOCA</th> <th>原子炉トリップ</th> <th>補助給水</th> <th>高圧注入</th> <th>高圧再循環</th> <th>CVスプレイ注入</th> <th>高圧再循環</th> <th>炉心温度 スプレイ再循環</th> <th>炉心 温度</th> <th>破断位置</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table>  <p data-bbox="1377 502 1825 523">第3.2.1.d-3図 フロントラインイベントツリー (3/7) (小破断LOCA)</p> <table border="1" data-bbox="1332 598 1881 782"> <tr> <th>2次冷却系の破断</th> <th>原子炉トリップ</th> <th>主蒸気隔離</th> <th>補助給水</th> <th>炉心 温度</th> <th>破断位置</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table>  <p data-bbox="1366 790 1848 810">第3.2.1.d-4図 フロントラインイベントツリー (4/7) (2次冷却系の破断)</p>	小破断LOCA	原子炉トリップ	補助給水	高圧注入	高圧再循環	CVスプレイ注入	高圧再循環	炉心温度 スプレイ再循環	炉心 温度	破断位置											2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	炉心 温度	破断位置							
原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	補助給水系 (SLOCA)	高圧注入系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)																																																
TPA	AFS	HIMS	CIA	HRMS	CRA																																																
原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	主蒸気隔離 (SLB)	補助給水系 (SLB)																																																			
TPA	MSI	AFB																																																			
小破断LOCA	原子炉トリップ	補助給水	高圧注入	高圧再循環	CVスプレイ注入	高圧再循環	炉心温度 スプレイ再循環	炉心 温度	破断位置																																												
2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	炉心 温度	破断位置																																																

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																								
		<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="font-size: small;">原子炉補機 全副機喪失</th> <th style="font-size: small;">原子炉トリップ</th> <th style="font-size: small;">補助給水</th> <th style="font-size: small;">加圧器及び昇り 安全弁LOCA</th> <th style="font-size: small;">1次冷却材ポンプ 熱弁LOCA</th> <th style="font-size: small;">炉心 損傷</th> <th style="font-size: small;">損傷状態</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="6" style="text-align: center;">—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td colspan="6" style="text-align: center;">CD</td> <td>原子炉補機全副機喪失 +RBPシールLOCA</td> </tr> <tr> <td colspan="6" style="text-align: center;">CD</td> <td>原子炉補機全副機喪失 +加圧器及び昇り安全弁LOCA</td> </tr> <tr> <td colspan="6" style="text-align: center;">CD</td> <td>原子炉補機全副機喪失+補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td colspan="6" style="text-align: center;">CD</td> <td>原子炉トリップが必要な起因事象 +原子炉トリップ失敗</td> </tr> </tbody> </table> <p>第3.2.1.d-3図 フロントラインイベントツリー (5/7) (原子炉補機冷却機能喪失)</p>   <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="font-size: small;">外部電源 喪失</th> <th style="font-size: small;">原子炉トリップ</th> <th style="font-size: small;">非常用所内 交流電源</th> <th style="font-size: small;">補助給水</th> <th style="font-size: small;">炉心 損傷</th> <th style="font-size: small;">損傷状態</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="5" style="text-align: center;">—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td colspan="5" style="text-align: center;">CD</td> <td>外部電源喪失+補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td colspan="5" style="text-align: center;">CD</td> <td>外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失</td> </tr> <tr> <td colspan="5" style="text-align: center;">CD</td> <td>原子炉トリップが必要な起因事象 +原子炉トリップ失敗</td> </tr> </tbody> </table> <p>第3.2.1.d-3図 フロントラインイベントツリー (6/7) (外部電源喪失)</p> </div>	原子炉補機 全副機喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器及び昇り 安全弁LOCA	1次冷却材ポンプ 熱弁LOCA	炉心 損傷	損傷状態	—						—	CD						原子炉補機全副機喪失 +RBPシールLOCA	CD						原子炉補機全副機喪失 +加圧器及び昇り安全弁LOCA	CD						原子炉補機全副機喪失+補助給水失敗	CD						原子炉トリップが必要な起因事象 +原子炉トリップ失敗	外部電源 喪失	原子炉トリップ	非常用所内 交流電源	補助給水	炉心 損傷	損傷状態	—					—	CD					外部電源喪失+補助給水失敗	CD					外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	CD					原子炉トリップが必要な起因事象 +原子炉トリップ失敗	<p>【大飯】</p> <p>■評価手法の相違</p> <p>・泊は外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失を起因事象としたイベントツリーも構築している(高浜, 美浜と同様)。大飯は大イベントツリー法を用いているため、サポート系である外部電源及び原子炉冷却系の喪失の情報は地震損傷機器イベントツリーで扱っており、外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失を起因事象としたイベントツリーは構築していない</p>
原子炉補機 全副機喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器及び昇り 安全弁LOCA	1次冷却材ポンプ 熱弁LOCA	炉心 損傷	損傷状態																																																																					
—						—																																																																					
CD						原子炉補機全副機喪失 +RBPシールLOCA																																																																					
CD						原子炉補機全副機喪失 +加圧器及び昇り安全弁LOCA																																																																					
CD						原子炉補機全副機喪失+補助給水失敗																																																																					
CD						原子炉トリップが必要な起因事象 +原子炉トリップ失敗																																																																					
外部電源 喪失	原子炉トリップ	非常用所内 交流電源	補助給水	炉心 損傷	損傷状態																																																																						
—					—																																																																						
CD					外部電源喪失+補助給水失敗																																																																						
CD					外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失																																																																						
CD					原子炉トリップが必要な起因事象 +原子炉トリップ失敗																																																																						

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

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

別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
<div data-bbox="246 308 510 448" data-label="Diagram"> <table border="1"> <tr> <td>原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)</td> <td>補助給水系 (LMFW)</td> </tr> <tr> <td>TPA</td> <td>AFF</td> </tr> </table> </div> <p data-bbox="107 595 651 624">第 1.2.1.d-10 図 主給水流量喪失イベントツリー</p>	原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	補助給水系 (LMFW)	TPA	AFF		<div data-bbox="1335 300 1883 480" data-label="Diagram"> <table border="1"> <tr> <td>主給水流量 喪失</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>補助給水</td> <td>炉心 損傷</td> <td>損傷状態</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>—</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>CO</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>CO</td> </tr> </table> </div> <p data-bbox="1375 491 1839 512">第3.2.1.d-3図 フロントラインイベントツリー (7/7) (主給水流量喪失)</p>	主給水流量 喪失	原子炉トリップ	補助給水	炉心 損傷	損傷状態					—					CO					CO	
原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	補助給水系 (LMFW)																										
TPA	AFF																										
主給水流量 喪失	原子炉トリップ	補助給水	炉心 損傷	損傷状態																							
				—																							
				CO																							
				CO																							

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

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

大飯発電所 3/4号炉	女川原子力発電所 2号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
<p>電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失 5.1%</p> <p>小破断LOCA 6.8%</p> <p>2次冷却系の破断 40.1%</p> <p>外部電源喪失 38.3%</p> <p>全炉心損傷頻度：2.8E-6 (／炉年)</p> <p>第 1.2.1.d-11 図 起因事象別炉心損傷頻度 寄与割合</p>	<p>計測・制御系異常 1.1%</p> <p>圧力容器破損 1.2%</p> <p>格納容器破損 1.6%</p> <p>E-LOCA 1.9%</p> <p>電力系統異常 1.9%</p> <p>燃料集合体及び制御棒クランプ損傷による原子炉停止機能喪失 4.7%</p> <p>三次電源・原子炉補機停止 48.2%</p> <p>外部電源喪失 41.0%</p> <p>第 3.2.1.d-4 図 起因事象別炉心損傷頻度寄与割合</p>	<p>1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 1.3%</p> <p>原子炉格納容器破損 0.8%</p> <p>原子炉補機冷却機能喪失 0.6%</p> <p>電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失 0.5%</p> <p>2次冷却系の破断 0.3%</p> <p>主給水流量喪失 2.2%</p> <p>格納容器バイパス 4.2%</p> <p>原子炉建屋損傷 2.0%</p> <p>燃料集合体及び制御棒クランプ損傷による原子炉停止機能喪失 4.7%</p> <p>複数の信号系損傷 5.3%</p> <p>小破断LOCA 6.6%</p> <p>大破断LOCA 7.5%</p> <p>中破断LOCA 11.7%</p> <p>外部電源喪失 37.1%</p> <p>大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA) 15.1%</p> <p>第 3.2.1.d-4 図 起因事象別炉心損傷頻度寄与割合</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の装置</li> <li>・PWR と BWR で起因事象及び事故シーケンスグループが異なるため大飯と比較する</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・地震 PRA においては地震による設備の損傷が炉心損傷頻度<span style="background-color: yellow;">に支配的であるため、フラジリティの評価結果の影響が大きい</span></li> <li>・起因事象別炉心損傷頻度について、大飯は原子が建屋の主蒸気管室のフラジリティが比較的小さいため、事故シーケンス「2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗」の炉心損傷頻度が高く、起因事象「2次冷却系の破断」の炉心損傷頻度も高くなっている。泊は外部電源のフラジリティが小さく、ディーゼル発電機に関連する機器のフラジリティが比較的小さいため、事故シーケンス「外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失」の炉心損傷頻度が高く、起因事象「外部電源喪失」の炉心損傷頻度も高くなっているが、「外部電源喪失」の炉心損傷頻度に対する寄与割合が大きいことについては大飯と同様の傾向となっており、「外部電源喪失」の寄与割合が一番大きいことについては、高浜、美浜、川</li> </ul>
<p>区分1 (0.2G~0.5G) 21.8%</p> <p>区分4 (1.1G~1.5G) 43.6%</p> <p>区分2 (0.5G~0.8G) 13.4%</p> <p>区分3 (0.8G~1.1G) 21.2%</p> <p>全炉心損傷頻度：2.8E-6 (／炉年)</p> <p>第 1.2.1.d-12 図 加速度区分別炉心損傷頻度 寄与割合</p>	<p>制御系統破損 0.4%</p> <p>計測・制御系異常 1.1%</p> <p>圧力容器破損 1.2%</p> <p>格納容器破損 1.6%</p> <p>E-LOCA 1.9%</p> <p>電力系統異常 1.9%</p> <p>燃料集合体及び制御棒クランプ損傷による原子炉停止機能喪失 4.7%</p> <p>三次電源・原子炉補機停止 48.2%</p> <p>外部電源喪失 41.0%</p> <p>第 3.2.1.d-5 図 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度寄与割合</p>	<p>原子炉補機冷却機能喪失 0.5%</p> <p>原子炉格納容器破損 0.8%</p> <p>原子炉格納容器の除熱機能喪失 0.2%</p> <p>ECCS再循環機能喪失 1.2%</p> <p>原子炉建屋損傷 2.0%</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損) 4.2%</p> <p>原子炉停止機能喪失 4.7%</p> <p>複数の信号系損傷 5.3%</p> <p>2次冷却系からの除熱機能喪失 6.9%</p> <p>ECCS注水機能喪失 17.7%</p> <p>全交流動力電源喪失 35.8%</p> <p>第 3.2.1.d-5 図 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度寄与割合</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・地震 PRA においては地震による設備の損傷が炉心損傷頻度<span style="background-color: yellow;">に支配的であるため、フラジリティの評価結果の影響が大きい</span></li> <li>・起因事象別炉心損傷頻度について、大飯は原子が建屋の主蒸気管室のフラジリティが比較的小さいため、事故シーケンス「2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗」の炉心損傷頻度が高く、起因事象「2次冷却系の破断」の炉心損傷頻度も高くなっている。泊は外部電源のフラジリティが小さく、ディーゼル発電機に関連する機器のフラジリティが比較的小さいため、事故シーケンス「外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失」の炉心損傷頻度が高く、起因事象「外部電源喪失」の炉心損傷頻度も高くなっているが、「外部電源喪失」の炉心損傷頻度に対する寄与割合が大きいことについては大飯と同様の傾向となっており、「外部電源喪失」の寄与割合が一番大きいことについては、高浜、美浜、川</li> </ul>

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

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

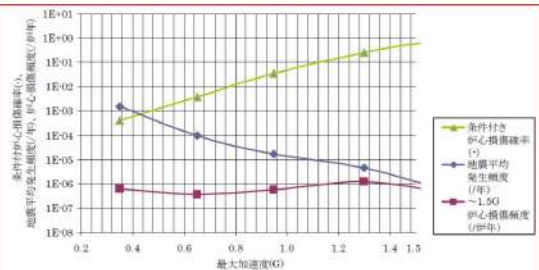
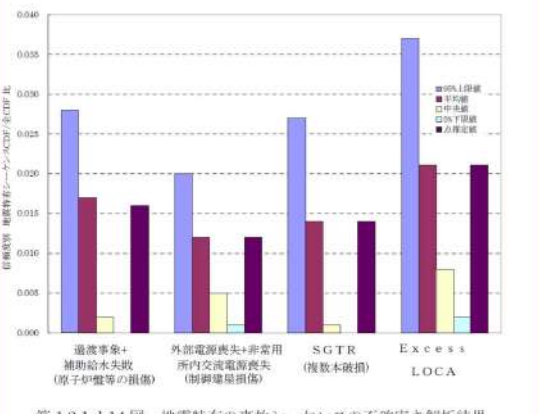
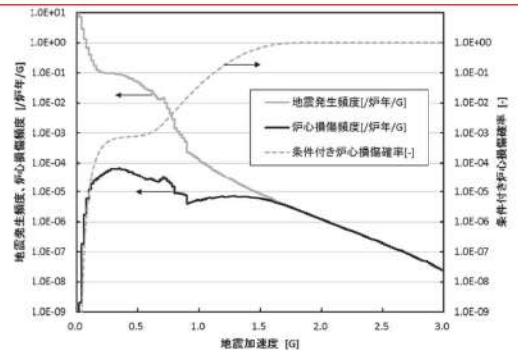
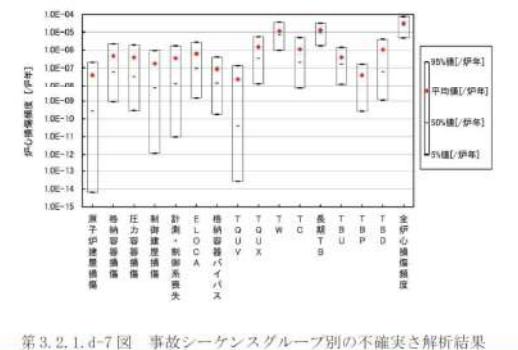
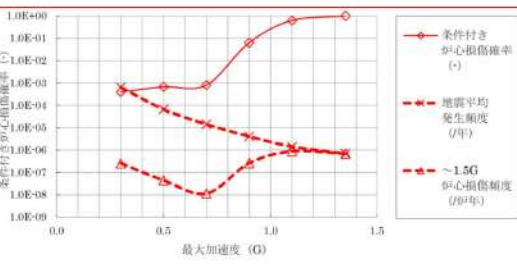
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
			<p>内及び玄海と同様である。泊は「大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)」、「中破断LOCA」、「大破断LOCA」、「小破断LOCA」の炉心損傷頻度に対する寄与割合が上位を占めているが、いずれも炉心損傷頻度は10<sup>-7</sup>オーダーであり、地震PRAの結果に対して有意な影響はなく、LOCA事象の寄与割合が大きい傾向については、高浜及び美浜と同様である。</p> <p>・事故シナシグループ別炉心損傷頻度については、付録1-1-69,70に記載している</p> <p>・加速度区分別炉心損傷頻度については、泊は付録1-別添3-3.2-3.2.1-144の第3.2.1.4-8表に記載している。泊は1.0G-1.2Gの炉心損傷頻度への寄与割合が41.3%、1.2G-1.5Gの炉心損傷頻度への寄与割合が32.2%となっており、地震加速度が大きい区間において炉心損傷頻度への寄与割合が大きくなっている傾向については大飯と同様である。</p>



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

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

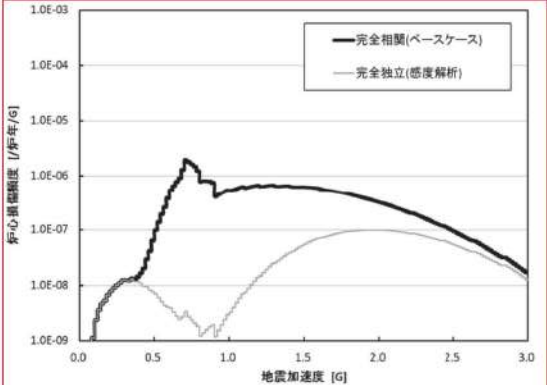
別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1.2.1.d-13図 加速度区分別条件付炉心損傷頻度</p>  <p>第1.2.1.d-14図 地震特有の事故シーケンスの不確かさ解析結果</p> 	<p>第3.2.1.d-6図 地震加速度に対する炉心損傷頻度及び条件付炉心損傷確率</p>  <p>第3.2.1.d-7図 事故シーケンスグループ別の不確かさ解析結果</p> 	<p>第3.2.1.d-6図 地震加速度に対する炉心損傷頻度及び条件付炉心損傷確率</p>  <p>第3.2.1.d-7図 事故シーケンスグループ別の不確かさ解析結果</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 10px; margin: 10px 0;"> <p>【確率論的地震ハザード確定後の地震PRA評価完了後にご説明】</p> </div>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p>

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

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

別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.1 地震 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="721 702 1265 726">第3.2.1.d-8図 TBD シーケンスに対する炉心損傷頻度比較</p>	<div data-bbox="1321 300 1886 678" style="border: 1px dashed black; padding: 10px;"> <p data-bbox="1478 678 1814 694">第3.2.1.d-8図 相関仮定に係る炉心損傷頻度比較</p> </div> <div data-bbox="1400 758 1803 829" style="border: 1px solid grey; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p data-bbox="1489 774 1713 813">【確率的地震ハザード確定後の地震 PRA 評価完了後にご説明】</p> </div>	<p data-bbox="1915 199 2038 223">【女川】【大飯】</p> <p data-bbox="1915 231 2083 255">■個別評価による相違</p>

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について  
 補足3.2.1.a-1 プラントワークダウン対象設備の選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">別紙3.2.1.a-1</p> <p style="text-align: center;"><u>プラントワークダウンの対象設備の選定について</u></p> <p>1. スクリーニングの考え方                      プラントワークダウンの対象設備は、基本的に地震PRAの評価対象設備の全てとしている。ただし、以下を考慮し、スクリーニングを行っている。</p> <p>2. 過去のプラントワークダウン結果の適用                      以下の項目を考慮し、過去に実施したプラントワークダウンの結果を本評価に適用した。</p> <p>1) 過去に実施したプラントワークダウンと目的及びチェック項目が一致している。</p> <p>2) 本評価に用いる対象機器について、過去のプラントワークダウン以降に取り換えや移設がない。</p>	<p style="text-align: right;">補足3.2.1.a-1</p> <p style="text-align: center;">プラントワークダウン対象設備の選定について</p> <p>プラントワークダウンでは、以下に示す基準によりスクリーニングを実施し、地震PRA上有意な機器をプラントワークダウン対象設備として選定する。</p> <p>➤ 過去に実施した地震PRAにおいて有意な機器であることが確認されておりプラントワークダウンの対象とした機器については今回のプラントワークダウンにおいても対象とする。</p> <p>➤ 重要事故シークエンス選定のための地震PRAの知見から新たに追加された機器は対象とする。</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川実績の反映</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■資料名称の相違</li> <li>・別紙⇄補足</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> <li>・プラントワークダウンの目的は、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得すること及び検討したシナリオの妥当性を確認することであるため、地震PRAの評価対象設備の全てをプラントワークダウンの対象設備とする必要はないが、結果的には同様の観点でスクリーニングを実施し、対象設備を選定している（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> <li>・泊は過去にプラントワークダウンを実施済みの機器であっても、地震PRAにおいて重要な機器についてはプラントワークダウンの対象としている（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川の「第3.2.1.a-1 図</li> </ul>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-1 プラントウォークダウン対象設備の選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>2) アクセスが困難な以下の設備を除外した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・高線量エリア、汚染の程度が著しいエリアにある設備</li> <li>・確認の際に通電部位へ接触するおそれがある設備</li> <li>・高所・狭隘部にある設備</li> </ul>	<p>▶ プラントウォークダウンが有効かつ可能な機器を対象とする。（目視による調査を実施しても調査目的の達成が期待できないと考えられる機器、目視による確認が不可能な機器、高線量区域にあるため接近することが困難な機器等については対象外とする。ただし、これらの機器で調査が必要な場合は図書等を用いて机上での確認を行う。）</p> <p>なお、地震 PRA のシステム評価モデルの観点等からプラントウォークダウンの対象設備（調査箇所）を特定できない場合について以下の対応とする。</p> <p>a. 電動弁や逆止弁は、安全系に多数用いられているため、</p>	<p>ラントウォークダウン調査機器の選定フロー」に「重要事故シーケンス選定のための地震 PRA の知見からの調査対象機器か？」とあり、同様の観点で対象機器をスクリーニングしている</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊の構成に合わせて女川の1)及び2)の記載順序を入れ替えている</li> </ul> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川の「第3.2.1.a-1 図 プラントウォークダウン調査機器の選定フロー」に「プラントウォークダウンが有効かつ可能な機器か？」とあり、同様の観点で対象機器をスクリーニングしている</li> </ul> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊はアクセスが困難な機器以外に、プラントウォークダウンの目的の1つである「検討したシナリオの妥当性を確認すること」の達成に期待できない機器についても、プラントウォークダウンの対象から除外している</li> <li>・泊はアクセスが困難な機器については、必要に応じて追加の机上確認を実施している</li> </ul> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スクリーニング結果が異なることからプラントウォーク</li> </ul>

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-1 プラントウォークダウン対象設備の選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>また耐震設計法や据付方法が同様であることから、以下による代表を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・配管系は、点検対象弁付近の配管を対象とする。</li> <li>・ケーブルトレイ及び空調ダクトは、点検対象電気品及び空調機器付近のものを対象とする。</li> </ul> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>対象とする代表機器を選定して調査する。</p> <p>b. ケーブルトレイは長尺の設備であるため、対象とする代表部位を選定して調査する。</p> <p>c. 配管は長尺の設備であるため、対象とする代表部位を選定して調査する。</p> <p>なお、a～cの要件では、 fragility の観点も踏まえて調査箇所を選定する。</p>	<p>ダウンの対象となる設備は異なるものの、調査対象が多数に及ぶ設備については、代表を選定してプラントウォークダウンを実施している点については同様である。</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊はプラントウォークダウンの代表を選定する際には、保守的に代表値として使用している fragility 値が小さい箇所を対象としている</li> </ul> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 補足3.2.1.a-2 地震PRAにおけるプラントワークダウンの点検項目について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">別紙3.2.1.a-2</p> <p>地震PRAにおけるプラントワークダウンの点検項目について</p> <p>「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」においてプラントワークダウンでの着眼点として以下が示されている。</p> <p>下記のうち(3)については、今回の地震PRAでは現場での復旧作業を考慮していないため、対象外とし、(1)、(2)の項目を参考にし、実機プラントでの設計、据付け、検査の実態を考慮してプラントワークダウンでのチェック項目を設定した。</p>	<p style="text-align: right;">補足3.2.1.a-2</p> <p>地震PRAにおけるプラントワークダウンの点検項目について</p> <p>「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」においてプラントワークダウンにおける着眼点が整理されている。</p> <p>それらを参考として、重要事故シナリオ選定のための地震PRAのプラントワークダウンにおいて実施されるべきチェック項目を設定した。</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川実績の反映</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■資料名称の相違</li> <li>・別紙⇄補足</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・泊は実施基準に記載されている着眼点に基づき設定したプラントワークダウンにおけるチェック項目を記載しているが、実施基準に記載されている着眼点は「耐震安全性の確認」「地震動による設備間の相互干渉」「二次的影響の確認」「地震後のアクセス性の確認」であり、着眼点を咀嚼してチェックすべき項目を記載している点については女川も同様である</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> <li>・泊も結果として地震PRAにおいては現場での復旧作業はモデル化していないが、プラントワークダウンにおいては、モデル化する可能性のあるリカバリー操作に係る機器も含めてアクセス性を確認している</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川は(1)及び(2)の項目を</li> </ul>

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

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  
 補足 3.2.1.a-2 地震 PRA におけるプラントワークダウンの点検項目について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(1) 耐震安全性の確認</p> <p>a. 対象設備・アンカーボルトの形状が図面と外見上の相違がないか</p> <p>b. 対象設備・配管接合部・アンカーボルト・対象設備と支持構造物との接合部に外見上の異常（腐食、亀裂等）はないか</p> <p>c. アンカーボルトの締め付け強度は適切に管理されているか（ゆるみ止め対策がされているか等）</p> <p>d. アンカーボルト付近のコンクリート部に外見上亀裂がないか</p> <p>(2) 地震動による設備間の相互干渉の確認</p> <p>a. 大地震時に機能的に従属関係にある設備の損傷による変形、離脱、移動などに起因して生じる干渉や衝突などの二次的影響を中心に次の視点で確認する</p> <p>b. 周辺の耐震クラスが低い機器、構築物等が倒壊又は損傷することで二次的影響を及ぼすことがないか</p> <p>c. クレーン、燃料交換機他の落下や部材のコンクリート剥落等、建屋の付帯物（照明等）の落下により安全上重要な機器あるいは燃料に影響を及ぼすことがないか</p>	<p><u>A) 耐震安全性の確認</u></p> <p>(i) 対象SSC本体に対するチェック項目</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 対象SSCの図面（外形図・耐震計算書等）と外見上相違点は無い</li> <li>2. 対象SSCと支持構造物との接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い</li> <li>3. 配管接合部と図面に外見上の相違点は無い</li> <li>4. 配管接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い</li> </ol> <p>(ii) アンカーボルトに対するチェック項目</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 図面（外形図・耐震計算書等）と外見上の相違は無い</li> <li>2. 周辺のコンクリート部を含めて外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い</li> <li>3. 締め付け強度は適切に管理されている（ゆるみ止め対策がされているか等）</li> </ol> <p>(iii) 二次的影響に対するチェック項目</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 周辺の耐震クラスが低いSSC等の倒壊・落下により被害を受けない</li> <li>2. 倒壊により被害を与えうる周辺のSSCの耐震性は問題ない                      （対象SSC本体の評価に準じた評価）</li> </ol>	<p>参考にプラントワークダウンチェック項目を設定しているが、泊は学会標準を参考としてプラントワークダウンのチェック項目をA)、B)及びC)のとおり設定している。学会標準における着眼点に基づく点は女川も同様である</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊はプラントワークダウンに用いたチェックシートの内容を記載しているため相違しているが、チェック内容に相違はない</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊のプラントワークダウン時のチェック項目としては記載していないが、地震PRAのシナリオに影響を及ぼし得る</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  
 補足 3.2.1.a-2 地震 PRA におけるプラントウォークダウンの点検項目について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(3) 地震後のアクセス性の確認現場での起動が必要な設備                      現場での復旧作業において機能回復が見込める設備にクレジットをとる場合には、地震後の状況下で、次に示すような評価対象設備への操作又は作業が可能かどうかなどのアクセスの可能性を確認する。</p>	<p>3. 無筋のブロック壁が近傍にない                      4. 周辺SSCの損傷時、周辺SSCの保有水による影響はない                      5. 周辺に仮置の火災源はない</p> <p><u>B) リカバリー操作の確認</u>                      本項目は、地震PRAでリカバリーを考慮している、又は考慮する可能性のある機器へのクレジットを検討するにあたっての技術的根拠として、地震後に作業員が対象機器まで、(i) アクセスできるかどうか、(ii) 操作できるかどうか、について確認する。</p> <p>(i) 地震後のアクセス性及び現場操作に対するチェック項目                      1. 対象SSCの識別が可能である                      2. 周辺斜面及び周辺設備からの被害を受けない                      3. 周辺設備に可動部分のある器具は存在しない                      4. 周辺斜面のすべりによる土砂の流れ込みや近傍の設備の倒壊によりアクセスルート及びSSC搬入路が塞がれる可能性はない</p> <p>(ii) 現場操作性に対するチェック項目                      1. 現場での操作が可能である                      2. 操作のための場所が確保できる                      3. SSCの作動状態が確認できる</p> <p><u>C) モデル化の前提条件の確認</u>                      本項目は、地震PRAでモデル化されている設備（その設備に関連する操作も含む）の前提条件、又は新たにモデル化する可能性のある設備（その設備に関連する操作も含む）の条件について、その技術的根拠として確認を行う。</p> <p><u>モデル化の前提条件に関するチェック項目</u>                      ・モデル化の前提条件が適切である</p>	<p>機器等がないことを確認している</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・泊は地震PRAのシナリオに影響を及ぼし得る機器等がないことの着眼点を国内の震害事例を参考に追加している（大飯に記載はないが、泊と同様となっている）</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・女川は(3)はプラントウォークダウンの着眼点として記載しているが、現場での復旧作業は考慮していないことからチェック項目から外している。泊も結果として地震PRAにおいては現場での復旧作業はモデル化していないが、プラントウォークダウンにおいては、モデル化する可能性のあるリカバリー操作に係る機器も含めてアクセス性を確認しており、チェック項目として記載している</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・運転員操作に対するプラントウォークダウンについて、女川は現場操作のみ対象にしているが、泊は現場操作に加えて、中央制御室のリカバリー操作も対象にしているた</p>



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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 補足 3.2.1.a-2 地震 PRA におけるプラントウォークダウンの点検項目について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	以上		め、「C)モデル化の前提条件の確認」を追加し、この項目で中央制御室のリカバリー操作を確認している。  【女川】 ■記載表現の相違

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-3 プラントウォークダウンの実施について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">補足 17</p> <p style="text-align: center;">プラントウォークダウンの実施について</p> <p>1. プラントウォークダウン実施の目的                      机上で行うプラント情報の妥当性確認のほか、机上検討だけでは不十分な情報を確認するため平成25年3月4日から3月8日の期間で実施した。</p> <p>2. 実施内容                      (1) 耐震安全性の確認                      ①対象機器本体の評価                      対象機器が設計図面等と相違がないこと、外見上腐食、亀裂等がないことを確認。</p> <p>②アンカーボルト評価                      耐震性を評価する上で最重要である基礎部分に異常がないことを確認。</p> <p>③二次的影響について                      周辺の耐震クラスが低い機器の倒壊等により、調査対象機器に波及的影響を及ぼすことがないこと、周辺機器の損傷時に当該機器の保有水による影響がないこと、周辺に仮置の火災源がないことを確認。</p> <p>(2) リカバリー操作の確認                      ①アクセス性の確認                      モデルで考慮した現場操作を対象に、操作対象機器の識別が可能であること、周辺設備による波及的影響がないこと及びアクセスが可能であることを確認。</p>		<p style="text-align: right;">補足 3.2.1.a-3</p> <p style="text-align: center;">プラントウォークダウンの実施について</p> <p>1. プラントウォークダウン実施の目的                      机上で行うプラント情報の妥当性確認の他、机上検討だけでは不十分な情報を確認するため平成24年12月17日から平成26年4月25日の期間及び令和4年11月24日で実施した。</p> <p>2. 実施内容                      (1) 耐震安全性の確認                      ①対象機器本体の評価                      対象機器及び配管が設計図面等と相違がないこと、外見上腐食、亀裂等がないことを確認。</p> <p>②アンカーボルト評価                      耐震性を評価する上で最重要である基礎部分に異常がないことを確認。</p> <p>③二次的影響について                      周辺の耐震クラスが低い機器の倒壊等により、調査対象機器に波及的影響を及ぼすことがないこと、周辺機器の損傷時に当該機器の保有水による影響がないこと、周辺に仮置の火災源がないことを確認。</p> <p>(2) リカバリー操作の確認                      ①アクセス性の確認                      モデルで考慮した、又は考慮する可能性のある現場操作を対象に、操作対象機器の識別が可能であること、周辺設備による波及的影響がないこと及びアクセスが可能であることを確認。</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川に該当する資料がないため大飯と比較する</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■付番の相違</li> <li>・資料番号の相違</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載表現の相違</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・泊はプラントウォークダウンの対象に配管が含まれていることを明記している</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> <li>・泊は結果的にモデル化されなかったリカバリー操作も確</li> </ul>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-3 プラントウォークダウンの実施について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>②現場操作性の確認                      現場で操作できる設計であるか、操作のための場所が確保できるか及び作動状態の確認ができるか等、現場での操作が可能であるかを確認。</p> <p>(3) 運転員へのインタビュー</p> <p>PRAでモデル化している運転操作に関して、運転員に対するインタビューにより各運転操作の具体的手順の情報を収集し、モデル化の前提が妥当であるか確認。</p> <p>3. 実施結果                      調査対象に対する耐震安全性、二次的影響、アクセス性及び現場操作性、更には運転員に対するインタビューにおいて、脆弱性評価及びシステム評価への影響を与えるような新たな知見はなく、重要事故シーケンス選定のためのモデルは適切であると評価した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>実施時期：平成25年3月4日から3月8日</li> <li>メンバー：プラントメーカー技術者、エンジニアリング会社技術者</li> <li>対象エリア：大飯発電所3号炉及び4号炉原子炉建屋、制御建屋、屋外</li> <li>実施方法：学会標準及び過去に実施した当社のプラントウォークダウン実績*を元に、重要事故シーケンス選定に当たって確認が必要な機器の抽出を行い、プラントウォークダウンの実施目的に沿って作成したチェ</li> </ul>		<p>②現場操作性の確認                      現場で操作できる設計であるか、操作のための場所が確保できるか及び作動状態の確認ができるか等、現場での操作が可能であるかを確認。</p> <p>(3) モデル化の前提条件の確認</p> <p>地震PRAでモデル化している設備（その設備に関連する操作も含む）の前提条件、又は新たにモデル化する可能性のある設備（その設備に関連する操作も含む）の前提条件について、妥当であることを確認。</p> <p>3. 実施結果                      調査対象に対する耐震安全性、二次的影響、アクセス性及び現場操作性、更には運転員に対するインタビューにおいて、脆弱性評価及びシステム評価への影響を与えるような新たな知見はなく、重要事故シーケンス選定のためのモデルは適切であると評価した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>実施時期：平成25年11月29日から平成26年4月25日、令和4年11月24日</li> <li>メンバー：当社技術者、プラントメーカー技術者</li> <li>対象エリア：泊発電所3号炉原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル発電機建屋、電気建屋</li> <li>実施方法：学会標準及び過去に実施した当社のプラントウォークダウン実績*を元に、重要事故シーケンス選定に当たって確認が必要な機器の抽出を行い、プラントウォークダウンの実施目的に沿って作成したチェ</li> </ul>	<p>認対象としている</p> <p>【大飯】                      ■記載方針の相違                      ・泊はプラントウォークダウンにおけるモデル化の前提条件の確認方法として、運転員に対するインタビューに限定した記載としていない</p> <p>【大飯】                      ■記載表現の相違</p> <p>【大飯】                      ■個別評価による相違                      ・泊は結果的にモデル化されなかった設備及び運転員操作も確認対象としている</p> <p>【大飯】                      ■記載表現の相違</p> <p>【大飯】                      ■個別評価による相違</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-3 プラントウォークダウンの実施について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																								
<p>ックシートに基づき調査を実施した。</p> <p>※：平成21年6月に大飯発電所において実施。</p> <p>第1表 プラントウォークダウン調査対象機器リスト(抜粋)</p> <table border="1" data-bbox="190 375 660 673"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>機器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td>原子炉補機冷却水サージタンク</td></tr> <tr><td>2</td><td>原子炉補機冷却水サージタンク水位計</td></tr> <tr><td>3</td><td>主盤（原子炉盤）</td></tr> <tr><td>4</td><td>原子炉補助盤</td></tr> <tr><td>5</td><td>原子炉安全保護計装盤</td></tr> <tr><td>6</td><td>原子炉安全保護ロジック盤</td></tr> <tr><td>・</td><td>・</td></tr> <tr><td>・</td><td>・</td></tr> <tr><td>70</td><td>中央制御室外原子炉停止盤</td></tr> </tbody> </table>	No.	機器	1	原子炉補機冷却水サージタンク	2	原子炉補機冷却水サージタンク水位計	3	主盤（原子炉盤）	4	原子炉補助盤	5	原子炉安全保護計装盤	6	原子炉安全保護ロジック盤	・	・	・	・	70	中央制御室外原子炉停止盤		<p>ックシートに基づき調査を実施した。</p> <p>※：平成24年12月に泊発電所において実施。</p> <p>表 プラントウォークダウン調査対象機器リスト(抜粋)</p> <table border="1" data-bbox="1317 391 1892 705"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>機器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td>運転コンソール</td></tr> <tr><td>2</td><td>原子炉安全保護盤</td></tr> <tr><td>3</td><td>工学的安全施設作動盤</td></tr> <tr><td>4</td><td>安全系マルチプレクサ</td></tr> <tr><td>5</td><td>共通要因故障対策操作盤</td></tr> <tr><td>6</td><td>安全系FDPプロセッサ</td></tr> <tr><td>・</td><td>・</td></tr> <tr><td>・</td><td>・</td></tr> <tr><td>65</td><td>換気空調系集中現場盤</td></tr> </tbody> </table>	No.	機器	1	運転コンソール	2	原子炉安全保護盤	3	工学的安全施設作動盤	4	安全系マルチプレクサ	5	共通要因故障対策操作盤	6	安全系FDPプロセッサ	・	・	・	・	65	換気空調系集中現場盤	<p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p>
No.	機器																																										
1	原子炉補機冷却水サージタンク																																										
2	原子炉補機冷却水サージタンク水位計																																										
3	主盤（原子炉盤）																																										
4	原子炉補助盤																																										
5	原子炉安全保護計装盤																																										
6	原子炉安全保護ロジック盤																																										
・	・																																										
・	・																																										
70	中央制御室外原子炉停止盤																																										
No.	機器																																										
1	運転コンソール																																										
2	原子炉安全保護盤																																										
3	工学的安全施設作動盤																																										
4	安全系マルチプレクサ																																										
5	共通要因故障対策操作盤																																										
6	安全系FDPプロセッサ																																										
・	・																																										
・	・																																										
65	換気空調系集中現場盤																																										

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-3 プラントワークダウンの実施について

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

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1図 プラントワークダウンに使用したチェックシート(例)</p>		<p>図 プラントワークダウンに使用したチェックシート(例)</p>	<p>【大阪】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は「モデル化の前提条件の確認」についても説明を記載しているが、大阪にも同じチェックシートを用いており、考え方に相違はない</li> </ul> </li> <li>【大阪】</li> <li>■評価方針の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・「B) リカバリー操作の確認」について、泊はモデル化する可能性のあるリカバリー操作に係る機器も含めて確認している</li> </ul> </li> </ul>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-4 フラジリティ評価における余震の考え方について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">別紙3.2.1.a-3</p> <p style="text-align: center;"><u>フラジリティ評価における余震の考え方について</u></p> <p>余震がフラジリティ評価に及ぼす影響に関して、以下の「地震PSA学会標準」にて検討例が示されている。</p> <p>「(社)日本原子力学会標準 原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全性評価実施基準：2007」の【解説10】建物・構築物・機器に対する余震の影響について</p> <p>上記検討では、加振試験により設計基準を上回る高いレベルの地震動を繰り返し受けても損傷に至らないことが確認されており、余震の影響は小さいと判断している。</p> <p>ここでは、上記検討結果を参考に、余震がフラジリティ評価に及ぼす影響について、静的機器、動的機器及び電気品、建屋に類別して考察する。</p> <p>1. 静的機器に対する余震の影響</p> <p>静的機器に対する余震の影響について配管系を例にとり示す。</p> <p>旧原子力発電技術機構では、現行の耐震設計法で設計された一般的な配管系の弾塑性応答挙動及び終局強度を把握し、許容応力に対する安全裕度を把握するための試験及び解析を実施している。安全裕度の確認では、特に設計許容応力を超えた弾塑性領域での配管の応答挙動で問題となるラチェット変形を伴う低サイクル疲労に着目して評価を実施しており、本震と余震による地震動を繰り返し受けた場合の配管系への影響を検討する上で有用な知見が得られている。</p> <p>それらの結果によれば、現行耐震設計法によって設計された配管系は、設計用基準地震動<math>S_2</math>に対する許容応力(3Sm)の10倍以上の応力強さにおいても塑性崩壊又は疲労による破損は生じないこと、低サイクル疲労強度は設計疲れ線図を上回る強度を有して</p>	<p style="text-align: right;">補足3.2.1.a-4</p> <p style="text-align: center;"><u>フラジリティ評価における余震の考え方について</u></p> <p>余震がフラジリティ評価に及ぼす影響に関して、以下の「地震PSA学会標準」の附属書にて検討例が示されている。</p> <p>「(社)日本原子力学会標準 原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全性評価実施基準：2007」の【解説10】建物・構築物・機器に対する余震の影響について</p> <p>上記検討では、加振試験により設計基準を上回る高いレベルの地震動を繰り返し受けても損傷に至らないことが確認されており、余震の影響は小さいと判断している。</p> <p>ここでは、上記検討結果を参考に、余震がフラジリティ評価に及ぼす影響について、静的機器、動的機器及び電気品、建屋に類別して考察する。</p> <p>1. 静的機器に対する余震の影響</p> <p>静的機器に対する余震の影響について配管系を例にとり示す。</p> <p>旧原子力発電技術機構では、現行の耐震設計法で設計された一般的な配管系の弾塑性応答挙動及び終局強度を把握し、許容応力に対する安全裕度を把握するための試験及び解析を実施している。安全裕度の確認では、特に設計許容応力を超えた弾塑性領域での配管の応答挙動で問題となるラチェット変形を伴う低サイクル疲労に着目して評価を実施しており、本震と余震による地震動を繰り返し受けた場合の配管系への影響を検討する上で有用な知見が得られている。</p> <p>それらの結果によれば、現行耐震設計法によって設計された配管系は、基準地震動<math>S_2</math>に対する許容応力(3Sm)の10倍以上の応力強さにおいても塑性崩壊又は疲労による破損は生じないこと、低サイクル疲労強度は設計疲れ線図を上回る強度を有しているこ</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川実績の反映</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■資料名称の相違</li> <li>・別紙⇄補足</li> <li>■付番の相違</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載表現の相違</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載表現の相違</li> </ul>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-4 フラジリティ評価における余震の考え方について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>いることなどが確認されている。したがって、配管系は、破損に対して非常に大きな安全裕度を保有しており、余震による地震動の影響は小さいものと考えられる。</p> <p>また、ブラントの耐震設計で用いる地震の等価繰り返し回数は一律に保守的な回数を設定しており、実際の繰り返し回数に比べ多めになっている。以上のことから、現状の静的機器の構造強度に対する耐震設計手法は、疲労損傷に対して十分な余裕を含んでおり、余震による地震動の影響は小さいといえる。</p> <p>2. 動的機器及び電気品に対する余震の影響</p> <p>動的機器の地震時機能については、加振試験等により動的機能に係る各部位が弾性範囲内であることで、その機能が維持されていることを確認する。また、電気品も同様であり、例えば加振時にチャタリングが起きた場合でも、加振終了後はもとの状態に復帰し、物理的な損傷が無い事を確認している。</p> <p>以上より、動的機器及び電気品は、機能維持が確認された範囲内であれば、各部位は弾性範囲内であり、余震による繰り返し荷重の影響は受けないことになる。</p> <p>また、動的機能に関する加振試験結果から次のことがいえる。</p> <p>旧原子力安全基盤機構では、地震PRA上重要度が高い横形ポンプ及び電気品の耐力を把握することを目的として、部分品及び実機に対して設計条件を大きく超える加速度を入力した加振実験を実施している。</p> <p>実機試験では、試験横形ポンプの代表機種として原子炉補機冷却ポンプ（RCWポンプ）を対象に最大約6×9.8m/s<sup>2</sup>の加速度による振動試験を行い、ポンプの運転状態・外観などに異常が見られないことを確認している。また、電気品の実機試験では、原子炉補助盤、中央制御盤、計装ラック及び論理回路制御盤などについて最大約6×9.8m/s<sup>2</sup>の加速度による振動試験を行い、電氣的に異常がないことが確認されている。</p> <p>これらの振動試験では、1試験体に対して加振レベルを上げながら繰り返し加振試験を実施して、最終的に機能維持が確認され</p>	<p>となどが確認されている。したがって、配管系は、破損に対して非常に大きな安全裕度を保有しており、余震による地震動の影響は小さいものと考えられる。</p> <p>また、ブラントの耐震設計で用いる地震の等価繰り返し回数は一律に保守的な回数を設定しており、実際の繰り返し回数に比べ多めになっている。以上のことから、現状の静的機器の構造強度に対する耐震設計手法は、疲労損傷に対して十分な余裕を含んでおり、余震による地震動の影響は小さいといえる。</p> <p>2. 動的機器及び電気品に対する余震の影響</p> <p>動的機器の地震時機能については、加振試験等により動的機能に係る各部位が弾性範囲内であることで、その機能が維持されていることを確認する。また、電気品も同様であり、例えば加振時にチャタリングが起きた場合でも、加振終了後はもとの状態に復帰し、物理的な損傷が無い事を確認している。</p> <p>以上より、動的機器及び電気品は、機能維持が確認された範囲内であれば、各部位は弾性範囲内であり、余震による繰り返し荷重の影響は受けないことになる。</p> <p>また、動的機能に関する加振試験結果から次のことがいえる。</p> <p>旧原子力安全基盤機構では、地震 PRA 上重要度が高い横形ポンプ及び電気品の耐力を把握することを目的として、部分品及び実機に対して設計条件を大きく超える加速度を入力した加振実験を実施している。</p> <p>実機試験では、横形ポンプの代表機種として原子炉補機冷却ポンプ（RCWポンプ）（PWRの原子炉補機冷却水ポンプ（CCWポンプ）と同等の構造）を対象に最大約6×9.8m/s<sup>2</sup>の加速度による振動試験を行い、ポンプの運転状態・外観などに異常が見られないことを確認している。また、電気品の実機試験では、原子炉補助盤、中央制御盤、計装ラック及び論理回路制御盤などについて最大約6×9.8m/s<sup>2</sup>の加速度による振動試験を行い、電氣的に異常がないことが確認されている。</p> <p>これらの振動試験では、1試験体に対して加振レベルを上げながら繰り返し加振試験を実施して、最終的に機能維持が確認され</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】  <span style="color: green;">■</span>記載表現の相違              【女川】  <span style="color: blue;">■</span>記載方針の相違              ・BWRの代表機種である原子炉補機冷却ポンプ（RCWポンプ）はPWRの原子炉補機冷却水ポンプ（CCWポンプ）と同等の構造であり、泊はPWRにおいても本実機試験を参照できることを補足している</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-4 フラジリティ評価における余震の考え方について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>た最大加速度を地震PRAにおける現実的耐力値として採用している。したがって、これらの耐力評価結果において、余震による地震動の繰り返しの影響はないものと考えられる（あるいは繰り返しの影響を含めた耐力評価結果となっている）。</p> <p>3. 建屋に対する余震の影響</p> <p>原子炉建屋の主要耐震要素であるRC造耐震壁等については、最大耐力あるいは耐力低下後の破壊に至るまでの静的試験、振動台等による動的試験はこれまで数多く実施されている。これらの試験結果より地震PSA学会標準の【解説10】においては、「本震あるいは余震による応答が、耐力以下であれば、本震と余震の地震動の大きさに係わらず、原子炉建屋は健全性を保つことができる。」とされており、余震による建屋への影響は小さいと考えられる。</p>	<p>た最大加速度を地震PRAにおける現実的耐力値として採用している。したがって、これらの耐力評価結果において、余震による地震動の繰り返しの影響はないものと考えられる（あるいは繰り返しの影響を含めた耐力評価結果となっている）。</p> <p>3. 建屋に対する余震の影響</p> <p>原子炉建屋の主要耐震要素であるRC造耐震壁等については、最大耐力あるいは耐力低下後の破壊に至るまでの静的試験、振動台等による動的試験はこれまで数多く実施されている。これらの試験結果より地震PSA学会標準の【解説10】においては、「本震あるいは余震による応答が、耐力以下であれば、本震と余震の地震動の大きさに係わらず、原子炉建屋は健全性を保つことができる。」とされており、余震による建屋への影響は小さいと考えられる。</p>	



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">別紙3.2.1.a-4</p> <p style="text-align: center;"><u>起回事象の抽出に対する網羅性について</u></p> <p>1. 概要                      起回事象の抽出に関しては地震PSA学会標準で挙げられている事象を考慮したほか、国内で発生した地震による発電所への影響事例の調査、及び海外文献調査を実施し、抽出結果の網羅性を確認した。</p> <p>2. 国内で発生した地震による発電所への影響事例調査                      2.1 概要                      国内で発生した地震による発電所への影響として、次に挙げる地震に対し、施設に影響した地震規模、安全上重要な設備への影響（AM設備への影響及び波及的影響を含む）、外部電源への影響及び復旧操作へのアクセス性の観点で事例を抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－ 宮城県沖地震（2005年8月）による女川原子力発電所に対する影響</li> <li>－ 能登半島地震（2007年3月）による志賀原子力発電所に対する影響</li> <li>－ 新潟県中越沖地震（2007年7月）による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響</li> <li>－ 駿河湾の地震（2009年8月）による浜岡原子力発電所に対する影響</li> <li>－ 東北地方太平洋沖地震（2011年3月）による福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所、東通原子力発電所、女川原子力発電所、及び東海第二発電所に対する影響</li> </ul> <p>上記の震害事例を調査した結果、一部の地震において、地震観測記録が発電所設計時に設定された基準地震動<math>S_2</math>若しくは耐震安全性評価で設定された基準地震動<math>S_s</math>を上回ることが確</p>	<p style="text-align: right;">補足3.2.1.a-5</p> <p style="text-align: center;"><u>起回事象の抽出に対する網羅性について</u></p> <p>1. 概要                      起回事象の抽出に関しては地震PSA学会標準で挙げられている事象を考慮したほか、国内で発生した地震による発電所への影響事例の調査、及び海外文献調査を実施し、抽出結果の網羅性を確認した。</p> <p>2. 国内で発生した地震による発電所への影響事例調査                      2.1 概要                      国内で発生した地震による発電所への影響として、次に挙げる地震に対し、施設に影響した地震規模、安全上重要な設備への影響（AM設備への影響及び波及的影響を含む）、外部電源への影響及び復旧操作へのアクセス性の観点で事例を抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－ 宮城県沖地震（2005年8月）による女川原子力発電所に対する影響</li> <li>－ 能登半島地震（2007年3月）による志賀原子力発電所に対する影響</li> <li>－ 新潟県中越沖地震（2007年7月）による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響</li> <li>－ 駿河湾の地震（2009年8月）による浜岡原子力発電所に対する影響</li> <li>－ 東北地方太平洋沖地震（2011年3月）による福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所、東通原子力発電所、女川原子力発電所、及び東海第二発電所に対する影響</li> </ul> <p>上記の震害事例を調査した結果、一部の地震において、地震観測記録が発電所設計時に設定された基準地震動<math>S_2</math>若しくは耐震安全性評価で設定された基準地震動<math>S_s</math>を上回ることが確</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川実績の反映</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■資料名称の相違</li> <li>・別紙⇄補足</li> <li>■付番の相違</li> </ul>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>認められたが、安全上重要な設備に対する地震による直接的な異常は確認されなかった。また、波及的影響の可能性としては、点検及び仮置き中の重量物の移動又は遮へいブロック崩れによる安全上重要な設備への接触、低耐震クラス配管の損傷又は津波による浸水事象及び電気盤火災による波及的影響が確認された。</p> <p>地震随伴溢水及び火災については、今回の評価では評価技術の成熟度から随件事象の影響評価は困難であると判断し、評価対象外としている。</p> <p>2. 2 震害事例調査結果</p> <p>2. 2. 1 宮城県沖地震（2005年8月）による女川原子力発電所に対する影響</p> <p>地震発生時に運転中であった1号機、2号機及び3号機は、地震に伴い自動停止。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、一部の周期で発電所設計時に設定された基準地震動<math>S_2</math>を上回ることが確認されたが、耐震安全性の評価によって健全性が確保されていることが確認されており、安全上重要な設備に対する影響はなかった。</p> <p>施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表1に示す。</p> <p>2. 2. 2 能登半島地震（2007年3月）による志賀原子力発電所に対する影響</p> <p>敷地地盤や1/2号機原子炉建屋において観測された地震記録を分析した結果、観測した地震動の応答スペクトルが基準地震動<math>S_2</math>を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが、耐震安全性の評価によって健全性が確保されていることが確認されており、安全上重要な設備に対す</p>	<p>認められたが、安全上重要な設備に対する地震による直接的な異常は確認されなかった。また、波及的影響の可能性としては、点検及び仮置き中の重量物の移動又は遮へいブロック崩れによる安全上重要な設備への接触、低耐震クラス配管の損傷による溢水、又は津波による浸水、並びに電気盤火災による波及的影響が確認されている。</p> <p>地震随伴溢水及び火災については、今回の評価では評価技術の成熟度から随件事象の影響評価は困難であると判断し、評価対象外としている。</p> <p>2. 2 震害事例調査結果</p> <p>2. 2. 1 宮城県沖地震（2005年8月）による女川原子力発電所に対する影響</p> <p>地震発生時に運転中であった1号機、2号機及び3号機は、地震に伴い自動停止。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、一部の周期で発電所設計時に設定された基準地震動<math>S_2</math>を上回ることが確認されたが、耐震安全性の評価によって健全性が確保されていることが確認されており、安全上重要な設備に対する影響はなかった。</p> <p>施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第1表に示す。</p> <p>2. 2. 2 能登半島地震（2007年3月）による志賀原子力発電所に対する影響</p> <p>敷地地盤や1/2号機原子炉建屋において観測された地震記録を分析した結果、観測した地震動の応答スペクトルが基準地震動<math>S_2</math>を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが、耐震安全性の評価によって健全性が確保されていることが確認されており、安全上重要な設備に対す</p>	<p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は事例調査として引用している「(一社)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的リスク評価に関する実施基準：2015」の「附属書D(参考) 国内の震害事例」の記載に倣っている</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>る影響はなかった。                      施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表2に示す。</p> <p>2. 2. 3 新潟県中越沖地震（2007年7月）による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響                      地震発生時に運転中又は起動中であつた2号機、3号機、4号機及び7号機は、地震に伴い自動停止。（1号機、5号機及び6号機は定期検査のため停止中）発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、耐震設計上考慮すべき地震による地震動の周期帯のほぼ全域にわたって発電所設計時に設定された基準地震動<math>S_2</math>を上回ることが確認され、機器によっては構造強度や機能維持に影響を与えらるる異常が確認されているものの、重大な損傷をもたらしたのではなく、原子炉の安全性を阻害する可能性のない軽微な事象であつた。                      安全上重要な設備への影響については、点検及び仮置き中であつた重量物の移動又は遮へいブロック崩れによる安全上重要な設備への接触事例や、地震に伴う消火系配管の損傷による一部AM設備の浸水事例が確認されたものの、地震による直接的な異常は確認されなかつた。なお、3号機の所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。                      施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表3に示す。</p> <p>2. 2. 4 駿河湾の地震（2009年8月）による浜岡原子力発電所に対する影響                      地震発生時に運転中であつた4号機及び5号機は、地震に伴い自動停止。（3号機は定期検査のため停止中。1号機及び2号機は廃止措置準備中。）発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、3号機及び4号機については、発電所設計時に設定された基準地震動<math>S_2</math>による床応答スペクトルを超えるものではなく、設備の健全性が確保されていることが確認されている。5号機については、観測された地震データによる床応答スペクトルが一部の周期帯において基準地震動<math>S_1</math>による床応答スペクトルを上回っていたが、主要な</p>	<p>る影響はなかった。                      施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第2表に示す。</p> <p>2. 2. 3 新潟県中越沖地震（2007年7月）による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響                      地震発生時に運転中又は起動中であつた2号機、3号機、4号機及び7号機は、地震に伴い自動停止。（1号機、5号機及び6号機は定期検査のため停止中）発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、耐震設計上考慮すべき地震による地震動の周期帯のほぼ全域にわたって発電所設計時に設定された基準地震動<math>S_2</math>を上回ることが確認され、機器によっては構造強度や機能維持に影響を与えらるる異常が確認されているものの、重大な損傷をもたらしたのではなく、原子炉の安全性を阻害する可能性のない軽微な事象であつた。                      安全上重要な設備への影響については、点検及び仮置き中であつた重量物の移動又は遮へいブロック崩れによる安全上重要な設備への接触事例や、地震に伴う消火系配管の損傷による一部AM設備の浸水事例が確認されたものの、地震による直接的な異常は確認されなかつた。なお、3号機の所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。                      施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第3表に示す。</p> <p>2. 2. 4 駿河湾の地震（2009年8月）による浜岡原子力発電所に対する影響                      地震発生時に運転中であつた4号機及び5号機は、地震に伴い自動停止。（3号機は定期検査のため停止中。1号機及び2号機は廃止措置準備中。）発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、3号機及び4号機については、発電所設計時に設定された基準地震動<math>S_2</math>による床応答スペクトルを超えるものではなく、設備の健全性が確保されていることが確認されている。5号機については、観測された地震データによる床応答スペクトルが一部の周期帯において基準地震動<math>S_1</math>による床応答スペクトルを上回っていたが、主要な</p>	

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起因事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>耐震設計上重要な機器及び配管の固有周期では下回っていたこと、また床応答スペクトルの一部が超えたことについては観測記録による地震応答解析結果によって全ての設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることが確認されている。以上のことから、安全上重要な設備に対する影響はなかった。</p> <p>施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表4に示す。</p> <p>2. 2. 5 東北地方太平洋沖地震（2011年3月）による原子力発電所に対する影響</p> <p>1) 福島第一原子力発電所に対する影響</p> <p>地震時、運転中であった1号機、2号機、3号機は、地震に伴い自動停止（4号機、5号機、6号機は定期検査中）。原子炉建屋及び原子炉建屋に設置されている安全上重要な設備（原子炉格納容器、残留熱除去系配管など）について、地震観測記録及び基準地震動<math>S_s</math>それぞれによる応答解析を比較した結果、基準地震動による地震荷重より耐力の方が大きく、地震直後、各安全機能は保持されていたものと評価されている。</p> <p>しかし、1～5号機については、地震後の津波によって、非常用ディーゼル発電設備、電源設備などが被水、機能喪失したことで全交流電源喪失に至り、1～3号機については最終的に炉心損傷に至った。5号機及び6号機については、原子炉に燃料が装荷されている状態で、1～3号機同様、津波による影響によって海水系が機能喪失に至ったものの、6号機の空冷式ディーゼル発電設備による電源確保（5号機については、6号機から電源融通実施）を行うとともに、仮設海水系ポンプによる冷却機能確保などの復旧措置によって冷温停止状態への移行及び維持が図られた。</p> <p>また、全燃料が使用済燃料プールへ取り出されていた4号機をはじめとする、各号機の使用済プール内燃料については、注水又は冷却によって使用済燃料プール水位を確保し、燃料損傷防止が図られた。</p> <p>施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表5に示す。</p>	<p>耐震設計上重要な機器及び配管の固有周期では下回っていたこと、また床応答スペクトルの一部が超えたことについては観測記録による地震応答解析結果によって全ての設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることが確認されている。以上のことから、安全上重要な設備に対する影響はなかった。</p> <p>施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第4表に示す。</p> <p>2. 2. 5 東北地方太平洋沖地震（2011年3月）による原子力発電所に対する影響</p> <p>1) 福島第一原子力発電所に対する影響</p> <p>地震時、運転中であった1号機、2号機、3号機は、地震に伴い自動停止（4号機、5号機、6号機は定期検査中）。原子炉建屋及び原子炉建屋に設置されている安全上重要な設備（原子炉格納容器、残留熱除去系配管など）について、地震観測記録及び基準地震動<math>S_s</math>それぞれによる応答解析を比較した結果、基準地震動による地震荷重より耐力の方が大きく、地震直後、各安全機能は保持されていたものと評価されている。</p> <p>しかし、1～5号機については、地震後の津波によって、非常用ディーゼル発電設備、電源設備などが被水、機能喪失したことで全交流電源喪失に至り、1～3号機については最終的に炉心損傷に至った。5号機及び6号機については、原子炉に燃料が装荷されている状態で、1～3号機同様、津波による影響によって海水系が機能喪失に至ったものの、6号機の空冷式ディーゼル発電設備による電源確保（5号機については、6号機から電源融通実施）を行うとともに、仮設海水系ポンプによる冷却機能確保などの復旧措置によって冷温停止状態への移行及び維持が図られた。</p> <p>また、全燃料が使用済燃料プールへ取り出されていた4号機をはじめとする、各号機の使用済燃料プール内の燃料については、注水又は冷却によって使用済燃料プール水位を確保し、燃料損傷防止が図られた。</p> <p>施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第5表に示す。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（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  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>2) 福島第二原子力発電所に対する影響</p> <p>地震時、1～4号機は運転中であつたが、地震に伴い全号機自動停止。原子炉建屋及び原子炉建屋に設置されている安全上重要な設備（原子炉格納容器、残留熱除去系配管など）について、地震観測記録及び基準地震動<math>S_s</math>それぞれによる応答解析を比較した結果、基準地震動<math>S_s</math>による地震荷重より耐力の方が大きく、地震後、各安全機能は保持されていたものと評価されている。</p> <p>3号機を除く、1号機、2号機及び4号機については、地震後の津波によって、海水系設備が被水することでヒートシンク喪失に至つたものの、外部電源及び3号機非常用ディーゼル発電設備、電源車による電源確保、海水系ポンプのモータ取り替えなどの復旧措置によって、冷却機能を確保することで、各号機とも冷温停止状態への移行、維持が図られた。</p> <p>施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第6表に示す。</p> <p>3) 東通原子力発電所に対する影響</p> <p>地震時において1号機は定期検査のため停止中。発電所敷地内で観測された地震加速度は17galであり、地震による設備への影響はなかつた。また、地震後に外部電源が全て喪失したが、非常用ディーゼル発電機が自動起動し全交流電源喪失には至らなかつた。</p> <p>施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表7に示す。</p> <p>4) 女川原子力発電所に対する影響</p> <p>地震時に運転中又は起動中であつた1号機、2号機及び3号機は、地震に伴い自動停止。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、観測された地震データによる床応答スペクトルが一部の周期帯において発電所設計用の基準地震動<math>S_s</math>による床応答スペクトルを上回っていたが、地震観測結果に基づく原子炉建屋及び耐震安全上重要な主要設備の地震時における機能を概略評価（建屋については最大応答せん断ひずみ及び層せん断力、設備については影響構造強度評価及び動的機能維持評価）した結果、機</p>	<p>2) 福島第二原子力発電所に対する影響</p> <p>地震時、1～4号機は運転中であつたが、地震に伴い全号機自動停止。原子炉建屋及び原子炉建屋に設置されている安全上重要な設備（原子炉格納容器、残留熱除去系配管など）について、地震観測記録及び基準地震動<math>S_s</math>それぞれによる応答解析を比較した結果、基準地震動<math>S_s</math>による地震荷重より耐力の方が大きく、地震後、各安全機能は保持されていたものと評価されている。</p> <p>3号機を除く、1号機、2号機及び4号機については、地震後の津波によって、海水系設備が被水することでヒートシンク喪失に至つたものの、外部電源及び3号機非常用ディーゼル発電設備、電源車による電源確保、海水系ポンプのモータ取り替えなどの復旧措置によって、冷却機能を確保することで、各号機とも冷温停止状態への移行、維持が図られた。</p> <p>施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第6表に示す。</p> <p>3) 東通原子力発電所に対する影響</p> <p>地震時において1号機は定期検査のため停止中。発電所敷地内で観測された地震加速度は17galであり、地震による設備への影響はなかつた。また、地震後に外部電源が全て喪失したが、非常用ディーゼル発電機が自動起動し全交流電源喪失には至らなかつた。</p> <p>施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第7表に示す。</p> <p>4) 女川原子力発電所に対する影響</p> <p>地震時に運転中又は起動中であつた1号機、2号機及び3号機は、地震に伴い自動停止。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、観測された地震データによる床応答スペクトルが一部の周期帯において発電所設計用の基準地震動<math>S_s</math>による床応答スペクトルを上回っていたが、地震観測結果に基づく原子炉建屋及び耐震安全上重要な主要設備の地震時における機能を概略評価（建屋については最大応答せん断ひずみ及び層せん断力、設備については影響構造強度評価及び動的機能維持評価）した結果、機</p>	

