

第37条 付録1 事故シーケン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;"><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>評価部位</th> <th>分類の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蒸気発生炉心熱管破損(凝縮水破損)</td> <td>蒸気発生器</td> <td>構造</td> <td>リングフレーム側スナバ戻り弁</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と想定。また、接続する主給水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="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>補強材(5面)</td> <td rowspan="5">対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し、ECCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至ると想定。</td> </tr> <tr> <td>一次冷却材管</td> <td>構造</td> <td>ボルト類</td> </tr> <tr> <td>一次冷却材ポンプ</td> <td>構造</td> <td>フランジ取付ボルト</td> </tr> <tr> <td>炉内排気引出管</td> <td>構造</td> <td>コンジットチューブ</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器</td> <td>構造</td> <td>冷却材入口管台座フエント</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、ECCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至ると想定。</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と想定。</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(ダクトラック)スイッチギア、直流発電機、パワーセクタ、制御用電線等が損傷し、制御電線の断線・伝導がつかない状況で炉心温度上昇・非常用内交流電源喪失が発生するとともに、原子炉補助冷却水ポンプ等が故障することで原子炉補助冷却機能が喪失し、RCPシールLOCAとなり、炉心損傷に至ると想定。</td> </tr> <tr> <td>電動弁損傷による原子炉補助機器機能喪失</td> <td>電動弁</td> <td>機能</td> <td>-</td> <td>電動弁の機能損傷により、原子炉補助冷却水系統のトリップ分離失敗から原子炉補助冷却機能が喪失し、RCPシールLOCAが発生すると想定。</td> </tr> <tr> <td rowspan="15">複数の信号系損傷</td> <td>1次系管路閉塞による2次系除熱機能喪失</td> <td>炉内構造物</td> <td>構造</td> <td>熱送へい依り下部炉心支持板</td> <td>1次系管路閉塞による2次系除熱機能喪失に起因し、2次系除熱機能喪失に至ると想定。</td> </tr> <tr> <td rowspan="14">複数の信号系損傷</td> <td>原子炉盤</td> <td>構造</td> <td>基本フレーム</td> <td>原子炉トリップ、自動信号系は可動と考えられるが、構造的な損傷による信号系機能喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。</td> </tr> <tr> <td>中央制御室遠隔制御盤</td> <td>機能</td> <td>-</td> <td>中央制御室外での安全停止操作盤、プラ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と想定。</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 rowspan="14">原子炉トリップ可能であるが、補助給水系や主蒸気圧力制御系の機能喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。</td> </tr> <tr> <td>安全防護ロジックアスタック</td> <td>機能</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>安全防護ロジックバック</td> <td>機能</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉保護ロジックバック</td> <td>機能</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>補助ブレークバック</td> <td>機能</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ソレノイド分電盤</td> <td>機能</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ケーブルトレイ</td> <td>構造</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>停止弁</td> <td>機能</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>タービン発電機</td> <td>構造</td> <td>基礎ボルト</td> </tr> <tr> <td>炉外排気装置</td> <td>機能</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>燃料集合体及び制御棒クラス</td> <td>燃料集合体</td> <td>構造</td> <td>燃料搬送管</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</td> <td>構造</td> <td>制御棒保護管</td> <td>制御棒クラスの損傷とともに、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	評価部位	分類の考え方	蒸気発生炉心熱管破損(凝縮水破損)	蒸気発生器	構造	リングフレーム側スナバ戻り弁	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と想定。また、接続する主給水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	補強材(5面)	対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し、ECCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至ると想定。	一次冷却材管	構造	ボルト類	一次冷却材ポンプ	構造	フランジ取付ボルト	炉内排気引出管	構造	コンジットチューブ	蒸気発生器	構造	冷却材入口管台座フエント	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、ECCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至ると想定。	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と想定。	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(ダクトラック)スイッチギア、直流発電機、パワーセクタ、制御用電線等が損傷し、制御電線の断線・伝導がつかない状況で炉心温度上昇・非常用内交流電源喪失が発生するとともに、原子炉補助冷却水ポンプ等が故障することで原子炉補助冷却機能が喪失し、RCPシールLOCAとなり、炉心損傷に至ると想定。	電動弁損傷による原子炉補助機器機能喪失	電動弁	機能	-	電動弁の機能損傷により、原子炉補助冷却水系統のトリップ分離失敗から原子炉補助冷却機能が喪失し、RCPシールLOCAが発生すると想定。	複数の信号系損傷	1次系管路閉塞による2次系除熱機能喪失	炉内構造物	構造	熱送へい依り下部炉心支持板	1次系管路閉塞による2次系除熱機能喪失に起因し、2次系除熱機能喪失に至ると想定。	複数の信号系損傷	原子炉盤	構造	基本フレーム	原子炉トリップ、自動信号系は可動と考えられるが、構造的な損傷による信号系機能喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。	中央制御室遠隔制御盤	機能	-	中央制御室外での安全停止操作盤、プラ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と想定。	プロセス制御制御ラック(保護用)	機能	-	原子炉トリップ可能であるが、補助給水系や主蒸気圧力制御系の機能喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。	