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>能維持の評価基準を下回っていることが確認されている。今後は詳細なシミュレーション解析によって健全性を確認するとともに主要設備以外の耐震安全上重要な設備を含め設備の健全性を確認することとしている。</p> <p>安全上重要な設備への影響については次のとおりである。1号機において常用系の高圧電源盤火災によって地絡した同期検定器の出力回路ケーブルから非常用母線と予備変圧器の連絡しゃ断器投入コイルに電圧が印加され、非常用母線電圧が瞬時低下したため、同母線から受電していた残留熱除去系ポンプ2台の自動停止が確認された。2号機において海水ポンプ室に流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋の一部に流入し、原子炉補機冷却水系の一系統及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系の機能喪失が確認された。同冷却水系の喪失によって非常用ディーゼル発電機一系統及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の自動停止が確認された。さらに、常用系の高圧電源盤火災の影響により、非常用ディーゼル発電機が起動していない状態でしゃ断器投入が発生し、非常用ディーゼル発電機界磁回路損傷が確認されたものの、地震による直接的な異常は確認されなかった。</p> <p>施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表8に示す。</p> <p>5) 東海第二発電所に対する影響</p> <p>地震時に運転中であった東海第二発電所は、地震に伴い自動停止。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、観測された地震データによる原子炉建屋の最大応答加速度は、設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動<math>S_s</math>の最大応答加速度以下であった。また、観測された地震データによる原子炉建屋の床応答スペクトルが一部の周期帯において発電所設計時に用いた床応答スペクトルを上回っていたが、主要な周期帯で観測地震記録が下回っていることが確認されている。安全上重要な設備への影響については、津波対策工事が完了していなかった一部の海水ポンプ室に海水が浸水し3台ある非常用ディーゼル発電機用海水ポンプのうち1台が停止したこと及び125V蓄電池2B室</p>	<p>能維持の評価基準を下回っていることが確認されている。今後は詳細なシミュレーション解析によって健全性を確認するとともに主要設備以外の耐震安全上重要な設備を含め設備の健全性を確認することとしている。</p> <p>安全上重要な設備への影響については次のとおりである。1号機において常用系の高圧電源盤火災によって地絡した同期検定器の出力回路ケーブルから非常用母線と予備変圧器の連絡しゃ断器投入コイルに電圧が印加され、非常用母線電圧が瞬時低下したため、同母線から受電していた残留熱除去系ポンプ2台の自動停止が確認された。2号機において海水ポンプ室に流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋の一部に流入し、原子炉補機冷却水系の一系統及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系の機能喪失が確認された。同冷却水系の喪失によって非常用ディーゼル発電機一系統及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の自動停止が確認された。さらに、常用系の高圧電源盤火災の影響により、非常用ディーゼル発電機が起動していない状態でしゃ断器投入が発生し、非常用ディーゼル発電機界磁回路損傷が確認されたものの、地震による直接的な異常は確認されなかった。</p> <p>施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第8表に示す。</p> <p>5) 東海第二発電所に対する影響</p> <p>地震時に運転中であった東海第二発電所は、地震に伴い自動停止。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、観測された地震データによる原子炉建屋の最大応答加速度は、設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動<math>S_s</math>の最大応答加速度以下であった。また、観測された地震データによる原子炉建屋の床応答スペクトルが一部の周期帯において発電所設計時に用いた床応答スペクトルを上回っていたが、主要な周期帯で観測地震記録が下回っていることが確認されている。安全上重要な設備への影響については、津波対策工事が完了していなかった一部の海水ポンプ室に海水が浸水し3台ある非常用ディーゼル発電機用海水ポンプのうち1台が停止したこと及び125V蓄電池2B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 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起因事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																								
	<p>のドレンファンネルからの逆流によって床面に3cmの深さで溢水が確認されたものの、地震による直接的な異常は確認されなかった。</p> <p>施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について表9に示す。</p> <p>表1 2005年8月に発生した宮城県沖地震による女川原子力発電所に対する影響</p> <table border="1" data-bbox="705 406 1288 1173"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</td> <td>女川原子力発電所1, 2, 3号機は、定格熱出力運転中のところ平成17年8月16日に発生した宮城県沖を震源とするマグニチュード7.2（震源深さ72km、震央距離73km、震源距離84km）の地震の影響によって、11時46分に1号機、2号機、3号機は地震加速度大信号によって原子炉自動停止した。なお、観測された保安確認用地震動は、最大で251.2ガルであった。 1号機、2号機、3号機の原子炉建屋で観測された地震動から求めた加速度応答スペクトル（周期ごとの加速度の最大値）は、機器の設置されていない屋上を除き、全ての周期において基準地震動<math>S_2</math>による応答スペクトルを下回っていることを確認した。また、岩盤上で観測された地震データから上部地盤の影響を取り除いたデータを解析したところ、一部周期において基準地震動<math>S_2</math>を超えている部分があることを確認した。今回の地震で、一部の周期において基準地震動の応答スペクトルを超えることとなった要因分析及び評価を行った結果、これは、宮城県沖近海のプレート境界に発生する地震の地域的な特性によるものと考えられるとの結論が得られた。</td> </tr> <tr> <td>②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>無し 今回観測された地震データを用いて、安全上重要な設備（建屋及び機器）の耐震安全性の評価を実施し、耐震安全性が確保されていることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>無し</td> </tr> <tr> <td>③-1 外部電源への影響</td> <td>無し</td> </tr> <tr> <td>③-2 D/Gへの影響</td> <td>無し</td> </tr> <tr> <td>③-3 補機冷却系への影響</td> <td>無し</td> </tr> <tr> <td>③-4 電源融通の可能性</td> <td>可能</td> </tr> <tr> <td>③-5 復旧操作へのアクセス性</td> <td>重大な影響無し。ただし、構内道路アスファルト亀裂、波うち及び段差が発生した。</td> </tr> <tr> <td>④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</td> <td>無し</td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	女川原子力発電所1, 2, 3号機は、定格熱出力運転中のところ平成17年8月16日に発生した宮城県沖を震源とするマグニチュード7.2（震源深さ72km、震央距離73km、震源距離84km）の地震の影響によって、11時46分に1号機、2号機、3号機は地震加速度大信号によって原子炉自動停止した。なお、観測された保安確認用地震動は、最大で251.2ガルであった。 1号機、2号機、3号機の原子炉建屋で観測された地震動から求めた加速度応答スペクトル（周期ごとの加速度の最大値）は、機器の設置されていない屋上を除き、全ての周期において基準地震動 $S_2$ による応答スペクトルを下回っていることを確認した。また、岩盤上で観測された地震データから上部地盤の影響を取り除いたデータを解析したところ、一部周期において基準地震動 $S_2$ を超えている部分があることを確認した。今回の地震で、一部の周期において基準地震動の応答スペクトルを超えることとなった要因分析及び評価を行った結果、これは、宮城県沖近海のプレート境界に発生する地震の地域的な特性によるものと考えられるとの結論が得られた。	②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	無し 今回観測された地震データを用いて、安全上重要な設備（建屋及び機器）の耐震安全性の評価を実施し、耐震安全性が確保されていることを確認した。	②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	無し	③-1 外部電源への影響	無し	③-2 D/Gへの影響	無し	③-3 補機冷却系への影響	無し	③-4 電源融通の可能性	可能	③-5 復旧操作へのアクセス性	重大な影響無し。ただし、構内道路アスファルト亀裂、波うち及び段差が発生した。	④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	無し	<p>のドレンファンネルからの逆流によって床面に3cmの深さで溢水が確認されたものの、地震による直接的な異常は確認されなかった。</p> <p>施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第9表に示す。</p> <p>第1表 2005年8月に発生した宮城県沖地震による女川原子力発電所に対する影響</p> <table border="1" data-bbox="1310 406 1892 1173"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</td> <td>女川原子力発電所1, 2, 3号機は、定格熱出力運転中のところ平成17年8月16日に発生した宮城県沖を震源とするマグニチュード7.2（震源深さ72km、震央距離73km、震源距離84km）の地震の影響によって、11時46分に1号機、2号機、3号機は地震加速度大信号によって原子炉自動停止した。なお、観測された保安確認用地震動は、最大で251.2ガルであった。 1号機、2号機、3号機の原子炉建屋で観測された地震動から求めた加速度応答スペクトル（周期ごとの加速度の最大値）は、機器の設置されていない屋上を除き、全ての周期において基準地震動<math>S_2</math>による応答スペクトルを下回っていることを確認した。また、岩盤上で観測された地震データから上部地盤の影響を取り除いたデータを解析したところ、一部周期において基準地震動<math>S_2</math>を超えている部分があることを確認した。今回の地震で、一部の周期において基準地震動の応答スペクトルを超えることとなった要因分析及び評価を行った結果、これは、宮城県沖近海のプレート境界に発生する地震の地域的な特性によるものと考えられるとの結論が得られた。</td> </tr> <tr> <td>②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>無し 今回観測された地震データを用いて、安全上重要な設備（建屋及び機器）の耐震安全性の評価を実施し、耐震安全性が確保されていることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>無し</td> </tr> <tr> <td>③-1 外部電源への影響</td> <td>無し</td> </tr> <tr> <td>③-2 D/Gへの影響</td> <td>無し</td> </tr> <tr> <td>③-3 補機冷却系への影響</td> <td>無し</td> </tr> <tr> <td>③-4 電源融通の可能性</td> <td>可能</td> </tr> <tr> <td>③-5 復旧操作へのアクセス性</td> <td>重大な影響無し。ただし、構内道路アスファルト亀裂、波うち及び段差が発生した。</td> </tr> <tr> <td>④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</td> <td>無し</td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	女川原子力発電所1, 2, 3号機は、定格熱出力運転中のところ平成17年8月16日に発生した宮城県沖を震源とするマグニチュード7.2（震源深さ72km、震央距離73km、震源距離84km）の地震の影響によって、11時46分に1号機、2号機、3号機は地震加速度大信号によって原子炉自動停止した。なお、観測された保安確認用地震動は、最大で251.2ガルであった。 1号機、2号機、3号機の原子炉建屋で観測された地震動から求めた加速度応答スペクトル（周期ごとの加速度の最大値）は、機器の設置されていない屋上を除き、全ての周期において基準地震動 $S_2$ による応答スペクトルを下回っていることを確認した。また、岩盤上で観測された地震データから上部地盤の影響を取り除いたデータを解析したところ、一部周期において基準地震動 $S_2$ を超えている部分があることを確認した。今回の地震で、一部の周期において基準地震動の応答スペクトルを超えることとなった要因分析及び評価を行った結果、これは、宮城県沖近海のプレート境界に発生する地震の地域的な特性によるものと考えられるとの結論が得られた。	②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	無し 今回観測された地震データを用いて、安全上重要な設備（建屋及び機器）の耐震安全性の評価を実施し、耐震安全性が確保されていることを確認した。	②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	無し	③-1 外部電源への影響	無し	③-2 D/Gへの影響	無し	③-3 補機冷却系への影響	無し	③-4 電源融通の可能性	可能	③-5 復旧操作へのアクセス性	重大な影響無し。ただし、構内道路アスファルト亀裂、波うち及び段差が発生した。	④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	無し	
確認項目	確認結果																																										
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	女川原子力発電所1, 2, 3号機は、定格熱出力運転中のところ平成17年8月16日に発生した宮城県沖を震源とするマグニチュード7.2（震源深さ72km、震央距離73km、震源距離84km）の地震の影響によって、11時46分に1号機、2号機、3号機は地震加速度大信号によって原子炉自動停止した。なお、観測された保安確認用地震動は、最大で251.2ガルであった。 1号機、2号機、3号機の原子炉建屋で観測された地震動から求めた加速度応答スペクトル（周期ごとの加速度の最大値）は、機器の設置されていない屋上を除き、全ての周期において基準地震動 $S_2$ による応答スペクトルを下回っていることを確認した。また、岩盤上で観測された地震データから上部地盤の影響を取り除いたデータを解析したところ、一部周期において基準地震動 $S_2$ を超えている部分があることを確認した。今回の地震で、一部の周期において基準地震動の応答スペクトルを超えることとなった要因分析及び評価を行った結果、これは、宮城県沖近海のプレート境界に発生する地震の地域的な特性によるものと考えられるとの結論が得られた。																																										
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	無し 今回観測された地震データを用いて、安全上重要な設備（建屋及び機器）の耐震安全性の評価を実施し、耐震安全性が確保されていることを確認した。																																										
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	無し																																										
③-1 外部電源への影響	無し																																										
③-2 D/Gへの影響	無し																																										
③-3 補機冷却系への影響	無し																																										
③-4 電源融通の可能性	可能																																										
③-5 復旧操作へのアクセス性	重大な影響無し。ただし、構内道路アスファルト亀裂、波うち及び段差が発生した。																																										
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	無し																																										
確認項目	確認結果																																										
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	女川原子力発電所1, 2, 3号機は、定格熱出力運転中のところ平成17年8月16日に発生した宮城県沖を震源とするマグニチュード7.2（震源深さ72km、震央距離73km、震源距離84km）の地震の影響によって、11時46分に1号機、2号機、3号機は地震加速度大信号によって原子炉自動停止した。なお、観測された保安確認用地震動は、最大で251.2ガルであった。 1号機、2号機、3号機の原子炉建屋で観測された地震動から求めた加速度応答スペクトル（周期ごとの加速度の最大値）は、機器の設置されていない屋上を除き、全ての周期において基準地震動 $S_2$ による応答スペクトルを下回っていることを確認した。また、岩盤上で観測された地震データから上部地盤の影響を取り除いたデータを解析したところ、一部周期において基準地震動 $S_2$ を超えている部分があることを確認した。今回の地震で、一部の周期において基準地震動の応答スペクトルを超えることとなった要因分析及び評価を行った結果、これは、宮城県沖近海のプレート境界に発生する地震の地域的な特性によるものと考えられるとの結論が得られた。																																										
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	無し 今回観測された地震データを用いて、安全上重要な設備（建屋及び機器）の耐震安全性の評価を実施し、耐震安全性が確保されていることを確認した。																																										
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	無し																																										
③-1 外部電源への影響	無し																																										
③-2 D/Gへの影響	無し																																										
③-3 補機冷却系への影響	無し																																										
③-4 電源融通の可能性	可能																																										
③-5 復旧操作へのアクセス性	重大な影響無し。ただし、構内道路アスファルト亀裂、波うち及び段差が発生した。																																										
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	無し																																										

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起因事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
	<p>表2 2007年3月に発生した能登半島地震による志賀原子力発電所に対する影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</td> <td> <p>【志賀1, 2号機】 敷地地盤や1/2号機原子炉建屋において観測された地震記録を分析した結果、観測した地震動の応答スペクトルが基準地震動<math>S_0</math>を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが、この周期帯には、安全上重要な施設がないことを確認した。</p> <p>また、1/2号機の原子炉建屋で観測された地震記録に基づいて原子炉建屋及び同建屋内の安全上重要な機器について検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が十分確保されていることを確認した。</p> <p>タービン建屋内及び海水熱交換器建屋内の安全上重要な機器及び配管、並びに排気筒について、敷地地盤で観測された地震記録に基づいて検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>さらに、今回の地震において長周期側の一部の周期帯で基準地震動<math>S_0</math>を上回ったことから、長周期側で今回の地震動を上回る地震動（検討に用いた地震動）を想定し、長周期側の主要施設であるタービン建屋基礎版上の原子炉補機冷却水系配管及び排気筒の耐震安全性について確認した結果、耐震安全余裕を有していることを確認した。</p> <p>以上、安全上重要な施設や長周期側の主要施設に関する一連の耐震安全性確認結果から、能登半島地震を踏まえても耐震安全性は十分確保されていることが確認できたと考えられる。</p> </td> </tr> <tr> <td>②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>【志賀1, 2号機】無し</td> </tr> <tr> <td>②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>【志賀1, 2号機】無し</td> </tr> <tr> <td>③-1外部電源への影響</td> <td> <p>【志賀1, 2号機】 供用中の3回線すべてが喪失し外部電源喪失となったが、事象発生の6分後に復旧した。</p> </td> </tr> <tr> <td>③-2D/Gへの影響</td> <td>【志賀1, 2号機】無し</td> </tr> <tr> <td>③-3補機冷却系への影響</td> <td>【志賀1, 2号機】無し</td> </tr> <tr> <td>③-4電源融通の可能性</td> <td>【志賀1, 2号機】可能</td> </tr> <tr> <td>③-5復旧操作へのアクセス性</td> <td>【志賀1, 2号機】影響無し</td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>【志賀1, 2号機】 敷地地盤や1/2号機原子炉建屋において観測された地震記録を分析した結果、観測した地震動の応答スペクトルが基準地震動<math>S_0</math>を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが、この周期帯には、安全上重要な施設がないことを確認した。</p> <p>また、1/2号機の原子炉建屋で観測された地震記録に基づいて原子炉建屋及び同建屋内の安全上重要な機器について検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が十分確保されていることを確認した。</p> <p>タービン建屋内及び海水熱交換器建屋内の安全上重要な機器及び配管、並びに排気筒について、敷地地盤で観測された地震記録に基づいて検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>さらに、今回の地震において長周期側の一部の周期帯で基準地震動<math>S_0</math>を上回ったことから、長周期側で今回の地震動を上回る地震動（検討に用いた地震動）を想定し、長周期側の主要施設であるタービン建屋基礎版上の原子炉補機冷却水系配管及び排気筒の耐震安全性について確認した結果、耐震安全余裕を有していることを確認した。</p> <p>以上、安全上重要な施設や長周期側の主要施設に関する一連の耐震安全性確認結果から、能登半島地震を踏まえても耐震安全性は十分確保されていることが確認できたと考えられる。</p>	②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【志賀1, 2号機】無し	②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【志賀1, 2号機】無し	③-1外部電源への影響	<p>【志賀1, 2号機】 供用中の3回線すべてが喪失し外部電源喪失となったが、事象発生の6分後に復旧した。</p>	③-2D/Gへの影響	【志賀1, 2号機】無し	③-3補機冷却系への影響	【志賀1, 2号機】無し	③-4電源融通の可能性	【志賀1, 2号機】可能	③-5復旧操作へのアクセス性	【志賀1, 2号機】影響無し	<p>第2表 2007年3月に発生した能登半島地震による志賀原子力発電所に対する影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</td> <td> <p>【志賀1, 2号機】 敷地地盤や1/2号機原子炉建屋において観測された地震記録を分析した結果、観測した地震動の応答スペクトルが基準地震動<math>S_0</math>を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが、この周期帯には、安全上重要な施設がないことを確認した。</p> <p>また、1/2号機の原子炉建屋で観測された地震記録に基づいて原子炉建屋及び同建屋内の安全上重要な機器について検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が十分確保されていることを確認した。</p> <p>タービン建屋内及び海水熱交換器建屋内の安全上重要な機器及び配管、並びに排気筒について、敷地地盤で観測された地震記録に基づいて検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>さらに、今回の地震において長周期側の一部の周期帯で基準地震動<math>S_0</math>を上回ったことから、長周期側で今回の地震動を上回る地震動（検討に用いた地震動）を想定し、長周期側の主要施設であるタービン建屋基礎版上の原子炉補機冷却水系配管及び排気筒の耐震安全性について確認した結果、耐震安全余裕を有していることを確認した。</p> <p>以上、安全上重要な施設や長周期側の主要施設に関する一連の耐震安全性確認結果から、能登半島地震を踏まえても耐震安全性は十分確保されていることが確認できたと考えられる。</p> </td> </tr> <tr> <td>②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>【志賀1, 2号機】無し</td> </tr> <tr> <td>②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>【志賀1, 2号機】無し</td> </tr> <tr> <td>③-1外部電源への影響</td> <td> <p>【志賀1, 2号機】 供用中の3回線すべてが喪失し外部電源喪失となったが、事象発生の6分後に復旧した。</p> </td> </tr> <tr> <td>③-2D/Gへの影響</td> <td>【志賀1, 2号機】無し</td> </tr> <tr> <td>③-3補機冷却系への影響</td> <td>【志賀1, 2号機】無し</td> </tr> <tr> <td>③-4電源融通の可能性</td> <td>【志賀1, 2号機】可能</td> </tr> <tr> <td>③-5復旧操作へのアクセス性</td> <td>【志賀1, 2号機】影響無し</td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>【志賀1, 2号機】 敷地地盤や1/2号機原子炉建屋において観測された地震記録を分析した結果、観測した地震動の応答スペクトルが基準地震動<math>S_0</math>を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが、この周期帯には、安全上重要な施設がないことを確認した。</p> <p>また、1/2号機の原子炉建屋で観測された地震記録に基づいて原子炉建屋及び同建屋内の安全上重要な機器について検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が十分確保されていることを確認した。</p> <p>タービン建屋内及び海水熱交換器建屋内の安全上重要な機器及び配管、並びに排気筒について、敷地地盤で観測された地震記録に基づいて検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>さらに、今回の地震において長周期側の一部の周期帯で基準地震動<math>S_0</math>を上回ったことから、長周期側で今回の地震動を上回る地震動（検討に用いた地震動）を想定し、長周期側の主要施設であるタービン建屋基礎版上の原子炉補機冷却水系配管及び排気筒の耐震安全性について確認した結果、耐震安全余裕を有していることを確認した。</p> <p>以上、安全上重要な施設や長周期側の主要施設に関する一連の耐震安全性確認結果から、能登半島地震を踏まえても耐震安全性は十分確保されていることが確認できたと考えられる。</p>	②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【志賀1, 2号機】無し	②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【志賀1, 2号機】無し	③-1外部電源への影響	<p>【志賀1, 2号機】 供用中の3回線すべてが喪失し外部電源喪失となったが、事象発生の6分後に復旧した。</p>	③-2D/Gへの影響	【志賀1, 2号機】無し	③-3補機冷却系への影響	【志賀1, 2号機】無し	③-4電源融通の可能性	【志賀1, 2号機】可能	③-5復旧操作へのアクセス性	【志賀1, 2号機】影響無し	
確認項目	確認結果																																						
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>【志賀1, 2号機】 敷地地盤や1/2号機原子炉建屋において観測された地震記録を分析した結果、観測した地震動の応答スペクトルが基準地震動<math>S_0</math>を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが、この周期帯には、安全上重要な施設がないことを確認した。</p> <p>また、1/2号機の原子炉建屋で観測された地震記録に基づいて原子炉建屋及び同建屋内の安全上重要な機器について検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が十分確保されていることを確認した。</p> <p>タービン建屋内及び海水熱交換器建屋内の安全上重要な機器及び配管、並びに排気筒について、敷地地盤で観測された地震記録に基づいて検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>さらに、今回の地震において長周期側の一部の周期帯で基準地震動<math>S_0</math>を上回ったことから、長周期側で今回の地震動を上回る地震動（検討に用いた地震動）を想定し、長周期側の主要施設であるタービン建屋基礎版上の原子炉補機冷却水系配管及び排気筒の耐震安全性について確認した結果、耐震安全余裕を有していることを確認した。</p> <p>以上、安全上重要な施設や長周期側の主要施設に関する一連の耐震安全性確認結果から、能登半島地震を踏まえても耐震安全性は十分確保されていることが確認できたと考えられる。</p>																																						
②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【志賀1, 2号機】無し																																						
②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【志賀1, 2号機】無し																																						
③-1外部電源への影響	<p>【志賀1, 2号機】 供用中の3回線すべてが喪失し外部電源喪失となったが、事象発生の6分後に復旧した。</p>																																						
③-2D/Gへの影響	【志賀1, 2号機】無し																																						
③-3補機冷却系への影響	【志賀1, 2号機】無し																																						
③-4電源融通の可能性	【志賀1, 2号機】可能																																						
③-5復旧操作へのアクセス性	【志賀1, 2号機】影響無し																																						
確認項目	確認結果																																						
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>【志賀1, 2号機】 敷地地盤や1/2号機原子炉建屋において観測された地震記録を分析した結果、観測した地震動の応答スペクトルが基準地震動<math>S_0</math>を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが、この周期帯には、安全上重要な施設がないことを確認した。</p> <p>また、1/2号機の原子炉建屋で観測された地震記録に基づいて原子炉建屋及び同建屋内の安全上重要な機器について検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が十分確保されていることを確認した。</p> <p>タービン建屋内及び海水熱交換器建屋内の安全上重要な機器及び配管、並びに排気筒について、敷地地盤で観測された地震記録に基づいて検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>さらに、今回の地震において長周期側の一部の周期帯で基準地震動<math>S_0</math>を上回ったことから、長周期側で今回の地震動を上回る地震動（検討に用いた地震動）を想定し、長周期側の主要施設であるタービン建屋基礎版上の原子炉補機冷却水系配管及び排気筒の耐震安全性について確認した結果、耐震安全余裕を有していることを確認した。</p> <p>以上、安全上重要な施設や長周期側の主要施設に関する一連の耐震安全性確認結果から、能登半島地震を踏まえても耐震安全性は十分確保されていることが確認できたと考えられる。</p>																																						
②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【志賀1, 2号機】無し																																						
②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【志賀1, 2号機】無し																																						
③-1外部電源への影響	<p>【志賀1, 2号機】 供用中の3回線すべてが喪失し外部電源喪失となったが、事象発生の6分後に復旧した。</p>																																						
③-2D/Gへの影響	【志賀1, 2号機】無し																																						
③-3補機冷却系への影響	【志賀1, 2号機】無し																																						
③-4電源融通の可能性	【志賀1, 2号機】可能																																						
③-5復旧操作へのアクセス性	【志賀1, 2号機】影響無し																																						



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由								
	<table border="1" data-bbox="703 319 1285 734"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="703 347 887 411">①その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</td> <td data-bbox="887 347 1285 734"> <p>■水銀灯の落下                      1号機タービン建屋運転階の水銀灯が7個、また2号機原子炉建屋運転階の水銀灯が2個落下した。                      また、2号機で落下した水銀灯の破片は、約97%を運転階床土から回収したが、残りの破片については使用済燃料貯蔵プールなどへ落下した可能性があったため、これらの箇所での点検及び清掃を行った。</p> <p>■2号機低圧タービン組み立て中のタービンロータの位置ずれ                      組み立て中の低圧タービンロータを仮止めしていた治具が変形し、わずかな位置ずれが生じた。低圧タービンを開放し点検を実施したところ、動翼に微小な接触痕が複数確認された。</p> <p>■1号機使用済燃料貯蔵プールからの水飛散                      使用済燃料貯蔵プールの水約45リットル（放射能量約750万ベクレル）が使用済燃料貯蔵プール周辺に飛散した。そのうち、養生シート外には約8リットル（放射能量約130万ベクレル）の水が飛散した。飛散した水については速やかに拭き取った。外部への放射能の影響はなし。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	①その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p>■水銀灯の落下                      1号機タービン建屋運転階の水銀灯が7個、また2号機原子炉建屋運転階の水銀灯が2個落下した。                      また、2号機で落下した水銀灯の破片は、約97%を運転階床土から回収したが、残りの破片については使用済燃料貯蔵プールなどへ落下した可能性があったため、これらの箇所での点検及び清掃を行った。</p> <p>■2号機低圧タービン組み立て中のタービンロータの位置ずれ                      組み立て中の低圧タービンロータを仮止めしていた治具が変形し、わずかな位置ずれが生じた。低圧タービンを開放し点検を実施したところ、動翼に微小な接触痕が複数確認された。</p> <p>■1号機使用済燃料貯蔵プールからの水飛散                      使用済燃料貯蔵プールの水約45リットル（放射能量約750万ベクレル）が使用済燃料貯蔵プール周辺に飛散した。そのうち、養生シート外には約8リットル（放射能量約130万ベクレル）の水が飛散した。飛散した水については速やかに拭き取った。外部への放射能の影響はなし。</p>	<table border="1" data-bbox="1312 319 1895 734"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1312 347 1496 411">①その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</td> <td data-bbox="1496 347 1895 734"> <p>■水銀灯の落下                      1号機タービン建屋運転階の水銀灯が7個、また2号機原子炉建屋運転階の水銀灯が2個落下した。                      また、2号機で落下した水銀灯の破片は、約97%を運転階床土から回収したが、残りの破片については使用済燃料貯蔵プールなどへ落下した可能性があったため、これらの箇所での点検及び清掃を行った。</p> <p>■2号機低圧タービン組み立て中のタービンロータの位置ずれ                      組み立て中の低圧タービンロータを仮止めしていた治具が変形し、わずかな位置ずれが生じた。低圧タービンを開放し点検を実施したところ、動翼に微小な接触痕が複数確認された。</p> <p>■1号機使用済燃料貯蔵プールからの水飛散                      使用済燃料貯蔵プールの水約45リットル（放射能量約750万ベクレル）が使用済燃料貯蔵プール周辺に飛散した。そのうち、養生シート外には約8リットル（放射能量約130万ベクレル）の水が飛散した。飛散した水については速やかに拭き取った。外部への放射能の影響はなし。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	①その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p>■水銀灯の落下                      1号機タービン建屋運転階の水銀灯が7個、また2号機原子炉建屋運転階の水銀灯が2個落下した。                      また、2号機で落下した水銀灯の破片は、約97%を運転階床土から回収したが、残りの破片については使用済燃料貯蔵プールなどへ落下した可能性があったため、これらの箇所での点検及び清掃を行った。</p> <p>■2号機低圧タービン組み立て中のタービンロータの位置ずれ                      組み立て中の低圧タービンロータを仮止めしていた治具が変形し、わずかな位置ずれが生じた。低圧タービンを開放し点検を実施したところ、動翼に微小な接触痕が複数確認された。</p> <p>■1号機使用済燃料貯蔵プールからの水飛散                      使用済燃料貯蔵プールの水約45リットル（放射能量約750万ベクレル）が使用済燃料貯蔵プール周辺に飛散した。そのうち、養生シート外には約8リットル（放射能量約130万ベクレル）の水が飛散した。飛散した水については速やかに拭き取った。外部への放射能の影響はなし。</p>	
確認項目	確認結果										
①その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p>■水銀灯の落下                      1号機タービン建屋運転階の水銀灯が7個、また2号機原子炉建屋運転階の水銀灯が2個落下した。                      また、2号機で落下した水銀灯の破片は、約97%を運転階床土から回収したが、残りの破片については使用済燃料貯蔵プールなどへ落下した可能性があったため、これらの箇所での点検及び清掃を行った。</p> <p>■2号機低圧タービン組み立て中のタービンロータの位置ずれ                      組み立て中の低圧タービンロータを仮止めしていた治具が変形し、わずかな位置ずれが生じた。低圧タービンを開放し点検を実施したところ、動翼に微小な接触痕が複数確認された。</p> <p>■1号機使用済燃料貯蔵プールからの水飛散                      使用済燃料貯蔵プールの水約45リットル（放射能量約750万ベクレル）が使用済燃料貯蔵プール周辺に飛散した。そのうち、養生シート外には約8リットル（放射能量約130万ベクレル）の水が飛散した。飛散した水については速やかに拭き取った。外部への放射能の影響はなし。</p>										
確認項目	確認結果										
①その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p>■水銀灯の落下                      1号機タービン建屋運転階の水銀灯が7個、また2号機原子炉建屋運転階の水銀灯が2個落下した。                      また、2号機で落下した水銀灯の破片は、約97%を運転階床土から回収したが、残りの破片については使用済燃料貯蔵プールなどへ落下した可能性があったため、これらの箇所での点検及び清掃を行った。</p> <p>■2号機低圧タービン組み立て中のタービンロータの位置ずれ                      組み立て中の低圧タービンロータを仮止めしていた治具が変形し、わずかな位置ずれが生じた。低圧タービンを開放し点検を実施したところ、動翼に微小な接触痕が複数確認された。</p> <p>■1号機使用済燃料貯蔵プールからの水飛散                      使用済燃料貯蔵プールの水約45リットル（放射能量約750万ベクレル）が使用済燃料貯蔵プール周辺に飛散した。そのうち、養生シート外には約8リットル（放射能量約130万ベクレル）の水が飛散した。飛散した水については速やかに拭き取った。外部への放射能の影響はなし。</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  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																												
	<p>表3 2007年7月に発生した中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="703 331 884 400">                     ①施設に影響した地震規模                      （地震観測記録と基準地震動の関係）                 </td> <td data-bbox="884 331 1283 1169"> <p>【柏崎刈羽1～7号機】</p> <p>新潟県中越沖においてマグニチュード6.8の地震が発生。震央距離16km、震源距離23kmに位置している柏崎刈羽においては、全号機（1～7号機）にて基準地震動を超える加速度を確認。原子炉建屋基礎版上での最大加速度のものは、1号機での680gal（設計時の最大加速度応答値273gal）であった。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表の通り。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機 最下階</td> <td>311</td> <td>274</td> <td>689</td> <td>273</td> <td>408</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>2号機 最下階</td> <td>304</td> <td>167</td> <td>606</td> <td>167</td> <td>282</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>3号機 最下階</td> <td>308</td> <td>192</td> <td>384</td> <td>193</td> <td>311</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>4号機 最下階</td> <td>310</td> <td>193</td> <td>492</td> <td>194</td> <td>337</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>5号機 最下階</td> <td>277</td> <td>249</td> <td>442</td> <td>254</td> <td>205</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>6号機 最下階</td> <td>271</td> <td>263</td> <td>322</td> <td>263</td> <td>488</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>7号機 最下階</td> <td>267</td> <td>263</td> <td>356</td> <td>263</td> <td>355</td> <td>(235)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*上下方向については、（ ）内の値を静的設計で使用</p> <p>1～7号機で観測された地震観測記録に基づき、設計時の解放基礎表面と原子炉建屋基礎版上の関係を参照し、解放基礎表面における地震動を推定したところ、基準地震動<math>S_2</math>（450gal）に対して1～4号機で約2.3～3.8倍、5～7号機で1.2～1.7倍の結果であった。設備点検の結果、地震の影響による構造強度や機能維持に影響を与えたと考えられる異常が確認されているが、機器の重大な損傷をもたらしたのではなく、原子炉の安全性を阻害する可能性のない軽微な事象であった。</p> <p>安全上重要な設備については、1号機において異常が数例確認されているが、点検、仮置き中だったために転倒、損傷に至ったこと、地震に伴う消火配管の建屋接続部の損傷に伴う浸水によって機能喪失に至ったことが原因であり、地震による直接的な異常は確認されていない。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="703 1074 884 1121">                     ②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）                 </td> <td data-bbox="884 1074 1283 1121">                     【柏崎刈羽1～7号機】                      無し                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="703 1121 884 1169">                     ②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）                 </td> <td data-bbox="884 1121 1283 1169">                     【柏崎刈羽1～7号機】                      無し                 </td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	①施設に影響した地震規模 （地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>【柏崎刈羽1～7号機】</p> <p>新潟県中越沖においてマグニチュード6.8の地震が発生。震央距離16km、震源距離23kmに位置している柏崎刈羽においては、全号機（1～7号機）にて基準地震動を超える加速度を確認。原子炉建屋基礎版上での最大加速度のものは、1号機での680gal（設計時の最大加速度応答値273gal）であった。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表の通り。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機 最下階</td> <td>311</td> <td>274</td> <td>689</td> <td>273</td> <td>408</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>2号機 最下階</td> <td>304</td> <td>167</td> <td>606</td> <td>167</td> <td>282</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>3号機 最下階</td> <td>308</td> <td>192</td> <td>384</td> <td>193</td> <td>311</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>4号機 最下階</td> <td>310</td> <td>193</td> <td>492</td> <td>194</td> <td>337</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>5号機 最下階</td> <td>277</td> <td>249</td> <td>442</td> <td>254</td> <td>205</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>6号機 最下階</td> <td>271</td> <td>263</td> <td>322</td> <td>263</td> <td>488</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>7号機 最下階</td> <td>267</td> <td>263</td> <td>356</td> <td>263</td> <td>355</td> <td>(235)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*上下方向については、（ ）内の値を静的設計で使用</p> <p>1～7号機で観測された地震観測記録に基づき、設計時の解放基礎表面と原子炉建屋基礎版上の関係を参照し、解放基礎表面における地震動を推定したところ、基準地震動<math>S_2</math>（450gal）に対して1～4号機で約2.3～3.8倍、5～7号機で1.2～1.7倍の結果であった。設備点検の結果、地震の影響による構造強度や機能維持に影響を与えたと考えられる異常が確認されているが、機器の重大な損傷をもたらしたのではなく、原子炉の安全性を阻害する可能性のない軽微な事象であった。</p> <p>安全上重要な設備については、1号機において異常が数例確認されているが、点検、仮置き中だったために転倒、損傷に至ったこと、地震に伴う消火配管の建屋接続部の損傷に伴う浸水によって機能喪失に至ったことが原因であり、地震による直接的な異常は確認されていない。</p>	観測値	南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計*	1号機 最下階	311	274	689	273	408	(235)	2号機 最下階	304	167	606	167	282	(235)	3号機 最下階	308	192	384	193	311	(235)	4号機 最下階	310	193	492	194	337	(235)	5号機 最下階	277	249	442	254	205	(235)	6号機 最下階	271	263	322	263	488	(235)	7号機 最下階	267	263	356	263	355	(235)	②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【柏崎刈羽1～7号機】 無し	②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【柏崎刈羽1～7号機】 無し	<p>第3表 2007年7月に発生した中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1310 331 1491 400">                     ①施設に影響した地震規模                      （地震観測記録と基準地震動の関係）                 </td> <td data-bbox="1491 331 1897 1169"> <p>【柏崎刈羽1～7号機】</p> <p>新潟県中越沖においてマグニチュード6.8の地震が発生。震央距離16km、震源距離23kmに位置している柏崎刈羽においては、全号機（1～7号機）にて基準地震動を超える加速度を確認。原子炉建屋基礎版上での最大加速度のものは、1号機での680gal（設計時の最大加速度応答値273gal）であった。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表の通り。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機 最下階</td> <td>311</td> <td>274</td> <td>680</td> <td>273</td> <td>408</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>2号機 最下階</td> <td>304</td> <td>167</td> <td>606</td> <td>167</td> <td>282</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>3号機 最下階</td> <td>308</td> <td>192</td> <td>384</td> <td>193</td> <td>311</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>4号機 最下階</td> <td>310</td> <td>193</td> <td>492</td> <td>194</td> <td>337</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>5号機 最下階</td> <td>277</td> <td>249</td> <td>442</td> <td>254</td> <td>205</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>6号機 最下階</td> <td>271</td> <td>263</td> <td>322</td> <td>263</td> <td>488</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>7号機 最下階</td> <td>267</td> <td>263</td> <td>356</td> <td>263</td> <td>355</td> <td>(235)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*上下方向については、（ ）内の値を静的設計で使用</p> <p>1～7号機で観測された地震観測記録に基づき、設計時の解放基礎表面と原子炉建屋基礎版上の関係を参照し、解放基礎表面における地震動を推定したところ、基準地震動<math>S_2</math>（450gal）に対して1～4号機で約2.3～3.8倍、5～7号機で1.2～1.7倍の結果であった。設備点検の結果、地震の影響による構造強度や機能維持に影響を与えたと考えられる異常が確認されているが、機器の重大な損傷をもたらしたのではなく、原子炉の安全性を阻害する可能性のない軽微な事象であった。</p> <p>安全上重要な設備については、1号機において異常が数例確認されているが、点検、仮置き中だったために転倒、損傷に至ったこと、地震に伴う消火配管の建屋接続部の損傷に伴う浸水によって機能喪失に至ったことが原因であり、地震による直接的な異常は確認されていない。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1310 1074 1491 1121">                     ②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）                 </td> <td data-bbox="1491 1074 1897 1121">                     【柏崎刈羽1～7号機】                      無し                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1310 1121 1491 1169">                     ②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）                 </td> <td data-bbox="1491 1121 1897 1169">                     【柏崎刈羽1～7号機】                      無し                 </td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	①施設に影響した地震規模 （地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>【柏崎刈羽1～7号機】</p> <p>新潟県中越沖においてマグニチュード6.8の地震が発生。震央距離16km、震源距離23kmに位置している柏崎刈羽においては、全号機（1～7号機）にて基準地震動を超える加速度を確認。原子炉建屋基礎版上での最大加速度のものは、1号機での680gal（設計時の最大加速度応答値273gal）であった。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表の通り。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機 最下階</td> <td>311</td> <td>274</td> <td>680</td> <td>273</td> <td>408</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>2号機 最下階</td> <td>304</td> <td>167</td> <td>606</td> <td>167</td> <td>282</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>3号機 最下階</td> <td>308</td> <td>192</td> <td>384</td> <td>193</td> <td>311</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>4号機 最下階</td> <td>310</td> <td>193</td> <td>492</td> <td>194</td> <td>337</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>5号機 最下階</td> <td>277</td> <td>249</td> <td>442</td> <td>254</td> <td>205</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>6号機 最下階</td> <td>271</td> <td>263</td> <td>322</td> <td>263</td> <td>488</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>7号機 最下階</td> <td>267</td> <td>263</td> <td>356</td> <td>263</td> <td>355</td> <td>(235)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*上下方向については、（ ）内の値を静的設計で使用</p> <p>1～7号機で観測された地震観測記録に基づき、設計時の解放基礎表面と原子炉建屋基礎版上の関係を参照し、解放基礎表面における地震動を推定したところ、基準地震動<math>S_2</math>（450gal）に対して1～4号機で約2.3～3.8倍、5～7号機で1.2～1.7倍の結果であった。設備点検の結果、地震の影響による構造強度や機能維持に影響を与えたと考えられる異常が確認されているが、機器の重大な損傷をもたらしたのではなく、原子炉の安全性を阻害する可能性のない軽微な事象であった。</p> <p>安全上重要な設備については、1号機において異常が数例確認されているが、点検、仮置き中だったために転倒、損傷に至ったこと、地震に伴う消火配管の建屋接続部の損傷に伴う浸水によって機能喪失に至ったことが原因であり、地震による直接的な異常は確認されていない。</p>	観測値	南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計*	1号機 最下階	311	274	680	273	408	(235)	2号機 最下階	304	167	606	167	282	(235)	3号機 最下階	308	192	384	193	311	(235)	4号機 最下階	310	193	492	194	337	(235)	5号機 最下階	277	249	442	254	205	(235)	6号機 最下階	271	263	322	263	488	(235)	7号機 最下階	267	263	356	263	355	(235)	②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【柏崎刈羽1～7号機】 無し	②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【柏崎刈羽1～7号機】 無し	
確認項目	確認結果																																																																																																																																														
①施設に影響した地震規模 （地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>【柏崎刈羽1～7号機】</p> <p>新潟県中越沖においてマグニチュード6.8の地震が発生。震央距離16km、震源距離23kmに位置している柏崎刈羽においては、全号機（1～7号機）にて基準地震動を超える加速度を確認。原子炉建屋基礎版上での最大加速度のものは、1号機での680gal（設計時の最大加速度応答値273gal）であった。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表の通り。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機 最下階</td> <td>311</td> <td>274</td> <td>689</td> <td>273</td> <td>408</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>2号機 最下階</td> <td>304</td> <td>167</td> <td>606</td> <td>167</td> <td>282</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>3号機 最下階</td> <td>308</td> <td>192</td> <td>384</td> <td>193</td> <td>311</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>4号機 最下階</td> <td>310</td> <td>193</td> <td>492</td> <td>194</td> <td>337</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>5号機 最下階</td> <td>277</td> <td>249</td> <td>442</td> <td>254</td> <td>205</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>6号機 最下階</td> <td>271</td> <td>263</td> <td>322</td> <td>263</td> <td>488</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>7号機 最下階</td> <td>267</td> <td>263</td> <td>356</td> <td>263</td> <td>355</td> <td>(235)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*上下方向については、（ ）内の値を静的設計で使用</p> <p>1～7号機で観測された地震観測記録に基づき、設計時の解放基礎表面と原子炉建屋基礎版上の関係を参照し、解放基礎表面における地震動を推定したところ、基準地震動<math>S_2</math>（450gal）に対して1～4号機で約2.3～3.8倍、5～7号機で1.2～1.7倍の結果であった。設備点検の結果、地震の影響による構造強度や機能維持に影響を与えたと考えられる異常が確認されているが、機器の重大な損傷をもたらしたのではなく、原子炉の安全性を阻害する可能性のない軽微な事象であった。</p> <p>安全上重要な設備については、1号機において異常が数例確認されているが、点検、仮置き中だったために転倒、損傷に至ったこと、地震に伴う消火配管の建屋接続部の損傷に伴う浸水によって機能喪失に至ったことが原因であり、地震による直接的な異常は確認されていない。</p>	観測値	南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計*	1号機 最下階	311	274	689	273	408	(235)	2号機 最下階	304	167	606	167	282	(235)	3号機 最下階	308	192	384	193	311	(235)	4号機 最下階	310	193	492	194	337	(235)	5号機 最下階	277	249	442	254	205	(235)	6号機 最下階	271	263	322	263	488	(235)	7号機 最下階	267	263	356	263	355	(235)																																																																																
観測値	南北		東西		上下																																																																																																																																										
	観測	設計	観測	設計	観測	設計*																																																																																																																																									
1号機 最下階	311	274	689	273	408	(235)																																																																																																																																									
2号機 最下階	304	167	606	167	282	(235)																																																																																																																																									
3号機 最下階	308	192	384	193	311	(235)																																																																																																																																									
4号機 最下階	310	193	492	194	337	(235)																																																																																																																																									
5号機 最下階	277	249	442	254	205	(235)																																																																																																																																									
6号機 最下階	271	263	322	263	488	(235)																																																																																																																																									
7号機 最下階	267	263	356	263	355	(235)																																																																																																																																									
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【柏崎刈羽1～7号機】 無し																																																																																																																																														
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【柏崎刈羽1～7号機】 無し																																																																																																																																														
確認項目	確認結果																																																																																																																																														
①施設に影響した地震規模 （地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>【柏崎刈羽1～7号機】</p> <p>新潟県中越沖においてマグニチュード6.8の地震が発生。震央距離16km、震源距離23kmに位置している柏崎刈羽においては、全号機（1～7号機）にて基準地震動を超える加速度を確認。原子炉建屋基礎版上での最大加速度のものは、1号機での680gal（設計時の最大加速度応答値273gal）であった。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表の通り。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機 最下階</td> <td>311</td> <td>274</td> <td>680</td> <td>273</td> <td>408</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>2号機 最下階</td> <td>304</td> <td>167</td> <td>606</td> <td>167</td> <td>282</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>3号機 最下階</td> <td>308</td> <td>192</td> <td>384</td> <td>193</td> <td>311</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>4号機 最下階</td> <td>310</td> <td>193</td> <td>492</td> <td>194</td> <td>337</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>5号機 最下階</td> <td>277</td> <td>249</td> <td>442</td> <td>254</td> <td>205</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>6号機 最下階</td> <td>271</td> <td>263</td> <td>322</td> <td>263</td> <td>488</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>7号機 最下階</td> <td>267</td> <td>263</td> <td>356</td> <td>263</td> <td>355</td> <td>(235)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*上下方向については、（ ）内の値を静的設計で使用</p> <p>1～7号機で観測された地震観測記録に基づき、設計時の解放基礎表面と原子炉建屋基礎版上の関係を参照し、解放基礎表面における地震動を推定したところ、基準地震動<math>S_2</math>（450gal）に対して1～4号機で約2.3～3.8倍、5～7号機で1.2～1.7倍の結果であった。設備点検の結果、地震の影響による構造強度や機能維持に影響を与えたと考えられる異常が確認されているが、機器の重大な損傷をもたらしたのではなく、原子炉の安全性を阻害する可能性のない軽微な事象であった。</p> <p>安全上重要な設備については、1号機において異常が数例確認されているが、点検、仮置き中だったために転倒、損傷に至ったこと、地震に伴う消火配管の建屋接続部の損傷に伴う浸水によって機能喪失に至ったことが原因であり、地震による直接的な異常は確認されていない。</p>	観測値	南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計*	1号機 最下階	311	274	680	273	408	(235)	2号機 最下階	304	167	606	167	282	(235)	3号機 最下階	308	192	384	193	311	(235)	4号機 最下階	310	193	492	194	337	(235)	5号機 最下階	277	249	442	254	205	(235)	6号機 最下階	271	263	322	263	488	(235)	7号機 最下階	267	263	356	263	355	(235)																																																																																
観測値	南北		東西		上下																																																																																																																																										
	観測	設計	観測	設計	観測	設計*																																																																																																																																									
1号機 最下階	311	274	680	273	408	(235)																																																																																																																																									
2号機 最下階	304	167	606	167	282	(235)																																																																																																																																									
3号機 最下階	308	192	384	193	311	(235)																																																																																																																																									
4号機 最下階	310	193	492	194	337	(235)																																																																																																																																									
5号機 最下階	277	249	442	254	205	(235)																																																																																																																																									
6号機 最下階	271	263	322	263	488	(235)																																																																																																																																									
7号機 最下階	267	263	356	263	355	(235)																																																																																																																																									
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【柏崎刈羽1～7号機】 無し																																																																																																																																														
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【柏崎刈羽1～7号機】 無し																																																																																																																																														

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																												
	<table border="1" data-bbox="703 284 1288 1040"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>③-1 外部電源への影響</td> <td>【柏崎刈羽1～7号機】 4回線中、2回線が機能喪失</td> </tr> <tr> <td>③-2 D/Gへの影響</td> <td>【柏崎刈羽1～7号機】 無し</td> </tr> <tr> <td>③-3 補機冷却系への影響</td> <td>【柏崎刈羽1～7号機】 無し</td> </tr> <tr> <td>③-4 電源融通の可能性</td> <td>【柏崎刈羽1～7号機】 無し</td> </tr> <tr> <td>③-5 復旧操作へのアクセス性</td> <td>・土捨て場北側斜面の一部が崩落。（復旧操作のためのアクセス性への影響無し。）</td> </tr> <tr> <td>④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</td> <td> <p>■3号機 原子炉建屋地下2階にあるSLC系注入ライン配管（格納容器外側貫通部）の近傍に置いてあったISI用RPV模擬ノズルが地震によって移動し、配管の板金保温材に衝突したと思われるへこみを確認。配管及びサポートには損傷は無かったものの、安全上重要な設備に影響が及ぶ可能性があったことを踏まえ、室内にて床に固定されていない重量物を固定及び固縛する対策を講じた。 なお、所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。</p> <p>■1号機 不等沈下によって消火配管が破断し、漏水及び消火系の機能喪失に至ったものと推定。 地震による建屋周辺の地盤沈下等のため、消火系配管が破断（消火系の機能喪失）。 さらに、原子炉復合建屋とモニタ建屋（屋外）間のトレンチの沈下によって生じた接続部の隙間及びトレンチ本体のひび割れ損傷部を通じ、消火系から漏れた水が原子炉復合建屋内に流入。 その結果、機能要求は無かったものの主蒸気放射線モニタ検出器が浸水によって損傷するとともに、復水補給水ポンプ（AM設備）についても浸水による被害を受けた。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	③-1 外部電源への影響	【柏崎刈羽1～7号機】 4回線中、2回線が機能喪失	③-2 D/Gへの影響	【柏崎刈羽1～7号機】 無し	③-3 補機冷却系への影響	【柏崎刈羽1～7号機】 無し	③-4 電源融通の可能性	【柏崎刈羽1～7号機】 無し	③-5 復旧操作へのアクセス性	・土捨て場北側斜面の一部が崩落。（復旧操作のためのアクセス性への影響無し。）	④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p>■3号機 原子炉建屋地下2階にあるSLC系注入ライン配管（格納容器外側貫通部）の近傍に置いてあったISI用RPV模擬ノズルが地震によって移動し、配管の板金保温材に衝突したと思われるへこみを確認。配管及びサポートには損傷は無かったものの、安全上重要な設備に影響が及ぶ可能性があったことを踏まえ、室内にて床に固定されていない重量物を固定及び固縛する対策を講じた。 なお、所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。</p> <p>■1号機 不等沈下によって消火配管が破断し、漏水及び消火系の機能喪失に至ったものと推定。 地震による建屋周辺の地盤沈下等のため、消火系配管が破断（消火系の機能喪失）。 さらに、原子炉復合建屋とモニタ建屋（屋外）間のトレンチの沈下によって生じた接続部の隙間及びトレンチ本体のひび割れ損傷部を通じ、消火系から漏れた水が原子炉復合建屋内に流入。 その結果、機能要求は無かったものの主蒸気放射線モニタ検出器が浸水によって損傷するとともに、復水補給水ポンプ（AM設備）についても浸水による被害を受けた。</p>	<table border="1" data-bbox="1308 284 1901 1040"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>③-1 外部電源への影響</td> <td>【柏崎刈羽1～7号機】 4回線中、2回線が機能喪失</td> </tr> <tr> <td>③-2 D/Gへの影響</td> <td>【柏崎刈羽1～7号機】 無し</td> </tr> <tr> <td>③-3 補機冷却系への影響</td> <td>【柏崎刈羽1～7号機】 無し</td> </tr> <tr> <td>③-4 電源融通の可能性</td> <td>【柏崎刈羽1～7号機】 無し</td> </tr> <tr> <td>③-5 復旧操作へのアクセス性</td> <td>・土捨て場北側斜面の一部が崩落。（復旧操作のためのアクセス性への影響無し。）</td> </tr> <tr> <td>④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</td> <td> <p>■3号機 原子炉建屋地下2階にあるSLC系注入ライン配管（格納容器外側貫通部）の近傍に置いてあったISI用RPV模擬ノズルが地震によって移動し、配管の板金保温材に衝突したと思われるへこみを確認。配管及びサポートには損傷は無かったものの、安全上重要な設備に影響が及ぶ可能性があったことを踏まえ、室内にて床に固定されていない重量物を固定及び固縛する対策を講じた。 なお、所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。</p> <p>■1号機 不等沈下によって消火配管が破断し、漏水及び消火系の機能喪失に至ったものと推定。 地震による建屋周辺の地盤沈下などのため、消火系配管が破断（消火系の機能喪失）。 さらに、原子炉復合建屋とモニタ建屋（屋外）間のトレンチの沈下によって生じた接続部の隙間及びトレンチ本体のひび割れ損傷部を通じ、消火系から漏れた水が原子炉復合建屋内に流入。 その結果、機能要求は無かったものの主蒸気放射線モニタ検出器が浸水によって損傷するとともに、復水補給水ポンプ（AM設備）についても浸水による被害を受けた。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	③-1 外部電源への影響	【柏崎刈羽1～7号機】 4回線中、2回線が機能喪失	③-2 D/Gへの影響	【柏崎刈羽1～7号機】 無し	③-3 補機冷却系への影響	【柏崎刈羽1～7号機】 無し	③-4 電源融通の可能性	【柏崎刈羽1～7号機】 無し	③-5 復旧操作へのアクセス性	・土捨て場北側斜面の一部が崩落。（復旧操作のためのアクセス性への影響無し。）	④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p>■3号機 原子炉建屋地下2階にあるSLC系注入ライン配管（格納容器外側貫通部）の近傍に置いてあったISI用RPV模擬ノズルが地震によって移動し、配管の板金保温材に衝突したと思われるへこみを確認。配管及びサポートには損傷は無かったものの、安全上重要な設備に影響が及ぶ可能性があったことを踏まえ、室内にて床に固定されていない重量物を固定及び固縛する対策を講じた。 なお、所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。</p> <p>■1号機 不等沈下によって消火配管が破断し、漏水及び消火系の機能喪失に至ったものと推定。 地震による建屋周辺の地盤沈下などのため、消火系配管が破断（消火系の機能喪失）。 さらに、原子炉復合建屋とモニタ建屋（屋外）間のトレンチの沈下によって生じた接続部の隙間及びトレンチ本体のひび割れ損傷部を通じ、消火系から漏れた水が原子炉復合建屋内に流入。 その結果、機能要求は無かったものの主蒸気放射線モニタ検出器が浸水によって損傷するとともに、復水補給水ポンプ（AM設備）についても浸水による被害を受けた。</p>	
確認項目	確認結果																														
③-1 外部電源への影響	【柏崎刈羽1～7号機】 4回線中、2回線が機能喪失																														
③-2 D/Gへの影響	【柏崎刈羽1～7号機】 無し																														
③-3 補機冷却系への影響	【柏崎刈羽1～7号機】 無し																														
③-4 電源融通の可能性	【柏崎刈羽1～7号機】 無し																														
③-5 復旧操作へのアクセス性	・土捨て場北側斜面の一部が崩落。（復旧操作のためのアクセス性への影響無し。）																														
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p>■3号機 原子炉建屋地下2階にあるSLC系注入ライン配管（格納容器外側貫通部）の近傍に置いてあったISI用RPV模擬ノズルが地震によって移動し、配管の板金保温材に衝突したと思われるへこみを確認。配管及びサポートには損傷は無かったものの、安全上重要な設備に影響が及ぶ可能性があったことを踏まえ、室内にて床に固定されていない重量物を固定及び固縛する対策を講じた。 なお、所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。</p> <p>■1号機 不等沈下によって消火配管が破断し、漏水及び消火系の機能喪失に至ったものと推定。 地震による建屋周辺の地盤沈下等のため、消火系配管が破断（消火系の機能喪失）。 さらに、原子炉復合建屋とモニタ建屋（屋外）間のトレンチの沈下によって生じた接続部の隙間及びトレンチ本体のひび割れ損傷部を通じ、消火系から漏れた水が原子炉復合建屋内に流入。 その結果、機能要求は無かったものの主蒸気放射線モニタ検出器が浸水によって損傷するとともに、復水補給水ポンプ（AM設備）についても浸水による被害を受けた。</p>																														
確認項目	確認結果																														
③-1 外部電源への影響	【柏崎刈羽1～7号機】 4回線中、2回線が機能喪失																														
③-2 D/Gへの影響	【柏崎刈羽1～7号機】 無し																														
③-3 補機冷却系への影響	【柏崎刈羽1～7号機】 無し																														
③-4 電源融通の可能性	【柏崎刈羽1～7号機】 無し																														
③-5 復旧操作へのアクセス性	・土捨て場北側斜面の一部が崩落。（復旧操作のためのアクセス性への影響無し。）																														
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p>■3号機 原子炉建屋地下2階にあるSLC系注入ライン配管（格納容器外側貫通部）の近傍に置いてあったISI用RPV模擬ノズルが地震によって移動し、配管の板金保温材に衝突したと思われるへこみを確認。配管及びサポートには損傷は無かったものの、安全上重要な設備に影響が及ぶ可能性があったことを踏まえ、室内にて床に固定されていない重量物を固定及び固縛する対策を講じた。 なお、所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。</p> <p>■1号機 不等沈下によって消火配管が破断し、漏水及び消火系の機能喪失に至ったものと推定。 地震による建屋周辺の地盤沈下などのため、消火系配管が破断（消火系の機能喪失）。 さらに、原子炉復合建屋とモニタ建屋（屋外）間のトレンチの沈下によって生じた接続部の隙間及びトレンチ本体のひび割れ損傷部を通じ、消火系から漏れた水が原子炉復合建屋内に流入。 その結果、機能要求は無かったものの主蒸気放射線モニタ検出器が浸水によって損傷するとともに、復水補給水ポンプ（AM設備）についても浸水による被害を受けた。</p>																														

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
	<p>表4 2009年8月に発生した駿河湾の地震による浜岡原子力発電所に対する影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</td> <td> <p>【浜岡3、4号機】                      地震観測記録と基準地震動S<sub>1</sub>による応答を比較した結果、地震観測記録は基準地震動S<sub>1</sub>による応答を十分下回っており、地震時に耐震設計上重要な設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>【浜岡5号機】                      耐震設計上重要な設備について、地震観測記録と基準地震動S<sub>1</sub>による応答を比較し、原子炉建屋の一部の階において地震観測記録における最大加速度が基準地震動S<sub>1</sub>による最大応答加速度をわずかに上回っている以外は、地震観測記録における最大加速度が基準地震動S<sub>1</sub>による最大応答加速度を下回っていることを確認した。</p> <p>原子炉建屋の地震観測記録の床応答スペクトルは、一部の周期帯において基準地震動S<sub>1</sub>の床応答スペクトルを上回っているが、主な耐震設計上重要な機器及び配管系の固有周期では下回っており、地震時に弾性状態にあったことから、これらの機器及び配管系の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>5号機については、主要な設備は弾性状態にあり、健全性は確保されていることを確認していたが、一部の観測記録で基準地震動S<sub>1</sub>による応答加速度を超えたことから、地震観測記録を入力とした地震応答解析を行い、設備の健全性評価の結果は、全ての設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認した。</p> </td> </tr> <tr> <td>②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>【浜岡3～5号機】 無し</td> </tr> <tr> <td>②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>【浜岡3～5号機】 無し</td> </tr> <tr> <td>③-1外部電源への影響</td> <td> <p>【浜岡3～5号機】                      3、4号機：3ルート6回線すべてが健全                      5号機：2ルート4回線すべてが健全</p> </td> </tr> <tr> <td>③-2D/Gへの影響</td> <td>【浜岡3～5号機】 無し</td> </tr> <tr> <td>③-3補機冷却系への影響</td> <td>【浜岡3～5号機】 無し</td> </tr> <tr> <td>③-4電源融通の可能性</td> <td>【浜岡3～5号機】 可能</td> </tr> <tr> <td>③-5復旧操作へのアクセス性</td> <td> <p>【浜岡5号機】                      タービン建屋の東側屋外エリアの地盤沈下（15m×15m、10cm程度）を確認した。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>【浜岡3、4号機】                      地震観測記録と基準地震動S<sub>1</sub>による応答を比較した結果、地震観測記録は基準地震動S<sub>1</sub>による応答を十分下回っており、地震時に耐震設計上重要な設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>【浜岡5号機】                      耐震設計上重要な設備について、地震観測記録と基準地震動S<sub>1</sub>による応答を比較し、原子炉建屋の一部の階において地震観測記録における最大加速度が基準地震動S<sub>1</sub>による最大応答加速度をわずかに上回っている以外は、地震観測記録における最大加速度が基準地震動S<sub>1</sub>による最大応答加速度を下回っていることを確認した。</p> <p>原子炉建屋の地震観測記録の床応答スペクトルは、一部の周期帯において基準地震動S<sub>1</sub>の床応答スペクトルを上回っているが、主な耐震設計上重要な機器及び配管系の固有周期では下回っており、地震時に弾性状態にあったことから、これらの機器及び配管系の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>5号機については、主要な設備は弾性状態にあり、健全性は確保されていることを確認していたが、一部の観測記録で基準地震動S<sub>1</sub>による応答加速度を超えたことから、地震観測記録を入力とした地震応答解析を行い、設備の健全性評価の結果は、全ての設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認した。</p>	②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【浜岡3～5号機】 無し	②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【浜岡3～5号機】 無し	③-1外部電源への影響	<p>【浜岡3～5号機】                      3、4号機：3ルート6回線すべてが健全                      5号機：2ルート4回線すべてが健全</p>	③-2D/Gへの影響	【浜岡3～5号機】 無し	③-3補機冷却系への影響	【浜岡3～5号機】 無し	③-4電源融通の可能性	【浜岡3～5号機】 可能	③-5復旧操作へのアクセス性	<p>【浜岡5号機】                      タービン建屋の東側屋外エリアの地盤沈下（15m×15m、10cm程度）を確認した。</p>	<p>第4表 2009年8月に発生した駿河湾の地震による浜岡原子力発電所に対する影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</td> <td> <p>【浜岡3、4号機】                      地震観測記録と基準地震動S<sub>1</sub>による応答を比較した結果、地震観測記録は基準地震動S<sub>1</sub>による応答を十分下回っており、地震時に耐震設計上重要な設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>【浜岡5号機】                      耐震設計上重要な設備について、地震観測記録と基準地震動S<sub>1</sub>による応答を比較し、原子炉建屋の一部の階において地震観測記録における最大加速度が基準地震動S<sub>1</sub>による最大応答加速度をわずかに上回っている以外は、地震観測記録における最大加速度が基準地震動S<sub>1</sub>による最大応答加速度を下回っていることを確認した。</p> <p>原子炉建屋の地震観測記録の床応答スペクトルは、一部の周期帯において基準地震動S<sub>1</sub>の床応答スペクトルを上回っているが、主な耐震設計上重要な機器及び配管系の固有周期では下回っており、地震時に弾性状態にあったことから、これらの機器及び配管系の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>5号機については、主要な設備は弾性状態にあり、健全性は確保されていることを確認していたが、一部の観測記録で基準地震動S<sub>1</sub>による応答加速度を超えたことから、地震観測記録を入力とした地震応答解析を行い、設備の健全性評価の結果は、全ての設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認した。</p> </td> </tr> <tr> <td>②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>【浜岡3～5号機】 無し</td> </tr> <tr> <td>②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>【浜岡3～5号機】 無し</td> </tr> <tr> <td>③-1外部電源への影響</td> <td> <p>【浜岡3～5号機】                      3、4号機：3ルート6回線すべてが健全                      5号機：2ルート4回線すべてが健全</p> </td> </tr> <tr> <td>③-2D/Gへの影響</td> <td>【浜岡3～5号機】 無し</td> </tr> <tr> <td>③-3補機冷却系への影響</td> <td>【浜岡3～5号機】 無し</td> </tr> <tr> <td>③-4電源融通の可能性</td> <td>【浜岡3～5号機】 可能</td> </tr> <tr> <td>③-5復旧操作へのアクセス性</td> <td> <p>【浜岡5号機】                      タービン建屋の東側屋外エリアの地盤沈下（15m×15m、10cm程度）を確認した。</p> </td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>【浜岡3、4号機】                      地震観測記録と基準地震動S<sub>1</sub>による応答を比較した結果、地震観測記録は基準地震動S<sub>1</sub>による応答を十分下回っており、地震時に耐震設計上重要な設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>【浜岡5号機】                      耐震設計上重要な設備について、地震観測記録と基準地震動S<sub>1</sub>による応答を比較し、原子炉建屋の一部の階において地震観測記録における最大加速度が基準地震動S<sub>1</sub>による最大応答加速度をわずかに上回っている以外は、地震観測記録における最大加速度が基準地震動S<sub>1</sub>による最大応答加速度を下回っていることを確認した。</p> <p>原子炉建屋の地震観測記録の床応答スペクトルは、一部の周期帯において基準地震動S<sub>1</sub>の床応答スペクトルを上回っているが、主な耐震設計上重要な機器及び配管系の固有周期では下回っており、地震時に弾性状態にあったことから、これらの機器及び配管系の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>5号機については、主要な設備は弾性状態にあり、健全性は確保されていることを確認していたが、一部の観測記録で基準地震動S<sub>1</sub>による応答加速度を超えたことから、地震観測記録を入力とした地震応答解析を行い、設備の健全性評価の結果は、全ての設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認した。</p>	②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【浜岡3～5号機】 無し	②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【浜岡3～5号機】 無し	③-1外部電源への影響	<p>【浜岡3～5号機】                      3、4号機：3ルート6回線すべてが健全                      5号機：2ルート4回線すべてが健全</p>	③-2D/Gへの影響	【浜岡3～5号機】 無し	③-3補機冷却系への影響	【浜岡3～5号機】 無し	③-4電源融通の可能性	【浜岡3～5号機】 可能	③-5復旧操作へのアクセス性	<p>【浜岡5号機】                      タービン建屋の東側屋外エリアの地盤沈下（15m×15m、10cm程度）を確認した。</p>	
確認項目	確認結果																																						
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>【浜岡3、4号機】                      地震観測記録と基準地震動S<sub>1</sub>による応答を比較した結果、地震観測記録は基準地震動S<sub>1</sub>による応答を十分下回っており、地震時に耐震設計上重要な設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>【浜岡5号機】                      耐震設計上重要な設備について、地震観測記録と基準地震動S<sub>1</sub>による応答を比較し、原子炉建屋の一部の階において地震観測記録における最大加速度が基準地震動S<sub>1</sub>による最大応答加速度をわずかに上回っている以外は、地震観測記録における最大加速度が基準地震動S<sub>1</sub>による最大応答加速度を下回っていることを確認した。</p> <p>原子炉建屋の地震観測記録の床応答スペクトルは、一部の周期帯において基準地震動S<sub>1</sub>の床応答スペクトルを上回っているが、主な耐震設計上重要な機器及び配管系の固有周期では下回っており、地震時に弾性状態にあったことから、これらの機器及び配管系の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>5号機については、主要な設備は弾性状態にあり、健全性は確保されていることを確認していたが、一部の観測記録で基準地震動S<sub>1</sub>による応答加速度を超えたことから、地震観測記録を入力とした地震応答解析を行い、設備の健全性評価の結果は、全ての設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認した。</p>																																						
②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【浜岡3～5号機】 無し																																						
②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【浜岡3～5号機】 無し																																						
③-1外部電源への影響	<p>【浜岡3～5号機】                      3、4号機：3ルート6回線すべてが健全                      5号機：2ルート4回線すべてが健全</p>																																						
③-2D/Gへの影響	【浜岡3～5号機】 無し																																						
③-3補機冷却系への影響	【浜岡3～5号機】 無し																																						
③-4電源融通の可能性	【浜岡3～5号機】 可能																																						
③-5復旧操作へのアクセス性	<p>【浜岡5号機】                      タービン建屋の東側屋外エリアの地盤沈下（15m×15m、10cm程度）を確認した。</p>																																						
確認項目	確認結果																																						
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>【浜岡3、4号機】                      地震観測記録と基準地震動S<sub>1</sub>による応答を比較した結果、地震観測記録は基準地震動S<sub>1</sub>による応答を十分下回っており、地震時に耐震設計上重要な設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>【浜岡5号機】                      耐震設計上重要な設備について、地震観測記録と基準地震動S<sub>1</sub>による応答を比較し、原子炉建屋の一部の階において地震観測記録における最大加速度が基準地震動S<sub>1</sub>による最大応答加速度をわずかに上回っている以外は、地震観測記録における最大加速度が基準地震動S<sub>1</sub>による最大応答加速度を下回っていることを確認した。</p> <p>原子炉建屋の地震観測記録の床応答スペクトルは、一部の周期帯において基準地震動S<sub>1</sub>の床応答スペクトルを上回っているが、主な耐震設計上重要な機器及び配管系の固有周期では下回っており、地震時に弾性状態にあったことから、これらの機器及び配管系の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>5号機については、主要な設備は弾性状態にあり、健全性は確保されていることを確認していたが、一部の観測記録で基準地震動S<sub>1</sub>による応答加速度を超えたことから、地震観測記録を入力とした地震応答解析を行い、設備の健全性評価の結果は、全ての設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認した。</p>																																						
②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【浜岡3～5号機】 無し																																						
②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【浜岡3～5号機】 無し																																						
③-1外部電源への影響	<p>【浜岡3～5号機】                      3、4号機：3ルート6回線すべてが健全                      5号機：2ルート4回線すべてが健全</p>																																						
③-2D/Gへの影響	【浜岡3～5号機】 無し																																						
③-3補機冷却系への影響	【浜岡3～5号機】 無し																																						
③-4電源融通の可能性	【浜岡3～5号機】 可能																																						
③-5復旧操作へのアクセス性	<p>【浜岡5号機】                      タービン建屋の東側屋外エリアの地盤沈下（15m×15m、10cm程度）を確認した。</p>																																						

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由								
	<table border="1" data-bbox="703 290 1285 630"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>■5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）：地震の振動でトリップ接点の接触による保護継電器の誤動作（リレーチャター発生）⇒より強い耐震性を有する保護継電器への取替を検討した結果、水平3G、上下1G程度の実力のある保護継電器に取替。</li> <li>■5号機制御棒駆動機構モータ制御ユニットの故障警報点灯：5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）との従属性。</li> <li>■原子炉建屋管理区域区分の変更、原子炉建屋5階（放射線管理区域内）燃料交換エリア換気放射線モニタ指示の一時的な上昇：地震の揺れによって、燃料集合体表面の放射性物質を含んだ鉄錆びなどが、プール水に遊離し、プール表面からの放射線線量率が上昇したものと推定。</li> <li>■主タービンスラスト軸受摩耗トリップ警報点灯及びタービン開放点検：各種接触痕、変形、ネジ損傷などが見られた。</li> </ul> </td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<ul style="list-style-type: none"> <li>■5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）：地震の振動でトリップ接点の接触による保護継電器の誤動作（リレーチャター発生）⇒より強い耐震性を有する保護継電器への取替を検討した結果、水平3G、上下1G程度の実力のある保護継電器に取替。</li> <li>■5号機制御棒駆動機構モータ制御ユニットの故障警報点灯：5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）との従属性。</li> <li>■原子炉建屋管理区域区分の変更、原子炉建屋5階（放射線管理区域内）燃料交換エリア換気放射線モニタ指示の一時的な上昇：地震の揺れによって、燃料集合体表面の放射性物質を含んだ鉄錆びなどが、プール水に遊離し、プール表面からの放射線線量率が上昇したものと推定。</li> <li>■主タービンスラスト軸受摩耗トリップ警報点灯及びタービン開放点検：各種接触痕、変形、ネジ損傷などが見られた。</li> </ul>	<table border="1" data-bbox="1312 290 1895 630"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>■5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）：地震の振動でトリップ接点の接触による保護継電器の誤動作（リレーチャター発生）⇒より強い耐震性を有する保護継電器への取替を検討した結果、水平3G、上下1G程度の実力のある保護継電器に取替。</li> <li>■5号機制御棒駆動機構モータ制御ユニットの故障警報点灯：5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）との従属性。</li> <li>■原子炉建屋管理区域区分の変更、原子炉建屋5階（放射線管理区域内）燃料交換エリア換気放射線モニタ指示の一時的な上昇：地震の揺れによって、燃料集合体表面の放射性物質を含んだ鉄錆びなどが、プール水に遊離し、プール表面からの放射線線量率が上昇したものと推定。</li> <li>■主タービンスラスト軸受摩耗トリップ警報点灯及びタービン開放点検：各種接触痕、変形、ネジ損傷などが見られた。</li> </ul> </td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<ul style="list-style-type: none"> <li>■5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）：地震の振動でトリップ接点の接触による保護継電器の誤動作（リレーチャター発生）⇒より強い耐震性を有する保護継電器への取替を検討した結果、水平3G、上下1G程度の実力のある保護継電器に取替。</li> <li>■5号機制御棒駆動機構モータ制御ユニットの故障警報点灯：5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）との従属性。</li> <li>■原子炉建屋管理区域区分の変更、原子炉建屋5階（放射線管理区域内）燃料交換エリア換気放射線モニタ指示の一時的な上昇：地震の揺れによって、燃料集合体表面の放射性物質を含んだ鉄錆びなどが、プール水に遊離し、プール表面からの放射線線量率が上昇したものと推定。</li> <li>■主タービンスラスト軸受摩耗トリップ警報点灯及びタービン開放点検：各種接触痕、変形、ネジ損傷などが見られた。</li> </ul>	
確認項目	確認結果										
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<ul style="list-style-type: none"> <li>■5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）：地震の振動でトリップ接点の接触による保護継電器の誤動作（リレーチャター発生）⇒より強い耐震性を有する保護継電器への取替を検討した結果、水平3G、上下1G程度の実力のある保護継電器に取替。</li> <li>■5号機制御棒駆動機構モータ制御ユニットの故障警報点灯：5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）との従属性。</li> <li>■原子炉建屋管理区域区分の変更、原子炉建屋5階（放射線管理区域内）燃料交換エリア換気放射線モニタ指示の一時的な上昇：地震の揺れによって、燃料集合体表面の放射性物質を含んだ鉄錆びなどが、プール水に遊離し、プール表面からの放射線線量率が上昇したものと推定。</li> <li>■主タービンスラスト軸受摩耗トリップ警報点灯及びタービン開放点検：各種接触痕、変形、ネジ損傷などが見られた。</li> </ul>										
確認項目	確認結果										
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<ul style="list-style-type: none"> <li>■5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）：地震の振動でトリップ接点の接触による保護継電器の誤動作（リレーチャター発生）⇒より強い耐震性を有する保護継電器への取替を検討した結果、水平3G、上下1G程度の実力のある保護継電器に取替。</li> <li>■5号機制御棒駆動機構モータ制御ユニットの故障警報点灯：5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）との従属性。</li> <li>■原子炉建屋管理区域区分の変更、原子炉建屋5階（放射線管理区域内）燃料交換エリア換気放射線モニタ指示の一時的な上昇：地震の揺れによって、燃料集合体表面の放射性物質を含んだ鉄錆びなどが、プール水に遊離し、プール表面からの放射線線量率が上昇したものと推定。</li> <li>■主タービンスラスト軸受摩耗トリップ警報点灯及びタービン開放点検：各種接触痕、変形、ネジ損傷などが見られた。</li> </ul>										

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																								
	<p>表5 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第一原子力発電所に対する影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>調査項目</th> <th colspan="6">調査結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</td> <td colspan="6">【福島第一1～6号機】</td> </tr> <tr> <td colspan="6">平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第一原子力発電所1～6号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動Ssから求めた基礎版上の最大応答加速度を比較した結果、2、3、5号機の東西方向の観測記録が、基準地震動Ssによる最大応答加速度を上回っていた。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表の通り。</td> </tr> <tr> <td></td> <td colspan="2">南北</td> <td colspan="2">東西</td> <td colspan="2">上下</td> </tr> <tr> <td>観測値</td> <td>観測</td> <td>設計</td> <td>観測</td> <td>設計</td> <td>観測</td> <td>設計</td> </tr> <tr> <td>1号機</td> <td>460※</td> <td>487</td> <td>447</td> <td>489</td> <td>258</td> <td>412</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>348※</td> <td>441</td> <td>550</td> <td>438</td> <td>302</td> <td>420</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>322※</td> <td>449</td> <td>507</td> <td>441</td> <td>231</td> <td>429</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>281※</td> <td>447</td> <td>319</td> <td>445</td> <td>200</td> <td>422</td> </tr> <tr> <td>5号機</td> <td>311※</td> <td>452</td> <td>548</td> <td>452</td> <td>258</td> <td>427</td> </tr> <tr> <td>6号機</td> <td>288※</td> <td>445</td> <td>444</td> <td>448</td> <td>244</td> <td>415</td> </tr> </tbody> </table> <p>※記録開始から130～150秒程度で記録は中断</p> <p>原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系（主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、炉心支持構造物及び制御棒（挿入性）等）に加え、1号機については非常用復水器系配管、原子炉再循環系配管等について、地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動を用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果、ほとんどの機器及び配管系において基準地震動Ssによる地震荷重の方が大きく、それらについては地震直後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。</p> <p>一部、地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても、適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果、基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きく評価された。加えて、現場確認が可能な5号機については、目視によって、可能な範囲で損傷の有無など、現場状況の確認を実施し、主要な弁、ポンプなどの機器及びその周辺の配管などに有意な損傷などは認められなかったことから、地震時及び地震直後においても安全機能を保持可能な状態にあったものと評価されている。</p>	調査項目	調査結果						①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	【福島第一1～6号機】						平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第一原子力発電所1～6号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動Ssから求めた基礎版上の最大応答加速度を比較した結果、2、3、5号機の東西方向の観測記録が、基準地震動Ssによる最大応答加速度を上回っていた。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表の通り。							南北		東西		上下		観測値	観測	設計	観測	設計	観測	設計	1号機	460※	487	447	489	258	412	2号機	348※	441	550	438	302	420	3号機	322※	449	507	441	231	429	4号機	281※	447	319	445	200	422	5号機	311※	452	548	452	258	427	6号機	288※	445	444	448	244	415	<p>第5表 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第一原子力発電所に対する影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th colspan="6">確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</td> <td colspan="6">【福島第一1～6号機】</td> </tr> <tr> <td colspan="6">平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第一原子力発電所1～6号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動Ssから求めた基礎版上の最大応答加速度を比較した結果、2、3、5号機の東西方向の観測記録が、基準地震動Ssによる最大応答加速度を上回っていた。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表の通り。</td> </tr> <tr> <td></td> <td colspan="2">南北</td> <td colspan="2">東西</td> <td colspan="2">上下</td> </tr> <tr> <td>観測値</td> <td>観測</td> <td>設計</td> <td>観測</td> <td>設計</td> <td>観測</td> <td>設計</td> </tr> <tr> <td>1号機</td> <td>460※</td> <td>487</td> <td>447</td> <td>489</td> <td>258</td> <td>412</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>348※</td> <td>441</td> <td>550</td> <td>438</td> <td>302</td> <td>420</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>322※</td> <td>449</td> <td>507</td> <td>441</td> <td>231</td> <td>429</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>281※</td> <td>447</td> <td>319</td> <td>445</td> <td>200</td> <td>422</td> </tr> <tr> <td>5号機</td> <td>311※</td> <td>452</td> <td>548</td> <td>452</td> <td>258</td> <td>427</td> </tr> <tr> <td>6号機</td> <td>288※</td> <td>445</td> <td>444</td> <td>448</td> <td>244</td> <td>415</td> </tr> </tbody> </table> <p>※記録開始から130～150秒程度で記録は中断</p> <p>原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系（主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、炉心支持構造物及び制御棒（挿入性）等）に加え、1号機については非常用復水器系配管、原子炉再循環系配管等について、地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動を用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果、ほとんどの機器及び配管系において基準地震動Ssによる地震荷重の方が大きく、それらについては地震直後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。</p> <p>一部、地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても、適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果、基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きく評価された。加えて、現場確認が可能な5号機については、目視によって、可能な範囲で損傷の有無など、現場状況の確認を実施し、主要な弁、ポンプなどの機器及びその周辺の配管などに有意な損傷などは認められなかったことから、地震時及び地震直後においても安全機能を保持可能な状態にあったものと評価されている。</p>	確認項目	確認結果						①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	【福島第一1～6号機】						平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第一原子力発電所1～6号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動Ssから求めた基礎版上の最大応答加速度を比較した結果、2、3、5号機の東西方向の観測記録が、基準地震動Ssによる最大応答加速度を上回っていた。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表の通り。							南北		東西		上下		観測値	観測	設計	観測	設計	観測	設計	1号機	460※	487	447	489	258	412	2号機	348※	441	550	438	302	420	3号機	322※	449	507	441	231	429	4号機	281※	447	319	445	200	422	5号機	311※	452	548	452	258	427	6号機	288※	445	444	448	244	415	<p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は表現を統一している</li> </ul> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p>
調査項目	調査結果																																																																																																																																																										
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	【福島第一1～6号機】																																																																																																																																																										
	平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第一原子力発電所1～6号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動Ssから求めた基礎版上の最大応答加速度を比較した結果、2、3、5号機の東西方向の観測記録が、基準地震動Ssによる最大応答加速度を上回っていた。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表の通り。																																																																																																																																																										
		南北		東西		上下																																																																																																																																																					
	観測値	観測	設計	観測	設計	観測	設計																																																																																																																																																				
	1号機	460※	487	447	489	258	412																																																																																																																																																				
	2号機	348※	441	550	438	302	420																																																																																																																																																				
	3号機	322※	449	507	441	231	429																																																																																																																																																				
	4号機	281※	447	319	445	200	422																																																																																																																																																				
	5号機	311※	452	548	452	258	427																																																																																																																																																				
	6号機	288※	445	444	448	244	415																																																																																																																																																				
確認項目	確認結果																																																																																																																																																										
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	【福島第一1～6号機】																																																																																																																																																										
	平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第一原子力発電所1～6号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動Ssから求めた基礎版上の最大応答加速度を比較した結果、2、3、5号機の東西方向の観測記録が、基準地震動Ssによる最大応答加速度を上回っていた。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表の通り。																																																																																																																																																										
		南北		東西		上下																																																																																																																																																					
	観測値	観測	設計	観測	設計	観測	設計																																																																																																																																																				
	1号機	460※	487	447	489	258	412																																																																																																																																																				
	2号機	348※	441	550	438	302	420																																																																																																																																																				
	3号機	322※	449	507	441	231	429																																																																																																																																																				
	4号機	281※	447	319	445	200	422																																																																																																																																																				
	5号機	311※	452	548	452	258	427																																																																																																																																																				
	6号機	288※	445	444	448	244	415																																																																																																																																																				

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="703 288 887 312">調査項目</th> <th data-bbox="887 288 1281 312">調査結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="703 312 887 363">②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</td> <td data-bbox="887 312 1281 363">【福島第一1～6号機】 無し（推定）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="703 363 887 432">②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</td> <td data-bbox="887 363 1281 432">【福島第一1～6号機】 不明（消火系配管に損傷が確認されているが、津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="703 432 887 501">③-1 外部電源への影響</td> <td data-bbox="887 432 1281 501">【福島第一1～6号機】 全6回線中、5回線機能喪失 ※1回線は、工事のため受電停止中</td> </tr> <tr> <td data-bbox="703 501 887 569">③-2 D/Gへの影響</td> <td data-bbox="887 501 1281 569">【福島第一1～6号機】 影響無し（津波によって喪失。ただし、一部空冷式D/Gについては、津波襲来後も機能維持）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="703 569 887 622">③-3 補機冷却系への影響</td> <td data-bbox="887 569 1281 622">【福島第一1～6号機】 影響無し（津波によって喪失）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="703 622 887 715">③-4 電源融通の可能性</td> <td data-bbox="887 622 1281 715">【福島第一1～6号機】 ・影響無し（津波によって喪失） ・5-6号機間については、仮設ケーブル敷設によって電源融通実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="703 715 887 767">③-5 復旧操作へのアクセス性</td> <td data-bbox="887 715 1281 767">・道路に割れ、段差など有り。 ・防災道路ではないが斜面崩落による道路閉鎖箇所有り。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="703 767 887 836">④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</td> <td data-bbox="887 767 1281 836">【福島第一1～6号機】 詳細確認不可</td> </tr> </tbody> </table>	調査項目	調査結果	②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【福島第一1～6号機】 無し（推定）	②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【福島第一1～6号機】 不明（消火系配管に損傷が確認されているが、津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）	③-1 外部電源への影響	【福島第一1～6号機】 全6回線中、5回線機能喪失 ※1回線は、工事のため受電停止中	③-2 D/Gへの影響	【福島第一1～6号機】 影響無し（津波によって喪失。ただし、一部空冷式D/Gについては、津波襲来後も機能維持）	③-3 補機冷却系への影響	【福島第一1～6号機】 影響無し（津波によって喪失）	③-4 電源融通の可能性	【福島第一1～6号機】 ・影響無し（津波によって喪失） ・5-6号機間については、仮設ケーブル敷設によって電源融通実施	③-5 復旧操作へのアクセス性	・道路に割れ、段差など有り。 ・防災道路ではないが斜面崩落による道路閉鎖箇所有り。	④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	【福島第一1～6号機】 詳細確認不可	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1310 288 1494 312">確認項目</th> <th data-bbox="1494 288 1895 312">確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1310 312 1494 363">②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</td> <td data-bbox="1494 312 1895 363">【福島第一1～6号機】 無し（推定）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1310 363 1494 432">②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</td> <td data-bbox="1494 363 1895 432">【福島第一1～6号機】 不明（消火系配管に損傷が確認されているが、津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1310 432 1494 501">③-1 外部電源への影響</td> <td data-bbox="1494 432 1895 501">【福島第一1～6号機】 全6回線中、5回線機能喪失 ※1回線は、工事のため受電停止中</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1310 501 1494 569">③-2 D/Gへの影響</td> <td data-bbox="1494 501 1895 569">【福島第一1～6号機】 影響無し（津波によって喪失。ただし、一部空冷式D/Gについては、津波襲来後も機能維持）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1310 569 1494 622">③-3 補機冷却系への影響</td> <td data-bbox="1494 569 1895 622">【福島第一1～6号機】 影響無し（津波によって喪失）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1310 622 1494 715">③-4 電源融通の可能性</td> <td data-bbox="1494 622 1895 715">【福島第一1～6号機】 ・影響無し（津波によって喪失） ・5-6号機間については、仮設ケーブル敷設によって電源融通実施</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1310 715 1494 767">③-5 復旧操作へのアクセス性</td> <td data-bbox="1494 715 1895 767">・道路に割れ、段差など有り。 ・防災道路ではないが斜面崩落による道路閉鎖箇所有り。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1310 767 1494 836">④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</td> <td data-bbox="1494 767 1895 836">【福島第一1～6号機】 詳細確認不可</td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【福島第一1～6号機】 無し（推定）	②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【福島第一1～6号機】 不明（消火系配管に損傷が確認されているが、津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）	③-1 外部電源への影響	【福島第一1～6号機】 全6回線中、5回線機能喪失 ※1回線は、工事のため受電停止中	③-2 D/Gへの影響	【福島第一1～6号機】 影響無し（津波によって喪失。ただし、一部空冷式D/Gについては、津波襲来後も機能維持）	③-3 補機冷却系への影響	【福島第一1～6号機】 影響無し（津波によって喪失）	③-4 電源融通の可能性	【福島第一1～6号機】 ・影響無し（津波によって喪失） ・5-6号機間については、仮設ケーブル敷設によって電源融通実施	③-5 復旧操作へのアクセス性	・道路に割れ、段差など有り。 ・防災道路ではないが斜面崩落による道路閉鎖箇所有り。	④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	【福島第一1～6号機】 詳細確認不可	
調査項目	調査結果																																						
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【福島第一1～6号機】 無し（推定）																																						
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【福島第一1～6号機】 不明（消火系配管に損傷が確認されているが、津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）																																						
③-1 外部電源への影響	【福島第一1～6号機】 全6回線中、5回線機能喪失 ※1回線は、工事のため受電停止中																																						
③-2 D/Gへの影響	【福島第一1～6号機】 影響無し（津波によって喪失。ただし、一部空冷式D/Gについては、津波襲来後も機能維持）																																						
③-3 補機冷却系への影響	【福島第一1～6号機】 影響無し（津波によって喪失）																																						
③-4 電源融通の可能性	【福島第一1～6号機】 ・影響無し（津波によって喪失） ・5-6号機間については、仮設ケーブル敷設によって電源融通実施																																						
③-5 復旧操作へのアクセス性	・道路に割れ、段差など有り。 ・防災道路ではないが斜面崩落による道路閉鎖箇所有り。																																						
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	【福島第一1～6号機】 詳細確認不可																																						
確認項目	確認結果																																						
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【福島第一1～6号機】 無し（推定）																																						
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【福島第一1～6号機】 不明（消火系配管に損傷が確認されているが、津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）																																						
③-1 外部電源への影響	【福島第一1～6号機】 全6回線中、5回線機能喪失 ※1回線は、工事のため受電停止中																																						
③-2 D/Gへの影響	【福島第一1～6号機】 影響無し（津波によって喪失。ただし、一部空冷式D/Gについては、津波襲来後も機能維持）																																						
③-3 補機冷却系への影響	【福島第一1～6号機】 影響無し（津波によって喪失）																																						
③-4 電源融通の可能性	【福島第一1～6号機】 ・影響無し（津波によって喪失） ・5-6号機間については、仮設ケーブル敷設によって電源融通実施																																						
③-5 復旧操作へのアクセス性	・道路に割れ、段差など有り。 ・防災道路ではないが斜面崩落による道路閉鎖箇所有り。																																						
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	【福島第一1～6号機】 詳細確認不可																																						

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																				
	<p>表6 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第二原子力発電所に対する影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>調査項目</th> <th>調査結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</td> <td> <p>【福島第二1～4号機】</p> <p>平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第二原子力発電所1～4号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動Ssから求めた原子炉建屋基礎版上の最大応答加速度は下表の通り。全号機、原子炉基礎版上（最地下階）で得られた最大加速度は、基準地震動Ssに対する最大応答加速度を下回っていることが確認されている。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>254</td> <td>434</td> <td>230※</td> <td>434</td> <td>305※</td> <td>512</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>243</td> <td>428</td> <td>196※</td> <td>429</td> <td>232※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>277※</td> <td>428</td> <td>216※</td> <td>430</td> <td>208※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>210※</td> <td>415</td> <td>205※</td> <td>415</td> <td>288※</td> <td>504</td> </tr> </tbody> </table> <p>※記録開始から130～150秒程度で記録は中断</p> <p>原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系（主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、炉心支持構造物及び制御棒（挿入性）など）について地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動Ssを用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果、一部の機器及び配管系を除き基準地震動Ssによる地震荷重の方が大きく、それらについては地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。一部、地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても、適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果、基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きいことが確認されており、地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。</p> </td> </tr> <tr> <td>②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>【福島第二1～4号機】 無し</td> </tr> <tr> <td>②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>【福島第二1～4号機】 影響なし（消火系配管に損傷が確認されているが、津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）</td> </tr> <tr> <td>③-1外部電源への影響</td> <td>【福島第二1～4号機】 4回線中、1回線機能停止 ※1回線は停止点検中。さらに1回線は、避雷器の損傷が確認され</td> </tr> </tbody> </table>	調査項目	調査結果	①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>【福島第二1～4号機】</p> <p>平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第二原子力発電所1～4号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動Ssから求めた原子炉建屋基礎版上の最大応答加速度は下表の通り。全号機、原子炉基礎版上（最地下階）で得られた最大加速度は、基準地震動Ssに対する最大応答加速度を下回っていることが確認されている。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>254</td> <td>434</td> <td>230※</td> <td>434</td> <td>305※</td> <td>512</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>243</td> <td>428</td> <td>196※</td> <td>429</td> <td>232※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>277※</td> <td>428</td> <td>216※</td> <td>430</td> <td>208※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>210※</td> <td>415</td> <td>205※</td> <td>415</td> <td>288※</td> <td>504</td> </tr> </tbody> </table> <p>※記録開始から130～150秒程度で記録は中断</p> <p>原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系（主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、炉心支持構造物及び制御棒（挿入性）など）について地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動Ssを用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果、一部の機器及び配管系を除き基準地震動Ssによる地震荷重の方が大きく、それらについては地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。一部、地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても、適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果、基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きいことが確認されており、地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。</p>	観測値	南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計	1号機	254	434	230※	434	305※	512	2号機	243	428	196※	429	232※	504	3号機	277※	428	216※	430	208※	504	4号機	210※	415	205※	415	288※	504	②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【福島第二1～4号機】 無し	②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【福島第二1～4号機】 影響なし（消火系配管に損傷が確認されているが、津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）	③-1外部電源への影響	【福島第二1～4号機】 4回線中、1回線機能停止 ※1回線は停止点検中。さらに1回線は、避雷器の損傷が確認され	<p>第6表 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第二原子力発電所に対する影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</td> <td> <p>【福島第二1～4号機】</p> <p>平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第二原子力発電所1～4号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動Ssから求めた原子炉建屋基礎版上の最大応答加速度は下表の通り。全号機、原子炉基礎版上（最地下階）で得られた最大加速度は、基準地震動Ssに対する最大応答加速度を下回っていることが確認されている。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>254</td> <td>434</td> <td>230※</td> <td>434</td> <td>305※</td> <td>512</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>243</td> <td>428</td> <td>196※</td> <td>429</td> <td>232※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>277※</td> <td>428</td> <td>216※</td> <td>430</td> <td>208※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>210※</td> <td>415</td> <td>205※</td> <td>415</td> <td>288※</td> <td>504</td> </tr> </tbody> </table> <p>※記録開始から130～150秒程度で記録は中断</p> <p>原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系（主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、炉心支持構造物及び制御棒（挿入性）など）について地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動Ssを用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果、一部の機器及び配管系を除き基準地震動Ssによる地震荷重の方が大きく、それらについては地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。一部、地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても、適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果、基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きいことが確認されており、地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。</p> </td> </tr> <tr> <td>②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>【福島第二1～4号機】 無し</td> </tr> <tr> <td>②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>【福島第二1～4号機】 影響なし（消火系配管に損傷が確認されているが、津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）</td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>【福島第二1～4号機】</p> <p>平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第二原子力発電所1～4号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動Ssから求めた原子炉建屋基礎版上の最大応答加速度は下表の通り。全号機、原子炉基礎版上（最地下階）で得られた最大加速度は、基準地震動Ssに対する最大応答加速度を下回っていることが確認されている。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>254</td> <td>434</td> <td>230※</td> <td>434</td> <td>305※</td> <td>512</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>243</td> <td>428</td> <td>196※</td> <td>429</td> <td>232※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>277※</td> <td>428</td> <td>216※</td> <td>430</td> <td>208※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>210※</td> <td>415</td> <td>205※</td> <td>415</td> <td>288※</td> <td>504</td> </tr> </tbody> </table> <p>※記録開始から130～150秒程度で記録は中断</p> <p>原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系（主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、炉心支持構造物及び制御棒（挿入性）など）について地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動Ssを用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果、一部の機器及び配管系を除き基準地震動Ssによる地震荷重の方が大きく、それらについては地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。一部、地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても、適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果、基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きいことが確認されており、地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。</p>	観測値	南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計	1号機	254	434	230※	434	305※	512	2号機	243	428	196※	429	232※	504	3号機	277※	428	216※	430	208※	504	4号機	210※	415	205※	415	288※	504	②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【福島第二1～4号機】 無し	②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【福島第二1～4号機】 影響なし（消火系配管に損傷が確認されているが、津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）	<p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・表の改ページ位置が異なる</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p>
調査項目	調査結果																																																																																																						
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>【福島第二1～4号機】</p> <p>平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第二原子力発電所1～4号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動Ssから求めた原子炉建屋基礎版上の最大応答加速度は下表の通り。全号機、原子炉基礎版上（最地下階）で得られた最大加速度は、基準地震動Ssに対する最大応答加速度を下回っていることが確認されている。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>254</td> <td>434</td> <td>230※</td> <td>434</td> <td>305※</td> <td>512</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>243</td> <td>428</td> <td>196※</td> <td>429</td> <td>232※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>277※</td> <td>428</td> <td>216※</td> <td>430</td> <td>208※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>210※</td> <td>415</td> <td>205※</td> <td>415</td> <td>288※</td> <td>504</td> </tr> </tbody> </table> <p>※記録開始から130～150秒程度で記録は中断</p> <p>原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系（主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、炉心支持構造物及び制御棒（挿入性）など）について地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動Ssを用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果、一部の機器及び配管系を除き基準地震動Ssによる地震荷重の方が大きく、それらについては地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。一部、地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても、適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果、基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きいことが確認されており、地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。</p>	観測値	南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計	1号機	254	434	230※	434	305※	512	2号機	243	428	196※	429	232※	504	3号機	277※	428	216※	430	208※	504	4号機	210※	415	205※	415	288※	504																																																													
観測値	南北		東西		上下																																																																																																		
	観測	設計	観測	設計	観測	設計																																																																																																	
1号機	254	434	230※	434	305※	512																																																																																																	
2号機	243	428	196※	429	232※	504																																																																																																	
3号機	277※	428	216※	430	208※	504																																																																																																	
4号機	210※	415	205※	415	288※	504																																																																																																	
②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【福島第二1～4号機】 無し																																																																																																						
②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【福島第二1～4号機】 影響なし（消火系配管に損傷が確認されているが、津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）																																																																																																						
③-1外部電源への影響	【福島第二1～4号機】 4回線中、1回線機能停止 ※1回線は停止点検中。さらに1回線は、避雷器の損傷が確認され																																																																																																						
確認項目	確認結果																																																																																																						
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>【福島第二1～4号機】</p> <p>平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第二原子力発電所1～4号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動Ssから求めた原子炉建屋基礎版上の最大応答加速度は下表の通り。全号機、原子炉基礎版上（最地下階）で得られた最大加速度は、基準地震動Ssに対する最大応答加速度を下回っていることが確認されている。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>254</td> <td>434</td> <td>230※</td> <td>434</td> <td>305※</td> <td>512</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>243</td> <td>428</td> <td>196※</td> <td>429</td> <td>232※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>277※</td> <td>428</td> <td>216※</td> <td>430</td> <td>208※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>210※</td> <td>415</td> <td>205※</td> <td>415</td> <td>288※</td> <td>504</td> </tr> </tbody> </table> <p>※記録開始から130～150秒程度で記録は中断</p> <p>原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系（主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、炉心支持構造物及び制御棒（挿入性）など）について地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動Ssを用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果、一部の機器及び配管系を除き基準地震動Ssによる地震荷重の方が大きく、それらについては地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。一部、地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても、適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果、基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きいことが確認されており、地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。</p>	観測値	南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計	1号機	254	434	230※	434	305※	512	2号機	243	428	196※	429	232※	504	3号機	277※	428	216※	430	208※	504	4号機	210※	415	205※	415	288※	504																																																													
観測値	南北		東西		上下																																																																																																		
	観測	設計	観測	設計	観測	設計																																																																																																	
1号機	254	434	230※	434	305※	512																																																																																																	
2号機	243	428	196※	429	232※	504																																																																																																	
3号機	277※	428	216※	430	208※	504																																																																																																	
4号機	210※	415	205※	415	288※	504																																																																																																	
②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【福島第二1～4号機】 無し																																																																																																						
②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【福島第二1～4号機】 影響なし（消火系配管に損傷が確認されているが、津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）																																																																																																						



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																				
	<table border="1" data-bbox="703 359 1283 699"> <thead> <tr> <th>調査項目</th> <th>調査結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>たため、被害拡大防止を目的として受電停止の上、復旧作業を実施。</td> </tr> <tr> <td>②-2 D/Gへの影響</td> <td>【福島第二1～4号機】 影響無し（3号機を除き、津波によって機能喪失）</td> </tr> <tr> <td>③-3 補機冷却系への影響</td> <td>【福島第二1～4号機】 影響無し（3号機を除き、津波によって機能喪失）</td> </tr> <tr> <td>③-4 電源融通の可能性</td> <td>【福島第二1～4号機】 影響無し（津波によって喪失）</td> </tr> <tr> <td>③-5 復旧操作へのアクセス性</td> <td>・道路に割れ、段差など生じるも影響無し。</td> </tr> <tr> <td>④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</td> <td>【福島第二1～4号機】 特に影響無し</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="734 821 1254 837">表7 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による東通原子力発電所に対する影響</p> <table border="1" data-bbox="703 842 1283 1284"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</td> <td>発電所において観測した地震加速度は17ガルであり、設備への影響はなかった。</td> </tr> <tr> <td>②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>無し</td> </tr> <tr> <td>②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>無し</td> </tr> <tr> <td>③-1 外部電源への影響</td> <td>むつ幹線（2回線）、東北白糠線の停止に伴い、外部電源が喪失した。同日23時59分に東北白糠線が復旧した。</td> </tr> <tr> <td>③-2 D/Gへの影響</td> <td>外部電源喪失に伴い、非常用ディーゼル発電機が自動起動した。</td> </tr> <tr> <td>③-3 補機冷却系への影響</td> <td>無し</td> </tr> <tr> <td>③-4 電源融通の可能性</td> <td>可能</td> </tr> <tr> <td>③-5 復旧操作へのアクセス性</td> <td>無し</td> </tr> <tr> <td>④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</td> <td>■8台あるモニタリングポストのうち4台がバッテリー切れによって停止した。</td> </tr> </tbody> </table>	調査項目	調査結果		たため、被害拡大防止を目的として受電停止の上、復旧作業を実施。	②-2 D/Gへの影響	【福島第二1～4号機】 影響無し（3号機を除き、津波によって機能喪失）	③-3 補機冷却系への影響	【福島第二1～4号機】 影響無し（3号機を除き、津波によって機能喪失）	③-4 電源融通の可能性	【福島第二1～4号機】 影響無し（津波によって喪失）	③-5 復旧操作へのアクセス性	・道路に割れ、段差など生じるも影響無し。	④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	【福島第二1～4号機】 特に影響無し	確認項目	確認結果	①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	発電所において観測した地震加速度は17ガルであり、設備への影響はなかった。	②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	無し	②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	無し	③-1 外部電源への影響	むつ幹線（2回線）、東北白糠線の停止に伴い、外部電源が喪失した。同日23時59分に東北白糠線が復旧した。	③-2 D/Gへの影響	外部電源喪失に伴い、非常用ディーゼル発電機が自動起動した。	③-3 補機冷却系への影響	無し	③-4 電源融通の可能性	可能	③-5 復旧操作へのアクセス性	無し	④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	■8台あるモニタリングポストのうち4台がバッテリー切れによって停止した。	<table border="1" data-bbox="1310 287 1895 699"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>③-1 外部電源への影響</td> <td>【福島第二1～4号機】 4回線中、1回線機能停止 ※1回線は停止点検中。さらに1回線は、遮断器の相違が確認されたため、被害拡大防止を目的として受電停止の上、復旧作業を実施。</td> </tr> <tr> <td>③-2 D/Gへの影響</td> <td>【福島第二1～4号機】 影響無し（3号機を除き、津波によって機能喪失）</td> </tr> <tr> <td>③-3 補機冷却系への影響</td> <td>【福島第二1～4号機】 影響無し（3号機を除き、津波によって機能喪失）</td> </tr> <tr> <td>③-4 電源融通の可能性</td> <td>【福島第二1～4号機】 影響無し（津波によって喪失）</td> </tr> <tr> <td>③-5 復旧操作へのアクセス性</td> <td>・道路に割れ、段差など生じるも影響無し。</td> </tr> <tr> <td>④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</td> <td>【福島第二1～4号機】 特に影響無し</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1341 798 1861 837">第7表 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による東通原子力発電所に対する影響</p> <table border="1" data-bbox="1310 842 1895 1284"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</td> <td>発電所において観測した地震加速度は17ガルであり、設備への影響はなかった。</td> </tr> <tr> <td>②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>無し</td> </tr> <tr> <td>②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>無し</td> </tr> <tr> <td>③-1 外部電源への影響</td> <td>むつ幹線（2回線）、東北白糠線の停止に伴い、外部電源が喪失した。同日23時59分に東北白糠線が復旧した。</td> </tr> <tr> <td>③-2 D/Gへの影響</td> <td>外部電源喪失に伴い、非常用ディーゼル発電機が自動起動した。</td> </tr> <tr> <td>③-3 補機冷却系への影響</td> <td>無し</td> </tr> <tr> <td>③-4 電源融通の可能性</td> <td>可能</td> </tr> <tr> <td>③-5 復旧操作へのアクセス性</td> <td>無し</td> </tr> <tr> <td>④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</td> <td>■8台あるモニタリングポストのうち4台がバッテリー切れによって停止した。</td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	③-1 外部電源への影響	【福島第二1～4号機】 4回線中、1回線機能停止 ※1回線は停止点検中。さらに1回線は、遮断器の相違が確認されたため、被害拡大防止を目的として受電停止の上、復旧作業を実施。	③-2 D/Gへの影響	【福島第二1～4号機】 影響無し（3号機を除き、津波によって機能喪失）	③-3 補機冷却系への影響	【福島第二1～4号機】 影響無し（3号機を除き、津波によって機能喪失）	③-4 電源融通の可能性	【福島第二1～4号機】 影響無し（津波によって喪失）	③-5 復旧操作へのアクセス性	・道路に割れ、段差など生じるも影響無し。	④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	【福島第二1～4号機】 特に影響無し	確認項目	確認結果	①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	発電所において観測した地震加速度は17ガルであり、設備への影響はなかった。	②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	無し	②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	無し	③-1 外部電源への影響	むつ幹線（2回線）、東北白糠線の停止に伴い、外部電源が喪失した。同日23時59分に東北白糠線が復旧した。	③-2 D/Gへの影響	外部電源喪失に伴い、非常用ディーゼル発電機が自動起動した。	③-3 補機冷却系への影響	無し	③-4 電源融通の可能性	可能	③-5 復旧操作へのアクセス性	無し	④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	■8台あるモニタリングポストのうち4台がバッテリー切れによって停止した。	
調査項目	調査結果																																																																						
	たため、被害拡大防止を目的として受電停止の上、復旧作業を実施。																																																																						
②-2 D/Gへの影響	【福島第二1～4号機】 影響無し（3号機を除き、津波によって機能喪失）																																																																						
③-3 補機冷却系への影響	【福島第二1～4号機】 影響無し（3号機を除き、津波によって機能喪失）																																																																						
③-4 電源融通の可能性	【福島第二1～4号機】 影響無し（津波によって喪失）																																																																						
③-5 復旧操作へのアクセス性	・道路に割れ、段差など生じるも影響無し。																																																																						
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	【福島第二1～4号機】 特に影響無し																																																																						
確認項目	確認結果																																																																						
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	発電所において観測した地震加速度は17ガルであり、設備への影響はなかった。																																																																						
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	無し																																																																						
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	無し																																																																						
③-1 外部電源への影響	むつ幹線（2回線）、東北白糠線の停止に伴い、外部電源が喪失した。同日23時59分に東北白糠線が復旧した。																																																																						
③-2 D/Gへの影響	外部電源喪失に伴い、非常用ディーゼル発電機が自動起動した。																																																																						
③-3 補機冷却系への影響	無し																																																																						
③-4 電源融通の可能性	可能																																																																						
③-5 復旧操作へのアクセス性	無し																																																																						
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	■8台あるモニタリングポストのうち4台がバッテリー切れによって停止した。																																																																						
確認項目	確認結果																																																																						
③-1 外部電源への影響	【福島第二1～4号機】 4回線中、1回線機能停止 ※1回線は停止点検中。さらに1回線は、遮断器の相違が確認されたため、被害拡大防止を目的として受電停止の上、復旧作業を実施。																																																																						
③-2 D/Gへの影響	【福島第二1～4号機】 影響無し（3号機を除き、津波によって機能喪失）																																																																						
③-3 補機冷却系への影響	【福島第二1～4号機】 影響無し（3号機を除き、津波によって機能喪失）																																																																						
③-4 電源融通の可能性	【福島第二1～4号機】 影響無し（津波によって喪失）																																																																						
③-5 復旧操作へのアクセス性	・道路に割れ、段差など生じるも影響無し。																																																																						
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	【福島第二1～4号機】 特に影響無し																																																																						
確認項目	確認結果																																																																						
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	発電所において観測した地震加速度は17ガルであり、設備への影響はなかった。																																																																						
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	無し																																																																						
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	無し																																																																						
③-1 外部電源への影響	むつ幹線（2回線）、東北白糠線の停止に伴い、外部電源が喪失した。同日23時59分に東北白糠線が復旧した。																																																																						
③-2 D/Gへの影響	外部電源喪失に伴い、非常用ディーゼル発電機が自動起動した。																																																																						
③-3 補機冷却系への影響	無し																																																																						
③-4 電源融通の可能性	可能																																																																						
③-5 復旧操作へのアクセス性	無し																																																																						
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	■8台あるモニタリングポストのうち4台がバッテリー切れによって停止した。																																																																						

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																										
	<p>表8 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による女川原子力発電所に対する影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</td> <td>女川原子力発電所は、1号機及び3号機が定格熱出力一定運転中、また、2号機が原子炉起動中のところ、3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震によって全号機において原子炉が自動停止した。観測された地震加速度は567.5ガル（保安確認用地震計：1号機原子炉建屋地下2階）であり、全号機とも、原子炉保護系が設計どおり作動したことによって自動停止した。 最大応答加速度について基準地震動と観測記録の関係は次の通り。</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋の最大加速度値</td> <td> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">観測位置</th> <th colspan="3">観測記録</th> <th colspan="3">基準地震動S<sub>a</sub>に対する最大応答加速度値（ガル）</th> </tr> <tr> <th colspan="3">最大加速度値（ガル）</th> <th colspan="3"></th> </tr> <tr> <th>NS方向</th> <th>EW方向</th> <th>UD方向</th> <th>NS方向</th> <th>EW方向</th> <th>UD方向</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">1号機</td> <td>屋上</td> <td>2000<sup>※1</sup></td> <td>1636</td> <td>1388</td> <td>2202</td> <td>2200</td> <td>1388</td> </tr> <tr> <td>燃料取扱棟（3階）</td> <td>1303</td> <td>998</td> <td>1183</td> <td>1281</td> <td>1443</td> <td>1061</td> </tr> <tr> <td>1階</td> <td>573</td> <td>574</td> <td>510</td> <td>660</td> <td>717</td> <td>527</td> </tr> <tr> <td>基礎係上</td> <td>540</td> <td>587</td> <td>439</td> <td>532</td> <td>529</td> <td>451</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">2号機</td> <td>屋上</td> <td>1755</td> <td>1617</td> <td>1093</td> <td>3023</td> <td>2634</td> <td>1091</td> </tr> <tr> <td>燃料取扱棟（3階）</td> <td>1270</td> <td>830</td> <td>743</td> <td>1220</td> <td>1110</td> <td>968</td> </tr> <tr> <td>1階</td> <td>605</td> <td>569</td> <td>330</td> <td>724</td> <td>658</td> <td>768</td> </tr> <tr> <td>基礎係上</td> <td>607</td> <td>461</td> <td>389</td> <td>594</td> <td>572</td> <td>490</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">3号機</td> <td>屋上</td> <td>1868</td> <td>1578</td> <td>1004</td> <td>2258</td> <td>2342</td> <td>1064</td> </tr> <tr> <td>燃料取扱棟（3階）</td> <td>956</td> <td>917</td> <td>888</td> <td>1201</td> <td>1200</td> <td>938</td> </tr> <tr> <td>1階</td> <td>657</td> <td>692</td> <td>547</td> <td>792</td> <td>872</td> <td>777</td> </tr> <tr> <td>基礎係上</td> <td>573</td> <td>458</td> <td>321</td> <td>512</td> <td>497</td> <td>476</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 当該地震計の最大設定値（2000ガル）を上回っているため参考値                  ※2 網羅は基準地震動S<sub>a</sub>に対する最大応答加速度値を超えていることを示す</p> </td> </tr> <tr> <td>②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>【女川1号】 ●タービン建屋地下1階高圧電源盤火災 タービン建屋地下1階において高圧電源盤6-1Aからの発煙が発生した。また、高圧電源盤6-1Aの火災の影響によって、S/P水冷却のために手動起動したRBRポンプ（A）及び（C）号機が自動停止した。</td> <td>②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>【女川1号】 ●タービン建屋地下1階高圧電源盤火災 タービン建屋地下1階において高圧電源盤 6-1A からの発煙が発生した。また、高圧電源盤 6-1Aの火災の影響によって、S/P水冷却のために手動起動した RBR ポンプ（A）及び（C）号機が自動停止した。</td> </tr> <tr> <td>②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>無し</td> <td>②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>無し</td> </tr> <tr> <td>③-1 外部電源への影響</td> <td>5回線中4回線が機能喪失 女川原子力発電所には、外部電源として5回線（社虎幹線1、2号線（275kV系）、松島幹線1、2号線（275kV系）、塚浜支線（66kV系））が接続されている。地震直後は、当社管内の送電事故に伴う</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	女川原子力発電所は、1号機及び3号機が定格熱出力一定運転中、また、2号機が原子炉起動中のところ、3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震によって全号機において原子炉が自動停止した。観測された地震加速度は567.5ガル（保安確認用地震計：1号機原子炉建屋地下2階）であり、全号機とも、原子炉保護系が設計どおり作動したことによって自動停止した。 最大応答加速度について基準地震動と観測記録の関係は次の通り。	原子炉建屋の最大加速度値	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">観測位置</th> <th colspan="3">観測記録</th> <th colspan="3">基準地震動S<sub>a</sub>に対する最大応答加速度値（ガル）</th> </tr> <tr> <th colspan="3">最大加速度値（ガル）</th> <th colspan="3"></th> </tr> <tr> <th>NS方向</th> <th>EW方向</th> <th>UD方向</th> <th>NS方向</th> <th>EW方向</th> <th>UD方向</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">1号機</td> <td>屋上</td> <td>2000<sup>※1</sup></td> <td>1636</td> <td>1388</td> <td>2202</td> <td>2200</td> <td>1388</td> </tr> <tr> <td>燃料取扱棟（3階）</td> <td>1303</td> <td>998</td> <td>1183</td> <td>1281</td> <td>1443</td> <td>1061</td> </tr> <tr> <td>1階</td> <td>573</td> <td>574</td> <td>510</td> <td>660</td> <td>717</td> <td>527</td> </tr> <tr> <td>基礎係上</td> <td>540</td> <td>587</td> <td>439</td> <td>532</td> <td>529</td> <td>451</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">2号機</td> <td>屋上</td> <td>1755</td> <td>1617</td> <td>1093</td> <td>3023</td> <td>2634</td> <td>1091</td> </tr> <tr> <td>燃料取扱棟（3階）</td> <td>1270</td> <td>830</td> <td>743</td> <td>1220</td> <td>1110</td> <td>968</td> </tr> <tr> <td>1階</td> <td>605</td> <td>569</td> <td>330</td> <td>724</td> <td>658</td> <td>768</td> </tr> <tr> <td>基礎係上</td> <td>607</td> <td>461</td> <td>389</td> <td>594</td> <td>572</td> <td>490</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">3号機</td> <td>屋上</td> <td>1868</td> <td>1578</td> <td>1004</td> <td>2258</td> <td>2342</td> <td>1064</td> </tr> <tr> <td>燃料取扱棟（3階）</td> <td>956</td> <td>917</td> <td>888</td> <td>1201</td> <td>1200</td> <td>938</td> </tr> <tr> <td>1階</td> <td>657</td> <td>692</td> <td>547</td> <td>792</td> <td>872</td> <td>777</td> </tr> <tr> <td>基礎係上</td> <td>573</td> <td>458</td> <td>321</td> <td>512</td> <td>497</td> <td>476</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 当該地震計の最大設定値（2000ガル）を上回っているため参考値                  ※2 網羅は基準地震動S<sub>a</sub>に対する最大応答加速度値を超えていることを示す</p>	観測位置	観測記録			基準地震動S <sub>a</sub> に対する最大応答加速度値（ガル）			最大加速度値（ガル）						NS方向	EW方向	UD方向	NS方向	EW方向	UD方向	1号機	屋上	2000 <sup>※1</sup>	1636	1388	2202	2200	1388	燃料取扱棟（3階）	1303	998	1183	1281	1443	1061	1階	573	574	510	660	717	527	基礎係上	540	587	439	532	529	451	2号機	屋上	1755	1617	1093	3023	2634	1091	燃料取扱棟（3階）	1270	830	743	1220	1110	968	1階	605	569	330	724	658	768	基礎係上	607	461	389	594	572	490	3号機	屋上	1868	1578	1004	2258	2342	1064	燃料取扱棟（3階）	956	917	888	1201	1200	938	1階	657	692	547	792	872	777	基礎係上	573	458	321	512	497	476	②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【女川1号】 ●タービン建屋地下1階高圧電源盤火災 タービン建屋地下1階において高圧電源盤6-1Aからの発煙が発生した。また、高圧電源盤6-1Aの火災の影響によって、S/P水冷却のために手動起動したRBRポンプ（A）及び（C）号機が自動停止した。	②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【女川1号】 ●タービン建屋地下1階高圧電源盤火災 タービン建屋地下1階において高圧電源盤 6-1A からの発煙が発生した。また、高圧電源盤 6-1Aの火災の影響によって、S/P水冷却のために手動起動した RBR ポンプ（A）及び（C）号機が自動停止した。	②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	無し	②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	無し	③-1 外部電源への影響	5回線中4回線が機能喪失 女川原子力発電所には、外部電源として5回線（社虎幹線1、2号線（275kV系）、松島幹線1、2号線（275kV系）、塚浜支線（66kV系））が接続されている。地震直後は、当社管内の送電事故に伴う		
確認項目	確認結果																																																																																																																												
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	女川原子力発電所は、1号機及び3号機が定格熱出力一定運転中、また、2号機が原子炉起動中のところ、3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震によって全号機において原子炉が自動停止した。観測された地震加速度は567.5ガル（保安確認用地震計：1号機原子炉建屋地下2階）であり、全号機とも、原子炉保護系が設計どおり作動したことによって自動停止した。 最大応答加速度について基準地震動と観測記録の関係は次の通り。																																																																																																																												
原子炉建屋の最大加速度値	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">観測位置</th> <th colspan="3">観測記録</th> <th colspan="3">基準地震動S<sub>a</sub>に対する最大応答加速度値（ガル）</th> </tr> <tr> <th colspan="3">最大加速度値（ガル）</th> <th colspan="3"></th> </tr> <tr> <th>NS方向</th> <th>EW方向</th> <th>UD方向</th> <th>NS方向</th> <th>EW方向</th> <th>UD方向</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">1号機</td> <td>屋上</td> <td>2000<sup>※1</sup></td> <td>1636</td> <td>1388</td> <td>2202</td> <td>2200</td> <td>1388</td> </tr> <tr> <td>燃料取扱棟（3階）</td> <td>1303</td> <td>998</td> <td>1183</td> <td>1281</td> <td>1443</td> <td>1061</td> </tr> <tr> <td>1階</td> <td>573</td> <td>574</td> <td>510</td> <td>660</td> <td>717</td> <td>527</td> </tr> <tr> <td>基礎係上</td> <td>540</td> <td>587</td> <td>439</td> <td>532</td> <td>529</td> <td>451</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">2号機</td> <td>屋上</td> <td>1755</td> <td>1617</td> <td>1093</td> <td>3023</td> <td>2634</td> <td>1091</td> </tr> <tr> <td>燃料取扱棟（3階）</td> <td>1270</td> <td>830</td> <td>743</td> <td>1220</td> <td>1110</td> <td>968</td> </tr> <tr> <td>1階</td> <td>605</td> <td>569</td> <td>330</td> <td>724</td> <td>658</td> <td>768</td> </tr> <tr> <td>基礎係上</td> <td>607</td> <td>461</td> <td>389</td> <td>594</td> <td>572</td> <td>490</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">3号機</td> <td>屋上</td> <td>1868</td> <td>1578</td> <td>1004</td> <td>2258</td> <td>2342</td> <td>1064</td> </tr> <tr> <td>燃料取扱棟（3階）</td> <td>956</td> <td>917</td> <td>888</td> <td>1201</td> <td>1200</td> <td>938</td> </tr> <tr> <td>1階</td> <td>657</td> <td>692</td> <td>547</td> <td>792</td> <td>872</td> <td>777</td> </tr> <tr> <td>基礎係上</td> <td>573</td> <td>458</td> <td>321</td> <td>512</td> <td>497</td> <td>476</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 当該地震計の最大設定値（2000ガル）を上回っているため参考値                  ※2 網羅は基準地震動S<sub>a</sub>に対する最大応答加速度値を超えていることを示す</p>	観測位置	観測記録			基準地震動S <sub>a</sub> に対する最大応答加速度値（ガル）			最大加速度値（ガル）						NS方向	EW方向	UD方向	NS方向	EW方向	UD方向	1号機	屋上	2000 <sup>※1</sup>	1636	1388	2202		2200	1388	燃料取扱棟（3階）	1303	998	1183	1281	1443	1061	1階	573	574	510	660	717	527	基礎係上	540	587	439	532	529	451	2号機	屋上	1755	1617	1093		3023	2634	1091	燃料取扱棟（3階）	1270	830	743	1220	1110	968	1階	605	569	330	724	658	768	基礎係上	607	461	389	594	572	490	3号機	屋上	1868	1578		1004	2258	2342	1064	燃料取扱棟（3階）	956	917	888	1201	1200	938	1階	657	692	547	792	872	777	基礎係上	573	458	321	512	497	476															
観測位置	観測記録			基準地震動S <sub>a</sub> に対する最大応答加速度値（ガル）																																																																																																																									
	最大加速度値（ガル）																																																																																																																												
	NS方向	EW方向	UD方向	NS方向	EW方向	UD方向																																																																																																																							
1号機	屋上	2000 <sup>※1</sup>	1636	1388	2202	2200	1388																																																																																																																						
	燃料取扱棟（3階）	1303	998	1183	1281	1443	1061																																																																																																																						
	1階	573	574	510	660	717	527																																																																																																																						
	基礎係上	540	587	439	532	529	451																																																																																																																						
2号機	屋上	1755	1617	1093	3023	2634	1091																																																																																																																						
	燃料取扱棟（3階）	1270	830	743	1220	1110	968																																																																																																																						
	1階	605	569	330	724	658	768																																																																																																																						
	基礎係上	607	461	389	594	572	490																																																																																																																						
3号機	屋上	1868	1578	1004	2258	2342	1064																																																																																																																						
	燃料取扱棟（3階）	956	917	888	1201	1200	938																																																																																																																						
	1階	657	692	547	792	872	777																																																																																																																						
	基礎係上	573	458	321	512	497	476																																																																																																																						
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【女川1号】 ●タービン建屋地下1階高圧電源盤火災 タービン建屋地下1階において高圧電源盤6-1Aからの発煙が発生した。また、高圧電源盤6-1Aの火災の影響によって、S/P水冷却のために手動起動したRBRポンプ（A）及び（C）号機が自動停止した。	②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【女川1号】 ●タービン建屋地下1階高圧電源盤火災 タービン建屋地下1階において高圧電源盤 6-1A からの発煙が発生した。また、高圧電源盤 6-1Aの火災の影響によって、S/P水冷却のために手動起動した RBR ポンプ（A）及び（C）号機が自動停止した。																																																																																																																										
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	無し	②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	無し																																																																																																																										
③-1 外部電源への影響	5回線中4回線が機能喪失 女川原子力発電所には、外部電源として5回線（社虎幹線1、2号線（275kV系）、松島幹線1、2号線（275kV系）、塚浜支線（66kV系））が接続されている。地震直後は、当社管内の送電事故に伴う																																																																																																																												