安全防護ロジックアスタック	機能	-	安全防護ロジックバック	機能	-	原子炉保護ロジックバック	機能	-	補助ブレークバック	機能	-	ソレノイド分電盤	機能	-	ケーブルトレイ	構造	-	停止弁	機能	-	タービン発電機	構造	基礎ボルト	炉外排気装置	機能	-	燃料集合体及び制御棒クラス	燃料集合体	構造	燃料搬送管	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	構造	制御棒保護管	制御棒クラスの損傷とともに、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>評価部位</th> <th>分類の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)</td> <td>原子炉容器</td> <td>構造</td> <td>サポートシユ</td> <td rowspan="6">対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し、ECCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至ると想定。</td> </tr> <tr> <td>一次冷却材管</td> <td>構造</td> <td>ボルト類</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材ポンプ</td> <td>構造</td> <td>フラケット</td> </tr> <tr> <td>炉内計装引出管</td> <td>構造</td> <td>コンジットチューブ</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動装置</td> <td>構造</td> <td>制御棒駆動装置駆動部</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器本体</td> <td>構造</td> <td>冷却材入口管台</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、直接炉心損傷に至ると想定。</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>リングゲータ下部部</td> <td>原子炉格納容器内の構造損傷により、原子炉格納容器内及び周辺設備が構造損傷し、直接炉心損傷に至る事象と想定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉補助建屋損傷</td> <td>原子炉補助建屋</td> <td>構造</td> <td>-</td> <td>原子炉補助建屋の構造損傷により建屋内の運転コンソール、直流電源等が損傷し、ほぼすべての安全機能の制御が不能となり炉心損傷に至ると想定。</td> </tr> <tr> <td>電動弁損傷による原子炉補助機器機能喪失</td> <td>電動弁</td> <td>機能</td> <td>-</td> <td>原子炉補助冷却水系統のCヘッド分離が電動弁であり、原子炉補助冷却水系統のトリップ分離失敗から原子炉補助冷却機能が喪失し、RCPシールLOCAが発生すると想定。</td> </tr> <tr> <td>1次系管路閉塞による2次系除熱機能喪失</td> <td>炉内構造物</td> <td>構造</td> <td>制御棒ロープ案内室</td> <td>炉内構造物の損傷により、炉心部で冷却材の塊れが発生するとともに、1次冷却材流量低下による炉心トリップ及び蒸気発生器による除熱時の自然循環が阻害されることで、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>炉心支持構造物</td> <td>構造</td> <td>下部炉心支持板</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	発生する起因事象	対象設備	損傷モード	評価部位	分類の考え方	大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	原子炉容器	構造	サポートシユ	対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し、ECCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至ると想定。	一次冷却材管	構造	ボルト類	1次冷却材ポンプ	構造	フラケット	炉内計装引出管	構造	コンジットチューブ	制御棒駆動装置	構造	制御棒駆動装置駆動部	蒸気発生器本体	構造	冷却材入口管台	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、直接炉心損傷に至ると想定。	原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	構造	リングゲータ下部部	原子炉格納容器内の構造損傷により、原子炉格納容器内及び周辺設備が構造損傷し、直接炉心損傷に至る事象と想定。	原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋	構造	-	原子炉補助建屋の構造損傷により建屋内の運転コンソール、直流電源等が損傷し、ほぼすべての安全機能の制御が不能となり炉心損傷に至ると想定。	電動弁損傷による原子炉補助機器機能喪失	電動弁	機能	-	原子炉補助冷却水系統のCヘッド分離が電動弁であり、原子炉補助冷却水系統のトリップ分離失敗から原子炉補助冷却機能が喪失し、RCPシールLOCAが発生すると想定。	1次系管路閉塞による2次系除熱機能喪失	炉内構造物	構造	制御棒ロープ案内室	炉内構造物の損傷により、炉心部で冷却材の塊れが発生するとともに、1次冷却材流量低下による炉心トリップ及び蒸気発生器による除熱時の自然循環が阻害されることで、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。		炉心支持構造物	構造	下部炉心支持板		<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	評価部位	分類の考え方																																																																																																																																																												
蒸気発生炉心熱管破損(凝縮水破損)	蒸気発生器	構造	リングフレーム側スナバ戻り弁	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と想定。また、接続する主給水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	補強材(5面)	対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し、ECCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至ると想定。																																																																																																																																																												
	一次冷却材管	構造	ボルト類																																																																																																																																																													
	一次冷却材ポンプ	構造	フランジ取付ボルト																																																																																																																																																													
	炉内排気引出管	構造	コンジットチューブ																																																																																																																																																													
	蒸気発生器	構造	冷却材入口管台座フエント																																																																																																																																																													
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、ECCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至ると想定。																																																																																																																																																												