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																										
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="703 413 887 432">確認項目</th> <th data-bbox="887 413 1279 432">確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="703 432 887 627"></td> <td data-bbox="887 432 1279 627">                     系統保護回路の動作によって、松島幹線2号1回線のみとなったが、3月12日20時12分に杜鹿幹線1号、同日20時15分に杜鹿幹線2号、3月17日10時47分に松島幹線1号、3月26日15時41分に塚浜支線がそれぞれ復旧している。  <b>【杜鹿1、2号線避雷器の損傷】</b>                      地震の揺れによると思われる影響によって、避雷器内部に部分放電が発生した。（地震に伴う杜鹿幹線1、2号線停止の原因は、避雷器の損傷によるものと考えられる。）                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="703 627 887 930">③-2 D/Gへの影響</td> <td data-bbox="887 627 1279 930"> <b>【女川1号】</b>                      ●非常用DG(A)界線回路の損傷                      DG(A)の同期検定器が動作せず、しゃ断器を手動で投入することができなかった。また、DG(A)が起動していない状態でDG(A)のしゃ断器が自動投入される事象が発生した。                      ⇒メタクラ6-1Aで発生した火災の影響によって制御ケーブルに溶損などが生じ、地絡が発生した。  <b>【女川2号】</b>                      ●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止                      海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの二系統が機能喪失したことによって、DG(B)並びにDG(H)が自動停止となった。(DG(A)は健全)                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="703 930 887 1050">③-3 補機冷却系への影響</td> <td data-bbox="887 930 1279 1050"> <b>【女川2号】</b>                      ●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止                      海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの2系統が機能喪失した。                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="703 1050 887 1098">③-4 電源融通の可能性</td> <td data-bbox="887 1050 1279 1098">                     女川1号にて、地震又は火災の影響によって一部しゃ断器に不具合が生じた。                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="703 1098 887 1145">③-5 復旧操作へのアクセス性</td> <td data-bbox="887 1098 1279 1145">                     無し                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="703 1145 887 1289">④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</td> <td data-bbox="887 1145 1279 1289"> <b>【女川1号】</b>                      ●高圧電源盤しゃ断器の投入不可                      主に定検時に使用する高圧電源盤（1号機所内電源を2号機から受電する際に使用）において、電源盤内に設置しているしゃ断器が地震の振動によって傾き、投入スイッチを切入するためのインターロックローラーが正常位置から外れた。                 </td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果		系統保護回路の動作によって、松島幹線2号1回線のみとなったが、3月12日20時12分に杜鹿幹線1号、同日20時15分に杜鹿幹線2号、3月17日10時47分に松島幹線1号、3月26日15時41分に塚浜支線がそれぞれ復旧している。 <b>【杜鹿1、2号線避雷器の損傷】</b> 地震の揺れによると思われる影響によって、避雷器内部に部分放電が発生した。（地震に伴う杜鹿幹線1、2号線停止の原因は、避雷器の損傷によるものと考えられる。）	③-2 D/Gへの影響	<b>【女川1号】</b> ●非常用DG(A)界線回路の損傷 DG(A)の同期検定器が動作せず、しゃ断器を手動で投入することができなかった。また、DG(A)が起動していない状態でDG(A)のしゃ断器が自動投入される事象が発生した。 ⇒メタクラ6-1Aで発生した火災の影響によって制御ケーブルに溶損などが生じ、地絡が発生した。 <b>【女川2号】</b> ●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止 海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの二系統が機能喪失したことによって、DG(B)並びにDG(H)が自動停止となった。(DG(A)は健全)	③-3 補機冷却系への影響	<b>【女川2号】</b> ●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止 海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの2系統が機能喪失した。	③-4 電源融通の可能性	女川1号にて、地震又は火災の影響によって一部しゃ断器に不具合が生じた。	③-5 復旧操作へのアクセス性	無し	④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<b>【女川1号】</b> ●高圧電源盤しゃ断器の投入不可 主に定検時に使用する高圧電源盤（1号機所内電源を2号機から受電する際に使用）において、電源盤内に設置しているしゃ断器が地震の振動によって傾き、投入スイッチを切入するためのインターロックローラーが正常位置から外れた。	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1310 316 1480 335">確認項目</th> <th data-bbox="1480 316 1892 335">確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1310 335 1480 619">③-1 外部電源への影響</td> <td data-bbox="1480 335 1892 619">                     5回線中4回線が機能喪失                      女川原子力発電所には、外部電源として5回線（杜鹿幹線1、2号線（275kV系）、松島幹線1、2号線（275kV系）、塚浜支線（66kV系））が接続されている。地震直後は、当社管内の送電線事故に伴う系統保護回路の動作によって、松島幹線2号1回線のみとなったが、3月12日20時12分に杜鹿幹線1号、同日20時15分に杜鹿幹線2号、3月17日10時47分に松島幹線1号、3月26日15時41分に塚浜支線がそれぞれ復旧している。  <b>【杜鹿1、2号線避雷器の損傷】</b>                      地震の揺れによると思われる影響によって、避雷器内部に部分放電が発生した。（地震に伴う杜鹿幹線1、2号線停止の原因は、避雷器の損傷によるものと考えられる。）                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1310 619 1480 930">③-2 D/Gへの影響</td> <td data-bbox="1480 619 1892 930"> <b>【女川1号】</b>                      ●非常用DG(A)界線回路の損傷                      DG(A)の同期検定器が動作せず、しゃ断器を手動で投入することができなかった。また、DG(A)が起動していない状態でDG(A)のしゃ断器が自動投入される事象が発生した。                      ⇒メタクラ6-1Aで発生した火災の影響によって制御ケーブルに溶損などが生じ、地絡が発生した。  <b>【女川2号】</b>                      ●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止                      海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの二系統が機能喪失したことによって、DG(B)並びにDG(H)が自動停止となった。(DG(A)は健全)                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1310 930 1480 1050">③-3 補機冷却系への影響</td> <td data-bbox="1480 930 1892 1050"> <b>【女川2号】</b>                      ●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止                      海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの2系統が機能喪失した。                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1310 1050 1480 1098">③-4 電源融通の可能性</td> <td data-bbox="1480 1050 1892 1098">                     女川1号にて、地震又は火災の影響によって一部しゃ断器に不具合が生じた。                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1310 1098 1480 1145">③-5 復旧操作へのアクセス性</td> <td data-bbox="1480 1098 1892 1145">                     無し                 </td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	③-1 外部電源への影響	5回線中4回線が機能喪失 女川原子力発電所には、外部電源として5回線（杜鹿幹線1、2号線（275kV系）、松島幹線1、2号線（275kV系）、塚浜支線（66kV系））が接続されている。地震直後は、当社管内の送電線事故に伴う系統保護回路の動作によって、松島幹線2号1回線のみとなったが、3月12日20時12分に杜鹿幹線1号、同日20時15分に杜鹿幹線2号、3月17日10時47分に松島幹線1号、3月26日15時41分に塚浜支線がそれぞれ復旧している。 <b>【杜鹿1、2号線避雷器の損傷】</b> 地震の揺れによると思われる影響によって、避雷器内部に部分放電が発生した。（地震に伴う杜鹿幹線1、2号線停止の原因は、避雷器の損傷によるものと考えられる。）	③-2 D/Gへの影響	<b>【女川1号】</b> ●非常用DG(A)界線回路の損傷 DG(A)の同期検定器が動作せず、しゃ断器を手動で投入することができなかった。また、DG(A)が起動していない状態でDG(A)のしゃ断器が自動投入される事象が発生した。 ⇒メタクラ6-1Aで発生した火災の影響によって制御ケーブルに溶損などが生じ、地絡が発生した。 <b>【女川2号】</b> ●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止 海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの二系統が機能喪失したことによって、DG(B)並びにDG(H)が自動停止となった。(DG(A)は健全)	③-3 補機冷却系への影響	<b>【女川2号】</b> ●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止 海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの2系統が機能喪失した。	③-4 電源融通の可能性	女川1号にて、地震又は火災の影響によって一部しゃ断器に不具合が生じた。	③-5 復旧操作へのアクセス性	無し	
確認項目	確認結果																												
	系統保護回路の動作によって、松島幹線2号1回線のみとなったが、3月12日20時12分に杜鹿幹線1号、同日20時15分に杜鹿幹線2号、3月17日10時47分に松島幹線1号、3月26日15時41分に塚浜支線がそれぞれ復旧している。 <b>【杜鹿1、2号線避雷器の損傷】</b> 地震の揺れによると思われる影響によって、避雷器内部に部分放電が発生した。（地震に伴う杜鹿幹線1、2号線停止の原因は、避雷器の損傷によるものと考えられる。）																												
③-2 D/Gへの影響	<b>【女川1号】</b> ●非常用DG(A)界線回路の損傷 DG(A)の同期検定器が動作せず、しゃ断器を手動で投入することができなかった。また、DG(A)が起動していない状態でDG(A)のしゃ断器が自動投入される事象が発生した。 ⇒メタクラ6-1Aで発生した火災の影響によって制御ケーブルに溶損などが生じ、地絡が発生した。 <b>【女川2号】</b> ●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止 海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの二系統が機能喪失したことによって、DG(B)並びにDG(H)が自動停止となった。(DG(A)は健全)																												
③-3 補機冷却系への影響	<b>【女川2号】</b> ●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止 海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの2系統が機能喪失した。																												
③-4 電源融通の可能性	女川1号にて、地震又は火災の影響によって一部しゃ断器に不具合が生じた。																												
③-5 復旧操作へのアクセス性	無し																												
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<b>【女川1号】</b> ●高圧電源盤しゃ断器の投入不可 主に定検時に使用する高圧電源盤（1号機所内電源を2号機から受電する際に使用）において、電源盤内に設置しているしゃ断器が地震の振動によって傾き、投入スイッチを切入するためのインターロックローラーが正常位置から外れた。																												
確認項目	確認結果																												
③-1 外部電源への影響	5回線中4回線が機能喪失 女川原子力発電所には、外部電源として5回線（杜鹿幹線1、2号線（275kV系）、松島幹線1、2号線（275kV系）、塚浜支線（66kV系））が接続されている。地震直後は、当社管内の送電線事故に伴う系統保護回路の動作によって、松島幹線2号1回線のみとなったが、3月12日20時12分に杜鹿幹線1号、同日20時15分に杜鹿幹線2号、3月17日10時47分に松島幹線1号、3月26日15時41分に塚浜支線がそれぞれ復旧している。 <b>【杜鹿1、2号線避雷器の損傷】</b> 地震の揺れによると思われる影響によって、避雷器内部に部分放電が発生した。（地震に伴う杜鹿幹線1、2号線停止の原因は、避雷器の損傷によるものと考えられる。）																												
③-2 D/Gへの影響	<b>【女川1号】</b> ●非常用DG(A)界線回路の損傷 DG(A)の同期検定器が動作せず、しゃ断器を手動で投入することができなかった。また、DG(A)が起動していない状態でDG(A)のしゃ断器が自動投入される事象が発生した。 ⇒メタクラ6-1Aで発生した火災の影響によって制御ケーブルに溶損などが生じ、地絡が発生した。 <b>【女川2号】</b> ●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止 海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの二系統が機能喪失したことによって、DG(B)並びにDG(H)が自動停止となった。(DG(A)は健全)																												
③-3 補機冷却系への影響	<b>【女川2号】</b> ●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止 海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの2系統が機能喪失した。																												
③-4 電源融通の可能性	女川1号にて、地震又は火災の影響によって一部しゃ断器に不具合が生じた。																												
③-5 復旧操作へのアクセス性	無し																												

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
	<table border="1" data-bbox="705 491 1283 1109"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>●母連しゃ断器制御電源喪失 火災が発生した高圧電源盤の制御電源回路の溶損による地絡や短絡の影響によって、制御電源回路が接続されているしゃ断器用制御電源回路の電圧が変動し、“制御電源喪失”警報が発生した。</li> <li>●125V直流主母線盤の地絡（計2件） 高圧電源盤の火災によって、配線に地絡が発生し、地絡警報が発生した。</li> </ul> </td> </tr> <tr> <td></td> <td>【女川2号】 特に無し</td> </tr> <tr> <td></td> <td>【女川3号】 ●使用済燃料プールゲート押さえ脱落 使用済燃料プールと原子炉ウエル間の通路部に設置している使用済燃料プールゲート（No.1及びNo.2）を判定しているゲート押さえ金具計4個のうち3個のスイングボルトが外れていた。 ●HPCS圧力抑制室吸込弁自動での全開動作不能 4月7日の余震の揺れによる影響と推定される圧力抑制室の水位変動時に、本来全開するはずのHPCS圧力抑制室吸込弁が、地震による弁の開閉指示を行うスイッチなどの誤動作（推定）によって、全開にならなかった。（手動での全開は可能）</td> </tr> <tr> <td></td> <td>【各号機共通】 ●制御棒駆動系ハウジング支持金具サポートバーのずれ 制御棒駆動機構ハウジングのハウジング支持金具（グリッド）が、1号機で1カ所、2号機で2カ所、3号機で1カ所ずれていることを確認した。これによる制御棒駆動機構ハウジングの落下防止機能への影響はなかった。</td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果		<ul style="list-style-type: none"> <li>●母連しゃ断器制御電源喪失 火災が発生した高圧電源盤の制御電源回路の溶損による地絡や短絡の影響によって、制御電源回路が接続されているしゃ断器用制御電源回路の電圧が変動し、“制御電源喪失”警報が発生した。</li> <li>●125V直流主母線盤の地絡（計2件） 高圧電源盤の火災によって、配線に地絡が発生し、地絡警報が発生した。</li> </ul>		【女川2号】 特に無し		【女川3号】 ●使用済燃料プールゲート押さえ脱落 使用済燃料プールと原子炉ウエル間の通路部に設置している使用済燃料プールゲート（No.1及びNo.2）を判定しているゲート押さえ金具計4個のうち3個のスイングボルトが外れていた。 ●HPCS圧力抑制室吸込弁自動での全開動作不能 4月7日の余震の揺れによる影響と推定される圧力抑制室の水位変動時に、本来全開するはずのHPCS圧力抑制室吸込弁が、地震による弁の開閉指示を行うスイッチなどの誤動作（推定）によって、全開にならなかった。（手動での全開は可能）		【各号機共通】 ●制御棒駆動系ハウジング支持金具サポートバーのずれ 制御棒駆動機構ハウジングのハウジング支持金具（グリッド）が、1号機で1カ所、2号機で2カ所、3号機で1カ所ずれていることを確認した。これによる制御棒駆動機構ハウジングの落下防止機能への影響はなかった。	<table border="1" data-bbox="1310 323 1897 1109"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</td> <td> <b>【女川1号】</b>                      ●高圧電源盤しゃ断器の投入不可                      主に定検時に使用する高圧電源盤（1号機所内電源を2号機から受電する際に使用）において、電源盤内に設置しているしゃ断器が地震の振動によって傾き、投入スイッチを入切するためのインターロックローラーが正常位置から外れた。                       ●母連しゃ断器制御電源喪失                      火災が発生した高圧電源盤の制御電源回路の溶損による地絡や短絡の影響によって、制御電源回路が接続されているしゃ断器用制御電源回路の電圧が変動し、“制御電源喪失”警報が発生した。                      ●125V 直流主母線盤の地絡（計2件）                      高圧電源盤の火災によって、配線に地絡が発生し、地絡警報が発生した。                 </td> </tr> <tr> <td></td> <td>【女川2号】 特に無し</td> </tr> <tr> <td></td> <td> <b>【女川3号】</b>                      ●使用済燃料プールゲート押さえ脱落                      使用済燃料プールと原子炉ウエル間の通路部に設置している使用済燃料プールゲート（No.1及びNo.2）を固定しているゲート押さえ金具計4個のうち3個のスイングボルトが外れていた。                      ●HPCS 圧力抑制室吸込弁自動での全開動作不能                      4月7日の余震の揺れによる影響と推定される圧力抑制室の水位変動時に、本来全開するはずの HPCS 圧力抑制室吸込弁が、地震による弁の開閉指示を行うスイッチなどの誤動作（推定）によって、全開にならなかった。（手動での全開は可能）                 </td> </tr> <tr> <td></td> <td> <b>【各号機共通】</b>                      ●制御棒駆動系ハウジング支持金具サポートバーのずれ                      制御棒駆動機構ハウジングのハウジング支持金具（グリッド）が、1号機で1カ所、2号機で2カ所、3号機で1カ所ずれていることを確認した。これによる制御棒駆動機構ハウジングの落下防止機能への影響はなかった。                 </td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<b>【女川1号】</b> ●高圧電源盤しゃ断器の投入不可 主に定検時に使用する高圧電源盤（1号機所内電源を2号機から受電する際に使用）において、電源盤内に設置しているしゃ断器が地震の振動によって傾き、投入スイッチを入切するためのインターロックローラーが正常位置から外れた。  ●母連しゃ断器制御電源喪失 火災が発生した高圧電源盤の制御電源回路の溶損による地絡や短絡の影響によって、制御電源回路が接続されているしゃ断器用制御電源回路の電圧が変動し、“制御電源喪失”警報が発生した。 ●125V 直流主母線盤の地絡（計2件） 高圧電源盤の火災によって、配線に地絡が発生し、地絡警報が発生した。		【女川2号】 特に無し		<b>【女川3号】</b> ●使用済燃料プールゲート押さえ脱落 使用済燃料プールと原子炉ウエル間の通路部に設置している使用済燃料プールゲート（No.1及びNo.2）を固定しているゲート押さえ金具計4個のうち3個のスイングボルトが外れていた。 ●HPCS 圧力抑制室吸込弁自動での全開動作不能 4月7日の余震の揺れによる影響と推定される圧力抑制室の水位変動時に、本来全開するはずの HPCS 圧力抑制室吸込弁が、地震による弁の開閉指示を行うスイッチなどの誤動作（推定）によって、全開にならなかった。（手動での全開は可能）		<b>【各号機共通】</b> ●制御棒駆動系ハウジング支持金具サポートバーのずれ 制御棒駆動機構ハウジングのハウジング支持金具（グリッド）が、1号機で1カ所、2号機で2カ所、3号機で1カ所ずれていることを確認した。これによる制御棒駆動機構ハウジングの落下防止機能への影響はなかった。	
確認項目	確認結果																						
	<ul style="list-style-type: none"> <li>●母連しゃ断器制御電源喪失 火災が発生した高圧電源盤の制御電源回路の溶損による地絡や短絡の影響によって、制御電源回路が接続されているしゃ断器用制御電源回路の電圧が変動し、“制御電源喪失”警報が発生した。</li> <li>●125V直流主母線盤の地絡（計2件） 高圧電源盤の火災によって、配線に地絡が発生し、地絡警報が発生した。</li> </ul>																						
	【女川2号】 特に無し																						
	【女川3号】 ●使用済燃料プールゲート押さえ脱落 使用済燃料プールと原子炉ウエル間の通路部に設置している使用済燃料プールゲート（No.1及びNo.2）を判定しているゲート押さえ金具計4個のうち3個のスイングボルトが外れていた。 ●HPCS圧力抑制室吸込弁自動での全開動作不能 4月7日の余震の揺れによる影響と推定される圧力抑制室の水位変動時に、本来全開するはずのHPCS圧力抑制室吸込弁が、地震による弁の開閉指示を行うスイッチなどの誤動作（推定）によって、全開にならなかった。（手動での全開は可能）																						
	【各号機共通】 ●制御棒駆動系ハウジング支持金具サポートバーのずれ 制御棒駆動機構ハウジングのハウジング支持金具（グリッド）が、1号機で1カ所、2号機で2カ所、3号機で1カ所ずれていることを確認した。これによる制御棒駆動機構ハウジングの落下防止機能への影響はなかった。																						
確認項目	確認結果																						
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<b>【女川1号】</b> ●高圧電源盤しゃ断器の投入不可 主に定検時に使用する高圧電源盤（1号機所内電源を2号機から受電する際に使用）において、電源盤内に設置しているしゃ断器が地震の振動によって傾き、投入スイッチを入切するためのインターロックローラーが正常位置から外れた。  ●母連しゃ断器制御電源喪失 火災が発生した高圧電源盤の制御電源回路の溶損による地絡や短絡の影響によって、制御電源回路が接続されているしゃ断器用制御電源回路の電圧が変動し、“制御電源喪失”警報が発生した。 ●125V 直流主母線盤の地絡（計2件） 高圧電源盤の火災によって、配線に地絡が発生し、地絡警報が発生した。																						
	【女川2号】 特に無し																						
	<b>【女川3号】</b> ●使用済燃料プールゲート押さえ脱落 使用済燃料プールと原子炉ウエル間の通路部に設置している使用済燃料プールゲート（No.1及びNo.2）を固定しているゲート押さえ金具計4個のうち3個のスイングボルトが外れていた。 ●HPCS 圧力抑制室吸込弁自動での全開動作不能 4月7日の余震の揺れによる影響と推定される圧力抑制室の水位変動時に、本来全開するはずの HPCS 圧力抑制室吸込弁が、地震による弁の開閉指示を行うスイッチなどの誤動作（推定）によって、全開にならなかった。（手動での全開は可能）																						
	<b>【各号機共通】</b> ●制御棒駆動系ハウジング支持金具サポートバーのずれ 制御棒駆動機構ハウジングのハウジング支持金具（グリッド）が、1号機で1カ所、2号機で2カ所、3号機で1カ所ずれていることを確認した。これによる制御棒駆動機構ハウジングの落下防止機能への影響はなかった。																						

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																								
	<p>表9 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による東海第二発電所に対する影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>調査項目</th> <th>調査結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</td> <td>・観測記録に基づく各階の最大応答加速度は、建設時の当初設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震設計審査指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動S<sub>s</sub>の最大応答加速度以下であることを確認した。 ・原子炉建屋の地震観測記録による床応答スペクトルは、一部の周期帯（約0.65秒から約0.9秒）で建設時の設計に用いた床応答スペクトルを上回っているが、耐震設計上重要な機器及び配管のうち主要な設備の固有周期では、地震観測記録が工認設計波による床応答スペクトル以下であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>地震による影響は無し</td> </tr> <tr> <td>②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>地震による影響は無し</td> </tr> <tr> <td>③-1外部電源への影響</td> <td>3回線中3回線が機能喪失 (13日12:32 154kV系東海原子力線復旧)</td> </tr> <tr> <td>③-2D/Gへの影響</td> <td>地震による影響は無し（津波によってDGSW-2Cが水没したため、DG-2Cは手動停止）</td> </tr> <tr> <td>③-3補機冷却系への影響</td> <td>地震による影響は無し</td> </tr> <tr> <td>③-4電源融通の可能性</td> <td>可能（HPCS-DGから6.9kVの交流電源融通、予備充電器を介して直流電源融通）</td> </tr> <tr> <td>③-5復旧操作へのアクセス性</td> <td>地震による影響は無し</td> </tr> <tr> <td>④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</td> <td>タービン設備などの一部で、耐震クラスB、Cクラスの設備が損傷を受けた。 【蒸気タービン】 ・低圧タービン及び高圧タービンの動翼と隔板の一部に接触による摺動痕 ・高圧タービンと低圧タービンの中間軸受け基礎グラウト部の割れ、基礎ボルトの緩み（10本中3本） 【主発電機関係】 ・主発電機軸受及び励磁機及び副励磁機廻りに接触痕、間隙拡大などの損傷</td> </tr> </tbody> </table>	調査項目	調査結果	①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	・観測記録に基づく各階の最大応答加速度は、建設時の当初設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震設計審査指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動S <sub>s</sub> の最大応答加速度以下であることを確認した。 ・原子炉建屋の地震観測記録による床応答スペクトルは、一部の周期帯（約0.65秒から約0.9秒）で建設時の設計に用いた床応答スペクトルを上回っているが、耐震設計上重要な機器及び配管のうち主要な設備の固有周期では、地震観測記録が工認設計波による床応答スペクトル以下であることを確認した。	②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	地震による影響は無し	②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	地震による影響は無し	③-1外部電源への影響	3回線中3回線が機能喪失 (13日12:32 154kV系東海原子力線復旧)	③-2D/Gへの影響	地震による影響は無し（津波によってDGSW-2Cが水没したため、DG-2Cは手動停止）	③-3補機冷却系への影響	地震による影響は無し	③-4電源融通の可能性	可能（HPCS-DGから6.9kVの交流電源融通、予備充電器を介して直流電源融通）	③-5復旧操作へのアクセス性	地震による影響は無し	④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	タービン設備などの一部で、耐震クラスB、Cクラスの設備が損傷を受けた。 【蒸気タービン】 ・低圧タービン及び高圧タービンの動翼と隔板の一部に接触による摺動痕 ・高圧タービンと低圧タービンの中間軸受け基礎グラウト部の割れ、基礎ボルトの緩み（10本中3本） 【主発電機関係】 ・主発電機軸受及び励磁機及び副励磁機廻りに接触痕、間隙拡大などの損傷	<p>第9表 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による東海第二発電所に対する影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>確認項目</th> <th>確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</td> <td>・観測記録に基づく各階の最大応答加速度は、建設時の当初設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震設計審査指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動S<sub>s</sub>の最大応答加速度以下であることを確認した。 ・原子炉建屋の地震観測記録による床応答スペクトルは、一部の周期帯（約0.65秒から約0.9秒）で建設時の設計に用いた床応答スペクトルを上回っているが、耐震設計上重要な機器及び配管のうち主要な設備の固有周期では、地震観測記録が工認設計波による床応答スペクトル以下であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>地震による影響は無し</td> </tr> <tr> <td>②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</td> <td>地震による影響は無し</td> </tr> <tr> <td>③-1外部電源への影響</td> <td>3回線中3回線が機能喪失 (13日12:32 154kV系東海原子力線復旧)</td> </tr> <tr> <td>③-2D/Gへの影響</td> <td>地震による影響は無し（津波によってDGSW-2Cが水没したため、DG-2Cは手動停止）</td> </tr> <tr> <td>③-3補機冷却系への影響</td> <td>地震による影響は無し</td> </tr> <tr> <td>③-4電源融通の可能性</td> <td>可能（HPCS-DGから6.9kVの交流電源融通、予備充電器を介して直流電源融通）</td> </tr> <tr> <td>③-5復旧操作へのアクセス性</td> <td>地震による影響は無し</td> </tr> <tr> <td>④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</td> <td>タービン設備などの一部で、耐震クラスB、Cクラスの設備が損傷を受けた。 【蒸気タービン】 ・低圧タービン及び高圧タービンの動翼と隔板の一部に接触による摺動痕 ・高圧タービンと低圧タービンの中間軸受け基礎グラウト部の割れ、基礎ボルトの緩み（10本中3本） 【主発電機関係】 ・主発電機軸受及び励磁機及び副励磁機廻りに接触痕、間隙拡大などの損傷</td> </tr> </tbody> </table>	確認項目	確認結果	①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	・観測記録に基づく各階の最大応答加速度は、建設時の当初設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震設計審査指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動S <sub>s</sub> の最大応答加速度以下であることを確認した。 ・原子炉建屋の地震観測記録による床応答スペクトルは、一部の周期帯（約0.65秒から約0.9秒）で建設時の設計に用いた床応答スペクトルを上回っているが、耐震設計上重要な機器及び配管のうち主要な設備の固有周期では、地震観測記録が工認設計波による床応答スペクトル以下であることを確認した。	②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	地震による影響は無し	②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	地震による影響は無し	③-1外部電源への影響	3回線中3回線が機能喪失 (13日12:32 154kV系東海原子力線復旧)	③-2D/Gへの影響	地震による影響は無し（津波によってDGSW-2Cが水没したため、DG-2Cは手動停止）	③-3補機冷却系への影響	地震による影響は無し	③-4電源融通の可能性	可能（HPCS-DGから6.9kVの交流電源融通、予備充電器を介して直流電源融通）	③-5復旧操作へのアクセス性	地震による影響は無し	④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	タービン設備などの一部で、耐震クラスB、Cクラスの設備が損傷を受けた。 【蒸気タービン】 ・低圧タービン及び高圧タービンの動翼と隔板の一部に接触による摺動痕 ・高圧タービンと低圧タービンの中間軸受け基礎グラウト部の割れ、基礎ボルトの緩み（10本中3本） 【主発電機関係】 ・主発電機軸受及び励磁機及び副励磁機廻りに接触痕、間隙拡大などの損傷	
調査項目	調査結果																																										
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	・観測記録に基づく各階の最大応答加速度は、建設時の当初設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震設計審査指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動S <sub>s</sub> の最大応答加速度以下であることを確認した。 ・原子炉建屋の地震観測記録による床応答スペクトルは、一部の周期帯（約0.65秒から約0.9秒）で建設時の設計に用いた床応答スペクトルを上回っているが、耐震設計上重要な機器及び配管のうち主要な設備の固有周期では、地震観測記録が工認設計波による床応答スペクトル以下であることを確認した。																																										
②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	地震による影響は無し																																										
②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	地震による影響は無し																																										
③-1外部電源への影響	3回線中3回線が機能喪失 (13日12:32 154kV系東海原子力線復旧)																																										
③-2D/Gへの影響	地震による影響は無し（津波によってDGSW-2Cが水没したため、DG-2Cは手動停止）																																										
③-3補機冷却系への影響	地震による影響は無し																																										
③-4電源融通の可能性	可能（HPCS-DGから6.9kVの交流電源融通、予備充電器を介して直流電源融通）																																										
③-5復旧操作へのアクセス性	地震による影響は無し																																										
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	タービン設備などの一部で、耐震クラスB、Cクラスの設備が損傷を受けた。 【蒸気タービン】 ・低圧タービン及び高圧タービンの動翼と隔板の一部に接触による摺動痕 ・高圧タービンと低圧タービンの中間軸受け基礎グラウト部の割れ、基礎ボルトの緩み（10本中3本） 【主発電機関係】 ・主発電機軸受及び励磁機及び副励磁機廻りに接触痕、間隙拡大などの損傷																																										
確認項目	確認結果																																										
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	・観測記録に基づく各階の最大応答加速度は、建設時の当初設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震設計審査指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動S <sub>s</sub> の最大応答加速度以下であることを確認した。 ・原子炉建屋の地震観測記録による床応答スペクトルは、一部の周期帯（約0.65秒から約0.9秒）で建設時の設計に用いた床応答スペクトルを上回っているが、耐震設計上重要な機器及び配管のうち主要な設備の固有周期では、地震観測記録が工認設計波による床応答スペクトル以下であることを確認した。																																										
②-1安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	地震による影響は無し																																										
②-2既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	地震による影響は無し																																										
③-1外部電源への影響	3回線中3回線が機能喪失 (13日12:32 154kV系東海原子力線復旧)																																										
③-2D/Gへの影響	地震による影響は無し（津波によってDGSW-2Cが水没したため、DG-2Cは手動停止）																																										
③-3補機冷却系への影響	地震による影響は無し																																										
③-4電源融通の可能性	可能（HPCS-DGから6.9kVの交流電源融通、予備充電器を介して直流電源融通）																																										
③-5復旧操作へのアクセス性	地震による影響は無し																																										
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	タービン設備などの一部で、耐震クラスB、Cクラスの設備が損傷を受けた。 【蒸気タービン】 ・低圧タービン及び高圧タービンの動翼と隔板の一部に接触による摺動痕 ・高圧タービンと低圧タービンの中間軸受け基礎グラウト部の割れ、基礎ボルトの緩み（10本中3本） 【主発電機関係】 ・主発電機軸受及び励磁機及び副励磁機廻りに接触痕、間隙拡大などの損傷																																										

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>3. 海外のPRA関連文献調査</p> <p>海外文献についての調査結果をまとめたものを表10に示す。海外の地震PRA関連文献を調査した結果、他にモデル化すべき起回事象は存在しなかった。</p> <p>海外文献では原子炉冷却材喪失（LOCA）についてサイズや場所を分類した評価を例示している文献があったが、今回の評価ではLOCAを1つの起回事象として選定した。これは次の2つの理由による。1つは、同一の地震動による複数の配管損傷の相関性を考慮すると、事故シナリオを詳細に分析すること（緩和系にどの程度期待できるかを判断すること）が困難で、破断の規模による分類が厳密には難しいこと、もう1つは、相関を持つ配管を同定し、損傷の相関係数を全ての配管に対して適切に算定することは現状の評価技術では困難が伴うことである。このため、地震PRA標準に許容されている取り扱いとして、これらの事象はより厳しい条件となる起回事象に包含させ、この起回事象は格納容器内にある一次系配管の大規模な破断によりECCS性能を上回る大規模な原子炉冷却材喪失（Excessive LOCA）が発生するものと想定し、緩和系によって事象の進展を抑制することができずに炉心損傷に至る可能性があるため、保守的に直接炉心損傷に至る起回事象で代表させた。</p> <p>地震随伴溢水については、今回の評価では評価技術の成熟度から随件事象の影響評価は困難であると判断し、評価対象外としている。</p>	<p>3. 海外のPRA関連文献調査</p> <p>海外文献についての調査結果をまとめたものを第10表に示す。海外の地震PRA関連文献を調査した結果、他にモデル化すべき起回事象は存在しなかった。</p> <p>地震随伴溢水については、今回の評価では評価技術の成熟度から随件事象の影響評価は困難であると判断し、評価対象外としている。</p>	<p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊はLOCAについてはサイズや場所を分類して評価をしている（大飯に記載はないが、泊と同様となっている）</p>

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起因事象の抽出に対する網羅性について

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
	<p style="text-align: center;">表10 海外文献調査結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">文献名</th> <th style="width: 60%;">記載内容</th> <th style="width: 30%;">確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1 ASME標準<sup>1)</sup> (239ページ)</td> <td>地震PRAで考慮される起因事象は例えば以下を含める。                      (a) RPVやその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer) の損傷                      (b) 様々なサイズと場所でのLOCA                      (c) トランジェントLOCAは特に重要                      PCSやヒートシンクが地震要因で使用できない場合 (例えば、LOPA) と使用できる場合の両方のトランジェントを考慮すべきである。また、他のトランジェントの例として、service water のような重要なサポート系の喪失や直流電源の喪失がある。</td> <td>左記の例は、すべて評価上考慮していることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>2 IAEA Safety Guide (SSG-3)<sup>1)</sup> (108ページ)</td> <td>特に、以下のタイプのシナリオに至る起因事象はモデル化すべきである。                      (a) 大型機器の損傷 (例: reactor pressure vessel, steam generators, pressurizer)                      (b) 様々なサイズと場所のLOCA、種小LOCAも考慮すべき。                      (c) LOPA                      (d) 様々なサポートシステムの喪失を含むトランジェント (PCSが失敗するシナリオと失敗しないシナリオ)</td> <td>左記の例は、すべて評価上考慮していることを確認した。</td> </tr> </tbody> </table>	文献名	記載内容	確認結果	1 ASME標準 <sup>1)</sup> (239ページ)	地震PRAで考慮される起因事象は例えば以下を含める。 (a) RPVやその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer) の損傷 (b) 様々なサイズと場所でのLOCA (c) トランジェントLOCAは特に重要 PCSやヒートシンクが地震要因で使用できない場合 (例えば、LOPA) と使用できる場合の両方のトランジェントを考慮すべきである。また、他のトランジェントの例として、service water のような重要なサポート系の喪失や直流電源の喪失がある。	左記の例は、すべて評価上考慮していることを確認した。	2 IAEA Safety Guide (SSG-3) <sup>1)</sup> (108ページ)	特に、以下のタイプのシナリオに至る起因事象はモデル化すべきである。 (a) 大型機器の損傷 (例: reactor pressure vessel, steam generators, pressurizer) (b) 様々なサイズと場所のLOCA、種小LOCAも考慮すべき。 (c) LOPA (d) 様々なサポートシステムの喪失を含むトランジェント (PCSが失敗するシナリオと失敗しないシナリオ)	左記の例は、すべて評価上考慮していることを確認した。	<p style="text-align: center;">第10表 海外文献調査結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">文献名</th> <th style="width: 60%;">記載内容</th> <th style="width: 30%;">確認結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1 ASME標準<sup>1)</sup> (256ページ)</td> <td>地震 PRA で考慮される起因事象は例えば以下を含める。                      (a) RPV やその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer) の損傷                      (b) 様々なサイズと場所でのLOCA                      (c) トランジェント <b>外部電源喪失</b>は特に重要                      PCS やヒートシンクが地震要因で使用できない場合 (例えば、外部電源喪失) と使用できる場合の両方のトランジェントを考慮すべきである。また、他のトランジェントの例として、service water のような重要なサポート系の喪失や直流電源の喪失がある。                      特に、以下のタイプのシナリオに至る起因事象はモデル化すべきである。                      (a) 大型機器の損傷 (例: reactor pressure vessel, steam generators, pressurizer)                      (b) 様々なサイズと場所のLOCA、種小LOCAも考慮すべき。                      (c) 外部電源喪失                      (d) 様々なサポートシステムの喪失を含むトランジェント (PCS が失敗するシナリオと失敗しないシナリオ)</td> <td>左記の例は、すべて評価上考慮していることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>2 IAEA Safety Guide (SSG-3)<sup>1)</sup> (108ページ)</td> <td></td> <td>左記の例は、すべて評価上考慮していることを確認した。</td> </tr> </tbody> </table>	文献名	記載内容	確認結果	1 ASME標準 <sup>1)</sup> (256ページ)	地震 PRA で考慮される起因事象は例えば以下を含める。 (a) RPV やその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer) の損傷 (b) 様々なサイズと場所でのLOCA (c) トランジェント <b>外部電源喪失</b> は特に重要 PCS やヒートシンクが地震要因で使用できない場合 (例えば、外部電源喪失) と使用できる場合の両方のトランジェントを考慮すべきである。また、他のトランジェントの例として、service water のような重要なサポート系の喪失や直流電源の喪失がある。 特に、以下のタイプのシナリオに至る起因事象はモデル化すべきである。 (a) 大型機器の損傷 (例: reactor pressure vessel, steam generators, pressurizer) (b) 様々なサイズと場所のLOCA、種小LOCAも考慮すべき。 (c) 外部電源喪失 (d) 様々なサポートシステムの喪失を含むトランジェント (PCS が失敗するシナリオと失敗しないシナリオ)	左記の例は、すべて評価上考慮していることを確認した。	2 IAEA Safety Guide (SSG-3) <sup>1)</sup> (108ページ)		左記の例は、すべて評価上考慮していることを確認した。	<p>【女川】  <span style="color: green;">■</span>記載表現の相違          ・LOPA⇔外部電源喪失          (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】  <span style="color: blue;">■</span>記載方針の相違          ・泊は文献の記載に倣っていない</p>
文献名	記載内容	確認結果																			
1 ASME標準 <sup>1)</sup> (239ページ)	地震PRAで考慮される起因事象は例えば以下を含める。 (a) RPVやその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer) の損傷 (b) 様々なサイズと場所でのLOCA (c) トランジェントLOCAは特に重要 PCSやヒートシンクが地震要因で使用できない場合 (例えば、LOPA) と使用できる場合の両方のトランジェントを考慮すべきである。また、他のトランジェントの例として、service water のような重要なサポート系の喪失や直流電源の喪失がある。	左記の例は、すべて評価上考慮していることを確認した。																			
2 IAEA Safety Guide (SSG-3) <sup>1)</sup> (108ページ)	特に、以下のタイプのシナリオに至る起因事象はモデル化すべきである。 (a) 大型機器の損傷 (例: reactor pressure vessel, steam generators, pressurizer) (b) 様々なサイズと場所のLOCA、種小LOCAも考慮すべき。 (c) LOPA (d) 様々なサポートシステムの喪失を含むトランジェント (PCSが失敗するシナリオと失敗しないシナリオ)	左記の例は、すべて評価上考慮していることを確認した。																			
文献名	記載内容	確認結果																			
1 ASME標準 <sup>1)</sup> (256ページ)	地震 PRA で考慮される起因事象は例えば以下を含める。 (a) RPV やその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer) の損傷 (b) 様々なサイズと場所でのLOCA (c) トランジェント <b>外部電源喪失</b> は特に重要 PCS やヒートシンクが地震要因で使用できない場合 (例えば、外部電源喪失) と使用できる場合の両方のトランジェントを考慮すべきである。また、他のトランジェントの例として、service water のような重要なサポート系の喪失や直流電源の喪失がある。 特に、以下のタイプのシナリオに至る起因事象はモデル化すべきである。 (a) 大型機器の損傷 (例: reactor pressure vessel, steam generators, pressurizer) (b) 様々なサイズと場所のLOCA、種小LOCAも考慮すべき。 (c) 外部電源喪失 (d) 様々なサポートシステムの喪失を含むトランジェント (PCS が失敗するシナリオと失敗しないシナリオ)	左記の例は、すべて評価上考慮していることを確認した。																			
2 IAEA Safety Guide (SSG-3) <sup>1)</sup> (108ページ)		左記の例は、すべて評価上考慮していることを確認した。																			

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起因事象の抽出に対する網羅性について

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>左記の例は、すべて評価上考慮していることを確認した。</p> <p>“initiator”は例えば以下を含める。                  (a) RPVやその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer)等の損傷                  (b) 様々なサイイズと場所のLOCA                  (c) サポートシステム故障 (service waterや直流電源) トランジェント (LOPAは特に重要)                  (d) PCSやヒートトランジェントが地震要因で使用できない場合、LOPAと使用できる場合の両方のトランジェントを考慮すべきである。外電が使用可能な他の地震要因、損傷があるシーケンスも考慮しなければならない。(なぜなら、LERFを考えた場合、外電やIAが必ず喪失すると仮定することが、必ず保守的とは限らないからである。例えばは格納容器隔離弁が外電喪失や真鍮管で安全側に閉動作となる。) Excessive LOCAやリレーチャタリングも考慮しなければならない。</p> <p>3 EPRI地震PRA実施ガイド(5/7ページ)</p>	<p>確認結果</p> <p>左記の例は、すべて評価上考慮していることを確認した。</p> <p>記載内容</p> <p>“initiator”は例えば以下を含める。                  RPVやその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer等)の損傷                  様々なサイイズと場所のLOCA                  サポートシステム故障 (service waterや直流電源、原子炉保護系、外部電源、交流電源) トランジェント (外部電源喪失は特に重要)                  PCSやヒートトランジェントが地震要因で使用できない場合(例えば、外部電源喪失)と使用できる場合の両方のトランジェントを考慮すべきである。外電が使用可能な他の地震要因損傷があるシーケンスも考慮しなければならない。(なぜなら、LERFを考えた場合、外電やIAが必ず喪失すると仮定することが、必ず保守的とは限らないからである。例えばは格納容器隔離弁が外電喪失やIA喪失で安全側に閉動作となる。) Excessive LOCAやリレーチャタリングも考慮しなければならない。</p> <p>文庫名</p> <p>3 EPRI地震PRA実施ガイド(5/7ページ、<b>赤字</b>)                  (文庫iii: <b>赤字</b>、<b>赤字</b>)</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】                  ■記載表現の相違                  ・表の改ページ位置が異なり、泊は表のタイトル行を記載している</p> <p>【女川】                  ■個別評価による相違                  ・泊は最新の文献の記載に倣っている</p> <p>【女川】                  ■記載表現の相違</p> <p>【女川】                  ■個別評価による相違                  ・泊は最新の文献も確認している</p> <p>【女川】                  ■記載表現の相違</p>

1 様々なサイイズと場所のLOCA (微小LOCAを含む) については、本評価においては完全相器を仮定しているため、保守的に極大LOCAとしてまとめて評価している。



第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起因事象の抽出に対する網羅性について

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

大飯発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="784 1117 1131 1284"> <p>4 スイス連邦原子力安全検査局 (ENSI) PSAガイド<sup>(4)</sup> (7-9ページ)</p> </td> <td data-bbox="784 957 1131 1109"> <p>以下のよう起因事象を定義しなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最小のRCLPF値とスクリーニング値の間の地震加速度範囲に、少なくとも7つの起因事象が含まれないといけない。</li> <li>・スクリーニング値を超える地震加速度で、1つの起因事象を定義しないといけない。</li> </ul> </td> <td data-bbox="784 718 1131 949"> <p>左記の起因事象数を、評価において満足を満たしていることを確認した。また、スクリーニング値を超える地震加速度では、起因事象「建屋・構造物損傷」が支配的である。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="784 478 1131 949"> <p>5 Surry 発電所 Seismic PRA Pilot Plant Review (EPRI)<sup>(4)</sup> (7-9ページ)</p> </td> <td data-bbox="784 319 1131 470"> <p>(イベントツリーにおいて以下のベディンがモデル化されている。)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・直接炉心損傷 (T/B建屋損傷など)</li> <li>・溢水 (タービン建屋溢水発生時、隔離失敗で非常用電気品置流入を想定)</li> <li>・LLOCA</li> <li>・ATWS (即時ATWS 緩和あり)</li> <li>・RCPシールドLOCA</li> <li>・LOPA</li> </ul> </td> <td data-bbox="784 159 1131 311"> <p>左記の例は、すべて本評価において考慮していることを確認した。(地震に伴い溢水についてはははスコープ対象外)</p> </td> </tr> </table> <p data-bbox="1142 191 1198 1284">* 様々なサイズと場所のLOCA (極小LOCAを含む) については、本評価においては完全相関を仮定しているため、保守的に極大LOCAとしてまとめて評価している。</p>	<p>4 スイス連邦原子力安全検査局 (ENSI) PSAガイド<sup>(4)</sup> (7-9ページ)</p>	<p>以下のよう起因事象を定義しなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最小のRCLPF値とスクリーニング値の間の地震加速度範囲に、少なくとも7つの起因事象が含まれないといけない。</li> <li>・スクリーニング値を超える地震加速度で、1つの起因事象を定義しないといけない。</li> </ul>	<p>左記の起因事象数を、評価において満足を満たしていることを確認した。また、スクリーニング値を超える地震加速度では、起因事象「建屋・構造物損傷」が支配的である。</p>	<p>5 Surry 発電所 Seismic PRA Pilot Plant Review (EPRI)<sup>(4)</sup> (7-9ページ)</p>	<p>(イベントツリーにおいて以下のベディンがモデル化されている。)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・直接炉心損傷 (T/B建屋損傷など)</li> <li>・溢水 (タービン建屋溢水発生時、隔離失敗で非常用電気品置流入を想定)</li> <li>・LLOCA</li> <li>・ATWS (即時ATWS 緩和あり)</li> <li>・RCPシールドLOCA</li> <li>・LOPA</li> </ul>	<p>左記の例は、すべて本評価において考慮していることを確認した。(地震に伴い溢水についてはははスコープ対象外)</p>	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1456 1117 1702 1284"> <p>4 スイス連邦原子力安全検査局 (ENSI) PSAガイド<sup>(4)</sup> (25ページ)</p> </td> <td data-bbox="1456 957 1702 1109"> <p>以下のように起因事象を定義しなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最小のRCLPF値とスクリーニング値の間の地震加速度範囲に、少なくとも1つの起因事象が含まれないといけない。</li> <li>・スクリーニング値を超える地震加速度で、1つの起因事象を定義しないといけない。</li> </ul> </td> <td data-bbox="1456 718 1702 949"> <p>左記の起因事象数を、評価において満足を満たしていることを確認した。また、スクリーニング値を超える地震加速度では、起因事象「格納容器ヘイパス」が支配的である。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1456 478 1702 949"> <p>5 Surry 発電所 Seismic PRA Pilot Plant Review (EPRI)<sup>(4)</sup> (7-9ページ)</p> </td> <td data-bbox="1456 319 1702 470"> <p>(イベントツリーにおいて以下のベディンがモデル化されている。)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・直接炉心損傷 (T/B建屋損傷など)</li> <li>・溢水 (タービン建屋溢水発生時、隔離失敗で非常用電気品置流入を想定)</li> <li>・LLOCA</li> <li>・ATWS (即時ATWS 緩和あり)</li> <li>・RCPシールドLOCA</li> <li>・外源電源発生</li> </ul> </td> <td data-bbox="1456 159 1702 311"> <p>左記の例は、すべて本評価において考慮していることを確認した。(地震に伴い溢水についてはははスコープ対象外)</p> </td> </tr> </table> <p data-bbox="1713 406 1758 1316">1. 信頼性が低い主給水系の機能喪失するため、RCSが健全な場合と機能喪失した場合の過渡状態は、主給水流量喪失で代表して評価される。    2. 極小LOCAについては小破断LOCAで代表されている    3. RCPシールドLOCAはサゴート系として考慮</p>	<p>4 スイス連邦原子力安全検査局 (ENSI) PSAガイド<sup>(4)</sup> (25ページ)</p>	<p>以下のように起因事象を定義しなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最小のRCLPF値とスクリーニング値の間の地震加速度範囲に、少なくとも1つの起因事象が含まれないといけない。</li> <li>・スクリーニング値を超える地震加速度で、1つの起因事象を定義しないといけない。</li> </ul>	<p>左記の起因事象数を、評価において満足を満たしていることを確認した。また、スクリーニング値を超える地震加速度では、起因事象「格納容器ヘイパス」が支配的である。</p>	<p>5 Surry 発電所 Seismic PRA Pilot Plant Review (EPRI)<sup>(4)</sup> (7-9ページ)</p>	<p>(イベントツリーにおいて以下のベディンがモデル化されている。)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・直接炉心損傷 (T/B建屋損傷など)</li> <li>・溢水 (タービン建屋溢水発生時、隔離失敗で非常用電気品置流入を想定)</li> <li>・LLOCA</li> <li>・ATWS (即時ATWS 緩和あり)</li> <li>・RCPシールドLOCA</li> <li>・外源電源発生</li> </ul>	<p>左記の例は、すべて本評価において考慮していることを確認した。(地震に伴い溢水についてはははスコープ対象外)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違       <ul style="list-style-type: none"> <li>・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（大飯に記載はないが、泊と同様となっている）</li> <li>・泊は極小 LOCA 相当の破断を大破断LOCAとして取扱うことは過度に保守的であると判断し、小破断 LOCA として扱っている（大飯に記載はないが、泊と同様となっている）</li> </ul> </li> <li>【女川】</li> <li>■設計の相違       <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊はRCP シールド LOCA は原子炉補機冷却機能喪失の発生により従属的に発生する事象であり、起因事象ではなくサポート系としてモデル化している。（大飯に記載はないが、泊と同様となっている）</li> </ul> </li> </ul>
<p>4 スイス連邦原子力安全検査局 (ENSI) PSAガイド<sup>(4)</sup> (7-9ページ)</p>	<p>以下のよう起因事象を定義しなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最小のRCLPF値とスクリーニング値の間の地震加速度範囲に、少なくとも7つの起因事象が含まれないといけない。</li> <li>・スクリーニング値を超える地震加速度で、1つの起因事象を定義しないといけない。</li> </ul>	<p>左記の起因事象数を、評価において満足を満たしていることを確認した。また、スクリーニング値を超える地震加速度では、起因事象「建屋・構造物損傷」が支配的である。</p>													
<p>5 Surry 発電所 Seismic PRA Pilot Plant Review (EPRI)<sup>(4)</sup> (7-9ページ)</p>	<p>(イベントツリーにおいて以下のベディンがモデル化されている。)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・直接炉心損傷 (T/B建屋損傷など)</li> <li>・溢水 (タービン建屋溢水発生時、隔離失敗で非常用電気品置流入を想定)</li> <li>・LLOCA</li> <li>・ATWS (即時ATWS 緩和あり)</li> <li>・RCPシールドLOCA</li> <li>・LOPA</li> </ul>	<p>左記の例は、すべて本評価において考慮していることを確認した。(地震に伴い溢水についてはははスコープ対象外)</p>													
<p>4 スイス連邦原子力安全検査局 (ENSI) PSAガイド<sup>(4)</sup> (25ページ)</p>	<p>以下のように起因事象を定義しなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・最小のRCLPF値とスクリーニング値の間の地震加速度範囲に、少なくとも1つの起因事象が含まれないといけない。</li> <li>・スクリーニング値を超える地震加速度で、1つの起因事象を定義しないといけない。</li> </ul>	<p>左記の起因事象数を、評価において満足を満たしていることを確認した。また、スクリーニング値を超える地震加速度では、起因事象「格納容器ヘイパス」が支配的である。</p>													
<p>5 Surry 発電所 Seismic PRA Pilot Plant Review (EPRI)<sup>(4)</sup> (7-9ページ)</p>	<p>(イベントツリーにおいて以下のベディンがモデル化されている。)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・直接炉心損傷 (T/B建屋損傷など)</li> <li>・溢水 (タービン建屋溢水発生時、隔離失敗で非常用電気品置流入を想定)</li> <li>・LLOCA</li> <li>・ATWS (即時ATWS 緩和あり)</li> <li>・RCPシールドLOCA</li> <li>・外源電源発生</li> </ul>	<p>左記の例は、すべて本評価において考慮していることを確認した。(地震に伴い溢水についてはははスコープ対象外)</p>													

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-5 起回事象の抽出に対する網羅性について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>&lt;調査対象文献一覧&gt;</p> <p>(i) ASME/ANS RA-Sa-2009, "Addenda to ASME/ANS RA-S-2008: Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, an American National Standard." American Society of Mechanical Engineers, New York, NY. 2009.</p> <p>(ii) IAEA Safety Guide SSG-3, "Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants." International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2010.</p> <p>(iii) Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide. EPRI, Palo Alto, CA:2003.1002989.</p> <p>(iv) Probabilistic Safety Assessment(PSA): Quality and Scope, Guideline for Swiss Nuclear Installations. Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate(ENSI), Brugg, Switzerland: 2009. ENSI-A05/e.</p> <p>(v) Surry Seismic Probabilistic Risk Assessment Pilot Plant Review. EPRI, Palo Alto, CA:2010. 1020756.</p>	<p>&lt;調査対象文献一覧&gt;</p> <p>i ASME/ANS RA-Sb-2013, "Addenda to ASME/ANS RA-S-2008: Standard for Level1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, an American National Standard." American Society of Mechanical Engineers, New York, NY. 2013.</p> <p>ii IAEA Safety Guide SSG-3, "Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants." International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2010.</p> <p>iii Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide. EPRI, PaloAlto, CA: 2003. 1002989</p> <p>iv Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide. EPRI, PaloAlto, CA: 2013. 3002000709</p> <p>v Probabilistic Safety Assessment(PSA): Quality and Scope, Guideline for Swiss Nuclear Installations. Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate(ENSI), Brugg, Switzerland: 2009. ENSI-A05/e.</p> <p>vi Surry Seismic Probabilistic Risk Assessment Pilot Plant Review. EPRI, PaloAlto, CA: 2010. 1020756</p>	<p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違                      (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違                      ・泊は最新の文献を参照している</p> <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違                      ・泊は最新の文献も確認している</p> <p>【女川】</p> <p>■付番の相違                      (以下、相違理由説明を省略)</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-6 換気空調系機能喪失事象の扱いについて

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">別紙3.2.1.a-5</p> <p style="text-align: center;"><u>制御建屋空調系喪失事象の扱いについて</u></p> <p>制御建屋空調系が喪失した場合、中央制御室及び電気品室等の室温が上昇し、計測・制御系が機能喪失し、プラントの制御が不能となり炉心損傷に至ることが考えられるが、地震PRAにおいては、本事象を起因事象から除外している。以下に制御建屋空調系喪失事象の取り扱いについて示す。</p> <p>1. 制御建屋空調系喪失事象の概要                      中央制御室送風機、中央制御室グラビティダンパ、換気空調補機非常用冷却水系冷水ポンプ等の地震による機能喪失により、制御建屋空調系が喪失した場合、中央制御室及び電気品室等の室温が徐々に上昇し、制御盤等の機能喪失により、計測・制御系が機能喪失し、プラントの制御が不能となり炉心損傷に至る可能性が考えられる。</p> <p>2. 制御建屋空調系が喪失した場合の対応                      制御建屋空調系が機能喪失してから温度が上昇し、制御盤が機能喪失するまでには時間的な余裕<sup>※1</sup>があることから、手動停止を</p>	<p style="text-align: right;">補足3.2.1.a-6</p> <p style="text-align: center;">換気空調系機能喪失事象の扱いについて</p> <p>換気空調系が機能喪失した場合、安全系設備や非安全系設備が設置されている区画の室温が上昇し、所定の機能を維持できなくなることが考えられるが、地震 PRA においては、本事象を起因事象から除外している。以下に換気空調系機能喪失事象の取り扱いについて示す。</p> <p>1. 換気空調系機能喪失事象の概要                      ファン、ダンパ、空調用冷水系等の地震による機能喪失により換気空調系が機能喪失した場合、フロントラインシステム及びそれらのサポートシステム等の安全系設備や非安全系設備が設置されている区画の室温が上昇し、雰囲気悪化により、フロントラインシステムもしくはサポート系システムが所定の機能を維持できなくなることが考えられる。</p> <p>2. 換気空調系が機能喪失した場合の対応                      換気空調系が機能喪失してから温度が上昇し、フロントラインシステム及びそれらのサポートシステムが所定の機能を維持で</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川実績の反映</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■資料名称の相違</li> <li>・別紙⇄補足</li> <li>■付番の相違</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・泊は機能喪失により起因事象発生に至る可能性がある換気空調設備が複数あることから、まとめて「換気空調系」とし、換気空調系の機能喪失の扱いについて記載している (以下、相違理由説明を省略)</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載表現の相違</li> <li>・喪失⇄機能喪失 (以下、相違理由説明を省略)</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・泊は換気空調系が機能喪失した場合、必ずしもプラントの制御が不能とはならない</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・空調系の機能喪失要因及び機能喪失時のプラントへ影響が異なる</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> </ul>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.a-6 換気空調系機能喪失事象の扱いについて

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>行うことで制御盤等の機能喪失が発生する前に事象は収束することになる。</p> <p>また、扉を開放する等の処置により、温度上昇を緩和することが可能であり、仮に中央制御室が使用不能となった場合でもRSS盤からの操作が可能である。</p> <p>※1 全交流動力電源喪失発生から24時間後においても、中央制御室の温度は制御盤の設計上想定している環境温度を下回っている。</p> <p>3. 内部事象運転時レベル1 PRAにおける扱い 換気空調系の機能喪失により空間温度が上昇し、冷却対象機</p>	<p>きなくなるまでには時間的な余裕があり、地震により換気空調系が機能喪失する加速度では地震加速度<math>\alpha</math>によりプラント停止に移行することから当該事象は収束することになる。したがって、地震 PRA として換気空調系を起因事象の発生要因として取り扱わない。ただし、地震で LOCA や過渡事象の起因事象が発生した後、事象緩和系のサポートシステムとして換気空調系を必要とする場合には、換気空調系を緩和系にモデル化している。</p> <p>3. 内部事象運転時レベル1 PRA における扱い 換気空調系の機能喪失により空間温度が上昇し、冷却対象機</p>	<p>・泊は時間的な余裕に加えて、地震加速度大によりプラント停止に期待できることを換気空調系機能喪失を起因事象から除外する理由としている（大飯に記載はないが、泊と同様となっている）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は緩和設備のサポートシステムとして換気空調系を必要とする場合には、換気空調系をモデル化している（大飯に記載はないが、泊と同様となっている）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊も中央制御室外原子炉停止により操作は可能であるが、換気空調系機能喪失を起因事象から除外する理由とはしていない（大飯に記載はないが、泊と同様となっている）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は事象発生から168時間後の室温評価に基づき、設計上想定している環境温度を上回る場合は、換気空調系をモデル化しているが、室温評価の結果を換気空調系機能喪失を起因事象から除外する理由とはしていない（大飯に記載はないが、泊と同様となっている）</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 補足 3.2.1.a-6 換気空調系機能喪失事象の扱いについて

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>器への影響が考えられるが、温度上昇は比較的緩やかであり、影響が生じる前に手動停止などの対応が可能であることから、起回事象としては「通常停止」として考慮している。</p> <p>4. 結論</p> <p>「制御建屋空調系喪失」事象は、起回事象の候補として考えられるが、一般社団法人日本原子力学会発行の「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル1PRA編）：2013」に記載の起回事象の除外判定基準「事象が発生してもプラント停止までには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象」に該当するため、起回事象から除外する。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>器への影響が考えられるが、温度上昇は比較的緩やかであり、影響が生じる前に手動停止などの対応が可能であることから、起回事象としては「手動停止」として考慮している。</p> <p>4. 結論</p> <p>「換気空調系機能喪失」事象は、起回事象の候補として考えられるが、一般社団法人日本原子力学会発行の「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル1PRA編）：2013」に記載の起回事象の除外判定基準「事象が発生してもプラント停止までには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象」に該当するため、起回事象から除外する。</p>	<p>【女川】</p> <p>■名称の相違                      ・通常停止⇔手動停止</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.c-1 フラジリティ評価手法選定の考え方について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																												
<p style="text-align: right;">補足 18</p> <p style="text-align: center;">フラジリティ評価手法選定の考え方について</p> <p>フラジリティ評価について、学会標準では下表における①～③のいずれかの手法で実施することが規定されている。建屋、屋外重要土木構造物、機器のフラジリティ評価について、それぞれ適用した評価手法、評価手法の相違及び選定理由について以下に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 フラジリティ評価手法</p> <table border="1" data-bbox="91 678 674 1348"> <thead> <tr> <th>適用</th> <th>評価手法の相違</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①応答解析に基づく方法： 現実的耐力と現実的応答による方法 ・建屋 ・屋外重要土木構造物</td> <td>・非線形応答まで直接評価。</td> <td>・建屋応答は扇崩壊を屋外重要土木構造物は構造の崩壊を対象とし、強非線形領域まで評価するため、非線形応答解析から直接現実的応答を評価する手法を用いた。</td> </tr> <tr> <td>②原研法： 現実的耐力と応答係数による方法</td> <td>・非線形領域の応答を線形応答で表し、<span style="border: 1px solid black;">E</span>エネルギー吸収係数を用いて、応答項で非線形を考慮。</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>③Zion法（安全係数法）： 耐力係数と応答係数による方法</td> <td>・機器</td> <td>・①及び②は精度の面では優位だが、今回実施した地震PRAの主目的は、炉心損傷頻度の絶対値を高い精度で算出することではなく、各事故シーケンスグループにおいて特徴的となる事故シーケンスを抽出することから、電力共同研究等で評価手法が整備され、米国での評価実績もあり、耐震バックチェックでの応答評価結果がそのまま使用できる③で適切な評価が可能と判断した。</td> </tr> </tbody> </table>	適用	評価手法の相違	選定理由	①応答解析に基づく方法： 現実的耐力と現実的応答による方法 ・建屋 ・屋外重要土木構造物	・非線形応答まで直接評価。	・建屋応答は扇崩壊を屋外重要土木構造物は構造の崩壊を対象とし、強非線形領域まで評価するため、非線形応答解析から直接現実的応答を評価する手法を用いた。	②原研法： 現実的耐力と応答係数による方法	・非線形領域の応答を線形応答で表し、 <span style="border: 1px solid black;">E</span> エネルギー吸収係数を用いて、応答項で非線形を考慮。	—	③Zion法（安全係数法）： 耐力係数と応答係数による方法	・機器	・①及び②は精度の面では優位だが、今回実施した地震PRAの主目的は、炉心損傷頻度の絶対値を高い精度で算出することではなく、各事故シーケンスグループにおいて特徴的となる事故シーケンスを抽出することから、電力共同研究等で評価手法が整備され、米国での評価実績もあり、耐震バックチェックでの応答評価結果がそのまま使用できる③で適切な評価が可能と判断した。		<p style="text-align: right;">補足3.2.1.c-1</p> <p style="text-align: center;">フラジリティ評価手法選定の考え方について</p> <p>フラジリティ評価について、学会標準では下表における①～③のいずれかの手法で実施することが規定されている。建屋、屋外重要土木構造物、機器のフラジリティ評価について、それぞれ適用した評価手法、評価手法の相違及び選定理由について以下に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 フラジリティ評価手法</p> <table border="1" data-bbox="1310 667 1895 1085"> <thead> <tr> <th>評価手法</th> <th>適用</th> <th>評価手法の相違</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①応答解析に基づく方法： 現実的耐力と現実的応答による方法</td> <td>・建屋 ・屋外重要土木構造物</td> <td>・非線形応答まで直接評価。</td> <td>・建屋応答は扇崩壊を、屋外重要土木構造物は構造の崩壊を対象とし、強非線形領域まで評価するため、非線形応答解析から直接現実的応答を評価する手法を用いた。</td> </tr> <tr> <td>②原研法： 現実的耐力と応答係数による方法</td> <td>—</td> <td>・非線形領域の応答を機形応答で表し、<span style="border: 1px solid black;">E</span>エネルギー吸収係数を用いて、応答項で非線形を考慮。</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>③安全係数法（Zion法）： 耐力係数と応答係数による方法</td> <td>・機器</td> <td>・非線形領域の応答を機形応答で表し、<span style="border: 1px solid black;">E</span>エネルギー吸収係数を用いて、現実的耐力を割り増し、耐力項で非線形性を考慮。</td> <td>・①は精度の面では優位だが、今回実施した地震PRAの主目的は、炉心損傷頻度の絶対値を高い精度で算出することではなく、各事故シーケンスグループにおいて特徴的となる事故シーケンスを抽出することから、電力共同研究等で評価手法が整備され、米国での評価実績もあり、耐震バックチェックなど既往の応答評価結果がそのまま使用できる③で適切な評価が可能と判断した。 機器フラジリティについては、②は適用実績がない。</td> </tr> </tbody> </table>	評価手法	適用	評価手法の相違	選定理由	①応答解析に基づく方法： 現実的耐力と現実的応答による方法	・建屋 ・屋外重要土木構造物	・非線形応答まで直接評価。	・建屋応答は扇崩壊を、屋外重要土木構造物は構造の崩壊を対象とし、強非線形領域まで評価するため、非線形応答解析から直接現実的応答を評価する手法を用いた。	②原研法： 現実的耐力と応答係数による方法	—	・非線形領域の応答を機形応答で表し、 <span style="border: 1px solid black;">E</span> エネルギー吸収係数を用いて、応答項で非線形を考慮。	—	③安全係数法（Zion法）： 耐力係数と応答係数による方法	・機器	・非線形領域の応答を機形応答で表し、 <span style="border: 1px solid black;">E</span> エネルギー吸収係数を用いて、現実的耐力を割り増し、耐力項で非線形性を考慮。	・①は精度の面では優位だが、今回実施した地震PRAの主目的は、炉心損傷頻度の絶対値を高い精度で算出することではなく、各事故シーケンスグループにおいて特徴的となる事故シーケンスを抽出することから、電力共同研究等で評価手法が整備され、米国での評価実績もあり、耐震バックチェックなど既往の応答評価結果がそのまま使用できる③で適切な評価が可能と判断した。 機器フラジリティについては、②は適用実績がない。	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川に該当する資料がないため大飯と比較する</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■付番の相違</li> <li>・資料番号の相違</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載表現の相違</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・原研法と安全係数法の精度は同等であるため、泊は「①応答解析に基づく方法」のみを記載している</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載表現の相違</li> <li>・「3.2.1 地震 PRA」においては「安全係数法」を用いており、表現を統一している</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・泊は機器フラジリティ評価における原研法の適用実績について記載している</li> </ul>
適用	評価手法の相違	選定理由																													
①応答解析に基づく方法： 現実的耐力と現実的応答による方法 ・建屋 ・屋外重要土木構造物	・非線形応答まで直接評価。	・建屋応答は扇崩壊を屋外重要土木構造物は構造の崩壊を対象とし、強非線形領域まで評価するため、非線形応答解析から直接現実的応答を評価する手法を用いた。																													
②原研法： 現実的耐力と応答係数による方法	・非線形領域の応答を線形応答で表し、 <span style="border: 1px solid black;">E</span> エネルギー吸収係数を用いて、応答項で非線形を考慮。	—																													
③Zion法（安全係数法）： 耐力係数と応答係数による方法	・機器	・①及び②は精度の面では優位だが、今回実施した地震PRAの主目的は、炉心損傷頻度の絶対値を高い精度で算出することではなく、各事故シーケンスグループにおいて特徴的となる事故シーケンスを抽出することから、電力共同研究等で評価手法が整備され、米国での評価実績もあり、耐震バックチェックでの応答評価結果がそのまま使用できる③で適切な評価が可能と判断した。																													
評価手法	適用	評価手法の相違	選定理由																												
①応答解析に基づく方法： 現実的耐力と現実的応答による方法	・建屋 ・屋外重要土木構造物	・非線形応答まで直接評価。	・建屋応答は扇崩壊を、屋外重要土木構造物は構造の崩壊を対象とし、強非線形領域まで評価するため、非線形応答解析から直接現実的応答を評価する手法を用いた。																												
②原研法： 現実的耐力と応答係数による方法	—	・非線形領域の応答を機形応答で表し、 <span style="border: 1px solid black;">E</span> エネルギー吸収係数を用いて、応答項で非線形を考慮。	—																												
③安全係数法（Zion法）： 耐力係数と応答係数による方法	・機器	・非線形領域の応答を機形応答で表し、 <span style="border: 1px solid black;">E</span> エネルギー吸収係数を用いて、現実的耐力を割り増し、耐力項で非線形性を考慮。	・①は精度の面では優位だが、今回実施した地震PRAの主目的は、炉心損傷頻度の絶対値を高い精度で算出することではなく、各事故シーケンスグループにおいて特徴的となる事故シーケンスを抽出することから、電力共同研究等で評価手法が整備され、米国での評価実績もあり、耐震バックチェックなど既往の応答評価結果がそのまま使用できる③で適切な評価が可能と判断した。 機器フラジリティについては、②は適用実績がない。																												

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足3.2.1.c-2 耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">補足19</p> <p>耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について</p> <p>a. 機器の限界強度に関する係数 <math>F_s</math>（構造損傷）</p> $F_s = \frac{\text{限界荷重} - \text{通常運転時荷重}}{\text{評価用地震動により発生する荷重}}$ <p>【具体的な設定方法（限界荷重の設定）】</p> <p>①耐震評価の許容値がJSMEの設計引張り強さ（<math>S_u</math>）に基づくもの                  JSME記載の<math>S_u</math>は試験データの95%信頼下限値とし、1.1倍を中央値とする。                  不確かさは<math>\beta_{s-R}=0</math>、<math>\beta_{s-U} = (1/1.65) \times \ln(1.1 S_u / S_u) = 0.06</math></p> <p>b. 機器の限界強度に関する係数 <math>F_s</math>（機能損傷）</p> $F_s = \frac{\text{損傷加速度の中央値}}{\text{基準応答加速度}} = \frac{\text{試験加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U))}{\text{基準応答加速度}}$ <p>【具体的な設定方法】</p> <p>①<math>\beta</math>設定法を用いるもの</p>		<p style="text-align: right;">補足3.2.1.c-2</p> <p>耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について</p> <p>a. 機器の限界強度に関する係数 <math>F_s</math>（構造損傷）</p> $F_s = \frac{\text{限界荷重} - \text{通常運転時荷重}}{\text{評価用地震動により発生する荷重} - \text{通常運転時荷重}}$ <p>【具体的な設定方法（限界荷重の設定）】</p> <p>①耐震評価の許容値がJSMEの設計引張り強さ（<math>S_u</math>）に基づくもの                  JSME記載の<math>S_u</math>は試験データの95%信頼下限値とし、1.1倍を中央値とする。                  不確かさは<math>\beta_{s-R}=0</math>、<math>\beta_{s-U} = (1/1.65) \times \ln(1.1 S_u / S_u) = 0.06</math></p> <p>b. 機器の限界強度に関する係数<math>F_s</math>（機能損傷）</p> $F_s = \frac{\text{損傷加速度の中央値}}{\text{基準応答加速度}} = \frac{\text{試験加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U))}{\text{基準応答加速度}}$ <p>【具体的な設定方法】</p> <p>①<math>\beta</math>設定法を用いるもの</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川に該当する資料がないため大飯と比較する</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■付番の相違</li> <li>・資料番号の相違</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・「評価用地震動による発生する荷重」として、大飯では「地震動のみに起因する荷重」を意図した記載であるが、泊では工認等の耐震評価結果として出力される「地震動起因の荷重と内圧等の地震起因以外の荷重（通常運転時荷重）を統合した荷重」を意図した記載としており、<math>F_s</math>の計算式において通常運転時荷重を差し引く対象が異なっている</li> </ul>

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について  
 補足3.2.1.c-2 耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>フラジリティ評価において、HCLPFは次式により評価される。  <math>HCLPF = A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_R + \beta_U))</math>                      HCLPF：95%信頼度5%損傷確率                      A<sub>m</sub>：フラジリティ加速度の中央値                      式変形より、<math>A_m = HCLPF \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U))</math>                      これと同様に、加振試験における損傷加速度の中央値とHCLPFの関係は次式により表される。                      損傷加速度の中央値＝損傷加速度のHCLPF×exp(1.65×(β<sub>R</sub>+β<sub>U</sub>))                      したがって、“損傷加速度のHCLPF＝機能維持試験加速度”とし、不確実さ<sup>※1</sup>β<sub>R</sub>及びβ<sub>U</sub>を与えることにより、損傷加速度の中央値を推定することができる。                      電気的機器の場合：β<sub>S-R</sub>=0.11、β<sub>S-U</sub>=0.17                      動的機器の場合：β<sub>S-R</sub>=β<sub>S-U</sub>=0.10                      ※1：不確実さについては下記の文献から引用した。                      電力共通研究「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」</p> <p>②上記以外（横型ポンプ）                      JNESの加振試験<sup>※2</sup>において損傷するまでの結果が得られているものについては、β設定法は用いず、損傷加速度中央値＝機能維持確認済加速度として評価し、不確実さは考慮しない（β<sub>S-R</sub>=β<sub>S-U</sub>=0）。ただし、上記報告書で不確実さが指定されているものについてはその値を使用する。                      横型単段ポンプ：機能維持加速度 8.40G                      β<sub>S-U</sub>=0.21                      横型多段ポンプ：機能維持加速度 17.3G                      不確実さの指定なし                      ※2：「原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その3（総合評価）に係る報告書」（独立行政法人原子力安全基盤機構平成18年8月）</p> <p>c. 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数 F<sub>μ</sub></p> <p>評価対象部位の降伏後の塑性変形による機器全体系としてのE</p>		<p>フラジリティ評価において、HCLPFは次式により評価される。  <math>HCLPF = A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_R + \beta_U))</math>                      HCLPF：95%信頼度5%損傷確率                      A<sub>m</sub>：フラジリティ加速度の中央値                      式変形より、<math>A_m = HCLPF \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U))</math>                      これと同様に、加振試験における損傷加速度の中央値とHCLPFの関係は次式により表される。                      損傷加速度の中央値＝損傷加速度のHCLPF×exp(1.65×(β<sub>R</sub>+β<sub>U</sub>))                      従って、“損傷加速度のHCLPF＝機能維持試験加速度”とし、不確実さ<sup>※1</sup>β<sub>R</sub>及びβ<sub>U</sub>を与えることにより、損傷加速度の中央値を推定することができる。                      電気的機器の場合：β<sub>S-R</sub>=0.11、β<sub>S-U</sub>=0.17                      動的機器の場合：β<sub>S-R</sub>=β<sub>S-U</sub>=0.10                      ※1：不確実さについては下記の文献から引用した。                      電力共通研究「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」</p> <p>②上記以外（横型ポンプ）                      JNESの加振試験<sup>※2</sup>において損傷するまでの結果が得られているものについては、β設定法は用いず、損傷加速度中央値＝機能維持確認済加速度として評価し、不確実さは考慮しない（β<sub>S-R</sub>=β<sub>S-U</sub>=0）。ただし、上記報告書で不確実さが指定されているものについてはその値を使用する。                      横型単段ポンプ：機能維持加速度 8.40G                      β<sub>S-U</sub>=0.21                      横型多段ポンプ：機能維持加速度 17.3G                      不確実さの指定なし                      ※2：「原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その3（総合評価）に係る報告書」（独立行政法人原子力安全基盤機構平成18年8月）</p> <p>c. 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数 F<sub>μ</sub></p> <p>評価対象部位の降伏後の塑性変形による機器全体系としてのE</p>	<p>大飯】                      ■記載表現の相違                      （以下、相違理由説明を省略）</p>



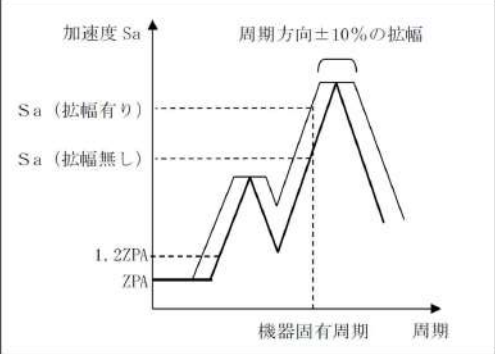
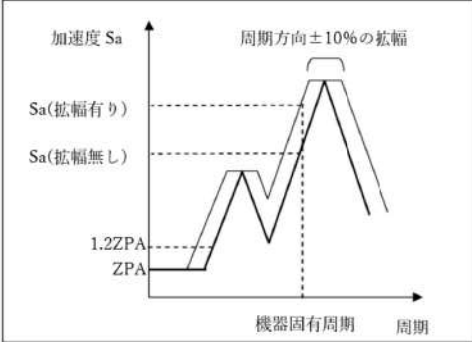
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について  
 補足3.2.1.c-2 耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p><b>エネルギー</b>吸収効果を評価する。</p> <p>【具体的な設定方法】                      本係数は、塑性率<math>\mu</math>の関数として与えられる。脆性損傷及び弾性域機能損傷については、本係数を<math>F_{\mu}=1</math>とし、その他については以下に示すNewmarkの手法により評価する。</p> <p>①機器の固有周期が設置床の床応答スペクトルの卓越周期領域にある場合  <math display="block">F_{\mu} = \sqrt{2\mu - 1} \quad \mu : \text{塑性率}</math></p> <p>②機器の固有周期が設置床の床応答スペクトルの剛領域にある場合  <math display="block">F_{\mu} = \mu^{0.13}</math>                     不確かさは次式により算定する。  <math display="block">\beta_c = \frac{1}{2.33} \ln(F_{\mu}) \quad \beta_s = \beta_u = \frac{1}{\sqrt{2}} \beta_c</math>                     ここで、塑性率<math>\mu</math>には以下の値<sup>※3</sup>を用いるものとする。                      ・一般の容器類 <math>\mu = 1.5</math>                      ・重機器類 <math>\mu = 2.0</math>                      ・配管 <math>\mu = 3.0</math>                      ・鋼構造 <math>\mu = 3.0</math></p> <p>※3：塑性率については下記の文献から引用した。                      「N.M.Newmark, "Inelastic Design of Nuclear Reactor Structures and its Implication on Design of Critical Equipment", SMiRT Paper K4/1, 1977 SMiRT Conference, San Francisco, 1978」</p> <p>d. 機器応答評価用入力地震動に関する係数 <math>F_{ESS}</math>  <math display="block">F_{ESS} = \frac{\text{設計評価での機器入力動に対する機器応答値}}{\text{機器入力動の中央値に対する機器応答値}}</math>                     【具体的な設定方法：マージンの取り方に応じた評価手法を選定】                      ①<b>拡幅有りの設計用床応答曲線を用いた評価を実施しているもの</b>  <math display="block">F_{ESS} = \frac{S_a(\text{拡幅有り})}{S_a(\text{拡幅無し})}</math> <math>S_a</math> (拡幅有り (無し)) : 拡幅有り (無し) の床応答曲線での応答加速度</p>		<p><b>エネルギー</b>吸収効果を評価する。</p> <p>【具体的な設定方法】                      本係数は、塑性率<math>\mu</math>の関数として与えられる。脆性損傷及び弾性域機能損傷については、本係数を<math>F_{\mu}=1</math>とし、その他については以下に示すNewmarkの手法により評価する。</p> <p>①機器の固有周期が設置床の床応答スペクトルの卓越周期領域にある場合  <math display="block">F_{\mu} = \sqrt{2\mu - 1} \quad \mu : \text{塑性率}</math></p> <p>②機器の固有周期が設置床の床応答スペクトルの剛領域にある場合  <math display="block">F_{\mu} = \mu^{0.13}</math>                     不確かさは次式により算定する。  <math display="block">\beta_c = \frac{1}{2.33} \ln(F_{\mu}) \quad \beta_r = \beta_u = \frac{1}{\sqrt{2}} \beta_c</math>                     ここで、塑性率<math>\mu</math>には以下の値<sup>※3</sup>を用いるものとする。                      ・一般の容器類 <math>\mu = 1.5</math>                      ・重機器類 <math>\mu = 2.0</math>                      ・配管 <math>\mu = 3.0</math>                      ・鋼構造 <math>\mu = 3.0</math></p> <p>※3：塑性率については下記の文献から引用した。                      「N.M.Newmark, "Inelastic Design of Nuclear Reactor Structures and its Implication on Design of Critical Equipment", SMiRT Paper K4/1, 1977 SMiRT Conference, San Francisco, 1978」</p> <p>d. 機器応答評価用入力地震動に関する係数 <math>F_{ESS}</math>  <math display="block">F_{ESS} = \frac{\text{設計評価での機器入力動に対する機器応答値}}{\text{機器入力動の中央値に対する機器応答値}}</math>                     【具体的な設定方法：マージンの取り方に応じた評価手法を選定】                      ①<b>拡幅有りの設計用床応答曲線を用いた評価を実施しているもの</b>  <math display="block">F_{ESS} = \frac{S_a(\text{拡幅有り})}{S_a(\text{拡幅無し})}</math> <math>S_a</math> (拡幅有り (無し)) : 拡幅有り (無し) の床応答曲線での応答加速度</p>	

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足3.2.1.c-2 耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>拡幅は建屋・地盤の物性値の不確かさを考慮したものであり、その不確かさは建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確かさは考慮しない。</p> $\beta_{ESS-R} = \beta_{ESS-U} = 0$ <p>②1.2ZPA評価を実施しているもの（ZPA：最大床応答加速度）</p> $F_{ESS} = 1.2$ <p>建屋応答解析の不確かさは、建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確かさは考慮しない。</p> $\beta_{ESS-R} = \beta_{ESS-U} = 0$ <p>③建屋連成時刻歴解析を実施し、発生荷重のマーヅンを考慮しているもの</p> $F_{ESS} = \text{設定マーヅン}$ <p>建屋応答解析の不確かさは、建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確かさは考慮しない。</p> $\beta_{ESS-R} = \beta_{ESS-U} = 0$ <p>④ZPA評価又は時刻歴解析を実施しているもの</p> $F_{ESS} = 1.0$ <p>建屋応答解析の不確かさは、建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確かさは考慮しない。</p> $\beta_{ESS-R} = \beta_{ESS-U} = 0$		<p>拡幅は建屋・地盤の物性値の不確かさを考慮したものであり、その不確かさは建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確かさは考慮しない。</p> $\beta_{ESS-R} = \beta_{ESS-U} = 0$ <p>②1.2ZPA評価を実施しているもの（ZPA：最大床応答加速度）</p> $F_{ESS} = 1.2$ <p>建屋応答解析の不確かさは、建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確かさは考慮しない。</p> $\beta_{ESS-R} = \beta_{ESS-U} = 0$ <p>③建屋連成時刻歴解析を実施し、発生荷重のマーヅンを考慮しているもの</p> $F_{ESS} = \text{設定マーヅン}$ <p>建屋応答解析の不確かさは、建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確かさは考慮しない。</p> $\beta_{ESS-R} = \beta_{ESS-U} = 0$ <p>④ZPA評価または時刻歴解析を実施しているもの</p> $F_{ESS} = 1.0$ <p>建屋応答解析の不確かさは、建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確かさは考慮しない。</p> $\beta_{ESS-R} = \beta_{ESS-U} = 0$	
 <p>参考図</p>		 <p>参考図</p>	

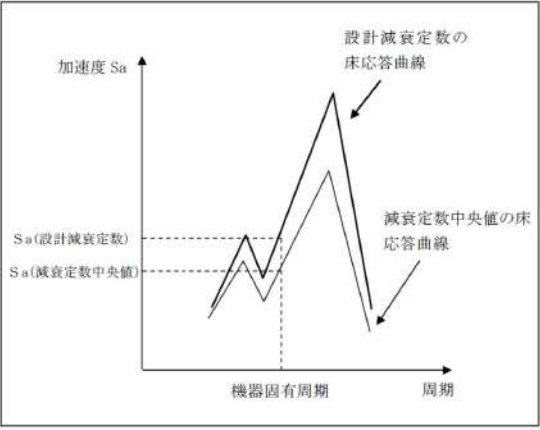
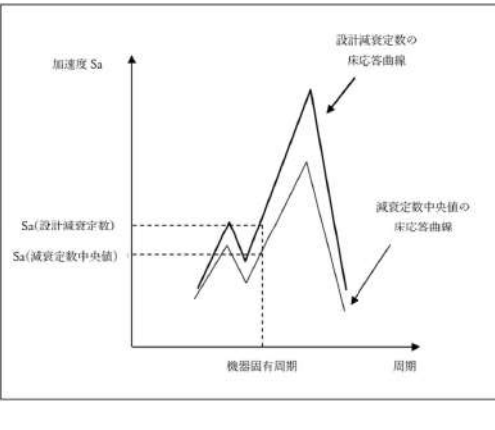
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について  
 補足3.2.1.c-2 耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>e. 機器の設計用減衰定数に関する係数 <math>F_D</math></p> $F_D = \frac{\text{設計用減衰定数での機器応答値}}{\text{減衰定数の中央値での機器応答値}}$ <p>【具体的な設定方法】</p> <p>①設計減衰定数の床応答曲線を用いた評価を実施しているもの</p> $F_D = \frac{S_a(\text{設計減衰定数})}{S_a(\text{減衰定数中央値})}$ <p>不確かさについては、設計減衰定数が99%信頼下限と考え、次式のとおりとする。</p> $\beta_{D-U} = \frac{1}{2.33} \ln \frac{S_a(\text{設計減衰定数})}{S_a(\text{減衰定数中央値})}$ $\beta_{D-R} = 0$ <p>Sa(設計減衰定数（減衰定数中央値<sup>*4</sup>）)：                  設計減衰定数（減衰定数中央値）の床応答曲線での応答加速度</p> <p>※4：減衰定数中央値については、国内において機器ごとに除々に地震動を変動させた既往の加振試験結果を統計処理結果等に基づき設定する。</p> <p>引用文献：                  電力共通研究「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」</p>		<p>e. 機器の設計用減衰定数に関する係数 <math>F_D</math></p> $F_D = \frac{\text{設計用減衰定数での機器応答値}}{\text{減衰定数の中央値での機器応答値}}$ <p>【具体的な設定方法】</p> <p>①設計減衰定数の床応答曲線を用いた評価を実施しているもの</p> $F_D = \frac{S_a(\text{設計減衰定数})}{S_a(\text{減衰定数中央値})}$ <p>不確かさについては、設計減衰定数が99%信頼下限と考え、次式の通りとする。</p> $\beta_{D-U} = \frac{1}{2.33} \ln \frac{S_a(\text{設計減衰定数})}{S_a(\text{減衰定数中央値})}$ $\beta_{D-R} = 0$ <p>Sa(設計減衰定数（減衰定数中央値<sup>*4</sup>）)：                  設計減衰定数（減衰定数中央値）の床応答曲線での応答加速度</p> <p>※4：減衰定数中央値については、国内において機器ごとに除々に地震動を変動させた既往の加振試験結果を統計処理結果等に基づき設定する。</p> <p>引用文献：                  電力共通研究「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（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  
 補足3.2.1.c-2 耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>参考図</p>		 <p>参考図</p>	
<p>f. 機器の解析モデル化に関する係数 <math>F_{EM}</math></p> <p>機器のモデル化におけるモデル形状・諸元等の実機との差等に起因する保守性及び不確実さが機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。</p> <p>【具体的な設定方法】</p> <p>① 1質点系でモデル化しているもの</p> <p>1質点系でモデル化される機器の場合は、比較的単純な形状で実機の現実的な応答も1次の振動モードが応答に支配的であると考えられる、かつ、設計評価において解析モデルの諸元が保守的に与えられているため、安全係数は1.0で不確実さは考慮しない。</p> $F_{EM}=1.0 \quad \beta_{EM-R}=\beta_{EM-U}=0$ <p>② 多質点系でモデル化しているもの</p> <p>多質点系でモデル化される場合は、主にモデル形状等に起因する不確実さが生じ得るため、文献<sup>※5</sup>に基づき設定する。</p> $F_{EM}=1.0 \quad \beta_{EM-R}=0 \quad \beta_{EM-U}=0.15$ <p>※5：「Seismic Fragilities of Civil Structures and Equipments at The Diablo Canyon Power Plant」，</p>		<p>f. 機器の解析モデル化に関する係数 <math>F_{EM}</math></p> <p>機器のモデル化におけるモデル形状・諸元等の実機との差等に起因する保守性及び不確実さが機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。</p> <p>【具体的な設定方法】</p> <p>① 1質点系でモデル化しているもの</p> <p>1質点系でモデル化される機器の場合は、比較的単純な形状で実機の現実的な応答も1次の振動モードが応答に支配的であると考えられる、かつ、設計評価において解析モデルの諸元が保守的に与えられているため、安全係数は1.0で不確実さは考慮しない。</p> $F_{EM}=1.0 \quad \beta_{EM-R}=\beta_{EM-U}=0$ <p>② 多質点系でモデル化しているもの</p> <p>多質点系でモデル化される場合は、主にモデル形状等に起因する不確実さが生じ得るため、文献<sup>※5</sup>に基づき設定する。</p> $F_{EM}=1.0 \quad \beta_{EM-R}=0 \quad \beta_{EM-U}=0.15$ <p>※5：「Seismic Fragilities of Civil Structures and Equipments at The Diablo Canyon Power Plant」，</p>	

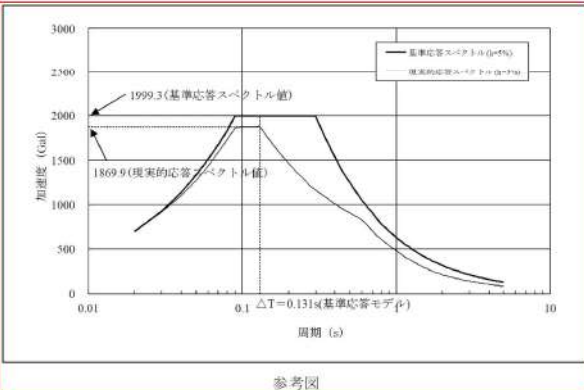
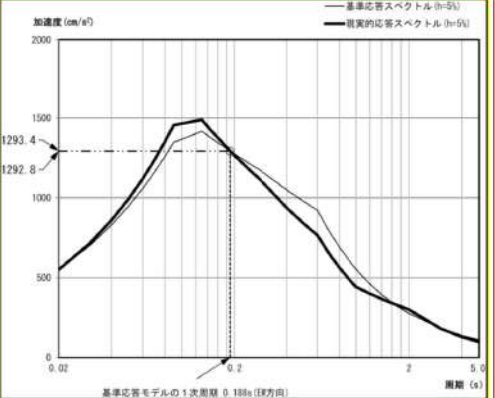
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 補足3.2.1.c-2 耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Pacific Gas and Electric Company, 1988]</p> <p>③建屋連成時刻歴解析を実施しているもの                      建屋応答係数の内のモデル化に関する係数に含まれるものとし、安全係数1.0で不確かさは考慮しない。  <math>F_{EM}=1.0 \quad \beta_{EM-R} = \beta_{EM-U} = 0</math></p> <p>g. 機器のモード合成に関する係数 <math>F_{EMC}</math>                      機器の地震応答がモーダル解析により評価されている場合に、実機の現実的な応答挙動をより精度良く模擬できる直接積分による時刻歴解析に比べ、モード合成に起因する保守性及び不確かさが生じて、機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。</p> <p>【具体的な設定方法】</p> <p>①1質点系でモデル化しているもの                      1質点系でモデル化される機器の場合は、モード合成の必要がないため、安全係数は1.0で不確かさは考慮しない。  <math>F_{EMC}=1.0 \quad \beta_{EMC-R} = \beta_{EMC-U} = 0</math></p> <p>②多質点系でモデル化しているもの                      モード合成はSRSS（二乗和平方根）により行っており、この場合は大きな保守性は有さないと考えられることから安全係数は1.0とする。不確かさについては文献<sup>*6</sup>に基づき設定する。  <math>F_{EMC}=1.0 \quad \beta_{EMC-R}=0.15 \quad \beta_{EMC-U}=0</math></p> <p>※6：引用文献：                      ・電力共通研究「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」                      ・「R.P.Kennedy and M.K.Ravindra “Seismic Fragilities For Nuclear Power Plant Risk Studies”, Nuclear Engineering and Design79(1984)47-68」</p> <p>h. 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 <math>F_{SS}</math>  <math>F_{SS} = \frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{基準減衰値の現実的スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}</math></p> <p>【具体的な設定方法】</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>Pacific Gas and Electric Company, 1988]</p> <p>③建屋連成時刻歴解析を実施しているもの                      建屋応答係数の内のモデル化に関する係数に含まれるものとし、安全係数1.0で不確かさは考慮しない。  <math>F_{EM}=1.0 \quad \beta_{EM-R} = \beta_{EM-U} = 0</math></p> <p>g. 機器のモード合成に関する係数 <math>F_{EMC}</math>                      機器の地震応答がモーダル解析により評価されている場合に、実機の現実的な応答挙動をより精度良く模擬できる直接積分による時刻歴解析に比べ、モード合成に起因する保守性及び不確かさが生じて、機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。</p> <p>【具体的な設定方法】</p> <p>①1質点系でモデル化しているもの                      1質点系でモデル化される機器の場合は、モード合成の必要がないため、安全係数は1.0で不確かさは考慮しない。  <math>F_{EMC}=1.0 \quad \beta_{EMC-R} = \beta_{EMC-U} = 0</math></p> <p>②多質点系でモデル化しているもの                      モード合成はSRSS（二乗和平方根）により行っており、この場合は大きな保守性は有さないと考えられることから安全係数は1.0とする。不確かさについては文献<sup>*6</sup>に基づき設定する。  <math>F_{EMC}=1.0 \quad \beta_{EMC-R}=0.15 \quad \beta_{EMC-U}=0</math></p> <p>※6：引用文献：                      ・電力共通研究「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」                      ・「R.P.Kennedy and M.K.Ravindra “Seismic Fragilities For Nuclear Power Plant Risk Studies”, Nuclear Engineering and Design 79(1984)47-68」</p> <p>h. 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 <math>F_{SS}</math>  <math>F_{SS} = \frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{基準減衰値の現実的スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}</math></p> <p>【具体的な設定方法】</p>	<p>相違理由</p>

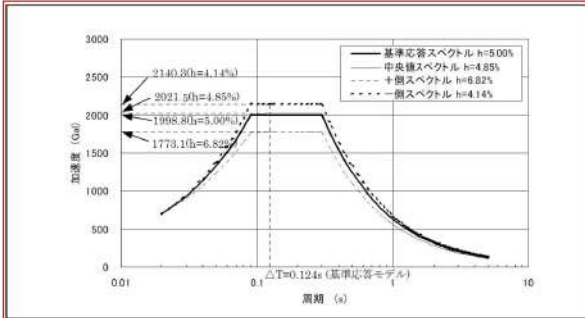
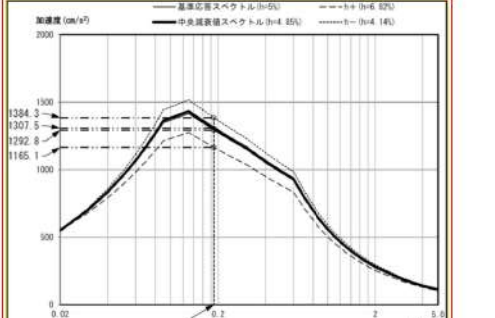
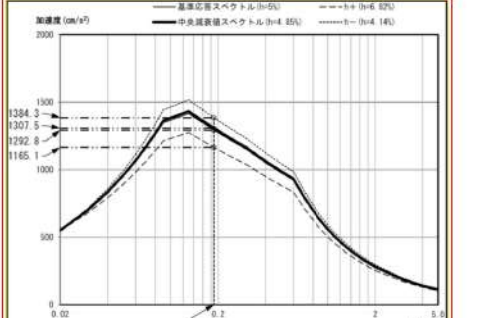
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足3.2.1.c-2 耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p>①基準応答評価用の入力地震動と現実的な地震動の加速度応答スペクトル形状の差が建屋応答に与える影響を評価する。なお、不確実さは地震ハザード評価に含まれると考えられるため考慮しない。</p> $F_{SS} = \frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{基準減衰値の現実的スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}$ $F_{SS} = \frac{1999.3}{1869.9} = 1.07 \text{ (EW方向)}$ $\beta_R = \beta_U = 0$ <p>基準応答モデルのC/B 1次周期に対するスペクトル値 EW方向</p> <table border="1" data-bbox="174 550 600 638"> <thead> <tr> <th></th> <th>スペクトル値(gal)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基準応答スペクトル</td> <td>1999.3</td> </tr> <tr> <td>現実的スペクトル値</td> <td>1869.9</td> </tr> </tbody> </table>  <p>参考図</p>		スペクトル値(gal)	基準応答スペクトル	1999.3	現実的スペクトル値	1869.9		<p>①基準応答評価用の入力地震動と現実的な地震動の加速度応答スペクトル形状の差が建屋応答に与える影響を評価する。なお、不確実さは地震ハザード評価に含まれると考えられるため考慮しない。</p> $F_{SS} = \frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{基準減衰値の現実的スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}$ $F_{SS} = \frac{1292.8}{1293.4} = 1.00 \text{ (EW方向)}$ $\beta_R = \beta_U = 0$ <p>基準応答モデルのA/B 1次周期に対するスペクトル値 EW方向</p> <table border="1" data-bbox="1355 534 1848 630"> <thead> <tr> <th></th> <th>スペクトル値(gal)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基準応答スペクトル</td> <td>1292.8</td> </tr> <tr> <td>現実的スペクトル値</td> <td>1293.4</td> </tr> </tbody> </table>  <p>参考図</p>		スペクトル値(gal)	基準応答スペクトル	1292.8	現実的スペクトル値	1293.4	<p>【大飯】                  ■評価結果の相違                  (以下、相違理由説明を省略)</p>
	スペクトル値(gal)														
基準応答スペクトル	1999.3														
現実的スペクトル値	1869.9														
	スペクトル値(gal)														
基準応答スペクトル	1292.8														
現実的スペクトル値	1293.4														

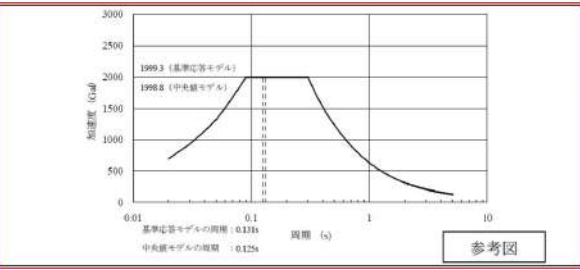
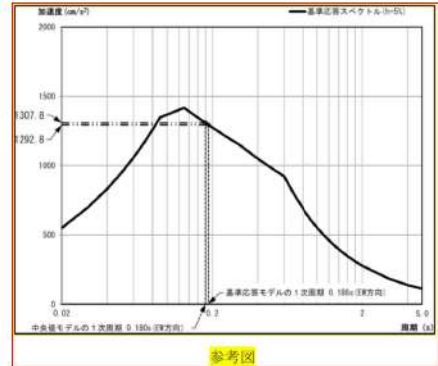
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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  
 補足3.2.1.c-2 耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																													
<p>i. 建屋の減衰に関する係数 <math>F_{\delta B}</math></p> <p><math>F_{\delta B} = \frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{現実的減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}</math></p> <p>【具体的な設定方法】</p> <p>①基準応答減衰定数による基準応答用スペクトルと現実的な減衰定数による基準応答用スペクトルの基準応答モデル1次周期における比により評価する。</p> <p>現実的な減衰定数はばらつくので、基準応答用スペクトル形状もそれにしがらつき、その結果得られるスペクトル値もばらついたものとなる。このようにして得られたスペクトル値のばらつきを <math>\beta_R</math> とする。また、減衰定数の評価に対する <math>\beta_U</math> は考慮しない。</p> <p><math>F_{\delta B} = \frac{1998.8}{2021.5} = 0.99</math> (NS方向)</p> <p><math>\beta_R =</math> 基準応答モデル1次周期に対して減衰がばらついたときの基準応答スペクトル値のばらつき</p> <p><math>\beta_U = 0</math></p> <p>基準応答モデルのC/B 1次周期に対する基準応答スペクトル値 NS方向</p> <table border="1" data-bbox="134 845 638 981"> <thead> <tr> <th>基準応答(h=5%)</th> <th>スペクトル値(ga1)</th> <th>重み</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基準応答(h=5%)</td> <td>1998.8</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>中央値(h=4.85%)</td> <td>2021.5</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>h+(h=6.82%)</td> <td>1773.1</td> <td>0.321</td> </tr> <tr> <td>h-(h=4.14%)</td> <td>2140.3</td> <td>0.679</td> </tr> </tbody> </table>  <p>参考図</p>	基準応答(h=5%)	スペクトル値(ga1)	重み	基準応答(h=5%)	1998.8	—	中央値(h=4.85%)	2021.5	—	h+(h=6.82%)	1773.1	0.321	h-(h=4.14%)	2140.3	0.679	<p>i. 建屋の減衰に関する係数 <math>F_{\delta B}</math></p> <p><math>F_{\delta B} = \frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{現実的減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}</math></p> <p>【具体的な設定方法】</p> <p>①基準応答減衰定数による基準応答用スペクトルと現実的な減衰定数による基準応答用スペクトルの基準応答モデル1次周期における比により評価する。</p> <p>現実的な減衰定数はばらつくので、基準応答用スペクトル形状もそれに従いばらつき、その結果得られるスペクトル値もばらついたものとなる。このようにして得られたスペクトル値のばらつきを <math>\beta_R</math> とする。また、減衰定数の評価に対する <math>\beta_U</math> は考慮しない。</p> <p><math>F_{\delta B} = \frac{1292.8}{1307.5} = 0.99</math> (EW方向)</p> <p><math>\beta_R =</math> 基準応答モデル1次周期に対して減衰がばらついたときの基準応答スペクトル値のばらつき</p> <p><math>\beta_U = 0</math></p> <p>基準応答モデルのA/B 1次周期に対する基準応答スペクトル値 EW方向</p> <table border="1" data-bbox="1344 845 1848 981"> <thead> <tr> <th>基準応答(h=5%)</th> <th>スペクトル値(ga1)</th> <th>重み</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基準応答(h=5%)</td> <td>1292.8</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>中央値(h=4.85%)</td> <td>1307.5</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>h+(h=6.82%)</td> <td>1165.1</td> <td>0.321</td> </tr> <tr> <td>h-(h=4.14%)</td> <td>1384.3</td> <td>0.679</td> </tr> </tbody> </table>  <p>参考図</p>	基準応答(h=5%)	スペクトル値(ga1)	重み	基準応答(h=5%)	1292.8	—	中央値(h=4.85%)	1307.5	—	h+(h=6.82%)	1165.1	0.321	h-(h=4.14%)	1384.3	0.679	<p>i. 建屋の減衰に関する係数 <math>F_{\delta B}</math></p> <p><math>F_{\delta B} = \frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{現実的減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}</math></p> <p>【具体的な設定方法】</p> <p>①基準応答減衰定数による基準応答用スペクトルと現実的な減衰定数による基準応答用スペクトルの基準応答モデル1次周期における比により評価する。</p> <p>現実的な減衰定数はばらつくので、基準応答用スペクトル形状もそれに従いばらつき、その結果得られるスペクトル値もばらついたものとなる。このようにして得られたスペクトル値のばらつきを <math>\beta_R</math> とする。また、減衰定数の評価に対する <math>\beta_U</math> は考慮しない。</p> <p><math>F_{\delta B} = \frac{1292.8}{1307.5} = 0.99</math> (EW方向)</p> <p><math>\beta_R =</math> 基準応答モデル1次周期に対して減衰がばらついたときの基準応答スペクトル値のばらつき</p> <p><math>\beta_U = 0</math></p> <p>基準応答モデルのA/B 1次周期に対する基準応答スペクトル値 EW方向</p> <table border="1" data-bbox="1344 845 1848 981"> <thead> <tr> <th>基準応答(h=5%)</th> <th>スペクトル値(ga1)</th> <th>重み</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基準応答(h=5%)</td> <td>1292.8</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>中央値(h=4.85%)</td> <td>1307.5</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>h+(h=6.82%)</td> <td>1165.1</td> <td>0.321</td> </tr> <tr> <td>h-(h=4.14%)</td> <td>1384.3</td> <td>0.679</td> </tr> </tbody> </table>  <p>参考図</p>	基準応答(h=5%)	スペクトル値(ga1)	重み	基準応答(h=5%)	1292.8	—	中央値(h=4.85%)	1307.5	—	h+(h=6.82%)	1165.1	0.321	h-(h=4.14%)	1384.3	0.679	<p>相違理由</p>
基準応答(h=5%)	スペクトル値(ga1)	重み																																														
基準応答(h=5%)	1998.8	—																																														
中央値(h=4.85%)	2021.5	—																																														
h+(h=6.82%)	1773.1	0.321																																														
h-(h=4.14%)	2140.3	0.679																																														
基準応答(h=5%)	スペクトル値(ga1)	重み																																														
基準応答(h=5%)	1292.8	—																																														
中央値(h=4.85%)	1307.5	—																																														
h+(h=6.82%)	1165.1	0.321																																														
h-(h=4.14%)	1384.3	0.679																																														
基準応答(h=5%)	スペクトル値(ga1)	重み																																														
基準応答(h=5%)	1292.8	—																																														
中央値(h=4.85%)	1307.5	—																																														
h+(h=6.82%)	1165.1	0.321																																														
h-(h=4.14%)	1384.3	0.679																																														

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について  
 補足3.2.1.c-2 耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																		
<p>j. 建屋のモデル化に関する係数 <math>F_M</math></p> $F_M = \frac{\text{基準応答スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{基準応答スペクトルの現実的な建屋の1次周期に対する値}}$ <p>【具体的な設定方法】</p> <p>①建屋のモデル化に関する不確かさが建屋応答に与える影響を評価する。なお、基準応答用スペクトルの基準応答モデル1次周期における値と、現実的な建屋モデル（中央値モデル及び現実的応答評価用モデル）の1次周期における値の比により算出する。</p> $F_M = \frac{1999.3}{1998.8} = 1.00 \text{ (EW方向)}$ <p><math>\beta_R</math> = 現実的な建屋の1次周期（ばらつき考慮）に対する基準応答スペクトル値のばらつき</p> <p><math>\beta_U = 0.15^{*7}</math></p> <p>※7：不確かさについては下記の文献から引用した。                  「原子力発電所の fragility 評価における認識論的不確かさに関する研究、その1～その3」（日本建築学会大会梗概集、2007年8月）</p> <table border="1" data-bbox="100 794 678 1050"> <caption>現実的な1次周期に対する基準応答減衰による基準応答評価用スペクトル値 (C/B EW方向)</caption> <thead> <tr> <th rowspan="2">ケース</th> <th colspan="2">Fcと完全相関</th> <th colspan="3">Vsと完全相関</th> <th rowspan="2">重み</th> <th rowspan="2">1次周期 (s)</th> <th rowspan="2">スペクトル値 (gal)</th> </tr> <tr> <th>E</th> <th>G</th> <th>水平ばね</th> <th>回転ばね</th> <th>側面ばね</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>基準応答モデル</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>0.1311</td> <td>1999.3</td> </tr> <tr> <td>中央値モデル</td> <td>中央値</td> <td>中央値</td> <td>中央値</td> <td>中央値</td> <td>中央値</td> <td>-</td> <td>0.1250</td> <td>1998.8</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">2点推定法のサンプル点</td> <td>+</td> <td>+</td> <td>+</td> <td>+</td> <td>+</td> <td>0.1721</td> <td>0.1208</td> <td>1998.4</td> </tr> <tr> <td>+</td> <td>+</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>0.2319</td> <td>0.1235</td> <td>1998.7</td> </tr> <tr> <td>-</td> <td>-</td> <td>+</td> <td>+</td> <td>+</td> <td>0.2539</td> <td>0.1256</td> <td>1998.9</td> </tr> <tr> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>0.3421</td> <td>0.1282</td> <td>1999.1</td> </tr> </tbody> </table> 	ケース	Fcと完全相関		Vsと完全相関			重み	1次周期 (s)	スペクトル値 (gal)	E	G	水平ばね	回転ばね	側面ばね	基準応答モデル	-	-	-	-	-	-	0.1311	1999.3	中央値モデル	中央値	中央値	中央値	中央値	中央値	-	0.1250	1998.8	2点推定法のサンプル点	+	+	+	+	+	0.1721	0.1208	1998.4	+	+	-	-	-	0.2319	0.1235	1998.7	-	-	+	+	+	0.2539	0.1256	1998.9	-	-	-	-	-	0.3421	0.1282	1999.1		<p>j. 建屋のモデル化に関する係数 <math>F_M</math></p> $F_M = \frac{\text{基準応答スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{基準応答スペクトルの現実的な建屋の1次周期に対する値}}$ <p>【具体的な設定方法】</p> <p>①建屋のモデル化に関する不確かさが建屋応答に与える影響を評価する。なお、基準応答用スペクトルの基準応答モデル1次周期における値と、現実的な建屋モデル（中央値モデルおよび現実的応答評価用モデル）の1次周期における値の比により算出する。</p> $F_M = \frac{1289.0}{1302.4} = 0.99 \text{ (EW方向)}$ <p><math>\beta_R</math> = 現実的な建屋の1次周期（ばらつき考慮）に対する基準応答スペクトル値のばらつき</p> <p><math>\beta_U = 0.15^{*7}</math></p> <p>※7：不確かさについては下記の文献から引用した。                  「原子力発電所の fragility 評価における認識論的不確かさに関する研究、その1～その3」（日本建築学会大会梗概集、2007年8月）</p> <table border="1" data-bbox="1321 794 1899 1050"> <caption>現実的な1次周期に対する基準応答減衰による基準応答評価用スペクトル値 (A/B EW方向)</caption> <thead> <tr> <th></th> <th><math>F_S</math></th> <th><math>F_C</math></th> <th>1次周期 (s)</th> <th>スペクトル値 (gal)</th> <th>重み</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>中央値モデル</td> <td>中央値</td> <td>中央値</td> <td>0.1883</td> <td>1292.8</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">現実的応答評価用モデル</td> <td>+</td> <td>+</td> <td>0.1728</td> <td>1320.6</td> <td>0.1721</td> </tr> <tr> <td>+</td> <td>-</td> <td>0.1794</td> <td>1308.3</td> <td>0.2539</td> </tr> <tr> <td>-</td> <td>+</td> <td>0.1786</td> <td>1309.9</td> <td>0.2319</td> </tr> <tr> <td>-</td> <td>-</td> <td>0.1850</td> <td>1298.6</td> <td>0.3421</td> </tr> </tbody> </table> 		$F_S$	$F_C$	1次周期 (s)	スペクトル値 (gal)	重み	中央値モデル	中央値	中央値	0.1883	1292.8	-	現実的応答評価用モデル	+	+	0.1728	1320.6	0.1721	+	-	0.1794	1308.3	0.2539	-	+	0.1786	1309.9	0.2319	-	-	0.1850	1298.6	0.3421	
ケース		Fcと完全相関		Vsと完全相関						重み	1次周期 (s)	スペクトル値 (gal)																																																																																									
	E	G	水平ばね	回転ばね	側面ばね																																																																																																
基準応答モデル	-	-	-	-	-	-	0.1311	1999.3																																																																																													
中央値モデル	中央値	中央値	中央値	中央値	中央値	-	0.1250	1998.8																																																																																													
2点推定法のサンプル点	+	+	+	+	+	0.1721	0.1208	1998.4																																																																																													
	+	+	-	-	-	0.2319	0.1235	1998.7																																																																																													
	-	-	+	+	+	0.2539	0.1256	1998.9																																																																																													
	-	-	-	-	-	0.3421	0.1282	1999.1																																																																																													
	$F_S$	$F_C$	1次周期 (s)	スペクトル値 (gal)	重み																																																																																																
中央値モデル	中央値	中央値	0.1883	1292.8	-																																																																																																
現実的応答評価用モデル	+	+	0.1728	1320.6	0.1721																																																																																																
	+	-	0.1794	1308.3	0.2539																																																																																																
	-	+	0.1786	1309.9	0.2319																																																																																																
	-	-	0.1850	1298.6	0.3421																																																																																																



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足3.2.1.c-2 耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>k. 建屋の非線形応答に関する係数 <math>F_{NL}</math></p> <p>【具体的な設定方法】</p> <p>①本係数は建屋の非線形応答に関する係数である。</p> <p>建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。ここでは、非線形応答に関する全不確かさを0.20とし、この内、情報に関する不確かさは0.10とする。</p> $F_{NL}=1.0$ $\beta_u=0.10$ $\beta_R = \sqrt{\beta_{NL}^2 - \beta_u^2}$ $= \sqrt{0.20^2 - 0.10^2}$ $= 0.17$ <p>ただし、ZPA領域ではこの変動は小さいため、本係数は以下のとおりとする。</p> $F_{NL}=1.0 \quad \beta_R = \beta_u = 0$		<p>k. 建屋の非線形応答に関する係数 <math>F_{NL}</math></p> <p>【具体的な設定方法】</p> <p>①本係数は建屋の非線形応答に関する係数である。</p> <p>建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。ここでは、非線形応答に関する全不確かさを0.20とし、この内、情報に関する不確かさは0.10とする。</p> $F_{NL}=1.0$ $\beta_u=0.10$ $\beta_r = \sqrt{\beta_{NL-c}^2 - \beta_u^2}$ $= \sqrt{0.20^2 - 0.10^2}$ $= 0.17$ <p>ただし、ZPA領域ではこの変動は小さいため、本係数は以下のとおりとする。</p> $F_{NL}=1.0 \quad \beta_r = \beta_u = 0$	

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 補足3.2.1.d-1 地震PRAにおけるイベントツリー評価について

美浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">補足 2 2</p> <p style="text-align: center;">地震PRAにおけるイベントツリー評価について</p> <p>1. システム解析の概要について                      今回の地震PRAでは、地震に引き続き発生するプラントの事故に至る起回事象発生をイベントヘディングとした起回事象階層イベントツリーと起回事象発生後の緩和設備をイベントヘディングとしたフロントライン系イベントツリーを結合して評価している。また、起回事象階層イベントツリーで主給水流量喪失に分類された事象については、過渡分類イベントツリーにより外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失に事象を分類し、該当するフロントライン系イベントツリーに結合して評価している。第1図にシステム解析の概要を示す。</p>	<p style="text-align: right;">別紙3.2.1.d-2</p> <p style="text-align: center;"><u>階層イベントツリーのヘディング設定の考え方及び定量化について</u></p> <p>女川2号機の地震PRAでは、階層イベントツリーにおけるヘディングは、影響の大きい順に配列している。ただし、外部電源については、内部事象PRAと地震PRAとの対象範囲の区分けを明確にするために先頭に配置してある。                      以下に階層イベントツリーにおけるヘディング設定の考え方及び定量化方法について示す。</p>	<p style="text-align: right;">補足3.2.1.d-1</p> <p style="text-align: center;">地震PRAにおけるイベントツリー評価について</p> <p>1. システム解析の概要について                      今回の地震PRAでは、地震に引き続き発生するプラントの事故に至る起回事象発生をイベントヘディングとした起回事象階層イベントツリーと起回事象発生後の緩和設備をイベントヘディングとしたフロントライン系イベントツリーを結合して評価している。また、起回事象階層イベントツリーで主給水流量喪失に分類された事象については、過渡分類イベントツリーにより外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失に事象を分類し、該当するフロントライン系イベントツリーに結合して評価している。第1図にシステム解析の概要を示す。</p>	<p>※大阪も本補足説明資料を作成しているが、大イベントツリー法が適用されており、大イベントツリー法に基づく資料構成となっていることから、泊と同じ小イベントツリー法が適用されているPWRプラントのうち、本資料を作成している最新の審査実績のある美浜と比較する</p> <p>【美浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■付番の相違</li> <li>・資料番号の相違</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■資料名称の相違</li> <li>・別紙⇄補足</li> <li>■付番の相違</li> <li>・資料番号の相違</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・泊は階層イベントツリー以外の評価に使用しているイベントツリーについても説明を記載している</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川は階層イベントツリーに限定した説明であるが、PWRは地震PRAに使用している全てのイベントツリーについて説明しているため、美浜と比較する（着色せず）</li> </ul>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.d-1 地震 PRA におけるイベントツリー評価について

美浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 起回事象の階層化の考え方と階層イベントツリーについて</p> <p>地震PRAでは、地動加速度の増加に伴う複数機器の同時損傷により複数の起回事象が発生する可能性があるため、「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」に従い、重量による影響を包含できるように階層処理を行っている。具体的には、先行するヘディングにある起回事象が発生した時は後続のヘディングにある起回事象が重量している可能性があるものとして考え、先行する起回事象で想定している緩和機能により「後続の起回事象の事象進展の抑制が可能」又は「後続の起回事象に係る緩和操作に期待する必要がある」ことを考慮した上で起回事象階層イベントツリーを作成している。第2図に起回事象階層イベントツリーを示す。</p> <p>起回事象発生頻度は、当該起回事象を発生させる機器のいずれか1つでも損傷した場合に発生するものとして算出し、後続のヘディングで考慮する起回事象発生頻度は先行するヘディングで考慮する起回事象が発生しない条件付確率として評価している。</p> <p>3. 格納容器バイパス事象及び直接炉心損傷に至る事象について</p> <p>地震により建屋等の大規模構造物や原子炉容器等の損傷により、起回事象の発生と同時に緩和機能に期待できない事象として、直接炉心損傷に至る事象及び格納容器バイパス事象を考慮している。</p> <p>【直接炉心損傷に至る事象】</p>	<p>1. ヘディング設定の考え方</p> <p>本評価では、評価対象の地震動下限値は、発電所内の機器の中でも最も弱い設備の一つである、耐震重要度Cクラスの外部電源設備（評価部位は碍子(HCLPF:0.10G)）が損傷する地震動としている（なお、外部電源喪失は、他の過渡事象と比較すると広範囲な緩和系の機能喪失となるため、他の過渡事象（非隔離事象等）を代表する起回事象として選定している）。</p> <p>このため、外部電源設備が損傷しない場合は、地震起因で設備が機能喪失する可能性は小さく、また、外部電源喪失以外の起回事象が発生する可能性も低いため、地震によるプラントへの影響は無視できるほど小さいと考えられる。この場合、地震起因による設備の機能喪失によるリスクではなく、内部事象PRAが対象とするリスクの範疇である。</p> <p>2. 定量化について</p> <p>定量化に使用する解析コードは、各事故シーケンスに対するミニマルカットセットをインプットとしており、保守的に成功分岐確率を1としてカットセットを簡素化している。</p>	<p>2. 起回事象の階層化の考え方と階層イベントツリーについて</p> <p>地震PRAでは、地動加速度の増加に伴う複数機器の同時損傷により複数の起回事象が発生する可能性があるため、「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」に従い、重量による影響を包含できるように階層処理を行っている。具体的には、先行するヘディングにある起回事象が発生した時は後続のヘディングにある起回事象が重量している可能性があるものとして考え、先行する起回事象で想定している緩和機能により「後続の起回事象の事象進展の抑制が可能」又は「後続の起回事象に係る緩和操作に期待する必要がある」ことを考慮した上で起回事象階層イベントツリーを作成している。第2図に起回事象階層イベントツリーを示す。</p> <p>起回事象発生頻度は、当該起回事象を発生させる機器のいずれか1つでも損傷した場合に発生するものとして算出し、後続のヘディングで考慮する起回事象発生頻度は先行するヘディングで考慮する起回事象が発生しない条件付確率として評価している。</p> <p>3. 格納容器バイパス事象及び直接炉心損傷に至る事象について</p> <p>地震により建屋等の大規模構造物や原子炉容器等の損傷により、起回事象の発生と同時に緩和機能に期待できない事象として、直接炉心損傷に至る事象及び格納容器バイパス事象を考慮している。</p> <p>【直接炉心損傷に至る事象】</p>	<p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊においても外部電源設備の地震耐力は比較的弱く、低加速度の範囲においても地震により外部電源喪失の起回事象が発生している確率が高いものの、外部電源の有無により原子炉トリップの非信頼度が異なるため、外部電源が健全なシナリオも取り扱っている（美浜に記載はないが、泊と同様となっている）</li> </ul> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は成功分岐確率を考慮した上で定量化を実施している（美浜に記載はないが、泊と同様となっている）</li> </ul>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.d-1 地震 PRA におけるイベントツリー評価について

美浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)</p> <p>・原子炉建屋損傷</p> <p>・原子炉格納容器損傷</p> <p>・原子炉補助建屋損傷</p> <p>・電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失</p> <p>・複数の信号系損傷</p> <p>・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> <p>【格納容器バイパス】</p> <p>・蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）</p> <p>直接炉心損傷に至る事象及び格納容器バイパス事象において対象とする設備と分類の考え方を第1表に示す。</p> <p>4. フロントライン系イベントツリーについて</p> <p>フロントライン系イベントツリーでは、内部事象レベル1 PRAで考慮したフォルトツリーをベースに、緩和設備の地震による直接的な損傷、耐震性の低い機器による緩和機能に期待しない措置、耐震性の低い機器の隔離失敗をモデル化した。第3図にモデル化したフォルトツリーの例を示す。</p> <p>5. 地震PRAの結果を事故シーケンスに整理するプロセスについて</p> <p>地震PRAでは、起因事象階層イベントツリー、過渡分類イベントツリー及びフロントライン系イベントツリーの各ヘディングにおいて起因事象の発生と緩和設備の機能喪失の状態を評価しているため、各ヘディングの分岐情報を基に事故シーケンスの分類を行っている。具体的には以下のとおり。</p> <p>格納容器バイパス及び直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては、損傷する建屋及び機器により喪失する安全機能を考慮し、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、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、1次系流路閉塞による2次冷却系からの除熱機能喪失、複数の信号系損傷、大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)、電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失、燃料集合体及び制</p>		<p>・大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)</p> <p>・原子炉建屋損傷</p> <p>・原子炉格納容器損傷</p> <p>・原子炉補助建屋損傷</p> <p>・電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失</p> <p>・複数の信号系損傷</p> <p>・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> <p>【格納容器バイパス】</p> <p>・蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）</p> <p>直接炉心損傷に至る事象及び格納容器バイパス事象において対象とする設備と分類の考え方を第1表に示す。</p> <p>4. フロントライン系イベントツリーについて</p> <p>フロントライン系イベントツリーでは、内部事象レベル1 PRAで考慮したフォールトツリーをベースに、緩和設備の地震による直接的な損傷、耐震性の低い機器による緩和機能に期待しない措置、耐震性の低い機器の隔離失敗をモデル化した。第3図にモデル化したフォールトツリーの例を示す。</p> <p>5. 地震PRAの結果を事故シーケンスに整理するプロセスについて</p> <p>地震PRAでは、起因事象階層イベントツリー、過渡分類イベントツリー及びフロントライン系イベントツリーの各ヘディングにおいて起因事象の発生と緩和設備の機能喪失の状態を評価しているため、各ヘディングの分岐情報を基に事故シーケンスの分類を行っている。具体的には以下のとおり。</p> <p>格納容器バイパス及び直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては、損傷する建屋及び機器により喪失する安全機能を考慮し、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、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、1次系流路閉塞による2次冷却系からの除熱機能喪失、複数の信号系損傷、大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)、電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失、燃料集合体及び制</p>	<p>【美浜】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・フォルトツリー⇄フォールトツリー</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  
 補足 3.2.1.d-1 地震 PRA におけるイベントツリー評価について

美浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失として整理している。</p> <p>また、各LOCA事象、2次冷却系の破断、外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失事象の起回事象により発生する事故シナリオについては、各起回事象に対するフロント系イベントツリーの分岐結果により事故シナシスを分類している。第4図に各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナシスを示す。</p> <p>また、起回事象階層イベントツリーで主給水流量喪失に分類される事象が過渡分類イベントツリーを經由してフロントライン系イベントツリーに結合される具体例を、地震区分3において全交流動力電源喪失が発生している場合を例に第5図に示す。</p>	<p>以 上</p>	<p>御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失として整理している。</p> <p>また、各LOCA事象、2次冷却系の破断、外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失事象の起回事象により発生する事故シナリオについては、各起回事象に対するフロント系イベントツリーの分岐結果により事故シナシスを分類している。第4図に各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナシスを示す。</p> <p>また、起回事象階層イベントツリーで主給水流量喪失に分類される事象が過渡分類イベントツリーを經由してフロントライン系イベントツリーに結合される具体例を、地震区分4において全交流動力電源喪失が発生している場合を例に第5図に示す。</p>	<p>【美浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・泊は全交流動力電源喪失の発生が顕著となる地震区分4を例として記載している</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載表現の相違</li> </ul>

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 補足 3.2.1.d-1 地震 PRA におけるイベントツリー評価について