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と想定。																																																																																																																																																												
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(ダクトラック)スイッチギア、直流発電機、パワーセクタ、制御用電線等が損傷し、制御電線の断線・伝導がつかない状況で炉心温度上昇・非常用内交流電源喪失が発生するとともに、原子炉補助冷却水ポンプ等が故障することで原子炉補助冷却機能が喪失し、RCPシールLOCAとなり、炉心損傷に至ると想定。																																																																																																																																																												
電動弁損傷による原子炉補助機器機能喪失	電動弁	機能	-	電動弁の機能損傷により、原子炉補助冷却水系統のトリップ分離失敗から原子炉補助冷却機能が喪失し、RCPシールLOCAが発生すると想定。																																																																																																																																																												
複数の信号系損傷	1次系管路閉塞による2次系除熱機能喪失	炉内構造物	構造	熱送へい依り下部炉心支持板	1次系管路閉塞による2次系除熱機能喪失に起因し、2次系除熱機能喪失に至ると想定。																																																																																																																																																											
	複数の信号系損傷	原子炉盤	構造	基本フレーム	原子炉トリップ、自動信号系は可動と考えられるが、構造的な損傷による信号系機能喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。																																																																																																																																																											
		中央制御室遠隔制御盤	機能	-	中央制御室外での安全停止操作盤、プラ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と想定。																																																																																																																																																											
		プロセス制御制御ラック(保護用)	機能	-	原子炉トリップ可能であるが、補助給水系や主蒸気圧力制御系の機能喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。																																																																																																																																																											
		安全防護ロジックアスタック	機能	-																																																																																																																																																												
		安全防護ロジックバック	機能	-																																																																																																																																																												
		原子炉保護ロジックバック	機能	-																																																																																																																																																												
		補助ブレークバック	機能	-																																																																																																																																																												
		ソレノイド分電盤	機能	-																																																																																																																																																												
		ケーブルトレイ	構造	-																																																																																																																																																												
		停止弁	機能	-																																																																																																																																																												
		タービン発電機	構造	基礎ボルト																																																																																																																																																												
		炉外排気装置	機能	-																																																																																																																																																												
		燃料集合体及び制御棒クラス	燃料集合体	構造		燃料搬送管	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	構造	制御棒保護管		制御棒クラスの損傷とともに、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	評価部位	分類の考え方																																																																																																																																																												
大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	原子炉容器	構造	サポートシユ	対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し、ECCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至ると想定。																																																																																																																																																												
	一次冷却材管	構造	ボルト類																																																																																																																																																													
	1次冷却材ポンプ	構造	フラケット																																																																																																																																																													