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

美浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																								
<p style="text-align: center;"><b>第1表 格納容器バイパスと直接炉心損傷に至る事象における対象設備</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>発生する起因事象</th> <th>対象設備</th> <th>損傷モード</th> <th>評価順位</th> <th>分類の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蒸気発生炉心熱管破損(複数本破損)</td> <td>蒸気発生器</td> <td>構造</td> <td>—</td> <td>対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し、直接炉心損傷に至る想定。また、接続する主給水配管及び主蒸気配管は格納容器とバイパス接続となる。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">大破断LOCAを上回る集積のLOCA (Excess LOCA)</td> <td>原子炉容器</td> <td>構造</td> <td>—</td> <td rowspan="4">対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し、EOCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至る想定。</td> </tr> <tr> <td>一次冷却材管</td> <td>構造</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>一次冷却材ポンプ</td> <td>構造</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>炉内排気引出管</td> <td>構造</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器</td> <td>構造</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>冷却材入口管合セーフエント</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋損傷</td> <td>原子炉建屋</td> <td>構造</td> <td>—</td> <td>原子炉建屋の構造損傷により建屋内の全ての機器、配管が構造損傷すると想定し、Excess LOCAが発生し、EOCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至る想定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器損傷</td> <td>原子炉格納容器</td> <td>構造</td> <td>—</td> <td>建屋内の全ての機器、配管が構造損傷し、原子炉格納容器そのものも損傷することから、直接炉心損傷に至る想定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉補助機器損傷</td> <td>原子炉補助機器</td> <td>構造</td> <td>—</td> <td>原子炉補助機器の構造損傷により建屋内の電気室(メタルラック)スイッチギア、直流発電機、パワーセクタ、計器用電源等が損傷し、化学制御の稼働が停止し、炉心温度が上昇し、炉心損傷に至る想定。</td> </tr> <tr> <td>電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>電動弁</td> <td>機能</td> <td>—</td> <td>電動弁の機能損傷により、原子炉補機冷却水系統のトリップ分断失敗から原子炉補機冷却機能が喪失し、RCPシールドLOCAが発生すると想定。</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">複数の信号系損傷</td> <td>炉内構造物</td> <td>構造</td> <td>—</td> <td>炉内構造物の損傷により、炉心支持構造物が損傷することから、2次冷却系からの除熱機能喪失に至る想定。</td> </tr> <tr> <td>炉心支持構造物</td> <td>構造</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉盤</td> <td>構造</td> <td>—</td> <td>原子炉盤の損傷により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至る想定。</td> </tr> <tr> <td>中央制御室送受検防壁</td> <td>機能</td> <td>—</td> <td>中央制御室外での安全停止操作、プファントの重要な制御機能及び保護機能不能により補助給水の制御ができなくなると想定し、直接炉心損傷に至る想定。</td> </tr> <tr> <td>プロセス制御制御ラック(保護用)</td> <td>機能</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>安全防護ロジックアクセスラック</td> <td>機能</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>安全防護ロジックアクセスラック</td> <td>機能</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉保護ロジックアクセスラック</td> <td>機能</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>補助ブレーキラック</td> <td>機能</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>ソレノイド分電盤</td> <td>機能</td> <td>—</td> <td>原子炉トリップ可能であるが、タービン駆動補助ポンプ側の流量調整不能、主蒸気逃がし弁機能喪失、主蒸気隔離弁機能喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至る想定。</td> </tr> <tr> <td>タービン発電機</td> <td>機能</td> <td>—</td> <td>原子炉トリップ可能であるが、タービン駆動補助ポンプ側の流量調整不能、主蒸気逃がし弁機能喪失、主蒸気隔離弁機能喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至る想定。</td> </tr> <tr> <td>タービン発電機</td> <td>機能</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>炉外排気装置</td> <td>機能</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料集合体及び制御棒クラスター損傷による原子炉停止機能喪失</td> <td>燃料集合体</td> <td>構造</td> <td>—</td> <td>燃料集合体の損傷とともに、制御棒挿入が不能となると想定。</td> </tr> <tr> <td>制御棒クラスター</td> <td>構造</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>制御棒クラスターの損傷とともに、制御棒挿入が不能となると想定。</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">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>	発生する起因事象	対象設備	損傷モード	評価順位	分類の考え方	蒸気発生炉心熱管破損(複数本破損)	蒸気発生器	構造	—	対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し、直接炉心損傷に至る想定。また、接続する主給水配管及び主蒸気配管は格納容器とバイパス接続となる。	大破断LOCAを上回る集積のLOCA (Excess LOCA)	原子炉容器	構造	—	対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し、EOCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至る想定。	一次冷却材管	構造	—	一次冷却材ポンプ	構造	—	炉内排気引出管	構造	—	蒸気発生器	構造	—	—	冷却材入口管合セーフエント	原子炉建屋損傷	原子炉建屋	構造	—	原子炉建屋の構造損傷により建屋内の全ての機器、配管が構造損傷すると想定し、Excess LOCAが発生し、EOCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至る想定。	原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	構造	—	建屋内の全ての機器、配管が構造損傷し、原子炉格納容器そのものも損傷することから、直接炉心損傷に至る想定。	原子炉補助機器損傷	原子炉補助機器	構造	—	原子炉補助機器の構造損傷により建屋内の電気室(メタルラック)スイッチギア、直流発電機、パワーセクタ、計器用電源等が損傷し、化学制御の稼働が停止し、炉心温度が上昇し、炉心損傷に至る想定。	電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	電動弁	機能	—	電動弁の機能損傷により、原子炉補機冷却水系統のトリップ分断失敗から原子炉補機冷却機能が喪失し、RCPシールドLOCAが発生すると想定。	複数の信号系損傷	炉内構造物	構造	—	炉内構造物の損傷により、炉心支持構造物が損傷することから、2次冷却系からの除熱機能喪失に至る想定。	炉心支持構造物	構造	—	—	原子炉盤	構造	—	原子炉盤の損傷により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至る想定。	中央制御室送受検防壁	機能	—	中央制御室外での安全停止操作、プファントの重要な制御機能及び保護機能不能により補助給水の制御ができなくなると想定し、直接炉心損傷に至る想定。	プロセス制御制御ラック(保護用)	機能	—	—	安全防護ロジックアクセスラック	機能	—	—	安全防護ロジックアクセスラック	機能	—	—	原子炉保護ロジックアクセスラック	機能	—	—	補助ブレーキラック	機能	—	—	ソレノイド分電盤	機能	—	原子炉トリップ可能であるが、タービン駆動補助ポンプ側の流量調整不能、主蒸気逃がし弁機能喪失、主蒸気隔離弁機能喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至る想定。	タービン発電機	機能	—	原子炉トリップ可能であるが、タービン駆動補助ポンプ側の流量調整不能、主蒸気逃がし弁機能喪失、主蒸気隔離弁機能喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至る想定。	タービン発電機	機能	—	—	炉外排気装置	機能	—	—	燃料集合体及び制御棒クラスター損傷による原子炉停止機能喪失	燃料集合体	構造	—	燃料集合体の損傷とともに、制御棒挿入が不能となると想定。	制御棒クラスター	構造	—	—	制御棒クラスターの損傷とともに、制御棒挿入が不能となると想定。		<p style="text-align: center;"><b>第1表 格納容器バイパスと直接炉心損傷に至る事象における対象設備 (1/3)</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>発生する起因事象</th> <th>対象設備</th> <th>損傷モード</th> <th>評価順位</th> <th>分類の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">大破断LOCAを上回る集積のLOCA (Excess LOCA)</td> <td>原子炉容器</td> <td>構造</td> <td>—</td> <td rowspan="5">対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し、EOCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至る想定。</td> </tr> <tr> <td>一次冷却材管</td> <td>構造</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>一次冷却材ポンプ</td> <td>構造</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>炉内排気引出管</td> <td>構造</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動装置</td> <td>構造</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器本体</td> <td>構造</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>冷却材入口管</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋損傷</td> <td>原子炉建屋</td> <td>構造</td> <td>—</td> <td>原子炉建屋の構造損傷により建屋内の全ての機器、配管が構造損傷すると想定し、Excess LOCAが発生し、EOCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至る想定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器損傷</td> <td>原子炉格納容器</td> <td>構造</td> <td>—</td> <td>建屋内の全ての機器、配管が構造損傷し、原子炉格納容器そのものも損傷することから、直接炉心損傷に至る想定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉補助機器損傷</td> <td>原子炉補助機器</td> <td>構造</td> <td>—</td> <td>原子炉補助機器の構造損傷により建屋内の電気室(メタルラック)スイッチギア、直流発電機、パワーセクタ、計器用電源等が損傷し、化学制御の稼働が停止し、炉心温度が上昇し、炉心損傷に至る想定。</td> </tr> <tr> <td>電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>電動弁</td> <td>機能</td> <td>—</td> <td>電動弁の機能損傷により、原子炉補機冷却水系統のトリップ分断失敗から原子炉補機冷却機能が喪失し、RCPシールドLOCAが発生すると想定。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">1次系送給ポンプによる2次系送給機能喪失</td> <td>炉内構造物</td> <td>構造</td> <td>—</td> <td>炉内構造物の損傷により、炉心支持構造物が損傷することから、2次冷却系からの除熱機能喪失に至る想定。</td> </tr> <tr> <td>炉心支持構造物</td> <td>構造</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	発生する起因事象	対象設備	損傷モード	評価順位	分類の考え方	大破断LOCAを上回る集積のLOCA (Excess LOCA)	原子炉容器	構造	—	対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し、EOCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至る想定。	一次冷却材管	構造	—	一次冷却材ポンプ	構造	—	炉内排気引出管	構造	—	制御棒駆動装置	構造	—	蒸気発生器本体	構造	—	—	冷却材入口管	原子炉建屋損傷	原子炉建屋	構造	—	原子炉建屋の構造損傷により建屋内の全ての機器、配管が構造損傷すると想定し、Excess LOCAが発生し、EOCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至る想定。	原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	構造	—	建屋内の全ての機器、配管が構造損傷し、原子炉格納容器そのものも損傷することから、直接炉心損傷に至る想定。	原子炉補助機器損傷	原子炉補助機器	構造	—	原子炉補助機器の構造損傷により建屋内の電気室(メタルラック)スイッチギア、直流発電機、パワーセクタ、計器用電源等が損傷し、化学制御の稼働が停止し、炉心温度が上昇し、炉心損傷に至る想定。	電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	電動弁	機能	—	電動弁の機能損傷により、原子炉補機冷却水系統のトリップ分断失敗から原子炉補機冷却機能が喪失し、RCPシールドLOCAが発生すると想定。	1次系送給ポンプによる2次系送給機能喪失	炉内構造物	構造	—	炉内構造物の損傷により、炉心支持構造物が損傷することから、2次冷却系からの除熱機能喪失に至る想定。	炉心支持構造物	構造	—	—	<p>【美浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・損傷により起因事象となり得る設備や設備の最弱部位が異なる</li> </ul>
発生する起因事象	対象設備	損傷モード	評価順位	分類の考え方																																																																																																																																																																							
蒸気発生炉心熱管破損(複数本破損)	蒸気発生器	構造	—	対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し、直接炉心損傷に至る想定。また、接続する主給水配管及び主蒸気配管は格納容器とバイパス接続となる。																																																																																																																																																																							
大破断LOCAを上回る集積のLOCA (Excess LOCA)	原子炉容器	構造	—	対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し、EOCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至る想定。																																																																																																																																																																							
	一次冷却材管	構造	—																																																																																																																																																																								
	一次冷却材ポンプ	構造	—																																																																																																																																																																								
	炉内排気引出管	構造	—																																																																																																																																																																								
蒸気発生器	構造	—	—	冷却材入口管合セーフエント																																																																																																																																																																							
原子炉建屋損傷	原子炉建屋	構造	—	原子炉建屋の構造損傷により建屋内の全ての機器、配管が構造損傷すると想定し、Excess LOCAが発生し、EOCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至る想定。																																																																																																																																																																							
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	構造	—	建屋内の全ての機器、配管が構造損傷し、原子炉格納容器そのものも損傷することから、直接炉心損傷に至る想定。																																																																																																																																																																							
原子炉補助機器損傷	原子炉補助機器	構造	—	原子炉補助機器の構造損傷により建屋内の電気室(メタルラック)スイッチギア、直流発電機、パワーセクタ、計器用電源等が損傷し、化学制御の稼働が停止し、炉心温度が上昇し、炉心損傷に至る想定。																																																																																																																																																																							
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	電動弁	機能	—	電動弁の機能損傷により、原子炉補機冷却水系統のトリップ分断失敗から原子炉補機冷却機能が喪失し、RCPシールドLOCAが発生すると想定。																																																																																																																																																																							
複数の信号系損傷	炉内構造物	構造	—	炉内構造物の損傷により、炉心支持構造物が損傷することから、2次冷却系からの除熱機能喪失に至る想定。																																																																																																																																																																							
	炉心支持構造物	構造	—	—																																																																																																																																																																							
	原子炉盤	構造	—	原子炉盤の損傷により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至る想定。																																																																																																																																																																							
	中央制御室送受検防壁	機能	—	中央制御室外での安全停止操作、プファントの重要な制御機能及び保護機能不能により補助給水の制御ができなくなると想定し、直接炉心損傷に至る想定。																																																																																																																																																																							
	プロセス制御制御ラック(保護用)	機能	—	—																																																																																																																																																																							
	安全防護ロジックアクセスラック	機能	—	—																																																																																																																																																																							
	安全防護ロジックアクセスラック	機能	—	—																																																																																																																																																																							
	原子炉保護ロジックアクセスラック	機能	—	—																																																																																																																																																																							
	補助ブレーキラック	機能	—	—																																																																																																																																																																							
	ソレノイド分電盤	機能	—	原子炉トリップ可能であるが、タービン駆動補助ポンプ側の流量調整不能、主蒸気逃がし弁機能喪失、主蒸気隔離弁機能喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至る想定。																																																																																																																																																																							
タービン発電機	機能	—	原子炉トリップ可能であるが、タービン駆動補助ポンプ側の流量調整不能、主蒸気逃がし弁機能喪失、主蒸気隔離弁機能喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至る想定。																																																																																																																																																																								
タービン発電機	機能	—	—																																																																																																																																																																								
炉外排気装置	機能	—	—																																																																																																																																																																								
燃料集合体及び制御棒クラスター損傷による原子炉停止機能喪失	燃料集合体	構造	—	燃料集合体の損傷とともに、制御棒挿入が不能となると想定。																																																																																																																																																																							
制御棒クラスター	構造	—	—	制御棒クラスターの損傷とともに、制御棒挿入が不能となると想定。																																																																																																																																																																							
発生する起因事象	対象設備	損傷モード	評価順位	分類の考え方																																																																																																																																																																							
大破断LOCAを上回る集積のLOCA (Excess LOCA)	原子炉容器	構造	—	対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し、EOCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至る想定。																																																																																																																																																																							
	一次冷却材管	構造	—																																																																																																																																																																								
	一次冷却材ポンプ	構造	—																																																																																																																																																																								
	炉内排気引出管	構造	—																																																																																																																																																																								
	制御棒駆動装置	構造	—																																																																																																																																																																								
蒸気発生器本体	構造	—	—	冷却材入口管																																																																																																																																																																							
原子炉建屋損傷	原子炉建屋	構造	—	原子炉建屋の構造損傷により建屋内の全ての機器、配管が構造損傷すると想定し、Excess LOCAが発生し、EOCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至る想定。																																																																																																																																																																							
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	構造	—	建屋内の全ての機器、配管が構造損傷し、原子炉格納容器そのものも損傷することから、直接炉心損傷に至る想定。																																																																																																																																																																							
原子炉補助機器損傷	原子炉補助機器	構造	—	原子炉補助機器の構造損傷により建屋内の電気室(メタルラック)スイッチギア、直流発電機、パワーセクタ、計器用電源等が損傷し、化学制御の稼働が停止し、炉心温度が上昇し、炉心損傷に至る想定。																																																																																																																																																																							
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	電動弁	機能	—	電動弁の機能損傷により、原子炉補機冷却水系統のトリップ分断失敗から原子炉補機冷却機能が喪失し、RCPシールドLOCAが発生すると想定。																																																																																																																																																																							
1次系送給ポンプによる2次系送給機能喪失	炉内構造物	構造	—	炉内構造物の損傷により、炉心支持構造物が損傷することから、2次冷却系からの除熱機能喪失に至る想定。																																																																																																																																																																							
	炉心支持構造物	構造	—	—																																																																																																																																																																							

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 補足 3.2.1.d-1 地震 PRA におけるイベントツリー評価について

美浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																													
		<p>第1表 格納容器バイパスと地震により直接炉心損傷に至る事象における対象設備 (2/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>発生する起因事象</th> <th>対象設備</th> <th>組織モード</th> <th>評価部位</th> <th>分類の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="13">複数の炉心系損傷</td> <td>運転コントロール</td> <td>構造</td> <td>基礎部等</td> <td>炉心トリップ、自動炉心停止は可能と見られるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。</td> </tr> <tr> <td>中央制御室炉心停止装置</td> <td>機能</td> <td>-</td> <td>中央制御室外の安全装置は、炉心の異常な制御機能及び保護機能が不能により、炉心の制御ができなくなり、炉心損傷に至る可能性がある。</td> </tr> <tr> <td>安全系統毎制御監視装置</td> <td>機能</td> <td>-</td> <td>炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。</td> </tr> <tr> <td>工学的安全施設作動装置</td> <td>構造</td> <td>基礎ボルト</td> <td>炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。</td> </tr> <tr> <td>炉心安全保護装置</td> <td>機能</td> <td>-</td> <td>炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。</td> </tr> <tr> <td>共通異常高炉対策炉心監視装置</td> <td>構造</td> <td>炉心ボルト</td> <td>炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。</td> </tr> <tr> <td>ATWS対策装置(共通異常高炉対策炉心監視装置)</td> <td>構造</td> <td>炉心ボルト</td> <td>炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。</td> </tr> <tr> <td>安全系マニパレーション</td> <td>機能</td> <td>-</td> <td>炉心の異常な制御機能及び保護機能が不能となり、炉心損傷に至る可能性がある。</td> </tr> <tr> <td>安全系トリップシステム</td> <td>機能</td> <td>-</td> <td>炉心の異常な制御機能及び保護機能が不能となり、炉心損傷に至る可能性がある。</td> </tr> <tr> <td>共通異常高炉対策炉心監視装置</td> <td>機能</td> <td>-</td> <td>炉心の異常な制御機能及び保護機能が不能となり、炉心損傷に至る可能性がある。</td> </tr> <tr> <td>遠隔ロック</td> <td>機能</td> <td>-</td> <td>炉心の異常な制御機能及び保護機能が不能となり、炉心損傷に至る可能性がある。</td> </tr> <tr> <td>プレ/イ分電盤</td> <td>機能</td> <td>-</td> <td>炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。</td> </tr> <tr> <td>ケーブルトレイ</td> <td>構造</td> <td>-</td> <td>炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。</td> </tr> <tr> <td>配管</td> <td>機能</td> <td>-</td> <td>格納容器系による蒸気発生が炉心冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。</td> </tr> </tbody> </table> <p>第1表 格納容器バイパスと地震により直接炉心損傷に至る事象における対象設備 (3/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>発生する起因事象</th> <th>対象設備</th> <th>組織モード</th> <th>評価部位</th> <th>分類の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料集合体及び制御棒クランプ損傷による炉心停止機能喪失</td> <td>燃料集合体 制御棒クランプ</td> <td>構造</td> <td>燃料集束管 滑潤変化発生初期 制御棒駆動管(全引抜状態)</td> <td>燃料集合体の損傷ととも、制御棒挿入が不能となると想定。 制御棒クランプの損傷ととも、制御棒挿入が不能となると想定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス</td> <td>蒸気発生室内部構造物</td> <td>構造</td> <td>伝熱管(管内)</td> <td>対象設備の構造損傷により蒸気発生炉伝熱管損傷(格納容器系)が発生し、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。また、格納容器系配管及び蒸気発生炉伝熱管は格納容器バイパス経路となる。</td> </tr> </tbody> </table>	発生する起因事象	対象設備	組織モード	評価部位	分類の考え方	複数の炉心系損傷	運転コントロール	構造	基礎部等	炉心トリップ、自動炉心停止は可能と見られるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。	中央制御室炉心停止装置	機能	-	中央制御室外の安全装置は、炉心の異常な制御機能及び保護機能が不能により、炉心の制御ができなくなり、炉心損傷に至る可能性がある。	安全系統毎制御監視装置	機能	-	炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。	工学的安全施設作動装置	構造	基礎ボルト	炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。	炉心安全保護装置	機能	-	炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。	共通異常高炉対策炉心監視装置	構造	炉心ボルト	炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。	ATWS対策装置(共通異常高炉対策炉心監視装置)	構造	炉心ボルト	炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。	安全系マニパレーション	機能	-	炉心の異常な制御機能及び保護機能が不能となり、炉心損傷に至る可能性がある。	安全系トリップシステム	機能	-	炉心の異常な制御機能及び保護機能が不能となり、炉心損傷に至る可能性がある。	共通異常高炉対策炉心監視装置	機能	-	炉心の異常な制御機能及び保護機能が不能となり、炉心損傷に至る可能性がある。	遠隔ロック	機能	-	炉心の異常な制御機能及び保護機能が不能となり、炉心損傷に至る可能性がある。	プレ/イ分電盤	機能	-	炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。	ケーブルトレイ	構造	-	炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。	配管	機能	-	格納容器系による蒸気発生が炉心冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。	発生する起因事象	対象設備	組織モード	評価部位	分類の考え方	燃料集合体及び制御棒クランプ損傷による炉心停止機能喪失	燃料集合体 制御棒クランプ	構造	燃料集束管 滑潤変化発生初期 制御棒駆動管(全引抜状態)	燃料集合体の損傷ととも、制御棒挿入が不能となると想定。 制御棒クランプの損傷ととも、制御棒挿入が不能となると想定。	格納容器バイパス	蒸気発生室内部構造物	構造	伝熱管(管内)	対象設備の構造損傷により蒸気発生炉伝熱管損傷(格納容器系)が発生し、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。また、格納容器系配管及び蒸気発生炉伝熱管は格納容器バイパス経路となる。	<p>【美浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・損傷により起因事象となり得る設備や設備の最弱部位が異なる</li> </ul>
発生する起因事象	対象設備	組織モード	評価部位	分類の考え方																																																																												
複数の炉心系損傷	運転コントロール	構造	基礎部等	炉心トリップ、自動炉心停止は可能と見られるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。																																																																												
	中央制御室炉心停止装置	機能	-	中央制御室外の安全装置は、炉心の異常な制御機能及び保護機能が不能により、炉心の制御ができなくなり、炉心損傷に至る可能性がある。																																																																												
	安全系統毎制御監視装置	機能	-	炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。																																																																												
	工学的安全施設作動装置	構造	基礎ボルト	炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。																																																																												
	炉心安全保護装置	機能	-	炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。																																																																												
	共通異常高炉対策炉心監視装置	構造	炉心ボルト	炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。																																																																												
	ATWS対策装置(共通異常高炉対策炉心監視装置)	構造	炉心ボルト	炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。																																																																												
	安全系マニパレーション	機能	-	炉心の異常な制御機能及び保護機能が不能となり、炉心損傷に至る可能性がある。																																																																												
	安全系トリップシステム	機能	-	炉心の異常な制御機能及び保護機能が不能となり、炉心損傷に至る可能性がある。																																																																												
	共通異常高炉対策炉心監視装置	機能	-	炉心の異常な制御機能及び保護機能が不能となり、炉心損傷に至る可能性がある。																																																																												
	遠隔ロック	機能	-	炉心の異常な制御機能及び保護機能が不能となり、炉心損傷に至る可能性がある。																																																																												
	プレ/イ分電盤	機能	-	炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。																																																																												
	ケーブルトレイ	構造	-	炉心トリップ可能であるが、格納容器冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。																																																																												
配管	機能	-	格納容器系による蒸気発生が炉心冷却系停止により、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。																																																																													
発生する起因事象	対象設備	組織モード	評価部位	分類の考え方																																																																												
燃料集合体及び制御棒クランプ損傷による炉心停止機能喪失	燃料集合体 制御棒クランプ	構造	燃料集束管 滑潤変化発生初期 制御棒駆動管(全引抜状態)	燃料集合体の損傷ととも、制御棒挿入が不能となると想定。 制御棒クランプの損傷ととも、制御棒挿入が不能となると想定。																																																																												
格納容器バイパス	蒸気発生室内部構造物	構造	伝熱管(管内)	対象設備の構造損傷により蒸気発生炉伝熱管損傷(格納容器系)が発生し、炉心冷却能力の低下が生じ、炉心損傷に至る可能性がある。また、格納容器系配管及び蒸気発生炉伝熱管は格納容器バイパス経路となる。																																																																												

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.d-1 地震 PRA におけるイベントツリー評価について

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

美浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">第1図 システム解析の概要</p> <p>地震 (地震加速度レベル)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>加速度区分1 (0.2~0.9G)</li> <li>加速度区分2 (0.5~0.8G)</li> <li>加速度区分3 (0.8~1.1G)</li> <li>加速度区分4 (1.1~1.3G)</li> <li>加速度区分5 (1.3~1.5G)</li> </ul> <p>起因事象階層 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 style="text-align: center;">第1図 システム解析の概要</p> <p>地震 (地震加速度レベル)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>加速度区分1 (0.2~0.4G)</li> <li>加速度区分2 (0.4~0.6G)</li> <li>加速度区分3 (0.6~0.8G)</li> <li>加速度区分4 (0.8~1.0G)</li> <li>加速度区分5 (1.0~1.2G)</li> <li>加速度区分6 (1.2~1.5G)</li> </ul> <p>起因事象階層 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 style="text-align: center;">第1図 システム解析の概要</p> <p>地震 (地震加速度レベル)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>加速度区分1 (0.2~0.4G)</li> <li>加速度区分2 (0.4~0.6G)</li> <li>加速度区分3 (0.6~0.8G)</li> <li>加速度区分4 (0.8~1.0G)</li> <li>加速度区分5 (1.0~1.2G)</li> <li>加速度区分6 (1.2~1.5G)</li> </ul> <p>起因事象階層 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>【美浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・各加速度区分の加速度の範囲が異なるが、各事故シーケンスの炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への影響はない</li> </ul>



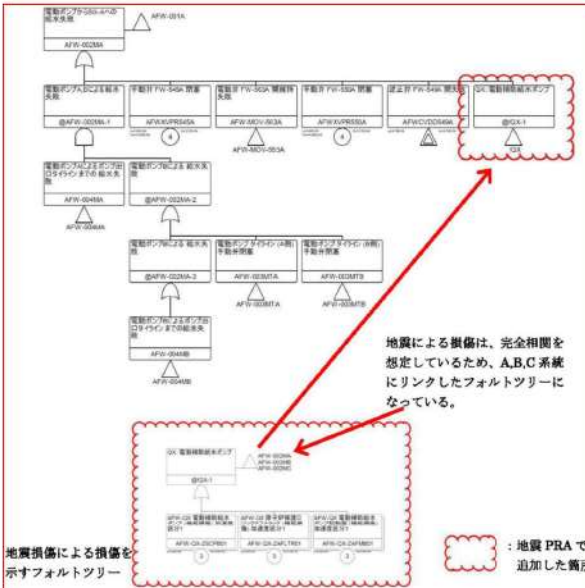
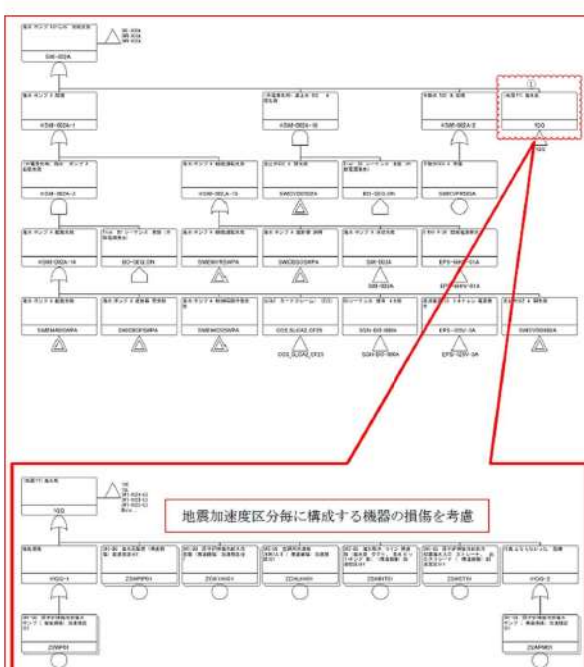
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 補足 3.2.1.d-1 地震 PRA におけるイベントツリー評価について

美浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																				
<div data-bbox="89 247 672 558"> <table border="1"> <tr> <th>地震</th> <th>格納容器バイパス</th> <th>直接炉心損傷に至る事象</th> <th>大破断 LOCA</th> <th>中破断 LOCA</th> <th>小破断 LOCA</th> <th>2次冷却系の破断</th> <th>起因事象</th> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>健全 起因事象</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>主給水装置喪失 2次冷却系の破断 小破断 LOCA 中破断 LOCA 大破断 LOCA 直接炉心損傷 格納容器バイパス</td> </tr> </table> </div> <div data-bbox="89 582 593 965"> <p>分離確率は、各起因事象の発生要因となる機器が、地震で損傷する確率に依存する。以下に、便宜上、大破断LOCAを発生させる機器が3種あるとした場合の起因事象発生順度算出の例を示す。</p> <p>【機器リスト】</p> <table border="1"> <tr> <th>頂上事象</th> <th>設備</th> <th>損傷モード</th> <th>基準記号</th> </tr> <tr> <td rowspan="3">LL: 大破断LOCA</td> <td>1次冷却材管（圧縮サージ管台A-15/L）</td> <td>健全確保</td> <td>ZNPP2</td> </tr> <tr> <td>加圧器（スロット調整付型（圧縮配管））</td> <td>構造損傷</td> <td>ZPR1</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク注入配管（C/L配）</td> <td>構造損傷</td> <td>ZBOP1A</td> </tr> </table> <p>【システム非信頼性解析モデル】</p> <p>• P (LL(a))：地震加速度 a が発生した場合に、大破断LOCA(LL)が発生する確率          • P (ZNPP2(a))：地震加速度 a が発生した場合に、1次冷却材管(ZNPP2)が損傷する確率          • P (ZPR1(a))：地震加速度 a が発生した場合に、加圧器(ZPR1)が損傷する確率          • P (ZBOP1A(a))：地震加速度 a が発生した場合に、蓄圧タンク注入配管(ZBOP1A)が損傷する確率  <math>PLL(a) = 1 - [1 - P(ZNPP2(a))] \times [1 - P(ZPR1(a))] \times [1 - P(ZBOP1A(a))]</math></p> </div>	地震	格納容器バイパス	直接炉心損傷に至る事象	大破断 LOCA	中破断 LOCA	小破断 LOCA	2次冷却系の破断	起因事象								健全 起因事象								主給水装置喪失 2次冷却系の破断 小破断 LOCA 中破断 LOCA 大破断 LOCA 直接炉心損傷 格納容器バイパス	頂上事象	設備	損傷モード	基準記号	LL: 大破断LOCA	1次冷却材管（圧縮サージ管台A-15/L）	健全確保	ZNPP2	加圧器（スロット調整付型（圧縮配管））	構造損傷	ZPR1	蓄圧タンク注入配管（C/L配）	構造損傷	ZBOP1A		<div data-bbox="1310 255 1892 478"> </div> <div data-bbox="1310 486 1892 957"> <p>分離確率は、各起因事象の発生要因となる機器が、地震で損傷する確率に依存する。以下に、便宜上、大破断LOCAを発生させる機器が3種あるとした場合の起因事象発生順度算出の例を示す。</p> <p>【機器リスト】</p> <table border="1"> <tr> <th>頂上事象</th> <th>設備</th> <th>損傷モード</th> <th>基準記号</th> </tr> <tr> <td rowspan="3">LL: 大破断LOCA</td> <td>1次冷却材管 1次冷却材管加圧器（スロット調整付）</td> <td>構造損傷</td> <td>ZNPP201</td> </tr> <tr> <td>加圧器（上部支持構造物理健全物基座ボルト）</td> <td>構造損傷</td> <td>ZPR101</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク注入配管（配管本体）</td> <td>構造損傷</td> <td>ZBOP101</td> </tr> </table> <p>【システム非信頼性解析モデル】</p> <p>• P (LL(a))：地震加速度 a が発生した場合に、大破断LOCA(LL)が発生する確率          • P (ZNPP201(a))：地震加速度 a が発生した場合に、1次冷却材管(ZNPP201)が損傷する確率          • P (ZPR101(a))：地震加速度 a が発生した場合に、加圧器(ZPR101)が損傷する確率          • P (ZBOP101(a))：地震加速度 a が発生した場合に、蓄圧タンク注入配管(ZBOP101)が損傷する確率  <math>P(LL(a)) = 1 - [1 - P(ZNPP201(a))] \times [1 - P(ZPR101(a))] \times [1 - P(ZBOP101(a))]</math></p> </div>	頂上事象	設備	損傷モード	基準記号	LL: 大破断LOCA	1次冷却材管 1次冷却材管加圧器（スロット調整付）	構造損傷	ZNPP201	加圧器（上部支持構造物理健全物基座ボルト）	構造損傷	ZPR101	蓄圧タンク注入配管（配管本体）	構造損傷	ZBOP101	<p>【美浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・「3.2.1 地震 PRA」では地震時特有の起因事象として扱っており、泊は表現を統一している</li> </ul> <p>【美浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・損傷により起因事象となり得る設備や設備の最弱部位が異なる</li> </ul>
地震	格納容器バイパス	直接炉心損傷に至る事象	大破断 LOCA	中破断 LOCA	小破断 LOCA	2次冷却系の破断	起因事象																																																
							健全 起因事象																																																
							主給水装置喪失 2次冷却系の破断 小破断 LOCA 中破断 LOCA 大破断 LOCA 直接炉心損傷 格納容器バイパス																																																
頂上事象	設備	損傷モード	基準記号																																																				
LL: 大破断LOCA	1次冷却材管（圧縮サージ管台A-15/L）	健全確保	ZNPP2																																																				
	加圧器（スロット調整付型（圧縮配管））	構造損傷	ZPR1																																																				
	蓄圧タンク注入配管（C/L配）	構造損傷	ZBOP1A																																																				
頂上事象	設備	損傷モード	基準記号																																																				
LL: 大破断LOCA	1次冷却材管 1次冷却材管加圧器（スロット調整付）	構造損傷	ZNPP201																																																				
	加圧器（上部支持構造物理健全物基座ボルト）	構造損傷	ZPR101																																																				
	蓄圧タンク注入配管（配管本体）	構造損傷	ZBOP101																																																				
<p>第2図 起因事象階層イベントツリー</p>		<p>第2図 起因事象階層イベントツリー</p>																																																					

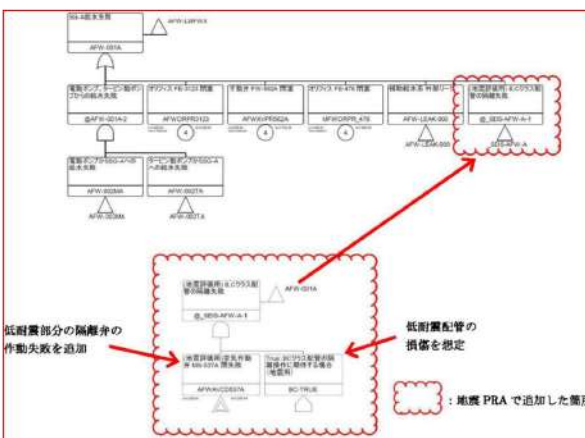
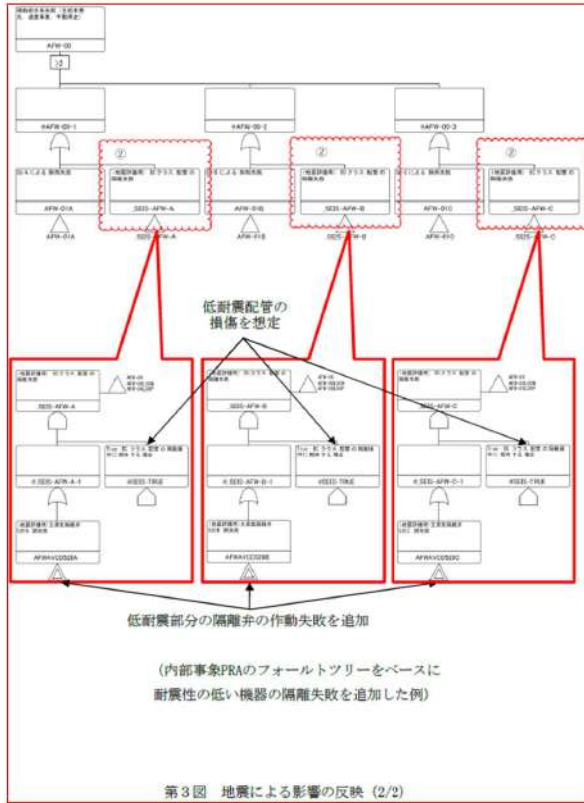
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.d-1 地震 PRA におけるイベントツリー評価について

美浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>地震による損傷は、完全相関を想定しているため、A,B,C系統にリンクしたフォルトツリーになっている。</p> <p>地震損傷による損傷を示すフォルトツリー</p> <p>：地震 PRA で追加した箇所</p> <p>(内部事象 PRA のフォルトツリーをベースに緩和設備の地震による直接的な損傷を追加した例)</p> <p>第3図 地震による影響の反映 (1/2)</p>		 <p>地震加速度区分毎に構成する機器の損傷を考慮</p> <p>(緩和設備の地震による直接的な損傷の代表例「海水系フォルトツリー」)</p> <p>第3図 地震による影響の反映 (1/2)</p>	<p>【美浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・損傷により緩和系が機能喪失となり得る設備や設備の最弱部位が異なる</li> </ul>


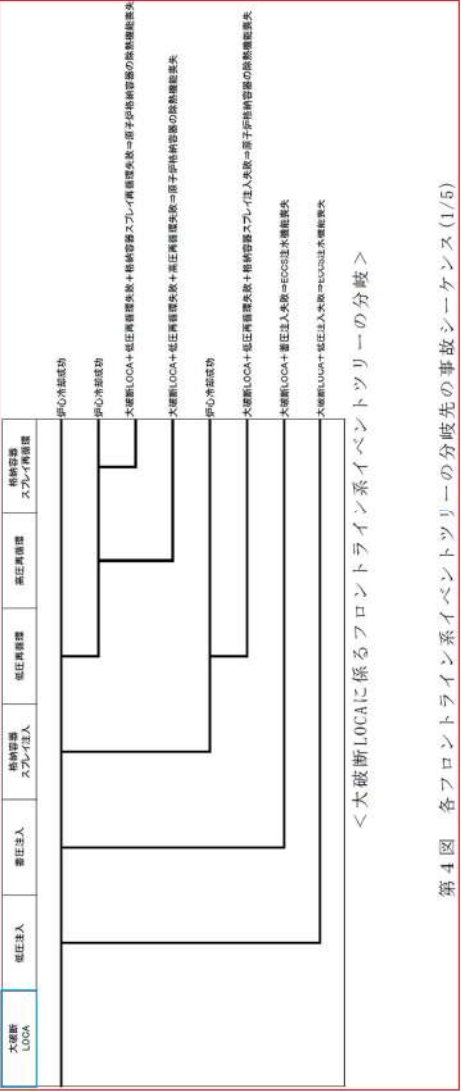
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.d-1 地震 PRA におけるイベントツリー評価について

美浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>低耐震部分の隔離弁の作動失敗を追加</p> <p>低耐震配管の損傷を想定</p> <p>：地震 PRA で追加した箇所</p> <p>(内部事象 PRA のフォールトツリーをベースに耐震性の低い機器の隔離失敗を追加した例)</p> <p>第3図 地震による影響の反映 (2/2)</p>		 <p>低耐震配管の損傷を想定</p> <p>低耐震部分の隔離弁の作動失敗を追加</p> <p>(内部事象PRAのフォールトツリーをベースに耐震性の低い機器の隔離失敗を追加した例)</p> <p>第3図 地震による影響の反映 (2/2)</p>	<p>【美浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 個別評価による相違</li> <li>・ 損傷により緩和系が機能喪失となり得る設備や設備の最弱部位が異なる</li> </ul>

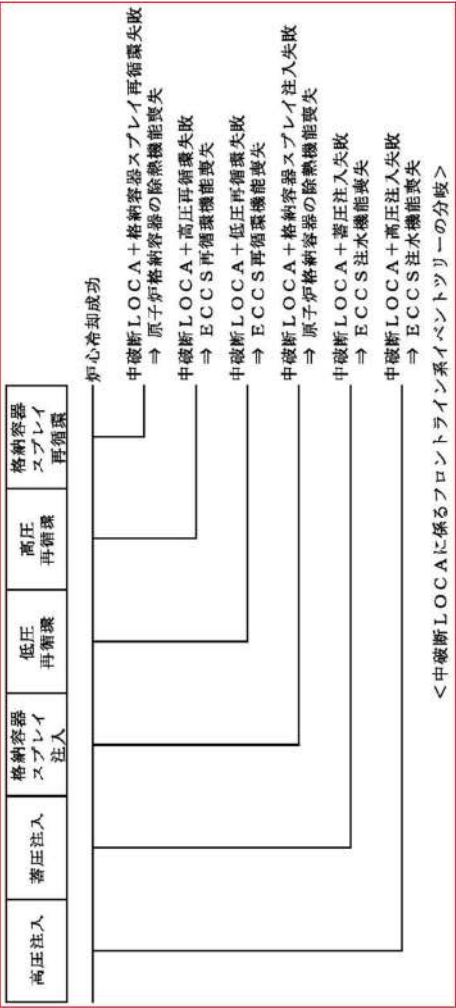
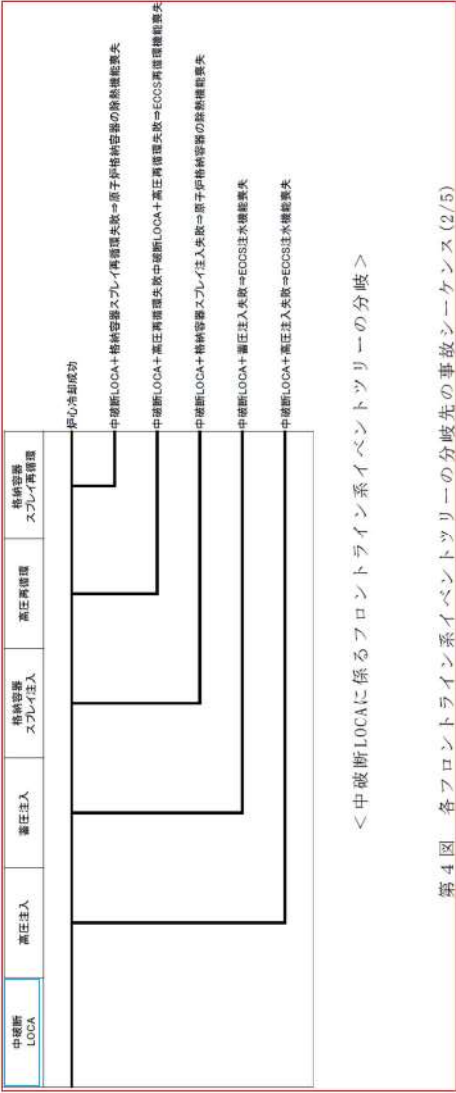
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.d-1 地震 PRA におけるイベントツリー評価について

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

美浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p style="text-align: center;">&lt;大破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐&gt;</p>		 <p style="text-align: center;">第4図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(1/5)</p>	<p>【美浜】</p> <p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は非プースティングプラントであり、高圧再循環に余熱除去系統が不要であるため、大破断LOCA時に低圧再循環に失敗しても高圧再循環及び格納容器スプレイ再循環により炉心損傷を回避することができることから、イベントツリーが異なる（大阪、伊方、玄海と同様）</li> </ul> <p>【美浜】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊はイベントツリーのヘディングに起因事象を記載している</li> </ul> <p>（以下、相違理由説明を省略）</p>

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 補足 3.2.1.d-1 地震 PRA におけるイベントツリー評価について

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

美浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p style="text-align: center;">＜中破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞</p>		 <p style="text-align: center;">＜中破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞</p> <p style="text-align: center;">第4図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナリオ(2/5)</p>	<p>【美浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・泊は非プースティングプラントであり、高圧再循環に余熱除去系が不要であるため、中破断LOCA時の高圧再循環の成否に低圧再循環の成否は関係ないことから、イベントツリーが異なる（大阪、伊方、玄海と同様）</li> </ul>

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.d-1 地震 PRA におけるイベントツリー評価について

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

美浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">第4図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(1/4)</p> <p style="text-align: center;">第4図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(2/4)</p>		<p style="text-align: center;">第4図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(3/5)</p> <p style="text-align: center;">第4図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(3/5)</p>	<p>【美浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・泊は非プースティングプラントであり、高圧再循環に余熱除去系が不要であるため、小破断LOCA時の高圧再循環の成否に低圧再循環の成否は関係ないことから、イベントツリーが異なる（大阪、伊方、玄海と同様）</li> </ul>

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.d-1 地震 PRA におけるイベントツリー評価について

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

美浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第4図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(3/4)</p>		<p>第4図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(4/5)</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  
 補足 3.2.1.d-1 地震 PRA におけるイベントツリー評価について

美浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉トリップ          補助給水          加圧器透かし弁/安全LOCA          RCPシールLOCA</p> <p>炉心冷却成功          原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA          ⇒ 原子炉補機冷却機能喪失          ⇒ 原子炉補機冷却機能喪失+加圧器透かし弁/安全弁LOCA          ⇒ 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          ⇒ 原子炉停止機能喪失          ⇒ 原子炉停止機能喪失</p> <p>＜原子炉補機冷却機能喪失に係るフロントライン系イベントツリー＞</p> <p>補助給水          原子炉トリップ</p> <p>炉心冷却成功          主給水流量喪失+補助給水失敗 ⇒ 2次冷却系からの除熱機能喪失          主給水流量喪失+原子炉トリップ ⇒ 原子炉停止機能喪失          主給水流量喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞</p> <p>第4図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナリオ(4/4)</p>		<p>原子炉補機冷却機能喪失          原子炉トリップ          補助給水          加圧器透かし弁/安全弁LOCA          RCPシールLOCA          1次冷却材ポンプ封水LOCA</p> <p>炉心冷却成功          原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA ⇒ 原子炉補機冷却機能喪失          原子炉補機冷却機能喪失+加圧器透かし弁/安全弁LOCA ⇒ 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          原子炉トリップが必要に応じて発生 ⇒ 原子炉停止機能喪失</p> <p>＜原子炉補機冷却機能喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞</p> <p>主給水流量喪失          原子炉トリップ          補助給水          原子炉トリップ</p> <p>炉心冷却成功          主給水流量喪失+補助給水失敗 ⇒ 2次系からの除熱機能喪失          原子炉トリップが必要に応じて発生 ⇒ 原子炉停止機能喪失</p> <p>＜主給水流量喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞</p> <p>第4図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナリオ(5/6)</p>	<p>【美浜】</p> <p>■記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・RCPシールLOCA⇔1次冷却材ポンプ封水LOCA</li> </ul> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p>



第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等を選定について  
 補足 3.2.1.d-1 地震 PRA におけるイベントツリー評価について

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

美浜発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>主給水流量喪失より厳しい起因事象が発生していない場合、主給水流量喪失が発生すると評価</p> <p>地震発生 (区分3) <math>6.0 \times 10^{-4}</math> (7年)</p> <p>燃料棒格納炉に異常発生</p> <p>炉心損傷に異常発生</p> <p>2次冷却系の破断</p> <p>小破断LOCA</p> <p>中破断LOCA</p> <p>大破断LOCA</p> <p>地震発生 (区分3) 0.93の割合で主給水系統が破断される。</p> <p>全交流動力電源喪失</p> <p>8.3×10<sup>-4</sup></p> <p>※ RiskSpectrum®においては、事故シナリオ毎の炉心損傷確度が出力され分岐確率は直接出力されないが、地震加速度区分に対する機器の損傷確率から分岐確率を算出した。</p> <p>全交流動力電源喪失の状態であるため分岐は必ず失敗となる</p> <p>区分3の地震動による機器損傷により、全交流動力電源喪失となるため</p> <p>第5図 全交流動力電源喪失が発生している場合の例</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>主給水流量喪失より厳しい起因事象が発生していない場合、主給水流量喪失が発生すると評価</p> <p>地震発生 (区分4) <math>1.4 \times 10^{-5}</math> (7年)</p> <p>燃料棒格納炉に異常発生</p> <p>炉心損傷に異常発生</p> <p>2次冷却系の破断</p> <p>小破断LOCA</p> <p>中破断LOCA</p> <p>大破断LOCA</p> <p>地震発生 (区分4) 0.86の割合で主給水系統が破断される。</p> <p>全交流動力電源喪失</p> <p>4.39×10<sup>-4</sup></p> <p>※ RiskSpectrum®においては、事故シナリオ毎の炉心損傷確度は出力されないが、地震加速度区分に対する全交流動力電源喪失に到達する機器の損傷確率から分岐確率を算出した。</p> <p>区分4の地震動による機器損傷により、全交流動力電源喪失となる割合</p> <p>全交流動力電源喪失の状態であるため分岐は必ず失敗となる</p> <p>第5図 全交流動力電源喪失が発生している場合の例</p>	<p>相違理由</p> <p>【美浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>個別評価による相違</li> <li>泊は全交流動力電源喪失の発生が顕著となる地震区分4を例として記載している</li> <li>損傷により緩和系が機能喪失となり得る設備や設備の最弱部位が異なるため、分岐確率が異なる</li> </ul>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.d-2 地震PRAにおける成功基準について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">補足 20</p> <p style="text-align: center;">地震PRAにおける成功基準について</p> <p>1. 起回事象毎の成功基準                      選定した起回事象のうち、内部事象PRAでも評価した起回事象の成功基準は、地震事象PRAにおいても相違はない。地震特有の起回事象である「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）」や「原子炉建屋損傷」等、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。                      起回事象毎に、炉心冷却に必要な緩和手段の組合せを第1表に整理した。</p> <p>2. 炉心損傷の定義                      内部事象PRAと同じく、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を炉心損傷と定義する。</p> <p>3. 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間                      (1) 余裕時間                      「LOCA事象」、「2次冷却系の破断」、「LOCA発生後ECCS再循環における補機冷却系の負荷制限」において、内部事象PRAと同様の余裕時間を設定している。                      (2) 使命時間                      地震PRAにおいても、内部事象PRAと同様に使命時間として24時間を使用している。また、空調系が喪失した場合の室温評価期間については、7日間（168時間）としている。</p> <p>4. 熱水力解析等の解析結果、及び使用した解析コードの検証性                      内部事象PRAで参照した熱水力解析と同じ結果を使用して、成功基準を設定している。</p>		<p style="text-align: right;">補足 3.2.1.d-2</p> <p style="text-align: center;">地震PRAにおける成功基準について</p> <p>1. 起回事象毎の成功基準                      選定した起回事象のうち、内部事象PRAでも評価した起回事象の成功基準は、地震事象PRAにおいても相違はない。地震特有の起回事象である「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）」や「原子炉建屋損傷」等、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。                      起回事象毎に、炉心冷却に必要な緩和手段の組合せを表に整理した。</p> <p>2. 炉心損傷の定義                      内部事象PRAと同じく、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を炉心損傷と定義する。</p> <p>3. 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間                      (1) 余裕時間                      「LOCA事象」、「2次冷却系の破断」、「LOCA発生後ECCS再循環における補機冷却系の負荷制限」において、内部事象PRAと同様の余裕時間を設定している。                      (2) 使命時間                      地震PRAにおいても、内部事象PRAと同様に使命時間として24時間を使用している。また、空調系が喪失した場合の室温評価期間については、7日間（168時間）としている。</p> <p>4. 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                      内部事象PRAで参照した熱水力解析と同じ結果を使用して、成功基準を設定している。</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川に該当する資料がないため大飯と比較する</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■付番の相違</li> <li>・資料番号の相違</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載表現の相違</li> </ul>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.d-2 地震 PRA における成功基準について

大飯発電所3/4号炉											女川原子力発電所2号炉											泊発電所3号炉											相違理由																																																																																																																																																																																																																				
<p>第1表 起因事象毎の成功シーケンス一覧表</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>原子炉トリップ</th> <th>補助給水</th> <th>高圧注入</th> <th>蓄圧注入</th> <th>低圧注入</th> <th>格納容器スプレイ注入</th> <th>低圧再循環</th> <th>高圧再循環</th> <th>格納容器スプレイ再循環</th> <th>主蒸気隔離</th> </tr> <tr> <th>イベントヘディング</th> <th>TP</th> <th>AF</th> <th>HI</th> <th>AC</th> <th>LI</th> <th>CI</th> <th>LR</th> <th>HR</th> <th>CR</th> <th>MS</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大破断 LOCA(LL)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>中破断 LOCA(M)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>小破断 LOCA(S)</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断(OBR)</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失(LMPW)</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>												原子炉トリップ	補助給水	高圧注入	蓄圧注入	低圧注入	格納容器スプレイ注入	低圧再循環	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環	主蒸気隔離	イベントヘディング	TP	AF	HI	AC	LI	CI	LR	HR	CR	MS	大破断 LOCA(LL)	-	-	-	○	○	-	○	-	-	-	中破断 LOCA(M)	-	-	-	○	○	-	-	○	○	-	小破断 LOCA(S)	○	○	○	-	-	○	-	○	○	-	2次冷却系の破断(OBR)	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	主給水流量喪失(LMPW)	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-												<p>表 起因事象毎の成功シーケンス一覧表</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>高圧注入</th> <th>高圧再循環</th> <th>低圧注入</th> <th>低圧再循環</th> <th>蓄圧注入</th> <th>格納容器スプレイ注入</th> <th>格納容器スプレイ再循環</th> <th>原子炉トリップ</th> <th>補助給水</th> <th>主蒸気隔離</th> <th>蓄圧注入</th> <th>格納容器スプレイ注入</th> <th>高圧再循環</th> <th>非常時再冷却</th> </tr> <tr> <th>イベントヘディング</th> <th>HI</th> <th>HR</th> <th>LI</th> <th>LR</th> <th>CI</th> <th>CR</th> <th>CP</th> <th>TP</th> <th>AF</th> <th>MS</th> <th>HI</th> <th>LI</th> <th>HR</th> <th>MS</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大破断 LOCA</td> <td>-</td> <td>■</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>中破断 LOCA</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>小破断 LOCA</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋冷却機能喪失</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>												高圧注入	高圧再循環	低圧注入	低圧再循環	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	格納容器スプレイ再循環	原子炉トリップ	補助給水	主蒸気隔離	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	高圧再循環	非常時再冷却	イベントヘディング	HI	HR	LI	LR	CI	CR	CP	TP	AF	MS	HI	LI	HR	MS	大破断 LOCA	-	■	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	中破断 LOCA	○	○	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	小破断 LOCA	○	○	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	2次冷却系の破断	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	外部電源喪失	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	○	原子炉建屋冷却機能喪失	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	○	○	-	-	主給水流量喪失	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-	<p>【大飯】                  ■評価手法の相違                  ・大飯は大イベントツリー法を用いており、外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失は緩和系として考慮されているため、これらを起因事象としたイベントツリーはなく、起因事象毎の成功シーケンス一覧表が異なる(高浜、美浜と同様)</p> <p>【大飯】                  ■記載表現の相違</p>
	原子炉トリップ	補助給水	高圧注入	蓄圧注入	低圧注入	格納容器スプレイ注入	低圧再循環	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環	主蒸気隔離																																																																																																																																																																																																																																											
イベントヘディング	TP	AF	HI	AC	LI	CI	LR	HR	CR	MS																																																																																																																																																																																																																																											
大破断 LOCA(LL)	-	-	-	○	○	-	○	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																											
中破断 LOCA(M)	-	-	-	○	○	-	-	○	○	-																																																																																																																																																																																																																																											
小破断 LOCA(S)	○	○	○	-	-	○	-	○	○	-																																																																																																																																																																																																																																											
2次冷却系の破断(OBR)	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○																																																																																																																																																																																																																																											
主給水流量喪失(LMPW)	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																											
	高圧注入	高圧再循環	低圧注入	低圧再循環	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	格納容器スプレイ再循環	原子炉トリップ	補助給水	主蒸気隔離	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	高圧再循環	非常時再冷却																																																																																																																																																																																																																																							
イベントヘディング	HI	HR	LI	LR	CI	CR	CP	TP	AF	MS	HI	LI	HR	MS																																																																																																																																																																																																																																							
大破断 LOCA	-	■	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																							
中破断 LOCA	○	○	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																							
小破断 LOCA	○	○	-	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																							
2次冷却系の破断	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																							
外部電源喪失	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	○																																																																																																																																																																																																																																							
原子炉建屋冷却機能喪失	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	○	○	-	-																																																																																																																																																																																																																																							
主給水流量喪失	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																							
<p>○：緩和手段成功 -：不動作又は不要                  なお、冗長設備は同時に損傷することを想定しているため、必要基数等は特に記載していない。</p>																						<p>○：緩和手段成功 -：不動作又は不要                  注) 地震PRAでは冗長設備は同時に損傷することを想定しているため、必要基数等は特に記載していない。</p>																																																																																																																																																																																																																															

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

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

補足3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シークエンス選定のまとめ方について（地震PRA）

高浜発電所3/4号炉	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;">補足3.6</p> <p>小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シークエンス選定のまとめ方について（地震PRA）</p> <p>1. 概要                  大阪3、4号等、これまではRISKMANを用いた大イベントツリー手法で地震PRAを実施し、この結果を事故シークエンスに取りまとめた。今回の高浜3、4号の評価においては、RiskSpectrumを用いた小イベントツリー手法で地震PRAを実施している。これらの評価における事故シークエンス分類の取扱いの差異について取りまとめる。</p> <p>2. 大イベントツリー手法と小イベントツリー手法での事故シークエンス分類の差異                  (1) 大イベントツリーでの事故シークエンス分類方法                  大イベントツリー手法においては、地震による機器損傷に伴い喪失する機能の組合せすべてについてのシナリオを評価する</p>		<p style="text-align: center;">補足3.2.1.d-4</p> <p>小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シークエンス選定のまとめ方について（地震PRA）</p> <p>1. 概要                  従来の泊3号炉や大阪3、4号炉等においては、これまではRISKMANを用いた大イベントツリー手法で地震PRAを実施し、この結果を事故シークエンスに取りまとめた。高浜3、4号炉や今回の泊3号炉の評価においては、RiskSpectrumを用いた小イベントツリー手法で地震PRAを実施している。これらの評価における事故シークエンス分類の取扱いの差異について取りまとめる。</p> <p>2. 大イベントツリー手法と小イベントツリー手法での事故シークエンス分類の差異                  (1) 大イベントツリーでの事故シークエンス分類方法                  大イベントツリー手法においては、地震による機器損傷に伴い喪失する機能の組合せすべてについてのシナリオを評価する</p>	<p>※大阪は本補足説明資料を作成しておらず、本補足説明資料は、大イベントツリー法から小イベントツリー法への手法変更にあたって、評価結果に対して事故シークエンス選定のまとめ方を整理した資料であり、PWRにおいて地震PRAで最初に小イベントツリー法を採用した高浜のみ作成していることから、最新の審査実績のある高浜と比較する</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川に該当する資料がないため高浜と比較する</li> </ul> <p>【高浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■付番の相違</li> <li>・資料番号の相違</li> </ul> <p>【高浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・泊は地震PRAの評価手法を大イベントツリー法から小イベントツリー法に変更しており、大イベントツリー法での評価実績のあるプラントとして記載している</li> </ul>

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

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シークエンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ことから、地震による複数の機能喪失の重畳等も評価し、より詳細ではあるが、複雑な評価となっている。このPRA結果を各事故シークエンスに取りまとめる際は、内部事象PRAと同様のフロントラインイベントツリーに加え、地震損傷機器イベントツリー等のイベントツリー全体の成功、失敗を加味して事故シークエンス分類を行っている（添付1、2参照）。</p> <p>(2) 小イベントツリーでの事故シークエンス分類方法                      小イベントツリー手法においては、大イベントツリー手法で地震により損傷する機器をイベントツリーで取り扱い、地震による機器損傷に伴い喪失する機能の組合せすべてを評価するのとは異なり、機器の各地震加速度区分における機器損傷確率をフォルトツリーの中で取り扱うことから、大イベントツリーと異なり、イベントツリーの構成は単純でイベントツリーの分岐は大イベントツリー手法と比較して少数となる。PRA結果の各事故シークエンスの取りまとめについては、内部事象PRAと同様にフロントラインイベントツリーで失敗の分岐に応じたものとしている（添付3、4参照）。</p> <p>(3) 両手法における事故シークエンス分類における差異                      何れの手法においてもPRAとしては同等の評価であり、添付2、4の事故シークエンスを比較してもほぼ同等の整理となっていることを確認しているが、地震により喪失する機能が重畳する場合の取り扱いに関して以下のとおり差異がある。</p> <p>a. 大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合のシークエンス分類                      大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合、大イベントツリー手法の分類では、注入する順序の関係から大破断LOCA+蓄圧注入失敗として取り扱っている。一方、小イベントツリー手法の分類では、フロントライン系イベントツリーによる評価に従い、大破断LOCA+低圧注入失敗として取り扱っている。</p> <p>b. 小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合のシークエンス分類                      小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に</p>	<p>ことから、地震による複数の機能喪失の重畳等も評価し、より詳細ではあるが、複雑な評価となっている。このPRA結果を各事故シークエンスに取りまとめる際は、内部事象PRAと同様のフロントライン系イベントツリーに加え、地震損傷機器イベントツリー等のイベントツリー全体の成功、失敗を加味して事故シークエンス分類を行っている（添付1、2参照）。</p> <p>(2) 小イベントツリーでの事故シークエンス分類方法                      小イベントツリー手法においては、大イベントツリー手法で地震により損傷する機器をイベントツリーで取り扱い、地震による機器損傷に伴い喪失する機能の組合せすべてを評価するのとは異なり、機器の各地震加速度区分における機器損傷確率をフォルトツリーの中で取り扱うことから、大イベントツリーと異なり、イベントツリーの構成は単純でイベントツリーの分岐は大イベントツリー手法と比較して少数となる。PRA結果の各事故シークエンスの取りまとめについては、内部事象PRAと同様にフロントライン系イベントツリーで失敗の分岐に応じたものとしている（添付3、4参照）。</p> <p>(3) 両手法における事故シークエンス分類における差異                      何れの手法においてもPRAとしては同等の評価であり、添付2、4の事故シークエンスを比較してもほぼ同等の整理となっていることを確認しているが、地震により喪失する機能が重畳する場合の取り扱いに関して以下のとおり差異がある。</p> <p>a. 大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合のシークエンス分類                      大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合、大イベントツリー手法の分類では、注入する順序の関係から大破断LOCA+蓄圧注入失敗として取り扱っている。一方、小イベントツリー手法の分類では、フロントライン系イベントツリーによる評価に従い、大破断LOCA+低圧注入失敗として取り扱っている。</p> <p>b. 小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合のシークエンス分類                      小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に</p>	<p>ことから、地震による複数の機能喪失の重畳等も評価し、より詳細ではあるが、複雑な評価となっている。このPRA結果を各事故シークエンスに取りまとめる際は、内部事象PRAと同様のフロントライン系イベントツリーに加え、地震損傷機器イベントツリー等のイベントツリー全体の成功、失敗を加味して事故シークエンス分類を行っている（添付1、2参照）。</p> <p>(2) 小イベントツリーでの事故シークエンス分類方法                      小イベントツリー手法においては、大イベントツリー手法で地震により損傷する機器をイベントツリーで取り扱い、地震による機器損傷に伴い喪失する機能の組合せすべてを評価するのとは異なり、機器の各地震加速度区分における機器損傷確率をフォルトツリーの中で取り扱うことから、大イベントツリーと異なり、イベントツリーの構成は単純でイベントツリーの分岐は大イベントツリー手法と比較して少数となる。PRA結果の各事故シークエンスの取りまとめについては、内部事象PRAと同様にフロントライン系イベントツリーで失敗の分岐に応じたものとしている（添付3、4参照）。</p> <p>(3) 両手法における事故シークエンス分類における差異                      何れの手法においてもPRAとしては同等の評価であり、添付2、4の事故シークエンスを比較してもほぼ同等の整理となっていることを確認しているが、地震により喪失する機能が重畳する場合の取り扱いに関して以下のとおり差異がある。</p> <p>a. 大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合のシークエンス分類                      大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合、大イベントツリー手法の分類では、注入する順序の関係から大破断LOCA+蓄圧注入失敗として取り扱っている。一方、小イベントツリー手法の分類では、フロントライン系イベントツリーによる評価に従い、大破断LOCA+低圧注入失敗として取り扱っている。</p> <p>b. 小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合のシークエンス分類                      小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に</p>	<p>【高浜】                      ■記載表現の相違                      ・フロントラインイベントツリー⇨フロントライン系イベントツリー                      (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【高浜】                      ■記載表現の相違                      ・フォルトツリー⇨フォールトツリー</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シナリオ選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>起っている場合、大イベントツリー手法での分類では、補助給水失敗は高圧注入による必要注入流量を確保するための補助的な冷却と考え、小破断LOCA+高圧注入失敗として取り扱っている。一方、小イベントツリー手法での分類では、フロントライン系イベントツリーによる評価に従い、小破断LOCA+補助給水失敗に分類している。</p> <p>(4) 分類の差異による影響                      今回の事故シナリオ分類の方法を大イベントツリーに合わせた場合の影響について以下に示す。</p> <p>a. 大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起っている場合の影響                      低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起っている場合を蓄圧注入失敗側に整理する場合、現在の評価では大破断LOCA+低圧注入失敗が<math>2.2 \times 10^{-7}</math>/炉年に対し、大破断LOCA+蓄圧注入失敗が<math>7.8 \times 10^{-9}</math>/炉年であることから、重畳部分を蓄圧注入失敗に整理すると数値は有意に変化することが考えられる。しかしながら、何れも同じ事故シナリオグループであり、国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷を防止することができない事故シナリオであるが、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シナリオであると整理しており、この観点で今回の分類方法が事故シナリオの選定に影響を与えるものではない。</p> <p>b. 小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起っている場合の影響                      補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起っている場合を高圧注入失敗側に整理する場合、現在の評価では小破断LOCA+補助給水失敗が<math>3.4 \times 10^{-8}</math>/炉年に対し、小破断LOCA+高圧注入失敗が<math>2.6 \times 10^{-7}</math>/炉年であることから、重畳部分を高圧注入失敗に整理すると数値は微増することになるが、事故シナリオの選定に影響を与えるものではない。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>		<p>起っている場合、大イベントツリー手法での分類では、補助給水失敗は高圧注入による必要注入流量を確保するための補助的な冷却と考え、小破断LOCA+高圧注入失敗として取り扱っている。一方、小イベントツリー手法での分類では、フロントライン系イベントツリーによる評価に従い、小破断LOCA+補助給水失敗に分類している。</p> <p>(4) 分類の差異による影響                      今回の事故シナリオ分類の方法を大イベントツリーに合わせた場合の影響について以下に示す。</p> <p>a. 大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起っている場合の影響                      低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起っている場合を蓄圧注入失敗側に整理する場合、現在の評価では大破断LOCA+低圧注入失敗が<math>1.7 \times 10^{-7}</math>/炉年に対し、大破断LOCA+蓄圧注入失敗が<math>6.0 \times 10^{-11}</math>/炉年であることから、重畳部分を蓄圧注入失敗に整理すると数値は有意に変化することが考えられる。しかしながら、何れも同じ事故シナリオグループであり、国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷を防止することができない事故シナリオであるが、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シナリオであると整理しており、この観点で今回の分類方法が事故シナリオの選定に影響を与えるものではない。</p> <p>b. 小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起っている場合の影響                      補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起っている場合を高圧注入失敗側に整理する場合、現在の評価では小破断LOCA+補助給水失敗が<math>4.2 \times 10^{-8}</math>/炉年に対し、小破断LOCA+高圧注入失敗が<math>1.0 \times 10^{-7}</math>/炉年であることから、重畳部分を高圧注入失敗に整理すると数値は微増することになるが、事故シナリオの選定に影響を与えるものではない。</p>	<p>【高浜】                      ■個別評価による相違                      （以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【高浜】                      ■記載表現の相違</p>

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

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付1</p> <p>【直接中心損傷】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>▶大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)</li> <li>▶原子が格納容器損傷</li> <li>▶原子が建屋損傷</li> <li>▶制御建屋損傷</li> <li>▶複数の信号系損傷</li> <li>▶1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失</li> <li>▶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</li> <li>▶電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul> <p>【格納容器バイパス】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>▶蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)</li> </ul> <p style="text-align: center;">第 1.2.1.d-1 図 地震PRA階層イベントツリー</p>		<p style="text-align: right;">添付1</p> <p>【地震起因事象】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>▶大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)</li> <li>▶原子炉建屋損傷</li> <li>▶原子が格納容器損傷</li> <li>▶原子炉補助建屋損傷</li> <li>▶電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>▶1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失</li> <li>▶複数の信号系損傷</li> <li>▶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</li> </ul> <p>【格納容器バイパス】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>▶格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))</li> </ul> <p style="text-align: center;">第 1-1 図 地震PRA階層イベントツリー</p>	<p>【高浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・「3.2.1 地震PRA」では地震時特有の起因事象として扱っており、泊は表現を統一している</li> <li>(以下、相違理由説明を省略)</li> </ul> <p>【高浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・泊は起因事象の順番を「3.2.1 地震PRA」に記載の順番に合わせている</li> <li>(以下、相違理由説明を省略)</li> </ul> <p>【高浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■名称の相違</li> <li>・制御建屋損傷⇔原子炉補助建屋損傷</li> <li>(以下、相違理由説明を省略)</li> </ul>

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

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>地震 (地震加速度レベル)                  加速区5.51 (0.1~0.50)                  加速区5.52 (0.3~0.60)                  加速区5.53 (0.8~1.00)                  加速区5.54 (1.1~1.60)</p> <p>地震損傷程度 イベントツリー                  SEPRELM                  (地震解折用)                  地震による損傷程度により損傷するシステムを直上事象とするイベントツリー                  ↓                  地震によるシステム損傷率を評価</p> <p>サポート系 イベントツリー                  SEISSUPT                  (内的事象用をベース)                  炉心損傷事象に対する事故緩和策をサポートするシステムを直上事象とするイベントツリー                  ↓                  サポート系の失敗確率を評価</p> <p>起回事象階層 イベントツリー                  SEISNI                  (地震解折用)                  地震による炉心損傷により発生する炉心損傷起回事象を直上事象とするイベントツリー                  ↓                  地震による炉心損傷起回事象発生率を評価</p> <p>共同系 イベントツリー                  SEISSHD                  (内的事象用をベース)                  炉心損傷事象に対する事故緩和策の共有部分を直上事象とするイベントツリー                  ↓                  共同系の事故率を評価</p> <p>フロントライン系 イベントツリー                  FRONTLINE ET                  (内的事象用をベース)                  定常で発生する炉心の損傷起回事象イベントツリー                  (事故緩和策をサポートするイベントツリーを直上事象)                  ↓                  ・主給水系統                  ・吹抜機                  ・FLOOD                  ・SLOCA                  ・CVシフト                  ・炉心損傷</p>	<p>第 1.2.1.d-2 図 地震システム解析モデル (大イベントツリー)</p>	<p>地震 (地震加速度レベル)                  加速区5.51 (0.2~0.40)                  加速区5.52 (0.4~0.60)                  加速区5.53 (0.6~0.80)                  加速区5.54 (0.8~1.00)                  加速区5.55 (1.0~1.20)                  加速区5.56 (1.2~1.60)</p> <p>地震損傷程度 イベントツリー                  サポート系 イベントツリー                  炉心損傷事象に対する事故緩和策をサポートするシステムを直上事象とするイベントツリー                  ↓                  サポート系の失敗確率を評価</p> <p>起回事象階層 イベントツリー                  地震による炉心損傷程度により損傷するシステムを直上事象とするイベントツリー                  ↓                  地震による炉心損傷起回事象発生率を評価</p> <p>共同系 イベントツリー                  炉心損傷事象に対する事故緩和策の共有部分を直上事象とするイベントツリー                  ↓                  共同系の失敗確率を評価</p> <p>フロントライン系 イベントツリー                  地震で発生する炉心損傷起回事象イベントツリー                  (事故緩和策をサポートするイベントツリーを直上事象)                  ↓                  ・主給水系統                  ・吹抜機                  ・FLOOD                  ・SLOCA                  ・炉心損傷</p>	<p>相違理由</p> <p>■個別評価による相違                  ・各加速度区分の加速度の範囲が異なるが、各事故シーケンスの炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への影響はない</p>



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

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1.2.1.d-3図 地震損傷機器イベントツリー</p>		<p>第1-3図 地震損傷機器イベントツリー</p>	<p>【高浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・損傷により緩和系が機能喪失となり得る設備が異なる</li> </ul>

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

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1.2.1.d-4図 サポート系イベントツリー</p>		<p>第1-4図 サポート系イベントツリー</p>	<p>【高浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 個別評価による相違</li> <li>・ 損傷により緩和系が機能喪失となり得る設備が異なる</li> </ul>

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

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

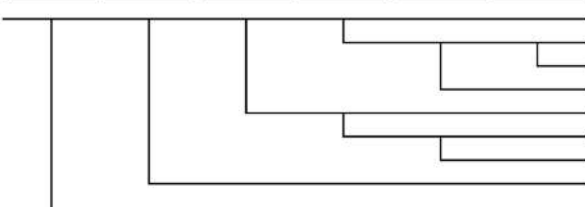
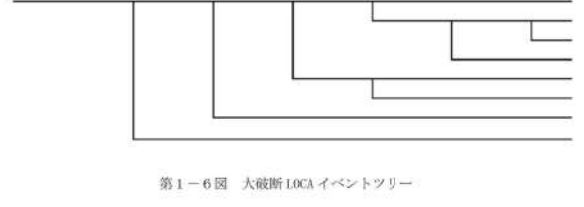
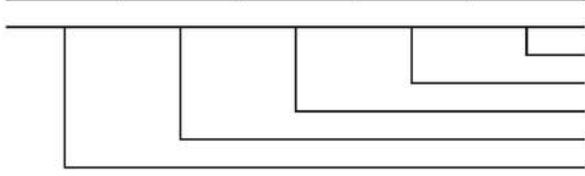
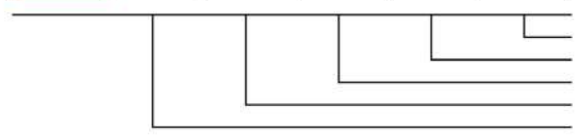
補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																																																																																														
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td>燃料取扱 用海水外</td> <td>RW</td> <td>SUMA</td> <td>SUMB</td> <td>RCA</td> <td>RCB</td> <td>CA</td> <td>CB</td> <td>LE</td> <td>LJR</td> </tr> <tr> <td>再循環システム 共有部 Aトレン</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>再循環システム 共有部 Bトレン</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>再循環切替 異常失敗 Aトレン</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>再循環切替 異常失敗 Bトレン</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>RWSP 取水失敗 Aトレン</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>RWSP 取水失敗 Bトレン</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>RCS保護側 注入ポンプ停止 開水取及び 外部ポンプ注入時 (常運転時)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>RCS保護側 注入ポンプ停止 外部ポンプ (常運転時)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <div style="text-align: center;"> <p>第 1.2.1.d-5 図 共用系イベントツリー</p> </div> </div>	燃料取扱 用海水外	RW	SUMA	SUMB	RCA	RCB	CA	CB	LE	LJR	再循環システム 共有部 Aトレン										再循環システム 共有部 Bトレン										再循環切替 異常失敗 Aトレン										再循環切替 異常失敗 Bトレン										RWSP 取水失敗 Aトレン										RWSP 取水失敗 Bトレン										RCS保護側 注入ポンプ停止 開水取及び 外部ポンプ注入時 (常運転時)										RCS保護側 注入ポンプ停止 外部ポンプ (常運転時)										<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td>燃料取扱 用海水外</td> <td>RW</td> <td>SUMA</td> <td>SUMB</td> <td>RCA</td> <td>RCB</td> <td>CA</td> <td>CB</td> <td>LE</td> <td>LJR</td> </tr> <tr> <td>再循環システム 共有部 Aトレン</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>再循環システム 共有部 Bトレン</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>再循環切替 異常失敗 Aトレン</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>再循環切替 異常失敗 Bトレン</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>RWSP 取水失敗 Aトレン</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>RWSP 取水失敗 Bトレン</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>RCS保護側 注入ポンプ停止 開水取及び 外部ポンプ注入時 (常運転時)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>RCS保護側 注入ポンプ停止 外部ポンプ (常運転時)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <div style="text-align: center;"> <p>第 1-5 図 共用系イベントツリー</p> </div> </div>	燃料取扱 用海水外	RW	SUMA	SUMB	RCA	RCB	CA	CB	LE	LJR	再循環システム 共有部 Aトレン										再循環システム 共有部 Bトレン										再循環切替 異常失敗 Aトレン										再循環切替 異常失敗 Bトレン										RWSP 取水失敗 Aトレン										RWSP 取水失敗 Bトレン										RCS保護側 注入ポンプ停止 開水取及び 外部ポンプ注入時 (常運転時)										RCS保護側 注入ポンプ停止 外部ポンプ (常運転時)										<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <table border="1" style="width: 100%;"> <tr> <td>燃料取扱 用海水外</td> <td>RW</td> <td>SUMA</td> <td>SUMB</td> <td>RCA</td> <td>RCB</td> <td>CA</td> <td>CB</td> <td>LE</td> <td>LJR</td> </tr> <tr> <td>再循環システム 共有部 Aトレン</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>再循環システム 共有部 Bトレン</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>再循環切替 異常失敗 Aトレン</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>再循環切替 異常失敗 Bトレン</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>RWSP 取水失敗 Aトレン</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>RWSP 取水失敗 Bトレン</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>RCS保護側 注入ポンプ停止 開水取及び 外部ポンプ注入時 (常運転時)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>RCS保護側 注入ポンプ停止 外部ポンプ (常運転時)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <div style="text-align: center;"> <p>第 1-5 図 共用系イベントツリー</p> </div> </div>	燃料取扱 用海水外	RW	SUMA	SUMB	RCA	RCB	CA	CB	LE	LJR	再循環システム 共有部 Aトレン										再循環システム 共有部 Bトレン										再循環切替 異常失敗 Aトレン										再循環切替 異常失敗 Bトレン										RWSP 取水失敗 Aトレン										RWSP 取水失敗 Bトレン										RCS保護側 注入ポンプ停止 開水取及び 外部ポンプ注入時 (常運転時)										RCS保護側 注入ポンプ停止 外部ポンプ (常運転時)										<p>【高浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 個別評価による相違</li> <li>・ 損傷により緩和系が機能喪失となり得る設備が異なる</li> </ul>
燃料取扱 用海水外	RW	SUMA	SUMB	RCA	RCB	CA	CB	LE	LJR																																																																																																																																																																																																																																																																								
再循環システム 共有部 Aトレン																																																																																																																																																																																																																																																																																	
再循環システム 共有部 Bトレン																																																																																																																																																																																																																																																																																	
再循環切替 異常失敗 Aトレン																																																																																																																																																																																																																																																																																	
再循環切替 異常失敗 Bトレン																																																																																																																																																																																																																																																																																	
RWSP 取水失敗 Aトレン																																																																																																																																																																																																																																																																																	
RWSP 取水失敗 Bトレン																																																																																																																																																																																																																																																																																	
RCS保護側 注入ポンプ停止 開水取及び 外部ポンプ注入時 (常運転時)																																																																																																																																																																																																																																																																																	
RCS保護側 注入ポンプ停止 外部ポンプ (常運転時)																																																																																																																																																																																																																																																																																	
燃料取扱 用海水外	RW	SUMA	SUMB	RCA	RCB	CA	CB	LE	LJR																																																																																																																																																																																																																																																																								
再循環システム 共有部 Aトレン																																																																																																																																																																																																																																																																																	
再循環システム 共有部 Bトレン																																																																																																																																																																																																																																																																																	
再循環切替 異常失敗 Aトレン																																																																																																																																																																																																																																																																																	
再循環切替 異常失敗 Bトレン																																																																																																																																																																																																																																																																																	
RWSP 取水失敗 Aトレン																																																																																																																																																																																																																																																																																	
RWSP 取水失敗 Bトレン																																																																																																																																																																																																																																																																																	
RCS保護側 注入ポンプ停止 開水取及び 外部ポンプ注入時 (常運転時)																																																																																																																																																																																																																																																																																	
RCS保護側 注入ポンプ停止 外部ポンプ (常運転時)																																																																																																																																																																																																																																																																																	
燃料取扱 用海水外	RW	SUMA	SUMB	RCA	RCB	CA	CB	LE	LJR																																																																																																																																																																																																																																																																								
再循環システム 共有部 Aトレン																																																																																																																																																																																																																																																																																	
再循環システム 共有部 Bトレン																																																																																																																																																																																																																																																																																	
再循環切替 異常失敗 Aトレン																																																																																																																																																																																																																																																																																	
再循環切替 異常失敗 Bトレン																																																																																																																																																																																																																																																																																	
RWSP 取水失敗 Aトレン																																																																																																																																																																																																																																																																																	
RWSP 取水失敗 Bトレン																																																																																																																																																																																																																																																																																	
RCS保護側 注入ポンプ停止 開水取及び 外部ポンプ注入時 (常運転時)																																																																																																																																																																																																																																																																																	
RCS保護側 注入ポンプ停止 外部ポンプ (常運転時)																																																																																																																																																																																																																																																																																	

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について

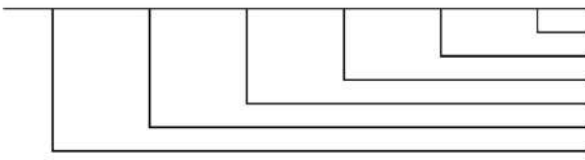
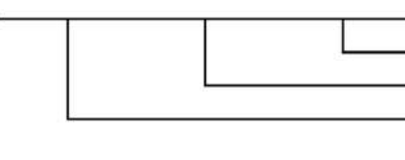
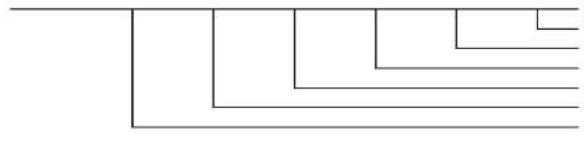
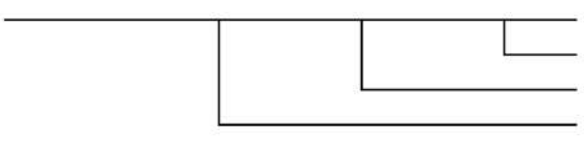
補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シナリオ選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																										
<table border="1" data-bbox="89 287 672 391"> <tr> <td>低圧注入系 (LLOCA)</td> <td>蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)</td> <td>CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)</td> <td>低圧再循環系 (LLOCA)</td> <td>高圧再循環系 (LLOCA)</td> <td>CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)</td> </tr> <tr> <td>LIL</td> <td>ACLM</td> <td>CIA</td> <td>LRL</td> <td>HRL</td> <td>CRA</td> </tr> </table>  <p data-bbox="179 646 582 670">第 1.2.1.d-6 図 大破断 LOCA イベントツリー</p>	低圧注入系 (LLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	低圧再循環系 (LLOCA)	高圧再循環系 (LLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	LIL	ACLM	CIA	LRL	HRL	CRA		<table border="1" data-bbox="1310 287 1892 391"> <tr> <td>大破断LOCA</td> <td>低圧注入系 (LLOCA)</td> <td>蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)</td> <td>CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)</td> <td>低圧再循環系 (LLOCA)</td> <td>高圧再循環系 (LLOCA)</td> <td>CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)</td> </tr> <tr> <td>LIL</td> <td>LIL</td> <td>ACLM</td> <td>CIA</td> <td>LRL</td> <td>HRL</td> <td>CRA</td> </tr> </table>  <p data-bbox="1456 566 1724 590">第 1-6 図 大破断 LOCA イベントツリー</p>	大破断LOCA	低圧注入系 (LLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	低圧再循環系 (LLOCA)	高圧再循環系 (LLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	LIL	LIL	ACLM	CIA	LRL	HRL	CRA	<p data-bbox="1915 279 1982 303">【高浜】</p> <p data-bbox="1915 311 2060 335">■記載方針の相違</p> <p data-bbox="1915 343 2161 470">・泊はイベントツリーのヘディングに起因事象を記載している (以下、相違理由説明を省略)</p>
低圧注入系 (LLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	低圧再循環系 (LLOCA)	高圧再循環系 (LLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)																								
LIL	ACLM	CIA	LRL	HRL	CRA																								
大破断LOCA	低圧注入系 (LLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	低圧再循環系 (LLOCA)	高圧再循環系 (LLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)																							
LIL	LIL	ACLM	CIA	LRL	HRL	CRA																							
<table border="1" data-bbox="89 821 672 949"> <tr> <td>高圧注入系 (MLOCA,SLOCA)</td> <td>蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)</td> <td>CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)</td> <td>高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)</td> <td>CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)</td> </tr> <tr> <td>HIMS</td> <td>ACLM</td> <td>CIA</td> <td>HRMS</td> <td>CRA</td> </tr> </table>  <p data-bbox="134 1157 627 1189">第 1.2.1.d-7 図 中破断 LOCA イベントツリー</p>	高圧注入系 (MLOCA,SLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	HIMS	ACLM	CIA	HRMS	CRA		<table border="1" data-bbox="1310 758 1892 861"> <tr> <td>中破断LOCA</td> <td>高圧注入系 (MLOCA,SLOCA)</td> <td>蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)</td> <td>CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)</td> <td>高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)</td> <td>CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)</td> </tr> <tr> <td>ML</td> <td>HIMS</td> <td>ACLM</td> <td>CIA</td> <td>HRMS</td> <td>CRA</td> </tr> </table>  <p data-bbox="1456 1021 1736 1045">第 1-7 図 中破断 LOCA イベントツリー</p>	中破断LOCA	高圧注入系 (MLOCA,SLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	ML	HIMS	ACLM	CIA	HRMS	CRA					
高圧注入系 (MLOCA,SLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)																									
HIMS	ACLM	CIA	HRMS	CRA																									
中破断LOCA	高圧注入系 (MLOCA,SLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)																								
ML	HIMS	ACLM	CIA	HRMS	CRA																								

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

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																								
<table border="1" data-bbox="89 319 672 430"> <tr> <td>原子炉トリップ (SLOCA, SLB, LMFW)</td> <td>補助給水系 (SLOCA)</td> <td>高圧注入系 (MLOCA, SLOCA)</td> <td>CVS/レイ注入系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)</td> <td>高圧再循環系 (MLOCA, SLOCA)</td> <td>CVS/レイ再循環系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)</td> </tr> <tr> <td>TPA</td> <td>AFS</td> <td>HIMS</td> <td>CIA</td> <td>HRMS</td> <td>CRA</td> </tr> </table>  <p data-bbox="112 638 627 670">第 1.2.1.d-8 図 小破断LOCAイベントツリー</p> <table border="1" data-bbox="179 829 582 989"> <tr> <td>原子炉トリップ (SLOCA, SLB, LMFW)</td> <td>主蒸気隔離 (SLB)</td> <td>補助給水系 (SLB)</td> </tr> <tr> <td>TPA</td> <td>MSI</td> <td>AFB</td> </tr> </table>  <p data-bbox="89 1181 672 1212">第 1.2.1.d-9 図 2次冷却系の破断イベントツリー</p>	原子炉トリップ (SLOCA, SLB, LMFW)	補助給水系 (SLOCA)	高圧注入系 (MLOCA, SLOCA)	CVS/レイ注入系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA, SLOCA)	CVS/レイ再循環系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)	TPA	AFS	HIMS	CIA	HRMS	CRA	原子炉トリップ (SLOCA, SLB, LMFW)	主蒸気隔離 (SLB)	補助給水系 (SLB)	TPA	MSI	AFB		<table border="1" data-bbox="1310 279 1892 375"> <tr> <td>小破断LOCA</td> <td>原子炉トリップ (SLOCA, SLB, LMFW)</td> <td>補助給水系 (SLOCA)</td> <td>高圧注入系 (MLOCA, SLOCA)</td> <td>CVS/レイ注入系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)</td> <td>高圧再循環系 (MLOCA, SLOCA)</td> <td>CVS/レイ再循環系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)</td> </tr> <tr> <td>SL</td> <td>TPA</td> <td>AFS</td> <td>HIMS</td> <td>CIA</td> <td>HRMS</td> <td>CRA</td> </tr> </table>  <p data-bbox="1456 542 1747 574">第 1-8 図 小破断LOCA イベントツリー</p> <table border="1" data-bbox="1310 734 1892 893"> <tr> <td>2次冷却系の破断</td> <td>原子炉トリップ (SLOCA, SLB, LMFW)</td> <td>主蒸気隔離 (SLB)</td> <td>補助給水系 (SLB)</td> </tr> <tr> <td>MB</td> <td>TPA</td> <td>MSI</td> <td>AFB</td> </tr> </table>  <p data-bbox="1411 1077 1780 1109">第 1-9 図 2次冷却系の破断イベントツリー</p>	小破断LOCA	原子炉トリップ (SLOCA, SLB, LMFW)	補助給水系 (SLOCA)	高圧注入系 (MLOCA, SLOCA)	CVS/レイ注入系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA, SLOCA)	CVS/レイ再循環系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)	SL	TPA	AFS	HIMS	CIA	HRMS	CRA	2次冷却系の破断	原子炉トリップ (SLOCA, SLB, LMFW)	主蒸気隔離 (SLB)	補助給水系 (SLB)	MB	TPA	MSI	AFB	
原子炉トリップ (SLOCA, SLB, LMFW)	補助給水系 (SLOCA)	高圧注入系 (MLOCA, SLOCA)	CVS/レイ注入系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA, SLOCA)	CVS/レイ再循環系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)																																						
TPA	AFS	HIMS	CIA	HRMS	CRA																																						
原子炉トリップ (SLOCA, SLB, LMFW)	主蒸気隔離 (SLB)	補助給水系 (SLB)																																									
TPA	MSI	AFB																																									
小破断LOCA	原子炉トリップ (SLOCA, SLB, LMFW)	補助給水系 (SLOCA)	高圧注入系 (MLOCA, SLOCA)	CVS/レイ注入系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA, SLOCA)	CVS/レイ再循環系 (LLOCA, MLOCA, SLOCA)																																					
SL	TPA	AFS	HIMS	CIA	HRMS	CRA																																					
2次冷却系の破断	原子炉トリップ (SLOCA, SLB, LMFW)	主蒸気隔離 (SLB)	補助給水系 (SLB)																																								
MB	TPA	MSI	AFB																																								

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

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震PRA）

高浜発電所3/4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="241 391 521 544" data-label="Table"> <table border="1"> <tr> <td>原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)</td> <td>補助給水系 (LMFW)</td> </tr> <tr> <td>TPA</td> <td>AFF</td> </tr> </table> </div> <div data-bbox="241 571 521 646" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="73 699 687 730">第 1.2.1.d-10 図 主給水流量喪失イベントツリー</p>	原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	補助給水系 (LMFW)	TPA	AFF		<div data-bbox="1310 279 1892 491" data-label="Table"> <table border="1"> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)</td> <td>補助給水系 (LMFW)</td> </tr> <tr> <td>LMFW</td> <td>TPA</td> <td>AFF</td> </tr> </table> </div> <div data-bbox="1310 539 1892 635" data-label="Diagram"> </div> <p data-bbox="1377 678 1825 702">第 1-10 図 主給水流量喪失イベントツリー</p>	主給水流量喪失	原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	補助給水系 (LMFW)	LMFW	TPA	AFF	
原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	補助給水系 (LMFW)												
TPA	AFF												
主給水流量喪失	原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	補助給水系 (LMFW)											
LMFW	TPA	AFF											

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

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付2</p> <p>地震PRAの結果を事故シーケンスに東ねるプロセスについて</p> <p>1. イベントツリーリンクにおける情報の引継ぎについて                  地震PRAでは内部事象PRAと同様、起回事象の発生に対して事故緩和機能の成功失敗を評価することにより炉心損傷に至るか否かを評価している。内部事象PRAと異なるところは、起回事象を発生させる要因や事故緩和機能を喪失させる要因が、ランダム故障や人的過誤に加えて地震による機器の損傷を考慮する必要がある点にあり、地震による機器損傷の影響は地震損傷機器イベントツリー及び起回事象階層イベントツリーで考慮している。</p> <p>また、起回事象のうち外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失については、当該機能を構成する機器が地震により損傷する確率を地震損傷機器イベントツリーのヘディングとして考慮し、その他の起回事象は起回事象階層イベントツリーのヘディングとして考慮しているが、イベントツリーリンクで結合した情報は下流のイベントツリーに引き継がれるため、イベントツリー全体の評価結果を分析することで外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の起回事象に対する炉心損傷頻度を整理することが可能である。図1に外部電源喪失＋非常用社内交流電源喪失（以下「SBO」という。）に対する炉心損傷頻度を整理した例を示す。</p> <p>地震損傷機器イベントツリーでは、ある地震加速度により外部電源及び非常用所内交流電源が損傷すると評価。下流に結合されたサポート系イベントツリーではSBO情報が引き継がれるため、外部電源及び電源系の分岐は失敗となる。起回事象階層イベントツリーでは、主給水流量喪失より厳しい起回事象が発生していない場合、主給水流量喪失が発生するとして共用系イベントツリーに引き継がれる。共用系イベントツリーでは主給水流量喪失に対して考慮すべきヘディングが存在しないため、起回事象階層イベントツリーの情報がそのまま主給水流量喪失に対するフロント系イベントツリーに引き継がれる。主給水流量喪失のフロントライン系イベントツリーではSBO情報が引き継がれているため、SBOにより炉心損傷に至るとして事象として整理される。</p>		<p style="text-align: right;">添付2</p> <p>地震PRAの結果を事故シーケンスに東ねるプロセスについて</p> <p>1. イベントツリーリンクにおける情報の引継ぎについて                  地震PRAでは内部事象PRAと同様、起回事象の発生に対して事故緩和機能の成功失敗を評価することにより炉心損傷に至るか否かを評価している。内部事象PRAと異なるところは、起回事象を発生させる要因や事故緩和機能を喪失させる要因が、ランダム故障や人的過誤に加えて地震による機器の損傷を考慮する必要がある点にあり、地震による機器損傷の影響は地震損傷機器イベントツリー及び起回事象階層イベントツリーで考慮している。</p> <p>また、起回事象のうち外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失については、当該機能を構成する機器が地震により損傷する確率を地震損傷機器イベントツリーのヘディングとして考慮し、その他の起回事象は起回事象階層イベントツリーのヘディングとして考慮しているが、イベントツリーリンクで結合した情報は下流のイベントツリーに引き継がれるため、イベントツリー全体の評価結果を分析することで外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の起回事象に対する炉心損傷頻度を整理することが可能である。第2-1図に外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失（以下、「SBO」という。）に対する炉心損傷頻度を整理した例を示す。</p> <p>地震損傷機器イベントツリーでは、ある地震加速度により外部電源及び非常用所内交流電源が損傷すると評価している。下流に結合されたサポート系イベントツリーではSBO情報が引き継がれるため、外部電源及び電源系の分岐は失敗となる。起回事象階層イベントツリーでは、主給水流量喪失より厳しい起回事象が発生していない場合、主給水流量喪失が発生するとして共用系イベントツリーに引き継がれる。共用系イベントツリーでは主給水流量喪失に対して考慮すべきヘディングが存在しないため、起回事象階層イベントツリーの情報がそのまま主給水流量喪失に対するフロントライン系イベントツリーに引き継がれる。主給水流量喪失のフロントライン系イベントツリーではSBO情報が引き継がれているため、SBOにより炉心損傷に至る事象として整理される。</p>	<p>【高浜】                  ■記載表現の相違                  （以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【高浜】                  ■記載表現の相違</p> <p>【高浜】                  ■記載表現の相違                  ・フロント系イベントツリー                  ⇄フロントライン系イベントツリー                  （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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>以上のことから、SBO事象は主給水流量喪失事象と重畳して算出されるが、イベントツリー全体の評価結果を分析することでSBOによる炉心損傷を整理することが可能である。</p> <p>2. 地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについて</p> <p>地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについては、前述と同様にイベントツリー全体の評価結果を分析することで炉心損傷に至る要因を確認し、各事故シーケンスに分類している。具体的には以下のとおり。</p> <p>格納容器バイパス及び直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては、破損する建屋、機器により喪失する安全機能を考慮し、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、制御建屋損傷、複数の信号系損傷、1次系流路閉塞による2次冷却系からの除熱機能喪失、大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA、起因事象+原子炉トリップ失敗として整理した。</p> <p>また、各LOCA事象、2次冷却系の破断及び主給水流量喪失の起因事象により発生する事故シナリオについては、各起因事象に対するフロント系イベントツリーを含むイベントツリー全体の評価結果を分析することで事故シーケンスを分類した。図2に上</p>	<p>以上のことから、SBO事象は主給水流量喪失事象と重畳して算出されるが、イベントツリー全体の評価結果を分析することでSBOによる炉心損傷を整理することが可能である。</p> <p>2. 地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについて</p> <p>地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについては、前述と同様にイベントツリー全体の評価結果を分析することで炉心損傷に至る要因を確認し、各事故シーケンスに分類している。具体的には以下のとおり。</p> <p>格納容器バイパス及び直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては、破損する建屋、機器により喪失する安全機能を考慮し、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、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として整理した。</p> <p>また、各LOCA事象、2次冷却系の破断及び主給水流量喪失の起因事象により発生する事故シナリオについては、各起因事象に対するフロント系イベントツリーを含むイベントツリー全体の評価結果を分析することで事故シーケンスを分類した。第</p>	<p>以上のことから、SBO事象は主給水流量喪失事象と重畳して算出されるが、イベントツリー全体の評価結果を分析することでSBOによる炉心損傷を整理することが可能である。</p> <p>2. 地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについて</p> <p>地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについては、前述と同様にイベントツリー全体の評価結果を分析することで炉心損傷に至る要因を確認し、各事故シーケンスに分類している。具体的には以下のとおり。</p> <p>格納容器バイパス及び直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては、破損する建屋、機器により喪失する安全機能を考慮し、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、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として整理した。</p> <p>また、各LOCA事象、2次冷却系の破断及び主給水流量喪失の起因事象により発生する事故シナリオについては、各起因事象に対するフロント系イベントツリーを含むイベントツリー全体の評価結果を分析することで事故シーケンスを分類した。第</p>	<p>【高浜】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>【高浜】</p> <p>■記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・1次系流路閉塞による2次冷却系からの除熱機能喪失⇔1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 (以下、相違理由説明を省略)</li> <li>・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 (以下、相違理由説明を省略)</li> <li>・起因事象+原子炉トリップ失敗⇔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 (以下、相違理由説明を省略)</li> </ul>



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

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>流側イベントツリー情報からSBO及び原子炉補機冷却機能喪失を踏まえた各起因事象に対するフロントライン系イベントツリーの分岐に対する事故シーケンスの分類の考え方を示す。</p> <p>上記考え方に従い事故シーケンスの整理を行い、事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度を算出している。</p>		<p>2-2～2-6図に上流側イベントツリー情報からSBO及び原子炉補機冷却機能喪失を踏まえた各起因事象に対するフロントライン系イベントツリーの分岐に対する事故シーケンスの分類の考え方を示す。</p> <p>上記考え方に従い事故シーケンスの整理を行い、事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度を算出している。</p>	

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について (地震 PRA)

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

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図1 SBOに対する炉心損傷頻度を整理した例</p>			<p>【高浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・損傷により緩和系が機能喪失となり得る設備が異なる</li> </ul>

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

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図2-1 大破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法</p> <p>図2-1 大破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法</p>	<p>図2-2 大破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法</p> <p>図2-2 大破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法</p>	<p>図2-2 大破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法</p> <p>図2-2 大破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法</p>	<p>相違理由</p>

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について (地震 PRA)

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

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心損傷主要因 (評価結果の事故シーケンスに含まれる要因)</p> <p>中破断LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗                      中破断LOCA + 高圧再循環失敗                      中破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗                      中破断LOCA + 蓄圧注入失敗                      中破断LOCA + 高圧注入失敗                      中破断LOCA + 高圧注入失敗</p> <p>図2-2 中破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法</p> <p>— :フロントライン系イベントツリーで示されているシーケンス                  — :イベントツリー全体の情報から便宜上分岐を示したシーケンス</p>		<p>炉心損傷主要因 (評価結果の事故シーケンスに含まれる要因)</p> <p>中破断LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗                      中破断LOCA + 高圧再循環失敗                      中破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗                      中破断LOCA + 蓄圧注入失敗                      中破断LOCA + 高圧注入失敗                      中破断LOCA + 高圧注入失敗</p> <p>図2-3 中破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法</p> <p>— :フロントライン系ETで示されているシーケンス                  — :ET全体の情報から便宜上分岐を示したシーケンス</p>	

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シナリオ選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>図2-3 小破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法</p> <p>：フロントライン系イベントツリーで示されているシナリオ              ：イベントツリー全体の情報から便宜上分離を示したシナリオ</p> <p>小破断 LOCA 原子炉トリップ 補助給水系 サポート 補助給水系 補助給水 ECCS サポート 格納容器 高圧再循環 格納容器 スプレイ再循環 格納容器 スプレイ再循環 成功 炉心損傷</p> <p>小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗              小破断 LOCA+高圧再循環失敗              小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗              小破断 LOCA+高圧注入失敗              小破断 LOCA+補助給水失敗              小破断 LOCA+高圧注入失敗              小破断 LOCA+補助給水失敗              小破断 LOCA+高圧注入失敗              小破断 LOCA+原子炉トリップ失敗</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>図2-4 小破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法</p> <p>：フロントライン系 ET で示されているシナリオ              ：ET 全体の情報から便宜上分離を示したシナリオ</p> <p>小破断 LOCA 原子炉トリップ 補助給水系 サポート 補助給水系 ECCS サポート 格納容器 高圧再循環 格納容器 スプレイ再循環 成功 炉心損傷</p> <p>小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗              小破断 LOCA+高圧再循環失敗              小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗              小破断 LOCA+高圧注入失敗              小破断 LOCA+補助給水失敗              小破断 LOCA+高圧注入失敗              小破断 LOCA+補助給水失敗              小破断 LOCA+高圧注入失敗              小破断 LOCA+原子炉トリップ失敗</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>図2-4 小破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法</p> <p>：フロントライン系 ET で示されているシナリオ              ：ET 全体の情報から便宜上分離を示したシナリオ</p> <p>小破断 LOCA 原子炉トリップ 補助給水系 サポート 補助給水系 ECCS サポート 格納容器 高圧再循環 格納容器 スプレイ再循環 成功 炉心損傷</p> <p>小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗              小破断 LOCA+高圧再循環失敗              小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗              小破断 LOCA+高圧注入失敗              小破断 LOCA+補助給水失敗              小破断 LOCA+高圧注入失敗              小破断 LOCA+補助給水失敗              小破断 LOCA+高圧注入失敗              小破断 LOCA+原子炉トリップ失敗</p>	<p>相違理由</p>

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

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図2-4 2次冷却系破断イベントツリー結果の集約方法</p>		<p>図2-5 2次冷却系の破断イベントツリー結果の集約方法</p>	<p>相違理由</p>

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シナリオ選定のまとめ方について (地震 PRA)

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

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">図2-5 主給水量喪失イベントツリー結果の集約方法</p>	<p style="text-align: center;">図2-5 主給水量喪失イベントツリー結果の集約方法</p>	<p style="text-align: center;">図2-6 主給水量喪失イベントツリー結果の集約方法</p>	<p style="text-align: center;">相違理由</p>

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

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付3</p> <p>【直接炉心損傷】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)</li> <li>➢ 原子炉格納容器損傷</li> <li>➢ 原子炉建屋損傷</li> <li>➢ 原子炉補助建屋損傷</li> <li>➢ 複数の信号系損傷</li> <li>➢ 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失</li> <li>➢ 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</li> <li>➢ 電動弁損傷による原子炉補助冷却機能喪失</li> </ul> <p>【格納容器バイパス】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）</li> </ul> <p style="text-align: center;">第 1.2.1.d-1 図 地震PRA階層イベントツリー</p>		<p style="text-align: right;">添付3</p> <p>【地震起因事象】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)</li> <li>➢ 原子炉建屋損傷</li> <li>➢ 原子炉格納容器損傷</li> <li>➢ 原子炉補助建屋損傷</li> <li>➢ 電動弁損傷による原子炉補助冷却機能喪失</li> <li>➢ 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失</li> <li>➢ 複数の信号系損傷</li> <li>➢ 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</li> </ul> <p>【格納容器バイパス】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損））</li> </ul> <p style="text-align: center;">第 3-1 図 地震PRA階層イベントツリー</p>	



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

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

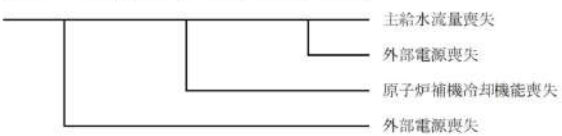
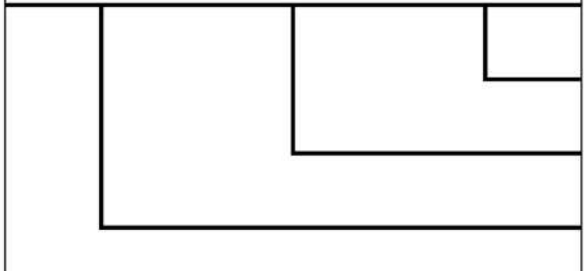
補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>地震 (地震加速度レベル)</p> <p>加速度区分1 (0.2~0.5G)</p> <p>加速度区分2 (0.5~0.8G)</p> <p>加速度区分3 (0.8~1.1G)</p> <p>加速度区分4 (1.1~1.5G)</p> <p>起因事象階層 イベントツリー</p> <p>過渡分類 イベントツリー</p> <p>フロントライン系 イベントツリー</p>	<p>地震 (地震加速度レベル)</p> <p>加速度区分1 (0.2~0.4G)</p> <p>加速度区分2 (0.4~0.6G)</p> <p>加速度区分3 (0.6~0.8G)</p> <p>加速度区分4 (0.8~1.0G)</p> <p>加速度区分5 (1.0~1.2G)</p> <p>加速度区分6 (1.2~1.5G)</p> <p>起因事象階層 イベントツリー</p> <p>過渡分類 イベントツリー</p> <p>フロントライン系 イベントツリー</p>	<p>地震 (地震加速度レベル)</p> <p>加速度区分1 (0.2~0.4G)</p> <p>加速度区分2 (0.4~0.6G)</p> <p>加速度区分3 (0.6~0.8G)</p> <p>加速度区分4 (0.8~1.0G)</p> <p>加速度区分5 (1.0~1.2G)</p> <p>加速度区分6 (1.2~1.5G)</p> <p>起因事象階層 イベントツリー</p> <p>過渡分類 イベントツリー</p> <p>フロントライン系 イベントツリー</p>	<p>相違理由</p> <p>第3-2図 地震システム解析モデル(小イベントツリー)</p> <p>【高浜】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・各加速度区分の加速度の範囲が異なるが、各事故シーケンスの炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への影響はない</p>

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

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

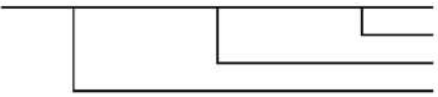
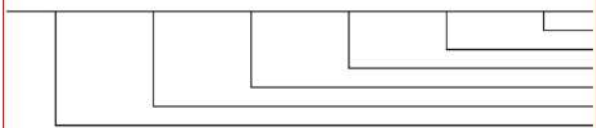
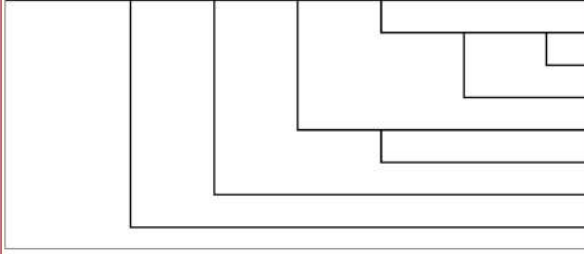
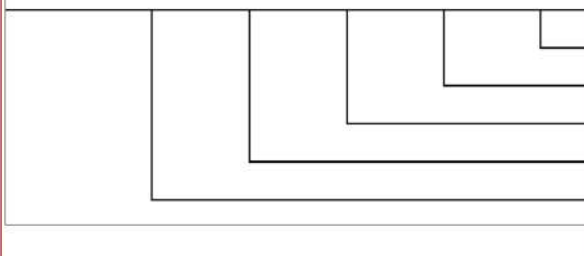
補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
<table border="1" data-bbox="89 287 459 383"> <tr> <td>全交流動力 電源喪失</td> <td>ヒートシンク 機能喪失</td> <td>外部電源喪失</td> </tr> <tr> <td>SBO</td> <td>QL</td> <td>QA</td> </tr> </table> <p data-bbox="470 359 672 383">フロントライン系イベントツリー</p>  <p data-bbox="179 566 616 598">第1.2.1.d-3図 過渡分類イベントツリー</p>	全交流動力 電源喪失	ヒートシンク 機能喪失	外部電源喪失	SBO	QL	QA		<table border="1" data-bbox="1310 255 1892 327"> <tr> <td>全交流動力 電源喪失</td> <td>原子炉補機 冷却機能喪失</td> <td>外部電源喪失</td> </tr> </table>  <p data-bbox="1433 694 1769 726">第3-3図 過渡分類イベントツリー</p>	全交流動力 電源喪失	原子炉補機 冷却機能喪失	外部電源喪失	
全交流動力 電源喪失	ヒートシンク 機能喪失	外部電源喪失										
SBO	QL	QA										
全交流動力 電源喪失	原子炉補機 冷却機能喪失	外部電源喪失										

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

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

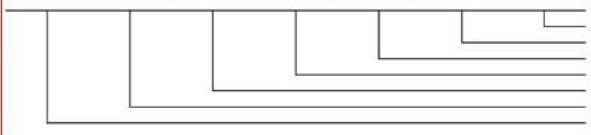

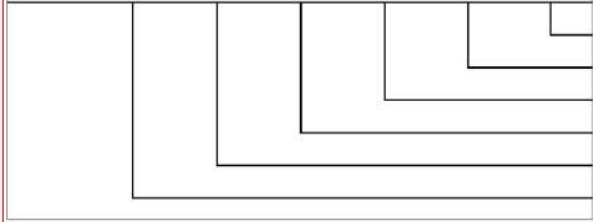
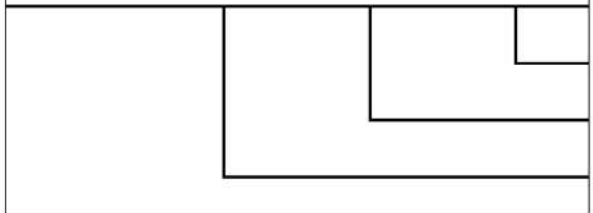
補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4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="168 279 604 518"> <table border="1"> <tr> <td>低圧注入</td> <td>蓄圧注入</td> <td>低圧再循環</td> </tr> <tr> <td>LPI</td> <td>LL_ACC</td> <td>LL_LPR</td> </tr> </table>  <p>第 1.2.1.d-4 図 大破断LOCAイベントツリー</p> </div> <div data-bbox="89 758 683 981"> <table border="1"> <tr> <td>高圧注入</td> <td>蓄圧注入</td> <td>格納容器スプレイ注入</td> <td>低圧再循環</td> <td>高圧再循環</td> <td>格納容器スプレイ再循環</td> </tr> <tr> <td>HPI</td> <td>ML_ACC</td> <td>CSI</td> <td>LPR</td> <td>HPR</td> <td>CSR</td> </tr> </table>  <p>第 1.2.1.d-5 図 中破断LOCAイベントツリー</p> </div>	低圧注入	蓄圧注入	低圧再循環	LPI	LL_ACC	LL_LPR	高圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	低圧再循環	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環	HPI	ML_ACC	CSI	LPR	HPR	CSR		<div data-bbox="1310 247 1892 566"> <table border="1"> <tr> <td>大破断LOCA</td> <td>低圧注入</td> <td>蓄圧注入</td> <td>格納容器スプレイ注入</td> <td>低圧再循環</td> <td>高圧再循環</td> <td>格納容器スプレイ再循環</td> </tr> </table>  <p>第 3-4 図 大破断LOCAイベントツリー</p> </div> <div data-bbox="1310 758 1892 1077"> <table border="1"> <tr> <td>中破断LOCA</td> <td>蓄圧注入</td> <td>格納容器スプレイ注入</td> <td>高圧再循環</td> <td>格納容器スプレイ再循環</td> </tr> </table>  <p>第 3-5 図 中破断LOCAイベントツリー</p> </div>	大破断LOCA	低圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	低圧再循環	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環	中破断LOCA	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環	<p>【高浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・泊は非プースティングプラントであり、高圧再循環に余熱除去系統が不要であるため、大破断LOCA時に低圧再循環に失敗しても高圧再循環及び格納容器スプレイ再循環により炉心損傷を回避することができることから、イベントツリーが異なる（大飯、伊方、玄海と同様）</li> </ul> <p>【高浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・泊は非プースティングプラントであり、高圧再循環に余熱除去系が不要であるため、中破断LOCA時の高圧再循環の成否に低圧再循環の成否は関係ないことから、イベントツリーが異なる（大飯、伊方、玄海と同様）</li> </ul>
低圧注入	蓄圧注入	低圧再循環																															
LPI	LL_ACC	LL_LPR																															
高圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	低圧再循環	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環																												
HPI	ML_ACC	CSI	LPR	HPR	CSR																												
大破断LOCA	低圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	低圧再循環	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環																											
中破断LOCA	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環																													

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について

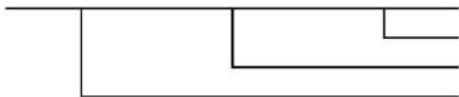

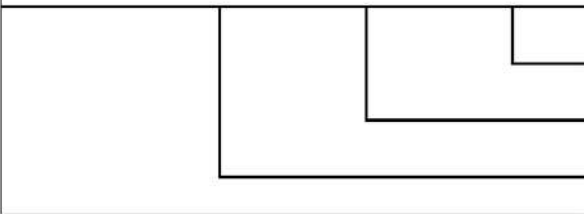
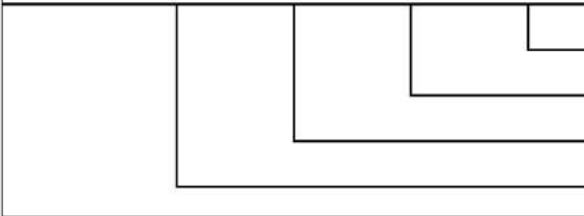
補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シナリオ選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																															
<div data-bbox="91 284 680 533" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <table border="1" style="width: 100%; text-align: center;"> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>補助給水</td> <td>高圧注入</td> <td>格納容器スプレイ注入</td> <td>低圧再循環</td> <td>高圧再循環</td> <td>格納容器スプレイ再循環</td> </tr> <tr> <td>TR</td> <td>SB_AFW</td> <td>HPI</td> <td>CSI</td> <td>LPR</td> <td>HPR</td> <td>CSR</td> </tr> </table>  <p style="text-align: center;">第 1.2.1.d-6 図 小破断LOCAイベントツリー</p> </div> <div data-bbox="174 689 584 903" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <table border="1" style="width: 100%; text-align: center;"> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>主蒸気隔離</td> <td>補助給水</td> </tr> <tr> <td>TR</td> <td>MSR</td> <td>SB_AFW</td> </tr> </table>  <p style="text-align: center;">第 1.2.1.d-7 図 2次冷却系の破断イベントツリー</p> </div>	原子炉トリップ	補助給水	高圧注入	格納容器スプレイ注入	低圧再循環	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環	TR	SB_AFW	HPI	CSI	LPR	HPR	CSR	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	TR	MSR	SB_AFW		<div data-bbox="1308 284 1899 592" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <table border="1" style="width: 100%; text-align: center;"> <tr> <td>小破断LOCA</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>補助給水</td> <td>高圧注入</td> <td>格納容器スプレイ注入</td> <td>高圧再循環</td> <td>格納容器スプレイ再循環</td> </tr> </table>  <p style="text-align: center;">第 3-6 図 小破断LOCAイベントツリー</p> </div> <div data-bbox="1308 719 1899 1018" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <table border="1" style="width: 100%; text-align: center;"> <tr> <td>2次冷却系の破断</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>主蒸気隔離</td> <td>補助給水</td> </tr> </table>  <p style="text-align: center;">第 3-7 図 2次冷却系の破断イベントツリー</p> </div>	小破断LOCA	原子炉トリップ	補助給水	高圧注入	格納容器スプレイ注入	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環	2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	<p>【高浜】</p> <p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は非プースティングプラントであり、高圧再循環に余熱除去系が不要であるため、小破断LOCA時の高圧再循環の成否に低圧再循環の成否は関係ないことから、イベントツリーが異なる（大飯、伊方、玄海と同様）</li> </ul>
原子炉トリップ	補助給水	高圧注入	格納容器スプレイ注入	低圧再循環	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環																												
TR	SB_AFW	HPI	CSI	LPR	HPR	CSR																												
原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水																																
TR	MSR	SB_AFW																																
小破断LOCA	原子炉トリップ	補助給水	高圧注入	格納容器スプレイ注入	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環																												
2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水																															

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

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																							
<table border="1" data-bbox="152 295 609 414"> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>非常用所内交流電源</td> <td>補助給水</td> </tr> <tr> <td>TR</td> <td>EPS</td> <td>AFW</td> </tr> </table>  <p data-bbox="73 590 689 630">第 1.2.1.d-8 図 外部電源喪失イベントツリー</p> <table border="1" data-bbox="138 790 622 885"> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>補助給水</td> <td>加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA</td> <td>1次冷却材ポンプシールLOCA</td> </tr> <tr> <td>TR</td> <td>CCW_AFW</td> <td>POV</td> <td>RCP</td> </tr> </table>  <p data-bbox="73 1053 689 1093">第 1.2.1.d-9 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー</p>	原子炉トリップ	非常用所内交流電源	補助給水	TR	EPS	AFW	原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA	1次冷却材ポンプシールLOCA	TR	CCW_AFW	POV	RCP		<table border="1" data-bbox="1310 271 1892 327"> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>非常用所内交流電源</td> <td>補助給水</td> </tr> </table>  <p data-bbox="1444 582 1758 614">第 3-8 図 外部電源喪失イベントツリー</p> <table border="1" data-bbox="1310 758 1892 805"> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>補助給水</td> <td>加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA</td> <td>1次冷却材ポンプ封水LOCA</td> </tr> </table>  <p data-bbox="1411 1053 1780 1085">第 3-9 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー</p>	外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内交流電源	補助給水	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA	1次冷却材ポンプ封水LOCA	
原子炉トリップ	非常用所内交流電源	補助給水																								
TR	EPS	AFW																								
原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA	1次冷却材ポンプシールLOCA																							
TR	CCW_AFW	POV	RCP																							
外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内交流電源	補助給水																							
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA	1次冷却材ポンプ封水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 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震PRA）

高浜発電所3/4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="241 293 519 485" data-label="Diagram"> <table border="1"> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>補助給水</td> </tr> <tr> <td>TR</td> <td>AFW</td> </tr> </table> </div> <p data-bbox="91 531 669 563">第1.2.1.d-10 図 主給水流量喪失イベントツリー</p>	原子炉トリップ	補助給水	TR	AFW		<div data-bbox="1317 284 1890 603" data-label="Diagram"> <table border="1"> <tr> <td>主給水流量 喪失</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>補助給水</td> </tr> </table> </div> <p data-bbox="1406 611 1805 635">第3-10 図 主給水流量喪失イベントツリー</p>	主給水流量 喪失	原子炉トリップ	補助給水	
原子炉トリップ	補助給水									
TR	AFW									
主給水流量 喪失	原子炉トリップ	補助給水								

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

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付4</p> <p>地震PRAの結果を事故シーケンスに整理するプロセスについて</p> <p>地震PRAでは、起回事象階層イベントツリー、過渡分類イベントツリー及びフロントライン系イベントツリーの各ヘディングにおいて起回事象の発生と緩和設備の機能喪失の状態を評価しているため、各ヘディングの分岐情報を基に事故シーケンスの分類を行っている。具体的には以下のとおり。</p> <p>格納容器バイパス及び直接炉心損傷に至る事象の起回事象により発生する事故シナリオについては、損傷する建屋、機器により喪失する安全機能を考慮し、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、制御建屋損傷、複数の信号系損傷、1次系流路閉塞による2次冷却系からの除熱機能喪失、大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA、起回事象+原子炉トリップ失敗として整理した。</p> <p>また、各LOCA事象、2次冷却系の破断、外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失の起回事象により発生する事故シナリオについては、各起回事象に対するフロント系イベントツリーの分岐結果により事故シーケンスを分類した。図1に各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンスを示す。</p> <p>また、起回事象階層イベントツリーで主給水流量喪失に分類される事象が過渡分類イベントツリーを経由してフロントライン系イベントツリーに結合される例を、地震区分3において全交流動力電源喪失が発生している場合を例に図2に示す。</p>		<p style="text-align: right;">添付4</p> <p>地震PRAの結果を事故シーケンスに整理するプロセスについて</p> <p>地震PRAでは、起回事象階層イベントツリー、過渡分類イベントツリー及びフロントライン系イベントツリーの各ヘディングにおいて起回事象の発生と緩和設備の機能喪失の状態を評価しているため、各ヘディングの分岐情報を基に事故シーケンスの分類を行っている。具体的には以下のとおり。</p> <p>格納容器バイパス及び直接炉心損傷に至る事象の起回事象により発生する事故シナリオについては、損傷する建屋、機器により喪失する安全機能を考慮し、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、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として整理した。</p> <p>また、各LOCA事象、2次冷却系の破断、外部電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失の起回事象により発生する事故シナリオについては、各起回事象に対するフロントライン系イベントツリーの分岐結果により事故シーケンスを分類した。第4-1～4-5図に各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンスを示す。</p> <p>また、起回事象階層イベントツリーで主給水流量喪失に分類される事象が過渡分類イベントツリーを経由してフロントライン系イベントツリーに結合される例を、地震区分4において全交流動力電源喪失が発生している場合を例に第4-6図に示す。</p>	<p>【高浜】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・泊は全交流動力電源喪失の発生が顕著となる地震区分4を例として記載している</p>

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

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4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="181 245 589 1289" style="border: 1px solid red; padding: 10px;"> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td style="text-align: center;">低圧注入</td> <td style="text-align: center;">蓄圧注入</td> <td style="text-align: center;">低圧再循環</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">LPI</td> <td style="text-align: center;">LL_ACC</td> <td style="text-align: center;">LL_LPR</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">炉心冷却成功</p> <p style="text-align: center;">大破断LOCA+低圧再循環失敗 ⇒ ECCS再循環機能喪失</p> <p style="text-align: center;">大破断LOCA+蓄圧注入失敗 ⇒ ECCS注水機能喪失</p> <p style="text-align: center;">大破断LOCA+低圧注入失敗 ⇒ ECCS注水機能喪失</p> <p style="text-align: center;">&lt;大破断LOCAに係るフロント系イベントツリーの分岐&gt;</p> </div>	低圧注入	蓄圧注入	低圧再循環	LPI	LL_ACC	LL_LPR		<div data-bbox="1350 245 1856 1353" style="border: 1px solid red; padding: 10px;"> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>大破断LOCA</th> <th>蓄圧注入</th> <th>格納容器スプレイ注入</th> <th>低圧再循環</th> <th>高圧再循環</th> <th>格納容器スプレイ再循環</th> <th>炉心冷却成功</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[失敗]</td> <td style="text-align: center;">[成功]</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">&lt;大破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐&gt;</p> <p style="text-align: center;">第4-1図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(1/5)</p> </div>	大破断LOCA	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	低圧再循環	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環	炉心冷却成功	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	[失敗]	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	[失敗]	[失敗]	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	[失敗]	[失敗]	[失敗]	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	[失敗]	[失敗]	[失敗]	[失敗]	[成功]	[成功]	[成功]	[失敗]	[失敗]	[失敗]	[失敗]	[失敗]	[成功]	[成功]	[失敗]	[失敗]	[失敗]	[失敗]	[失敗]	[失敗]	[成功]	<p>【高浜】</p> <p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は非プースティングプラントであり、高圧再循環に余熱除去系統が不要であるため、大破断LOCA時に低圧再循環に失敗しても高圧再循環及び格納容器スプレイ再循環により炉心損傷を回避することができることから、イベントツリーが異なる（大飯、伊方、玄海と同様）</li> </ul>
低圧注入	蓄圧注入	低圧再循環																																																															
LPI	LL_ACC	LL_LPR																																																															
大破断LOCA	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	低圧再循環	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環	炉心冷却成功																																																											
[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]																																																											
[失敗]	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]																																																											
[失敗]	[失敗]	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]																																																											
[失敗]	[失敗]	[失敗]	[成功]	[成功]	[成功]	[成功]																																																											
[失敗]	[失敗]	[失敗]	[失敗]	[成功]	[成功]	[成功]																																																											
[失敗]	[失敗]	[失敗]	[失敗]	[失敗]	[成功]	[成功]																																																											
[失敗]	[失敗]	[失敗]	[失敗]	[失敗]	[失敗]	[成功]																																																											



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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シナリオ選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4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="181 248 584 1286" style="border: 1px solid red; padding: 5px;"> <p style="text-align: center;">図1 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナリオ(1/4)</p> <p style="text-align: center;">&lt;中破断LOCAに係るフロント系イベントツリーの分岐&gt;</p> </div>		<div data-bbox="1355 248 1850 1390" style="border: 1px solid red; padding: 5px;"> <p style="text-align: center;">第4-2図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シナリオ(2/5)</p> <p style="text-align: center;">&lt;中破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐&gt;</p> </div>	<p>【高浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・泊は非プースティングプラントであり、高圧再循環に余熱除去系が不要であるため、中破断LOCA時の高圧再循環の成否に低圧再循環の成否は関係ないことから、イベントツリーが異なる（大飯、伊方、玄海と同様）</li> </ul>

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について (地震 PRA)

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

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																					
<div style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>補助給水</td> <td>高圧注入</td> <td>格納容器スプレイ注入</td> <td>低圧再循環</td> <td>高圧再循環</td> <td>格納容器スプレイ再循環</td> </tr> <tr> <td>TR</td> <td>SL_AFW</td> <td>HPI</td> <td>CSI</td> <td>LPR</td> <td>HPR</td> <td>CSR</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">初心冷却成功</p> <p>小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗 ⇒ 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>小破断LOCA+高圧再循環失敗 ⇒ ECCS再循環機能喪失</p> <p>小破断LOCA+低圧再循環失敗 ⇒ ECCS再循環機能喪失</p> <p>小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 ⇒ 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>小破断LOCA+高圧注入失敗 ⇒ ECCS注水機能喪失</p> <p>小破断LOCA+補助給水失敗 ⇒ 2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>小破断LOCA+原子炉トリップ失敗 ⇒ 原子炉停止機能喪失</p> <p style="text-align: center;">&lt;小破断LOCAに係るフロント系イベントツリーの分岐&gt;</p> <p style="text-align: center;">図1 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(2/4)</p> </div>	原子炉トリップ	補助給水	高圧注入	格納容器スプレイ注入	低圧再循環	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環	TR	SL_AFW	HPI	CSI	LPR	HPR	CSR		<div style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <tr> <td>小破断LOCA</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>補助給水</td> <td>高圧注入</td> <td>格納容器スプレイ注入</td> <td>高圧再循環</td> <td>格納容器スプレイ再循環</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">初心冷却成功</p> <p>小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗⇒原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>小破断LOCA+高圧再循環失敗⇒ECCS再循環機能喪失</p> <p>小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗⇒原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>小破断LOCA+高圧注入失敗⇒ECCS注水機能喪失</p> <p>小破断LOCA+補助給水失敗⇒2次系からの除熱機能喪失</p> <p>原子炉トリップが必要な状況発生+原子炉トリップ失敗⇒原子炉停止機能喪失</p> <p style="text-align: center;">&lt;小破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐&gt;</p> <p style="text-align: center;">第4-3図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(3/5)</p> </div>	小破断LOCA	原子炉トリップ	補助給水	高圧注入	格納容器スプレイ注入	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環	<p>【高浜】</p> <p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>泊は非プースティングプラントであり、高圧再循環に余熱除去系が不要であるため、小破断LOCA時の高圧再循環の成否に低圧再循環の成否は関係ないことから、イベントツリーが異なる(大飯、伊方、玄海と同様)</li> </ul>
原子炉トリップ	補助給水	高圧注入	格納容器スプレイ注入	低圧再循環	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環																		
TR	SL_AFW	HPI	CSI	LPR	HPR	CSR																		
小破断LOCA	原子炉トリップ	補助給水	高圧注入	格納容器スプレイ注入	高圧再循環	格納容器スプレイ再循環																		

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

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>成功          2次冷却系の故障+補助給水失敗 ⇒ 2次冷却系からの除熱機能喪失          2次冷却系の故障+主蒸気隔離失敗 ⇒ 2次冷却系からの除熱機能喪失          2次冷却系の故障+原子炉トリップ失敗 ⇒ 原子炉停止機能喪失</p> <p>&lt;2次冷却系の故障に係るフロント系イベントツリーの分岐&gt;</p> <p>成功          外部電源喪失+補助給水失敗 ⇒ 2次冷却系からの除熱機能喪失          外部電源喪失+非常用所内電源失敗 ⇒ 全交流動力電源喪失          外部電源喪失+原子炉トリップ失敗 ⇒ 原子炉停止機能喪失</p> <p>&lt;外部電源喪失に係るフロント系イベントツリーの分岐&gt;</p> <p>図1 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(3/4)</p>	<p>成功          2次冷却系の故障+補助給水失敗 ⇒ 2次冷却系からの除熱機能喪失          2次冷却系の故障+主蒸気隔離失敗 ⇒ 2次冷却系からの除熱機能喪失          2次冷却系の故障+原子炉トリップ失敗 ⇒ 原子炉停止機能喪失</p> <p>&lt;2次冷却系の故障に係るフロント系イベントツリーの分岐&gt;</p> <p>成功          外部電源喪失+補助給水失敗 ⇒ 2次冷却系からの除熱機能喪失          外部電源喪失+非常用所内電源失敗 ⇒ 全交流動力電源喪失          外部電源喪失+原子炉トリップ失敗 ⇒ 原子炉停止機能喪失</p> <p>&lt;外部電源喪失に係るフロント系イベントツリーの分岐&gt;</p> <p>第4-1図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(4/5)</p>	<p>成功          2次冷却系の故障+補助給水失敗 ⇒ 2次冷却系からの除熱機能喪失          2次冷却系の故障+主蒸気隔離失敗 ⇒ 2次冷却系からの除熱機能喪失          2次冷却系の故障+原子炉トリップ失敗 ⇒ 原子炉停止機能喪失</p> <p>&lt;2次冷却系の故障に係るフロント系イベントツリーの分岐&gt;</p> <p>成功          外部電源喪失+補助給水失敗 ⇒ 2次冷却系からの除熱機能喪失          外部電源喪失+非常用所内電源失敗 ⇒ 全交流動力電源喪失          外部電源喪失+原子炉トリップ失敗 ⇒ 原子炉停止機能喪失</p> <p>&lt;外部電源喪失に係るフロント系イベントツリーの分岐&gt;</p> <p>第4-1図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(4/5)</p>	<p>相違理由</p>

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

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

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図1 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(4/4)</p>		<p>第4-5図 各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(6/5)</p>	<p>相違理由</p>

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シナリオ選定のまとめ方について (地震 PRA)

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

高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図2 全交流動力電源喪失が発生している場合の例</p> <p>※ RiskSpectrum®においては、事故シナリオ毎の巨心損傷程度が出力され分岐確率は直接出力されないため、地震加速度区分に対する機器の損傷確率から分岐確率を算出した。</p>		<p>第4-6図 全交流動力電源喪失が発生している場合の例</p> <p>※RiskSpectrum®においては、事故シナリオ毎の巨心損傷程度が出力されるが、分岐確率は直接出力されないため、地震加速度区分における全交流動力電源喪失に到達する機器の損傷確率から分岐確率を算出した。</p>	<p>【高浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>個別評価による相違</li> <li>泊は全交流動力電源喪失の発生が顕著となる地震区分4を例として記載している</li> <li>損傷により緩和系が機能喪失となり得る設備や設備の最弱部位が異なるため、分岐確率が異なる</li> </ul>

### 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：
  - ・基準地震動及び基準津波の見直しに伴い確率論的津波ハザードが変更となることから、最新の確率論的津波ハザードを用いた津波 PRA の再評価を実施。
  - ・再評価に当たっては、先行審査実績を踏まえ、従前の評価では考慮していなかった防潮堤、防水壁等の津波防護対策を反映。

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

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

#### 2. まとめ資料との比較結果の概要

- ・津波レベル1 PRAは、確率論的津波ハザードが未確定のため、暫定ハザードに基づく再評価結果に基づき記載した。
- ・比較の結果、津波レベル1 PRAの評価プロセスについては、防潮堤、防水壁等の津波防護対策を評価上考慮しており、女川2号炉と同等であることを確認した。  
(大飯3/4号炉は防護壁等の津波防護対策を考慮しない評価としている)
- ・津波レベル1 PRAの結果、抽出された事故シーケンスは女川2号炉と同様であった。
- ・津波レベル1 PRAで得られた事故シーケンスに対してはいずれも有効な緩和手段がなく、必ず炉心損傷に至る事象が全炉心損傷頻度の100%を占めているが、津波による炉心損傷頻度は $10^{-7}$ （/炉年）オーダーと極めて低い結果となっている（女川及び大飯と同様）。
- ・女川2号炉及び大飯発電所3/4号炉との主要な相違点について、以下に取り纏めた。

項目	詳細項目	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
3.2.2.a 対象ブランドと事故シナリオ	津波 PRA の評価対象設備	主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は「1.1 内部事象 PRA」での記載と同様である。	内部事象 PRA の評価対象とした設備の他、防潮堤、防潮壁等の止水対策を選定。	内部事象 PRA の評価対象とした設備の他、防潮堤、防水壁等の止水対策を選定。	【女川】 ・設備名称（防潮壁⇔防水壁）は一部異なるが、評価対象設備の考え方は女川と同等。 【大飯】 ・大飯は内部事象 PRA と同様の設備を津波 PRA の評価対象としており、防護壁、止水壁等の津波防護対策は評価に含めていない。
	防潮堤高さ	(該当記載なし)	防潮堤 (O. P. 約+29m)	防潮堤 (T. P. 16.5m)	【女川】 ・設計の相違（防潮堤高さ）