	炉内計装引出管	構造	コンジットチューブ																																																																																																																																																													
	制御棒駆動装置	構造	制御棒駆動装置駆動部																																																																																																																																																													
	蒸気発生器本体	構造	冷却材入口管台																																																																																																																																																													
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、直接炉心損傷に至ると想定。																																																																																																																																																												
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	構造	リングゲータ下部部	原子炉格納容器内の構造損傷により、原子炉格納容器内及び周辺設備が構造損傷し、直接炉心損傷に至る事象と想定。																																																																																																																																																												
原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋	構造	-	原子炉補助建屋の構造損傷により建屋内の運転コンソール、直流電源等が損傷し、ほぼすべての安全機能の制御が不能となり炉心損傷に至ると想定。																																																																																																																																																												
電動弁損傷による原子炉補助機器機能喪失	電動弁	機能	-	原子炉補助冷却水系統のCヘッド分離が電動弁であり、原子炉補助冷却水系統のトリップ分離失敗から原子炉補助冷却機能が喪失し、RCPシールLOCAが発生すると想定。																																																																																																																																																												
1次系管路閉塞による2次系除熱機能喪失	炉内構造物	構造	制御棒ロープ案内室	炉内構造物の損傷により、炉心部で冷却材の塊れが発生するとともに、1次冷却材流量低下による炉心トリップ及び蒸気発生器による除熱時の自然循環が阻害されることで、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。																																																																																																																																																												
	炉心支持構造物	構造	下部炉心支持板																																																																																																																																																													

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

第37条 付録1 事故シーケン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>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>損傷モード</th> <th>評価部位</th> <th>分類の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="12">複数の信号系損傷</td> <td>運転コンソール</td> <td>構造</td> <td>基礎筋接部</td> <td>原子炉トリップ、自動信号発信は可能と考えられるが、補助給水流量喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。</td> </tr> <tr> <td>中央制御室外原子炉停止盤</td> <td>機能</td> <td>-</td> <td>中央制御室外での安全停止操作時、プラントの重要な制御機能及び保護機能が不能により補助給水の制御ができなくなり、直接炉心損傷に至ると想定。</td> </tr> <tr> <td>安全系現場制御盤型盤</td> <td>機能</td> <td>-</td> <td>原子炉トリップ可能であるが、補助給水不起動信号喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。</td> </tr> <tr> <td>工学的安全地盤作動盤</td> <td>構造</td> <td>基礎ボルト</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>原子炉安全保護盤</td> <td>機能</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>共通要因故障対策操作盤</td> <td>構造</td> <td>据付ボルト</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>ATWS対策設備（共通要因故障対策盤（自動制御盤））</td> <td>構造</td> <td>据付ボルト</td> </tr> <tr> <td>安全系マルチアラート</td> <td>機能</td> <td>-</td> <td rowspan="2">プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至ると想定。</td> </tr> <tr> <td>安全系FDPプロセス</td> <td>機能</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>共通要因故障対策FDP盤交換作盤</td> <td>機能</td> <td>-</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>電源ラック</td> <td>機能</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ブレノイド分電盤</td> <td>機能</td> <td>-</td> <td>原子炉トリップ可能であるが、タービン駆動補助給水ポンプ側の流量調整不能、主蒸気過熱弁機能喪失、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と想定。</td> </tr> <tr> <td>ケーブルトレイ</td> <td>構造</td> <td>-</td> <td>主給水量喪失が発生し、補助給水系機能を維持する電源系が損傷することで2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。</td> </tr> <tr> <td>遮断弁</td> <td>機能</td> <td>-</td> <td>補助給水系による蒸気発生器給水ができなくなり、2次冷却系からの除熱機能喪失となると想定。</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>損傷モード</th> <th>評価部位</th> <th>分類の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">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>燃料被覆管 溶融 実化時寿命初期</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>制御棒被覆管（劣引抜き状態）</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> <tr> <td>格納容器バイパス</td> <td>蒸気発生器内部構造物</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器伝熱管破損（複数本破損）が発生し、直接炉心損傷に至ると想定。