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  
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 PRA 3.2.2 津波 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
3.2.2.a 対象プラントと事故シナリオ	起回事象の選定	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> <li>主給水流量喪失</li> <li>過渡事象</li> </ul>	(a) 外部電源喪失 ・津波の敷地内浸水により起動変圧器等が没水し、外部電源喪失が発生する。敷地内浸水又はタービン建屋内への浸水による他の過渡事象の発生も予想されるが、外部電源喪失は他の過渡事象と比較すると広範囲な緩和系の機能喪失となるため、他の過渡事象を代表する起回事象として選定した。	(a) 外部電源喪失 ・津波の敷地内浸水により主変圧器等が没水し、外部電源喪失が発生する。敷地内浸水又はタービン建屋内への浸水による他の過渡事象の発生も予想されるが、外部電源喪失は他の過渡事象と比較すると広範囲な緩和系の機能喪失となるため、他の過渡事象を代表する起回事象として選定した。	【女川】 ・泊は非常用高圧母線に給電する予備変圧器（女川の起動変圧器に相当）をT.P. 85mの高台に設置しており、津波の直接的な影響による外部電源喪失の発生は考えにくい。 ・一方、T.P. 10mに設置する主変圧器が没水した場合は過渡事象の発生が予想されることから、女川のタービン建屋内設備と同様に主変圧器の没水を外部電源喪失の発生要因として考慮した。 【大飯】 ・泊は主給水流量喪失及び過渡事象を起回事象として選定せず、より広範囲な緩和系の機能喪失が発生する外部電源喪失で代表している（女川と同様）。
3.2.2.c 建屋・機器のフラジリティ	海水ポンプのフラジリティ検討結果	(当該記載なし)	(2) 原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレィ補機冷却海水ポンプは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する。	(2) 原子炉補機冷却海水ポンプは、循環水ポンプ建屋内浸水に伴う没水により機能喪失する。	【女川】 ・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。
3.2.2.d 事故シーケンス	津波高さごとのシナリオ分類	(当該記載なし)	(a) 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、原子炉補機冷却海水ポンプ、高圧炉心スプレィ補機冷却海水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事象である「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。 (b) 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を越えて、建屋内への大量浸水が発生することから、複数の緩和設備が機能喪失して炉心損傷に至る。	(a) 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回事象「敷地及び建屋内浸水」が発生するものとする。 なお、「原子炉補機冷却機能喪失」及び「外部電源喪失」についても、発生する津波高さが同じとなるが、評価対象とする起回事象は、有効な緩和手段がなく、必ず炉心損傷に至る「敷地及び建屋内浸水」で代表した。	【女川】 ・泊は防潮堤を越える高さの津波発生頻度が極めて低い（ $2.9 \times 10^{-7}$ /年）ため、重要事故シーケンス選定の観点では津波高さ分類の更なる細分化は不要であり、同一の敷地高さに設置する建屋及び機器は同時に浸水するものとして保守的に評価している。 ・また、泊の津波分類Aは、プラント影響の観点で女川の津波分類Bと同等である。

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  
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 PRA 3.2.2 津波 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
3.2.2.d 事故シーケンス	地震PRAに包含する津波分類	(当該記載なし)	津波分類A(0.P.+29m~0.P.+33.9m)は、外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であり、地震PRAに包含されることから、津波PRAの評価対象外とした。	(当該記載なし)	【女川】 ・泊は外部電源喪失のみ発生する津波分類を想定していないため、地震PRAに包含される津波分類は無い(大飯と同様)。
	全炉心損傷頻度(津波)	3.0×10 <sup>-7</sup> (／炉年)	7.3×10 <sup>-7</sup> (／炉年)	2.9×10 <sup>-7</sup> (／炉年)	【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）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.2.2 津波PRA</p> <p>津波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。）を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第1.2.2-1図に示す。</p> <p>また、本評価では平成25年7月8日の原子炉設置変更許可申請時点のデータに基づく確率論的津波ハザードを使用している。</p> <p>なお、今回の津波PRAでは、津波単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。</p> <p>1.2.2.a. 対象プラントと事故シナリオ</p> <p>① 評価対象プラントについて</p> <p>(1) 機器・系統の配置及び形状・設備容量</p> <p>主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は「1.1 内部事象PRA」での記載と同様である。</p> <p>また、第1.2.2.a-1図に津波PRAの中で考慮する設備配置を記載したプラント概要図、第1.2.2.a-1表に評価に必要な情報及び主な情報源を示す。</p>	<p>3.2.2 津波PRA</p> <p>外部事象津波レベル1PRAは、一般社団法人日本原子力学会発行の「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。）を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第3.2.2-1図に示す。</p> <p>なお、本評価では津波単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。</p> <p>3.2.2.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> <p>(1) 機器・系統の配置及び形状・設備容量</p> <p>津波PRAの実施に<b>あたり</b>収集した情報及び情報源を第3.2.2.a-1表に示す。内部事象出力運転時レベル1PRA（以下「内部事象PRA」という。）において収集した情報の他、配置関連設計図書等により情報を収集・整理した。</p> <p>収集したサイト・プラント情報に基づき、津波PRAの評価対象設備として、内部事象PRAの評価対象とした設備の他、</p>	<p>3.2.2 津波PRA</p> <p>外部事象津波レベル1PRAは、一般社団法人日本原子力学会発行の「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。）を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第3.2.2-1図に示す。<b>（補足3.2.1-1）</b></p> <p>なお、本評価では津波単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。</p> <p>3.2.2.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> <p>(1) 機器・系統の配置及び形状・設備容量</p> <p>津波PRAの実施に<b>当たり</b>収集した情報及び情報源を第3.2.2.a-1表に示す。内部事象出力運転時レベル1PRA（以下「内部事象PRA」という。）において収集した情報の他、配置関連設計図書等により情報を収集・整理した。</p> <p>収集したサイト・プラント情報に基づき、津波PRAの評価対象設備として、内部事象PRAの評価対象とした設備の他、</p>	<p>【大阪】</p> <p>■付番の相違</p> <p>・女川実績反映による項目番号の相違（着色せず）</p> <p>（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・女川に記載統一</p> <p>（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【女川】【大阪】</p> <p>■記載内容の相違</p> <p>・泊は新旧の学会標準の相違に関する補足説明資料を作成している</p> <p>【大阪】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は申請後の津波ハザード見直しに伴う最新の評価結果を使用している（女川と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>【大阪】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>・泊は女川の記載方針に統一するため、以下、女川に記載がなく、大阪のみ記載がある箇所を対象に大阪と比較する（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1 PRA 3.2 外部事象 PRA 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) プラントワークダウンについて</p> <p>a. プラントワークダウンの実施手順</p> <p>津波PRAでは、機器の設置高さや建屋開口部の高さを基に津波シナリオを想定しており、机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討したシナリオの妥当性確認のために、プラントワークダウン対象機器抽出の考え方や調査すべき要件をまとめたチェックシート等を含めた要領書を作成し、その要領書にしたがってプラントワークダウンを実施した。プラントワークダウンでは主に以下の観点について問題がないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・津波影響の確認</li> <li>・間接的被害の可能性の確認</li> <li>・津波伝播経路及び建屋開口部の確認</li> </ul> <p>b. プラントワークダウン調査対象機器の選定</p> <p>津波PRA対象機器及び開口部からプラントワークダウン調査対象機器を選定するフローを第1.2.2.a-2図に示す。津波PRAの対象設備として、建屋開口部とそれ以外に分類</p>	<p>防潮堤、防潮壁等の止水対策を選定した。プラントの設備配置の概略図を第3.2.2.a-1図に示す。また、津波防護施設の概要を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・基準津波による遡上波が設計基準対象施設に到達及び流入することを防止するために、防潮堤（O.P.約+29m）を設置。</li> <li>・海と接続する取水路等からの建屋への流入を防止するために防潮壁を設置。</li> <li>・建屋への浸水の可能性のある経路、浸水口（扉、開口部及び貫通孔等）に対して、水密扉の設置、貫通部の止水処理等の浸水対策を実施。</li> </ul> <p><sup>1</sup> 防潮堤の高さは平成23年（2011年）東北地方太平洋沖地震に伴う地殻変動による影響を考慮した値とした。</p> <p>(2) プラントワークダウン</p> <p>a. プラントワークダウンの実施手順</p> <p>本津波PRAでは第3.2.2.a-1表に示したプラント設計図書等の情報を基にシナリオを想定しているが、机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討したシナリオの妥当性確認をするために、以下の観点でプラントワークダウン実施要領書及びチェックシートを作成し、プラントワークダウンを行った。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・津波影響の確認</li> <li>・間接的被害の可能性の確認</li> <li>・津波伝播経路及び建屋開口部（貫通部）</li> </ul> <p>b. プラントワークダウン対象機器の選定</p> <p>プラントワークダウン対象機器の選定フローを第3.2.2.a-2図に示す。津波PRAで考慮する建屋・機器のうち、屋内に設置された機器の配置及び建屋に浸水した津波の伝搬</p>	<p>防潮堤、防水壁等の止水対策を選定した。プラントの設備配置の概略図を第3.2.2.a-1図に示す。また、津波防護施設の概要を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・基準津波による遡上波が設計基準対象施設に到達及び流入することを防止するために、防潮堤（T.P.16.5m）を設置。</li> <li>・海と接続する取水路等からの建屋への流入を防止するために防水壁を設置。</li> <li>・建屋への浸水の可能性のある経路、浸水口（扉、開口部及び貫通孔等）に対して、水密扉の設置、貫通部の止水処理等の浸水対策を実施。</li> </ul> <p>(2) プラントワークダウン</p> <p>a. プラントワークダウンの実施手順</p> <p>本津波PRAでは第3.2.2.a-1表に示したプラント設計図書等の情報を基にシナリオを想定しているが、机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討したシナリオの妥当性確認をするために、以下の観点でプラントワークダウン実施要領書及びチェックシートを作成し、プラントワークダウンを行った。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・津波影響の確認</li> <li>・間接的被害の可能性の確認</li> <li>・津波伝播経路及び建屋開口部（貫通部）</li> </ul> <p>b. プラントワークダウン調査対象機器の選定</p> <p>津波PRA対象機器及び開口部からプラントワークダウン調査対象機器を選定するフローを第3.2.2.a-2図に示す。津波PRAの対象設備として、建屋開口部とそれ以外に分類し、</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設備名称の相違</li> <li>・防潮壁⇔防水壁</li> <li>(以下、相違理由説明を省略)</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>■防潮堤高さ O.P.約+29m</li> <li>T.P.16.5m</li> <li>(以下、相違理由説明を省略)</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・女川は東北地方太平洋沖地震による地盤変位量を測量し、耐津波設計に反映しているが、泊は同地震による地盤変位は観測されていない。</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> <li>・女川は屋内設置の機器を津波</li> </ul>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグ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 3.2 外部事象PRA 3.2.2 津波PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>し、このフローを使用してスクリーニングを行い、調査対象機器を選定した。</p>	<p>経路は内部溢水評価のプラントウォークダウンで調査されているため、本プラントウォークダウンでは建屋・機器リストに記載されている機器のうち屋外に設置されている機器を調査対象とした。</p> <p>また、建屋内の重要設備を津波の影響から防護するために地上の建屋外壁部及び地下トレンチ取合部は建屋バウンダリとしての機能が要求されることから、重要設備が設置される原子炉建屋及び制御建屋に存在する外壁開口部及び建屋間、地下部を調査対象とした。</p> <p>さらに、間接的な被害として、津波来襲時に建屋外部にある設備の津波による離脱、移動等に起因して生じる干渉及び衝突等の可能性を確認するため、漂流物となる可能性のある屋外機器・設備についても調査対象とした。第3.2.2.a-2図のフローに基づき選定した結果、プラントウォークダウンの対象として以下の機器及び建屋開口部が選定された。</p> <p>・後述する津波PRA用の建屋・機器リストに記載の機器の</p>	<p>このフローを使用してスクリーニングを行い、調査対象機器を選定した。</p> <p>また、建屋内の重要設備を津波の影響から防護するために地上の建屋外壁部及び地下トレンチ取合部は建屋バウンダリとしての機能が要求されることから、重要設備が設置される原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル発電機建屋及び循環水ポンプ建屋に存在する外壁開口部及び建屋間、地下部を調査対象とした。</p> <p>さらに、間接的な被害として、津波来襲時に建屋外部にある設備の津波による離脱、移動等に起因して生じる干渉及び衝突等の可能性を確認するため、対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無いかを調査した。第3.2.2.a-2図のフローに基づき選定した結果、プラントウォークダウンの対象として以下の機器及び建屋開口部が選定された。</p> <p>・津波PRAの評価対象とする系統・機能を代表する機器</p>	<p>PRAのプラントウォークダウン対象外としているが、泊は屋内設置の機器を含めて津波PRAプラントウォークダウンの対象としている。</p> <p>(大飯と同様)</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊はプラントウォークダウンの実施プロセスについて記載を充実しているが、実施方針は大飯と同様。</p> <p>(女川実績の反映)</p> <p>【女川】</p> <p>■設備名称の相違</p> <p>・制御建屋⇔原子炉補助建屋</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・泊のディーゼル発電機建屋は、女川の原子炉建屋に相当する。(ディーゼル発電機を設置している建屋)</p> <p>・泊は原子炉補助機冷却海水ポンプを循環水ポンプ建屋内に設置しているため、当該建屋をプラントウォークダウンの対象としている。</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>・泊は間接的な影響の一例として漂流物となる可能性のある対象物の有無を確認してお</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグ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 3.2 外部事象PRA 3.2.2 津波PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. プラントウォークダウン結果</p> <p>チェックシートに基づき、対象機器のチェックを行った。例として海水ポンプのチェックシート及び現場写真のサンプルを第1.2.2.a-3図及び第1.2.2.a-4図に示す。</p> <p>プラントウォークダウンの結果（チェックシートの一覧）を第1.2.2.a-2表に示す。プラントウォークダウンの結果、津波PRA上問題となる箇所は特に見当たらなかった。</p> <p>(3) 今回実施した津波PRAの前提条件等について</p> <p>今回実施した津波PRAについて、主に留意すべき点について以下に示す。</p> <p>a. 評価の前提条件</p> <p>(a) 地震が建屋、機器及び津波影響軽減機能に及ぼす影響は考慮せず、津波の影響のみ評価する。</p> <p>(c) 余震による荷重と津波による荷重の荷重組み合わせは考慮しない。</p> <p>(b) 上記により、地震の重畳を考慮しないため各建屋地下開口部におけるシール部は健全であり、当該部からの浸水はないものと仮定する（なお、主要な開口部はプラントウォークダウン等で確認）。</p> <p>(e) 建屋内の止水対策は考慮しない。したがって、建屋外部の開口部から津波が流入した場合は、同一建屋の同一フロア以下全体が同時に浸水すると仮定する。</p> <p>(f) AM策や、緊急安全対策で実施した各対策については評価対象外とする。</p>	<p>うち、屋外に設置される機器</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋及び制御建屋外壁開口部（建屋間及び地下部も含む）</li> <li>漂流物となる可能性のある屋外機器・設備</li> </ul> <p>c. プラントウォークダウン結果</p> <p>プラントウォークダウン用チェックシートに基づき対象機器をチェックした。チェックシートの例を第3.2.2.a-3図に示す。プラントウォークダウンの結果、第3.2.2.a-2表に示すように津波PRA上問題となる箇所は特に見当たらなかった。</p> <p>② 津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析</p> <p>評価においては、以下を前提条件とした。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>地震発生前は出力運転状態とする。</li> <li>地震によって安全上重要な建屋、系統（システム）、機器の機能喪失につながる損傷はない、<b>即ち</b>、地震によるプラントへの直接的影響は無いものとする。</li> <li>地震後に津波が襲来するものとする。</li> <li>各建屋地下開口部における止水対策は健全であり、当該部からの浸水は無いものとする。</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>建屋外壁扉は誤開放しているものとし、建屋内の止水対策は考慮しない。したがって、津波が建屋の敷地レベルから建屋外壁扉の下端レベルの高さ（以下「カーブ高さ」という。）を越え、建屋内に流入した場合は、建屋の同一フロア及び下階全体が同時に浸水するものとする。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル発電機建屋及び循環水ポンプ建屋外壁開口部（建屋間及び地上部も含む）</li> </ul> <p>c. プラントウォークダウン結果</p> <p>プラントウォークダウン用チェックシートに基づき対象機器をチェックした。チェックシートの例を第3.2.2.a-3図に示す。プラントウォークダウンの結果、第3.2.2.a-2表に示すように津波PRA上問題となる箇所は特に見当たらなかった。</p> <p>② 津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析</p> <p>評価においては、以下を前提条件とした。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>地震発生前は出力運転状態とする。</li> <li>地震によって安全上重要な建屋、系統（システム）、機器の機能喪失につながる損傷はない、<b>すなわち</b>、地震によるプラントへの直接的影響は無いものとする。</li> <li>地震後に津波が襲来するものとする。</li> <li>各建屋地下開口部における止水対策は健全であり、当該部からの浸水は無いものとする。</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>建屋外壁扉は誤開放しているものとし、建屋内の止水対策は考慮しない。したがって、津波が建屋の敷地レベルから建屋外壁扉の下端レベルの高さ（以下「カーブ高さ」という。）を越え、建屋内に流入した場合は、建屋の同一フロア及び下階全体が同時に浸水するものとする。</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>アクシデントマネジメント策や、緊急安全対策で実施した各対策については評価対象外とする。</li> </ul>	<p>り、実質的な相違はない。</p> <p>（大飯に記載は無いが、泊と同様の調査方針となっている）</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計の相違</li> <li>泊は津波PRAで漂流物となる可能性のある屋外機器・設備は抽出されていない。</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>構成、記載表現の相違</li> <li>泊と比較のため(a)～(f)の記載順序を入替え。</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>記載表現の相違</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>記載方針の相違</li> <li>記載充実のため（大飯と同様）</li> </ul>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(d) 機器の設置高さまで浸水することにより、当該機器が機能損傷すると仮定する。</p> <p>b. 評価対象機器抽出の考え方及び方針</p> <p>(a) 内部事象レベル1 PRAにおいて、当該系統及び機器が損傷することで炉心損傷に至るおそれのある系統及び設備を抽出しているため、それらすべてを検討対象とする。</p> <p>(b) (a)では対象外だったもののうち、津波により損傷することで起回事象が発生するもの（主給水系、循環水系等）や津波による影響として特有な設備（電気盤、建屋、取水構造物等）を機器配置図やプロットプラン等の図面により抽出する。</p> <p>(c) (a)、(b)で抽出した設備について、津波により損傷及び機能喪失するか又はその可能性が無視できるほど小さいかを検討し、損傷及び機能喪失する可能性のある設備をフラジリティ評価対象として選定する。</p> <p>(d) プラントワークダウンにより、間接的被害を受ける可能性のある機器を追加し、機器リストを作成する。</p> <p>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) 事故シナリオの概括的な分析及び設定</p> <p>評価対象とすべき機器を選定するとともに、その影響（起回事象の発生、緩和設備への影響）を整理した。また、津波PRAで対象とする起回事象を選定し、津波シナリオを作成した。</p> <p>a. 機器の損傷及び機能喪失原因となる津波の影響</p>	<p>・機器の設置高さまで浸水することにより、当該機器が機能喪失するものとする。</p> <p>・全交流動力電源喪失の発生防止を目的とした補機ポンプエリアの浸水防止壁について、その機能に期待するものとする。</p> <p>(1) 事故シナリオの概括的な分析・選定</p> <p>a. 機器の損傷・機能喪失原因となる津波の影響</p> <p>津波PRA学会標準では、事故シナリオを広範に分析・抽出する際に考慮すべき影響として以下に示す直接的影響及び間接的影響が挙げられている。</p>	<p>・機器の設置高さまで浸水することにより、当該機器が機能喪失するものとする。</p> <p>また、以下の方針で評価対象機器を抽出した。</p> <p>(a) 内部事象レベル1 PRAにおいて、当該系統及び機器が損傷することで炉心損傷に至るおそれのある系統及び設備を抽出しているため、それらすべてを検討対象とする。</p> <p>(b) (a)では対象外だったもののうち、津波により損傷することで起回事象が発生するもの（主給水系、循環水系等）や津波による影響として特有な設備（電気盤、建屋、取水構造物等）を機器配置図やプロットプラン等の図面により抽出する。</p> <p>(c) (a)、(b)で抽出した設備について、津波により損傷及び機能喪失するか又はその可能性が無視できるほど小さいかを検討し、損傷及び機能喪失する可能性のある設備をフラジリティ評価対象として選定する。</p> <p>(d) プラントワークダウンにより、間接的被害を受ける可能性のある機器を追加し、機器リストを作成する。</p> <p>(1) 事故シナリオの概括的な分析・設定</p> <p>a. 機器の損傷・機能喪失要因となる津波の影響</p> <p>津波PRA学会標準では、事故シナリオを広範に分析・抽出する際に考慮すべき影響として以下に示す直接的影響及び間接的影響が挙げられている。</p>	<p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・泊は原子炉補機海水ポンプを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。</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・記載充実のため、(a)～(d)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 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 PRA 3.2.2 津波 PRA

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>津波による損傷・機能喪失要因の対象となる建物・構築物、システム及び機器（以下「SSC<sup>※1</sup>」という。）を整理したものを第1.2.2.a-3表に示す。</p> <p>※1：Structure, System and Component</p> <p>機器の損傷・機能喪失要因について、以下の2つの観点から、今回の津波PRAでの fragility 評価対象外となるものを選定した（第1.2.2.a-4表参照）。</p> <p>(a) 津波PRA学会標準に準拠したスクリーニングが可能か否か。</p> <p>(b) 重要事故シーケンス確認を目的とした津波PRAに対する有意な影響の有無。</p> <p>まず、(a)の観点から検討した結果、以下の損傷・機能喪失要因については、津波PRA学会標準の記載に基づき、評価対象外とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・海底砂移動及び洗掘</li> </ul> <p>海底砂移動については、津波により海底にある砂が移動させられる現象であり、海水取水口では、海底砂移動により、取水障害が発生し、海水ポンプ、循環水ポンプ等に影響する可能性がある。また、津波の遡上により運ばれた砂利が現場操作に影響する可能性もある。</p> <p>洗掘については、激しい川の流れや波浪等により、堤防の表法面の土が削り取られる現象であり、防潮堤、防波堤、海水取水口等のコンクリート構築物の表面の土が削られ、破壊される可能性がある（ただし防潮堤及び防波堤は今回の評価対象外である。）。</p>	<p>(a) 直接的影響</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・浸水による設備の没水、被水</li> <li>・津波波力、流体力、浮力</li> <li>・海底砂移動</li> <li>・引き波による水位低下</li> </ul> <p>(b) 間接的影響</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・洗掘</li> <li>・漂流物の衝突</li> <li>・津波による高ストレス</li> <li>・作業環境の悪化</li> </ul> <p>本評価では、収集したサイト・プラント情報から上記の影響を受ける設備を具体化し、その設備が損傷した際のプラントへの影響を考慮して事故シナリオを抽出した。この結果を第3.2.2.a-3表に示す。</p> <p>抽出した事故シナリオについて、炉心損傷に繋がる可能性を定性的に判断して以下3つの事故シナリオを除外した。</p> <p>1) 海底砂移動の影響</p> <p>津波による海底砂移動の影響の定量的な評価は、現時点では評価技術が十分ではないため、津波PRA学会標準の記載<sup>2</sup>に従い対象外とした。</p>	<p>(a) 直接的影響</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・浸水による設備の没水、被水</li> <li>・津波波力、流体力、浮力</li> <li>・海底砂移動</li> <li>・引き波による水位低下</li> </ul> <p>(b) 間接的影響</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・洗掘</li> <li>・漂流物の衝突</li> <li>・津波による高ストレス</li> <li>・作業環境の悪化</li> </ul> <p>本評価では、収集したサイト・プラント情報から上記の影響を受ける設備を具体化し、その設備が損傷した際のプラントへの影響を考慮して事故シナリオを抽出した。この結果を第3.2.2.a-3表に示す。</p> <p>抽出した事故シナリオについて、炉心損傷につながる可能性を定性的に判断して以下3つの事故シナリオを除外した。</p> <p>1) 海底砂移動の影響</p> <p>津波による海底砂移動の影響の定量的な評価は、現時点では評価技術が十分ではないため、津波PRA学会標準の記載<sup>2</sup>に従い対象外とした。</p>	<p>【女川】  <span style="background-color: yellow;">■</span>記載表現の相違</p> <p>【女川】  <span style="background-color: yellow;">■</span>符号の相違</p> <p>【大阪】  <span style="background-color: red;">■</span>評価方針の相違</p> <p>・大阪は津波PRA学会標準の記載に基づき、洗掘の影響を評価対象外としているが、泊は</p>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>海底砂移動及び洗掘による機器の損傷について評価するためには、現実的応答として津波高さに応じた砂の移動量及び海底での洗掘量とそれらの不確かさ並びに現実的耐力としてポンプが損傷に至るピット内の砂の量及びピットが損傷に至る洗掘量とそれらの不確かさが必要となる。しかし、現状ではこれらのデータや、データを活用したフラジリティ評価手法が整備されておらず、現時点では評価が困難であると判断されるため、津波PRA学会標準6.2項の記載に準じて対象外とする。</p> <p>(津波PRA学会標準6.2項抜粋)</p> <p>炉心損傷に至るまでの事象進展が不明確、あるいは評価技術が十分でないと判断される事故シナリオについては、定性的なスクリーニングに比重を置いて判断せざるを得ないことに留意する。</p> <p>スクリーニングで除外されない事故シナリオを、9.事故シーケンス評価の対象とするか、又は、留意事項として報告書に記載する等、評価技術の成熟度を考慮した取扱いとする。</p> <p>次に、(b)の観点から検討した結果、「引き津波による水位低下」については、今回の目的のためには必須ではないと判断し評価対象外とする。</p> <p>・引き津波による水位低下</p> <p>「引き津波による水位低下」では、海水の潮位が低下して、海水を水源とするポンプ(海水ポンプ及び循環水ポンプ)の取水障害が発生し、キャピテーションでポンプが機能喪失することとなる。その後の事象進展は、押し津波により海水ポンプ又は循環水ポンプが損傷して発生するシナリオと同じであり、事故シーケンス抽出の観点においては押し津波の評価で包絡できると考え、対象外とする。</p> <p>なお、引き津波の場合、サイト内の他の設備及び機器が津波により損傷しておらず、また、引き津波の発生に気づきポンプを停止することができれば、水位が回復した後にポンプを再起動することも可能である。この</p>	<p>なお、基準津波による影響評価の結果、2号炉取水口前面における砂の堆積は最大でも0.3m程度、堆積後の地盤高さは0.P.約-7.9m(基準津波による地殻変動量を考慮した値)であり、2号炉貯留堰高さ0.P.約-7.1m(基準津波による地殻変動量を考慮した値)に対して十分余裕があることから、砂の堆積が取水口及び取水路の通水性に与える影響は小さいと考えられる。</p> <p>2 「炉心損傷に至るまでの事象進展が不明確、あるいは評価技術が十分でないと判断される事故シナリオについては、定性的なスクリーニングに比重を置いて判断せざるを得ないことに留意する。</p> <p>スクリーニングで除外されない事故シナリオを、事故シーケンスの評価対象とするか、又は留意事項として報告書等に記載する等、評価技術の成熟度を考慮した取扱いとする。」(津波PRA学会標準6.2項より抜粋)</p> <p>2) 引き波による水位低下の影響</p> <p>「引き波による水位低下」では、海水の潮位が低下して、海水ポンプの取水障害が発生して、キャピテーションでポンプが機能喪失することとなり、対象となる機器は海水ポンプ及び循環水ポンプのみである。これは押し波が発生した場合に海水ポンプ又は循環水ポンプが浸水により損傷するシナリオと同じであり、その後の炉心損傷に至るプロセスも同じとなる。したがって、炉心損傷頻度の定量化は変化するもの、新たな事故シーケンスを発生させるものではないため、対象外とする。</p> <p>なお、本プラントにおいては、引き波により貯留堰が露出し、取水不能となっても、原子炉補機冷却海水ポンプの取水に必要な海水を取水口、取水路及び海水ポンプ室に確保可能な構造としている。また、ポンプがキャ</p>	<p>追而</p> <p>【砂移動・堆積の影響評価については、海底砂移動解析(第5条)の結果を踏まえて記載する】</p> <p>1 「炉心損傷に至るまでの事象進展が不明確、あるいは評価技術が十分でないと判断される事故シナリオについては、定性的なスクリーニングに比重を置いて判断せざるを得ないことに留意する。</p> <p>スクリーニングで除外されない事故シナリオを、事故シーケンスの評価対象とするか、又は留意事項として報告書等に記載する等、評価技術の成熟度を考慮した取扱いとする。」(津波PRA学会標準6.2項より抜粋)</p> <p>2) 引き波による水位低下の影響</p> <p>「引き波による水位低下」では、海水の潮位が低下して、原子炉補機冷却海水ポンプの取水障害が発生して、キャピテーションでポンプが機能喪失することとなり、対象となる機器は原子炉補機冷却海水ポンプ及び循環水ポンプのみである。これは押し波が発生した場合に原子炉補機冷却海水ポンプ又は循環水ポンプが浸水により損傷するシナリオと同じであり、その後の炉心損傷に至るプロセスも同じとなる。したがって、炉心損傷頻度の定量化は変化するもの、新たな事故シーケンスを発生させるものではないため、対象外とする。</p> <p>なお、本プラントにおいては、引き波により貯留堰が露出し、取水不能となっても、原子炉補機冷却海水ポンプの取水に必要な海水を取水口、取水路、取水ピットスクリーン室及び取水ピットポンプ室に確保可能な構造と</p>	<p>津波損傷モードとして洗掘を考慮した上で、建屋・機器等にフラジリティを評価している。(女川と同様：着色せず)</p> <p>【女川】  <span style="color: green;">■</span> 付番の相違</p> <p>【女川】  <span style="color: green;">■</span> 設備名称の相違          ・女川は原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプの2系統の非常用海水ポンプがあるが、泊は原子炉補機冷却海水ポンプのみ。          (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】  <span style="color: green;">■</span> 設備名称の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグ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 3.2 外部事象PRA 3.2.2 津波PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ため、事象発生後のシナリオは、押し津波により海水ポンプや循環水ポンプが損傷した場合に比べ、炉心損傷に至る可能性は小さいと考えられる。</p> <p>b. 起回事象の選定</p> <p>内部事象レベル1PRAで選定した起回事象について、津波の影響により直接的に発生するかどうかを検討し、津波により誘発される起回事象を選定した。選定の際の検討内容及び結果を第1.2.2.a-5表及び第1.2.2.a-5図に示す。起回事象として選定したのは以下の5事象である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>外部電源喪失</li> </ul> <ul style="list-style-type: none"> <li>主給水流量喪失</li> <li>過渡事象</li> <li>直接炉心損傷に至る事象</li> </ul>	<p>ピテーションで機能喪失する前にポンプ停止、潮位回復後に再起動することが可能であるため、事象発生後のシナリオは押し波によりポンプが損傷した場合に比べ、炉心損傷に至る可能性は小さいと考えられる（別紙3.2.2.a-1, 別紙3.2.2.a-2, 別紙3.2.2.a-3）。</p> <p>3) 作業環境の悪化</p> <p>事象発生後の作業環境悪化を考慮しなければならない設備（可搬式設備等）には期待していないため、対象外とした。</p> <p>b. 起回事象の選定</p> <p>津波により誘発される起回事象を選定するため、抽出した事故シナリオを分析した（第3.2.2.a-4図）。この結果、スクリーニングで除外されずに残った事故シナリオに含まれる起回事象として、「外部電源喪失」、「原子炉補機冷却海水系機能喪失」及び「敷地及び建屋内浸水」の3事象が選定された。更に、これら起回事象と内部事象PRAでグループ化した起回事象の関係を整理し、「敷地及び建屋内浸水」が津波特有の起回事象として分類されることを確認した（第3.2.2.a-4表）。各起回事象の説明を以下に示す。</p> <p>(a) 外部電源喪失</p> <p>津波の敷地内浸水により起動変圧器等が没水し、外部電源喪失が発生する。敷地内浸水又はタービン建屋内への浸水による他の過渡事象の発生も予想されるが、外部電源喪失は他の過渡事象と比較すると広範囲な緩和系の機能喪失となるため、他の過渡事象を代表する起回事象として選定した。</p>	<p>している。また、ポンプがキャピテーションで機能喪失する前にポンプ停止、潮位回復後に再起動することが可能であるため、事象発生後のシナリオは押し波によりポンプが損傷した場合に比べ、炉心損傷に至る可能性は小さいと考えられる（補足3.2.2.a-1, 補足3.2.2.a-2, 補足3.2.2.a-3）。</p> <p>3) 作業環境の悪化</p> <p>事象発生後の作業環境悪化を考慮しなければならない設備（可搬式設備等）には期待していないため、対象外とした。</p> <p>b. 起回事象の選定</p> <p>津波により誘発される起回事象を選定するため、抽出した事故シナリオを分析した（第3.2.2.a-4図）。この結果、スクリーニングで除外されずに残った事故シナリオに含まれる起回事象として、「外部電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」及び「敷地及び建屋内浸水」の3事象が選定された。さらに、これら起回事象と内部事象PRAでグループ化した起回事象の関係を整理し、「敷地及び建屋内浸水」が津波特有の起回事象として分類されることを確認した（第3.2.2.a-4表）。各起回事象の説明を以下に示す。</p> <p>(a) 外部電源喪失</p> <p>津波の敷地内浸水により主変圧器等が没水し、外部電源喪失が発生する。敷地内浸水又はタービン建屋内への浸水による他の過渡事象の発生も予想されるが、外部電源喪失は他の過渡事象と比較すると広範囲な緩和系の機能喪失となるため、他の過渡事象を代表する起回事象として選定した。</p>	<p>・海水ポンプ室⇨取水ビットスクリーン室及び取水ビットポンプ室          (以下、相違理由説明を省略)          ■資料名称の相違          ・別紙⇨補足          (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】          ■記載表現の相違          ・原子炉補機海水系機能喪失⇨原子炉補機冷却機能喪失          ・内的PRAと記載統一          (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】          ■評価方針の相違          ・泊は主給水流量喪失及び過渡事象を起回事象として選定せず、より広範囲な緩和系の機能喪失が発生する外部電源喪失で代表している。          (女川実績の反映)</p> <p>【女川】          ■設計の相違          ・泊は非常用高圧母線に給電する予備変圧器（女川の起動変圧器に相当）をT.P.85mの高台に設置しており、津波の直</p>



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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 建屋及び機器リストの作成</p> <p>重要事故シーケンス確認のための津波PRAにおいては、下記の3つの前提条件を考慮して、同一建屋の同一フロアを一つの津波浸水区画（ある浸水口からの津波の流入によって、同時に浸水すると考えられる区画）として設定する。</p> <p>(a) 建屋内の壁、床及び扉等の止水対策を考慮しないものとする。したがって、建屋外郭の開口部から津波が流入した場合には、同一建屋の同一フロア以下全体が同時に浸水する。</p> <p>(b) 地下階の開口部から建屋への浸水はないものと仮定する。</p> <p>(c) 原子炉格納容器は密閉構造であることから、原子炉格納容器内には津波が流入しない。</p> <p>また、津波によりプラントに影響を及ぼす代表的な機器を選定した主要機器のリストを第1.2.2.a-6表に示す。</p>	<p>(b) 原子炉補機冷却海水系機能喪失</p> <p>敷地内に浸水した津波が補機ポンプエリアの浸水防止壁を越えることで、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高压炉心スプレイ補機冷却海水ポンプが没水して原子炉補機冷却海水系が機能喪失する。</p> <p>(c) 敷地及び建屋内浸水</p> <p>敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水が発生し、炉心損傷に係る何らかの外乱が発生する。</p> <p>c. 建屋・機器リストの作成</p> <p>津波PRAの評価対象設備を明確にするため、起因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因事象を緩和する設備を選定して建屋・機器リストを作成した(第3.2.2.a-5表)。</p>	<p>(b) 原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>敷地内に浸水した津波が循環水ポンプ建屋外壁開口部から流入することで、原子炉補機冷却海水ポンプが没水して原子炉補機冷却海水系が機能喪失する。</p> <p>(c) 敷地及び建屋内浸水</p> <p>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、炉心損傷に係る何らかの外乱が発生する。</p> <p>c. 建屋・機器リストの作成</p> <p>津波PRAの評価対象設備を明確にするため、起因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因事象を緩和する設備を選定して建屋・機器リストを作成した(第3.2.2.a-5表)</p>	<p>接的な影響による外部電源喪失の発生は考えにくい。</p> <p>・一方、T.P.10mに設置する主変圧器が没水した場合は過渡事象の発生が予想されることから、女川のタービン建屋内設備と同様に主変圧器の没水を外部電源喪失の発生要因として考慮した。</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・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。</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・前述の3.2.2.a.②項にて、より詳細な前提条件を記載しているため、ここでは再掲不要とした。(女川と同様：着色せず)</p>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>d. 津波シナリオの作成</p> <p>「起因事象を誘発させる機器の損傷高さ<sup>※2</sup>」と「緩和設備の損傷高さ<sup>※2</sup>」から津波高さごとにシナリオを区分した。第1.2.2.a-7表に津波シナリオ区分を示す。また、以下に各津波シナリオの特徴を記載する。なお、本評価での「水没」とは、海水が機器の設置高さに到達した時点をいう。</p> <p>※2：「機器の設置高さ」と「浸水口高さ」を比較し、高い方を「機器の損傷高さ」という。</p> <p>(a) 津波シナリオ区分1（津波高さ4.65m以上～10.0m未満）</p> <p>本シナリオ区分では、海水ポンプの水没により起因事象「原子炉補機冷却機能喪失」が発生する。また、「原子炉補機冷却機能喪失」に伴い、制御用空気が喪失して主給水流量調整弁が機能喪失することにより「主給水流量喪失」及び「過渡事象」も発生する。</p> <p>(b) 津波シナリオ区分2（津波高さ10.0m以上～13.5m未満）</p> <p>本シナリオ区分では、制御建屋及び原子炉周辺建屋の開口部から浸水が始まり、10.0m以下に設置されている機器が機能喪失水没する。そのため、電動及びタービン動補助給水ポンプが水没し、補助給水系による2次冷却系冷却が不能となるとともに、非常用炉心冷却設備やディーゼル発電機も水没する。</p> <p>(c) 津波シナリオ区分3（津波高さ13.5m以上～15.8m未満）</p> <p>本シナリオ区分では、主変圧器等の外部電源が水没し、起因事象「外部電源喪失」が発生する。既にディーゼル発電機が海水ポンプ水没により従属的に機能喪失しているため全交流動力電源喪失に至る。</p> <p>(d) 津波シナリオ区分4（津波高さ15.8m以上）</p> <p>本シナリオ区分では、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の炉心損傷防止に必要な複数の電気盤が津波により水没し、プラントの制御ができなくなるため「直接炉心損傷に至る事象」となる。</p>			<p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・後述の3.2.2.d.①項にて、津波高さ<sup>青</sup>のシナリオ分類に関する詳細を説明していることから、ここでは記載不要とした。（女川と同様；着色せず）</p>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.2.2.b. 確率論的津波ハザード</p> <p>① 確率論的津波ハザード評価の方法</p> <p>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を行うに当たっては、津波PRA学会標準及び「確率論的津波ハザード解析の方法（土木学会2011）」を参考に実施した。</p> <p>② 確率論的津波ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <p>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"> <li>・ 日本海東縁部の断層による津波</li> <li>・ 海城活断層による津波</li> <li>・ 領域震源（背景的地震）による津波</li> </ul> <p>なお、太平洋側に想定されるプレート間地震及び海洋プレート内地震については、確率論的津波ハザード評価への影響はない。また、海底地すべり及び陸上地すべりによる津波については、発生頻度を設定することが難しいため、評価に含めていない。</p> <p>各波源の位置を第1.2.2.b-1図、第1.2.2.b-2図、第1.2.2.b-3図及び第1.2.2.b-4図に、ロジックツリーを第1.2.2.b-5図、第1.2.2.b-6図及び第1.2.2.b-7図に示す。</p> <p>③ 確率論的津波ハザード評価結果</p> <p>津波PRAで使用したハザード曲線を第1.2.2.b-8図に示す。今回の津波PRAでは、機器の設置高さや事故シナリオを検討した結果、津波PRA対象機器の中で最も低い津波高さで海水ポンプが機能喪失し、影響の大きい「原子炉補機冷却機能喪失」が発生するという観点で、評価地点として3、4号炉海水ポンプ室前地点を選定した。</p>	<p>3.2.2.b 確率論的津波ハザード</p> <p>① 確率論的津波ハザード評価方針</p> <p>津波PRA学会標準、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、確率論的津波ハザード解析を実施した。</p> <p>津波ハザード評価における検討対象領域を第3.2.2.b-1図に、ハザード曲線への寄与度が大きい津波地震及び海洋プレート内正断層型地震の発生モデルに関するロジックツリーを第3.2.2.b-2図に示す。（別紙3.2.2.b-1）</p> <p>② 津波発生領域の設定</p> <p>津波発生領域は、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。</p> <p>なお、地震以外に起因する津波については、敷地周辺に地すべり地形や火山等が無く、地震に起因する津波と比較して、発電所に与える影響は極めて小さいと考えられることから、検討対象外とした。</p> <p>③ 確率論的津波ハザード評価結果</p> <p>本評価で使用する敷地前面における津波ハザード曲線を第3.2.2.b-3図に示す。敷地前面における最高水位に地盤沈下量を考慮した相対的な津波水位0.P.+23.8mの1年あたりの超過確率は<math>10^{-4}</math>～<math>10^{-5}</math>程度である。</p>	<p>3.2.2.b. 確率論的津波ハザード</p> <p>① 確率論的津波ハザード評価方針</p> <p>津波PRA学会標準、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、確率論的津波ハザード解析を実施した。</p> <div data-bbox="1317 446 1892 1380" style="border: 1px solid black; border-radius: 15px; padding: 20px; text-align: center;"> <p>追而【津波ハザード評価結果を反映】</p> </div>	<p>相違理由</p>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.2.2.c. 建屋・機器の脆弱性</p> <p>(1) 評価対象と損傷モードの決定</p> <p>津波PRA学会標準では、屋外及び屋内それぞれの評価対象物について考慮すべき損傷モードに関して記載されており、脆弱性評価対象の検討を行った。結果として動的及び電氣的なSSCに対する「被水及び没水」による機能損傷を評価対象とした（第1.2.2.a-4表参照）。</p> <p>(2) 脆弱性評価について</p> <p>前項の検討を受けて、動的及び電氣的なSSCに対する「被水及び没水」の損傷モードでは、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で損傷すると仮定した。結果、機器脆弱性は第1.2.2.c-1図に示すようにステップ状となる。また、対象機器の設置高さ若しくは建屋の津波浸水口高さのうち、高い方を「機器の損傷高さ」として不確実さを考慮していない。</p>	<p>3.2.2.c. 建屋・機器の脆弱性</p> <p>① 評価対象と損傷モードの決定</p> <p>3.2.2.a.②(1)c.で作成した建屋・機器リストに記載の設備に対して津波損傷モードを検討し、建屋・機器の脆弱性を評価した（第3.2.2.c-1表）。ただし、スクリーニングで除外した海底砂移動及び引き波の影響は脆弱性評価の対象外とした。（別紙3.2.2.c-1）</p> <p>② 脆弱性の検討結果について</p> <p>脆弱性検討結果の概要を以下に示す。没水及び波力に対する機器の脆弱性曲線は、第3.2.2.c-1図に示すようにステップ状となる。</p> <p>(1) 起動変圧器は敷地内浸水深が<b>起動変圧器</b>の基礎高さを越えた場合に機能喪失する。</p> <p>(2) 原子炉補機冷却海水ポンプ及び<b>高圧炉心スプレィ補機冷却海水ポンプ</b>は敷地内浸水深が<b>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する。</b></p> <p>(3) 燃料移送ポンプは地下化し、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する。</p> <p>(4) 建屋内の起因事象を緩和する設備は、建屋内浸水に伴う没水により機能喪失する。</p>	<p>3.2.2.c. 建屋・機器の脆弱性</p> <p>① 評価対象と損傷モードの決定</p> <p>3.2.2.a.②(1)c.で作成した建屋・機器リストに記載の設備に対して津波損傷モードを検討し、建屋・機器の脆弱性を評価した（第3.2.2.c-1表）。ただし、スクリーニングで除外した海水砂移動及び引き波の影響は脆弱性評価の対象外とした。（補足3.2.2.c-1）</p> <p>② 脆弱性の検討結果について</p> <p>脆弱性検討結果の概要を以下に示す。没水及び波力に対する機器の脆弱性曲線は、第3.2.2.c-1図に示すようにステップ状となる。</p> <p>(1) 主変圧器は敷地内浸水深が<b>主変圧器</b>の基礎高さを越えた場合に機能喪失する。</p> <p>(2) 原子炉補機冷却海水ポンプは、<b>循環水ポンプ建屋内浸水に伴う没水により機能喪失する。</b></p> <p>(3) 建屋内の起因事象を緩和する設備は、建屋内浸水に伴う没水により機能喪失する。</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・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。</p> <p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・泊は燃料油移送ポンプをディーゼル発電機建屋内に設置しているため、(3)に記載のとおり、建屋内浸水に伴う没水により機能喪失としている。</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグ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 3.2 外部事象PRA 3.2.2 津波PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.2.2.d. 事故シーケンス</p> <p>内部事象レベル1 PRAのシステムモデルを基とし、内部事象レベル1 PRAの評価条件の適用性及び津波PRA特有の評価条件の追加について検討した。</p> <p>① 起因事象</p> <p>(1) 評価対象とした起因事象について</p> <p>前述のとおり、今回の津波PRAで選定した起因事象は以下の5つである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・外部電源喪失</li> <li>・主給水流量喪失</li> <li>・過渡事象</li> <li>・直接炉心損傷に至る事象</li> </ul>	<p>3.2.2.d 事故シーケンス</p> <p>① 起因事象</p> <p>(1) 津波高さ<del>毎</del>のシナリオ分類</p> <p>津波高さに応じたプラントへの影響を識別するため、津波高さと敷地内浸水深の関係及び建屋・機器 fragility を考慮し、プラントへの影響が同等となる津波高さを分類した。第3.2.2.d-1表に津波分類を示すとともに、以下に各分類の特徴を示す。</p> <p>なお、津波高さ0.P.+29m以下では2号炉主要建屋周辺への浸水が発生せず津波によるプラントへの影響がないため、津波を起因として炉心損傷に至る事故シーケンスはない。このため、津波高さ0.P.+29m以下の事故シーケンス評価は内部事象PRAに包絡されるものとした。(別紙3.2.2.d-1)</p> <p>(a) 津波分類A (津波高さ0.P.+29m~0.P.+33.9m)</p> <p>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、原子炉補機冷却海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却海水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事象である「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。</p> <p>(b) 津波分類B (津波高さ0.P.+33.9m~)</p> <p>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て、建屋内への大量浸水が発生することから、複数の緩和設備が機能喪失して炉心損傷に至る。(別紙3.2.2.d-2)</p>	<p>3.2.2.d. 事故シーケンス</p> <p>① 起因事象</p> <p>(1) 津波高さ<del>ごと</del>のシナリオ分類</p> <p>津波高さに応じたプラントへの影響を識別するため、津波高さと敷地内浸水深の関係及び建屋・機器 fragility を考慮し、プラントへの影響が同等となる津波高さを分類した。第3.2.2.d-1表に津波分類を示すとともに、以下に各分類の特徴を示す。</p> <p>なお、津波高さT.P.16.5m以下では泊3号炉主要建屋周辺への浸水が発生せず津波によるプラントへの影響がないため、津波を起因として炉心損傷に至る事故シーケンスはない。このため、津波高さT.P.16.5m以下の事故シーケンス評価は内部事象PRAに包絡されるものとした。(補足3.2.2.d-1)</p> <p>(a) 津波分類A (津波高さT.P.16.5m~)</p> <p>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。「原子炉補機冷却機能喪失」及び「外部電源喪失」については、発生する津波高さが同じとなる「敷地及び建屋内浸水」で代表した。(補足3.2.2.d-2)</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】              ■記載表現の相違              (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】              ■名称の相違              ■申請プラント名称</p> <p>【女川】              ■評価方針の相違              ・泊は防潮堤を越える高さの津波発生頻度が極めて低い(2.9×10<sup>-7</sup>/年)ため、重要事故シーケンス選定の観点では津波高さ分類の更なる細分化は不要であり、同一の敷地高さに設置する建屋及び機器は同時に浸水するものとして保守的に評価している。              ・また、泊の津波分類Aは、プラント影響の観点で女川の津波分類Bと同等である。              (以下、相違理由説明を省略)</p>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由															
<p>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、起回事象発生頻度は第1.2.2.d-1表に示す津波発生頻度と同じである。</p> <p>上述した「直接炉心損傷に至る事象」として津波シナリオ区分4（津波高さ15.8m以上）で発生する「複数の信号系損傷」が津波固有の事象である。</p> <p>(2) 階層イベントツリーについて                  選定した起回事象を基に、津波により発生する起回事象の影響の大きさを考慮して階層化して評価を行う。以下の方針に基づき津波PRA階層イベントツリー（ET）を作成する。第1.2.2.d-1図に津波PRA階層ETを示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>津波による起回事象発生時の影響の大きさを考慮して、津波PRA階層ETのヘディングの順番を決定する。                     <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 建屋全体に津波が浸水して、重要な設備及び機器（制御及び保護機能で重要な電気盤等）が複数損傷した場合には直接炉心損傷となる。また、津波の影響により全交流動力電源喪失が発生した場合にも、直接炉心損傷に至ることから、これらを最も重大な影響を及ぼすものとして最初のヘディングに設定する。</li> </ul> </li> </ul>	<p>② 起回事象発生頻度                  (1) 評価対象とした起回事象の発生頻度                  津波分類A（O.P.+29m～O.P.+33.9m）では、タービン建屋内への浸水により外部電源喪失が発生する。                  また、津波分類B（O.P.+33.9m～）では、原子炉建屋又は制御建屋のカーブ高さを越えて、建屋内への大量浸水が発生し、敷地及び建屋内浸水が発生する。これらの発生頻度は各分類の津波発生頻度に等しく、次表のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="721 719 1279 890"> <thead> <tr> <th>津波分類</th> <th>津波高さ</th> <th>津波発生頻度（/年）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>O.P.+29m～O.P.+33.9m</td> <td><math>3.8 \times 10^{-6}</math></td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>O.P.+33.9m～</td> <td><math>7.3 \times 10^{-7}</math></td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 階層イベントツリーとその説明                  津波分類A（O.P.+29m～O.P.+33.9m）は、外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であることから、地震PRAに包含される。また、津波分類B（O.P.+33.9m～）では、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水が発生する起回事象のみを想定している。この様な津波分類に対しては、津波PRA学会標準に基づき、階層イベントツリーを用いた起回事象の細分化は不要と判断している。</p>	津波分類	津波高さ	津波発生頻度（/年）	A	O.P.+29m～O.P.+33.9m	$3.8 \times 10^{-6}$	B	O.P.+33.9m～	$7.3 \times 10^{-7}$	<p>② 起回事象発生頻度                  (1) 評価対象とした起回事象の発生頻度                  津波分類A（T.P.16.5m～）では、原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えて、建屋内への大量浸水が発生し、敷地及び建屋内浸水が発生する。これらの発生頻度は各分類の津波発生頻度に等しく、次表のとおりである。</p> <p>2. 「津波発生頻度（/年）」は、確率論的津波ハザード評価における「年超過確率（ある津波水位に着目したとき、1年間にそれを超える津波が発生する確率）」から求められる。具体的には、津波分類A（T.P.16.5m～）の津波発生頻度は、津波ハザード曲線（第3.2.2.b-3図）における津波水位T.P.16.5mの年超過確率に等しくなる。</p> <table border="1" data-bbox="1361 719 1877 842"> <thead> <tr> <th>津波分類</th> <th>津波高さ</th> <th>津波発生頻度（/年）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>T.P.+16.5m～</td> <td><math>2.9 \times 10^{-7}</math></td> </tr> </tbody> </table> <p>追而【津波ハザード評価結果を反映】</p> <p>(2) 階層イベントツリーとその説明                  津波分類A（T.P.16.5m～）では、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水が発生する起回事象のみを想定している。この様な津波分類に対しては、津波PRA学会標準に基づき、階層イベントツリーを用いた起回事象の細分化は不要と判断している。</p>	津波分類	津波高さ	津波発生頻度（/年）	A	T.P.+16.5m～	$2.9 \times 10^{-7}$	<p>【女川】                  ■記載方針の相違                  ・津波発生頻度の考え方について追記（女川に記載はないが、泊と同様の評価方針）</p> <p>【女川】                  ■個別評価による相違</p> <p>【女川】                  ■評価方針の相違                  ・泊は外部電源喪失のみ発生する津波分類を想定していないため、地震PRAに包含される津波分類は無い。</p> <p>【大飯】                  ■評価方針の相違                  ・大飯は津波PRAで想定する起回事象の影響の大きさを考慮して階層イベントツリーを作成しているが、泊は津波PRA</p>
津波分類	津波高さ	津波発生頻度（/年）																
A	O.P.+29m～O.P.+33.9m	$3.8 \times 10^{-6}$																
B	O.P.+33.9m～	$7.3 \times 10^{-7}$																
津波分類	津波高さ	津波発生頻度（/年）																
A	T.P.+16.5m～	$2.9 \times 10^{-7}$																

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 原子炉補機冷却水系が機能喪失した場合、外部電源及び補助給水に期待できる可能性がある一方、RCPシールLOCAの発生確率を1.0としており、ECCS注水系や格納容器スプレィ系等複数の緩和設備が機能喪失するため、炉心損傷に至る。したがって、影響の大きさから直接炉心損傷に至る事象の次のヘディングに設定する。</p> <p>c. 外部電源喪失は、非常用所内交流電源系（ディーゼル発電機の運転）に失敗すれば全交流動力電源喪失となるが、成功した場合には補助給水系による1次冷却系の減温及び減圧により炉心損傷とならない。したがって、原子炉補機冷却機能喪失の次に設定する。</p> <p>d. 主給水流量喪失と過渡事象では必要とする緩和設備は同じである。しかしながら、主給水流量喪失では、蒸気発生器による1次冷却系の冷却が喪失するため事象進展が厳しい。したがって、外部電源喪失の次に設定する。</p> <p>e. 過渡事象は、主給水流量喪失より事象進展が緩やかな自動トリップ事象をまとめて扱うこととし、本階層ETの最後に設定する。</p> <p>なお、原子炉補機冷却機能喪失と同時に主給水流量喪失又は過渡事象が発生した場合は、事象進展に対する緩和設備が原子炉補機冷却機能喪失の緩和設備で代表できること、また、原子炉補機冷却機能喪失に伴い従属的に主給水流量喪失及び過渡事象が発生することから、原子炉補機冷却機能喪失を代表して評価する。</p>			<p>で想定する起因事象に対して有効な緩和手段がないため、イベントツリーの階層化は不要と判断している（女川と同様：着色せず）</p>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>② 成功基準</p> <p>(1) 成功基準の一覧</p> <p>炉心損傷防止の成功基準は、内部事象レベル1PRAと津波PRAでは相違がないため、内部事象レベル1PRAで設定した成功基準を用いる。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。成功基準一覧を第1.2.2.d-2表に示す。</p> <p>使命時間については内部事象レベル1PRAと同様に24時間を考慮し、津波で損傷した機器の修理は期待していない。また、機能喪失した場合に大きな影響を及ぼす可能性のある空調系の室温評価については、福島第一原子力発電所での事故を踏まえ、7日後までに室内の許容温度を超える場合には、室内にある設備が機能喪失するとして、該当設備のモデル化要否について以下のとおり検討した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・電動補助給水ポンプ室換気装置                      電動補助給水ポンプ室換気装置は、内部事象PRAにおいて既にモデル化されているため、津波PRAとして新たなモデル化は不要である。</li> <li>・安全補機室冷却装置                      海水ポンプの水没時には、安全補機室冷却装置による冷却を必要とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ等の設備も従属的に機能喪失することとなる。したがって、津波PRAでは、安全補機室冷却装置のランダム故障のモデル化は不要である。</li> <li>・制御用空気圧縮機室換気装置                      評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没により原子炉補機冷却機能喪失が発生し、制御用空気系も従属的に機能喪失する。したがって、津波PRAでは、制御用空気圧縮機室換気装置のランダム故障のモデル化は不要である。</li> <li>・ディーゼル発電機室換気装置                      評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没により原子炉補機冷却機能喪失が発生し、ディーゼル発電機も従属的に機能喪失する。したがって、津波PRAでは、ディーゼル発電機室換気装置のランダム故障のモデル化は不要である。</li> <li>・安全補機開閉器室空調設備</li> </ul>	<p>③ 成功基準</p> <p>(1) 成功基準の一覧</p> <p>本評価で考慮している設備の範囲（設計基準対象施設（操作も含む）は考慮するが、<b>アクシデントマネジメント整備の要請以前から整備している</b>アクシデントマネジメント策には期待しない）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>③ 成功基準</p> <p>(1) 成功基準の一覧</p> <p>本評価で考慮している設備の範囲（設計基準対象施設（操作も含む）は考慮するが、アクシデントマネジメント策には期待しない）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手段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>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊3号炉は通産省（当時）によるAM整備要請後に設置したプラントであり、設計段階からAM策を考慮しているが、本評価ではAM策に期待しない点で女川と同等。</li> </ul> </li> <li>【大飯】</li> <li>■評価方針の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は津波PRAで想定する起因事象に対して有効な緩和手段がないため、緩和設備の成功基準は設定していない（女川と同様；着色せず）</li> </ul> </li> </ul>



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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没により空調用冷水設備が喪失するため、安全補機開閉器室空調設備も従属的に機能喪失する。したがって、津波 PRA では、安全補機開閉器室空調設備のランダム故障のモデル化は不要である。</p> <p>③ 事故シーケンス                      (1) イベントツリー                      起回事象の発生要因は津波と内部事象では異なるが、起回事象発生後の緩和設備は内部事象と同様の設備に期待する。そのため、内部事象の E T（第1.2.2. d-2(a)～(e) 図）を用いた。</p> <p>④ システム信頼性解析                      (1) 評価対象としたシステムとその説明                      建屋及び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レベル1 PRA と同等である。                      (2) 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い                      基本は内部事象レベル1 PRA と同じ相関性を考慮する（第1.2.2. d-3表参照）。原子炉補機冷却水系統等の冗長設備は基本的に同一フロア高さに設置されるため、機器が水没する場合は、冗長設備すべてが水没し機能喪失するとした。                      (3) システム信頼性評価結果                      a. フォールトツリーの作成                      津波シナリオを基に、津波による機器への影響をフォールトツリーでモデル化する。ここで、以下の前提条件にしたがいモデル化方法を検討した。                      ・建屋内の壁、床及び扉等の止水対策を考慮しないもの</p>	<p>④ 事故シーケンス                      (1) イベントツリー                      本評価で用いたイベントツリーを第3.2.2. d-1図に示す。津波高さ <b>0. P. +33. 9m</b> 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、本評価では、原子炉建屋、<b>制御建屋及びタービン建屋</b>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<b>制御建屋</b>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>⑤ システム信頼性                      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 事故シーケンス                      (1) イベントツリー                      本評価で用いたイベントツリーを第3.2.2. d-1図に示す。津波高さ <b>T. P. 16. 5m</b> 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、本評価では、原子炉建屋及び<b>原子炉補助建屋</b>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<b>原子炉補助建屋</b>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>⑤ システム信頼性                      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>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・泊は同一の敷地高さに設置する建屋は同時に浸水するものとして保守的に評価しているため、安全機能に対する影響が厳しくなる原子炉建屋及び原子炉補助建屋の浸水状態に着目してイベントツリーを作成している。</p> <p>【大飯】                      ■評価方針の相違                      ・泊は津波 PRA で想定する起回事象に対して有効な緩和手段がないため、緩和設備のシステム信頼性解析は実施していない（女川と同様：着色せず）</p>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>としている。したがって、建屋外部の開口部から津波が流入した場合には、同一建屋の同一フロア以下全体が同時に浸水するものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>同一建屋の同一フロアを1つの津波浸水区画としている。したがって、建屋外部に浸水口が一つであれば、同フロアの津波浸水区画とそれ以下の高さにある浸水区画が同時に浸水する。</li> </ul> <p>上記の前提条件から、本評価では津波シナリオで対象としているすべての機器の影響をモデル化するのではなく、以下の扱いで損傷した機器の影響及び依存関係の包絡性を考慮して、機器をカテゴリー化してモデル化した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>同一区画に設置され設置高さが同じ機器は、機器の種類に関係なく同時に損傷するものとして評価する。</li> <li>津波により浸水した区画より下の区画に設置された機器は、機器の種類に関係なく損傷するものとして評価する。</li> </ul> <p>以上を踏まえ、津波による影響をモデル化する機器は以下である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>海水ポンプ</li> <li>電動補助給水ポンプ</li> <li>タービン動補助給水ポンプ</li> <li>主変圧器</li> <li>電気盤(メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等)</li> </ul> <p>ランダム故障については、内部事象レベル1PRAのモデルを活用し、津波による機能損傷を考慮したモデルを作成した。</p> <p>b. 主要なミニマルカットセット</p> <p>システム信頼性解析の結果について、事故シーケンスごとの主要なミニマルカットセットの評価を実施した。評価結果について、第1.2.2.d-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</p> <p>津波により海水ポンプが水没し原子炉補機冷却機能喪失が発生すると、機器の復旧には長時間かかると考えられるため、原子炉補機冷却水系の復旧はできず、RCPシールLOCAが必ず発生するとした。</p>			

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

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

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由															
<p>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> <p>内部事象レベル1 PRAでは事故前と事故後の人的過誤をTHERP手法を用いて評価している。これを基に津波PRAでの扱いを検討した結果を以下に示す。</p> <p>a. 事故前の人的過誤</p> <p>内部事象レベル1 PRAで対象としている事故前の人的過誤は、試験や点検等による戻し忘れであり、事象発生の起因が津波であっても変わることはないと考えられる。そのため、津波PRAでは内部事象レベル1 PRAの評価対象から津波PRAでの対象範囲のシステムに関連した事故前の人的過誤を選定するとともに、人的過誤確率も内部事象レベル1 PRAの人的過誤確率を用いる。津波PRAでモデル化した事故前の人的過誤は、以下のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="152 683 613 778"> <thead> <tr> <th>系統名</th> <th>運転操作エラー</th> <th>HEP*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉補機冷却系(注入)</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ(出口)戻し忘れ</td> <td>1.0E-03</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系</td> <td>海水ポンプ(出口)戻し忘れ</td> <td>1.0E-03</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系</td> <td>海水供給母管切替戻し忘れ</td> <td>1.0E-03</td> </tr> <tr> <td>換気空調系 (安全補機間置器室)</td> <td>手動ダンパ戻し忘れ</td> <td>1.0E-03</td> </tr> </tbody> </table> <p>* HEP：人的過誤確率</p> <p>b. 事故後の人的過誤</p> <p>津波PRAの事故後の人的過誤は、以下の二つの扱いとする。なお、診断過誤については、津波における起因事象発生後の事象進展及び期待する緩和操作が内部事象レベル1 PRAと同様であるため、内部事象レベル1 PRAと同様の診断過誤確率を使用するものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室による遠隔操作については、プラントへの影響があるレベルの津波が発生する場合、運転員は警報により事前に津波の襲来に備えることができることを考慮して、内部事象レベル1 PRAと同様のストレスレベル「高」で評価した。よって、内部事象レベル1 PRAと同じ人的過誤確率を使用するものとする。</li> <li>現場操作については、運転員のアクセス性を考慮して、各フロアに海水が浸水しない津波高さの場合は期待し、各フロアに海水が浸水する津波高さの場合は期待しない。</li> </ul>	系統名	運転操作エラー	HEP*	原子炉補機冷却系(注入)	原子炉補機冷却水ポンプ(出口)戻し忘れ	1.0E-03	原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ(出口)戻し忘れ	1.0E-03	原子炉補機冷却海水系	海水供給母管切替戻し忘れ	1.0E-03	換気空調系 (安全補機間置器室)	手動ダンパ戻し忘れ	1.0E-03	<p>⑥ 人的過誤</p> <p>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 人的過誤</p> <p>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>【大阪】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は津波PRAで想定する起因事象に対して有効な緩和手段がないため、人的過誤の評価は実施していない（女川と同様：着色せず）</p>
系統名	運転操作エラー	HEP*																
原子炉補機冷却系(注入)	原子炉補機冷却水ポンプ(出口)戻し忘れ	1.0E-03																
原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ(出口)戻し忘れ	1.0E-03																
原子炉補機冷却海水系	海水供給母管切替戻し忘れ	1.0E-03																
換気空調系 (安全補機間置器室)	手動ダンパ戻し忘れ	1.0E-03																