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	損傷モード	評価部位	分類の考え方	複数の信号系損傷	運転コンソール	構造	基礎筋接部	原子炉トリップ、自動信号発信は可能と考えられるが、補助給水流量喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。	中央制御室外原子炉停止盤	機能	-	中央制御室外での安全停止操作時、プラントの重要な制御機能及び保護機能が不能により補助給水の制御ができなくなり、直接炉心損傷に至ると想定。	安全系現場制御盤型盤	機能	-	原子炉トリップ可能であるが、補助給水不起動信号喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。	工学的安全地盤作動盤	構造	基礎ボルト		原子炉安全保護盤	機能	-	共通要因故障対策操作盤	構造	据付ボルト		ATWS対策設備（共通要因故障対策盤（自動制御盤））	構造	据付ボルト	安全系マルチアラート	機能	-	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至ると想定。	安全系FDPプロセス	機能	-	共通要因故障対策FDP盤交換作盤	機能	-		電源ラック	機能	-	ブレノイド分電盤	機能	-	原子炉トリップ可能であるが、タービン駆動補助給水ポンプ側の流量調整不能、主蒸気過熱弁機能喪失、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と想定。	ケーブルトレイ	構造	-	主給水量喪失が発生し、補助給水系機能を維持する電源系が損傷することで2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。	遮断弁	機能	-	補助給水系による蒸気発生器給水ができなくなり、2次冷却系からの除熱機能喪失となると想定。	発生する起因事象	対象設備	損傷モード	評価部位	分類の考え方	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	燃料被覆管 溶融 実化時寿命初期	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	制御棒被覆管（劣引抜き状態）	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。	格納容器バイパス	蒸気発生器内部構造物	構造	伝熱管（管内）	対象設備の構造損傷により蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）が発生し、直接炉心損傷に至ると想定。また、接続する主給水配管及び主蒸気配管は格納容器バイパス経路となる。	<p>【美浜】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・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</p>
発生する起因事象	対象設備	損傷モード	評価部位	分類の考え方																																																																												
複数の信号系損傷	運転コンソール	構造	基礎筋接部	原子炉トリップ、自動信号発信は可能と考えられるが、補助給水流量喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。																																																																												
	中央制御室外原子炉停止盤	機能	-	中央制御室外での安全停止操作時、プラントの重要な制御機能及び保護機能が不能により補助給水の制御ができなくなり、直接炉心損傷に至ると想定。																																																																												
	安全系現場制御盤型盤	機能	-	原子炉トリップ可能であるが、補助給水不起動信号喪失により、2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。																																																																												
	工学的安全地盤作動盤	構造	基礎ボルト																																																																													
	原子炉安全保護盤	機能	-																																																																													
	共通要因故障対策操作盤	構造	据付ボルト																																																																													
	ATWS対策設備（共通要因故障対策盤（自動制御盤））	構造	据付ボルト																																																																													
	安全系マルチアラート	機能	-	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至ると想定。																																																																												
	安全系FDPプロセス	機能	-																																																																													
	共通要因故障対策FDP盤交換作盤	機能	-																																																																													
	電源ラック	機能	-																																																																													
	ブレノイド分電盤	機能	-	原子炉トリップ可能であるが、タービン駆動補助給水ポンプ側の流量調整不能、主蒸気過熱弁機能喪失、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と想定。																																																																												
ケーブルトレイ	構造	-	主給水量喪失が発生し、補助給水系機能を維持する電源系が損傷することで2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。																																																																													
遮断弁	機能	-	補助給水系による蒸気発生器給水ができなくなり、2次冷却系からの除熱機能喪失となると想定。																																																																													
発生する起因事象	対象設備	損傷モード	評価部位	分類の考え方																																																																												
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	燃料被覆管 溶融 実化時寿命初期	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	制御棒被覆管（劣引抜き状態）	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。																																																																												
格納容器バイパス	蒸気発生器内部構造物	構造	伝熱管（管内）	対象設備の構造損傷により蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）が発生し、直接炉心損傷に至ると想定。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
<div style="text-align: center;"> <p>第1図 システム解析の概要</p> </div>	<div style="text-align: center;"> <p>第1図 システム解析の概要</p> </div>	<div style="text-align: center;"> <p>第1図 システム解析の概要</p> </div>	<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>

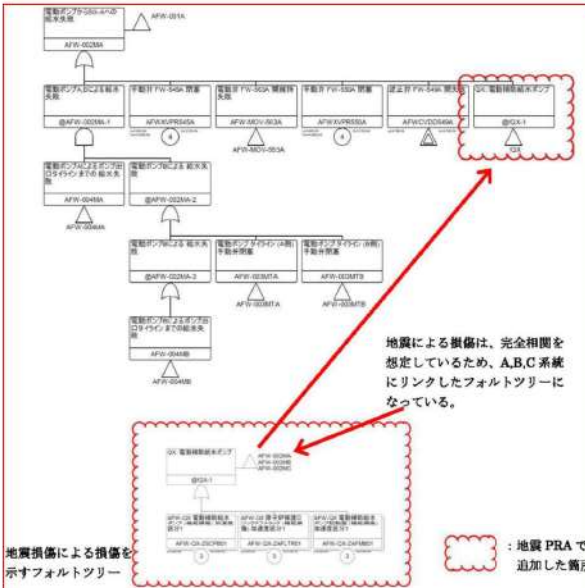
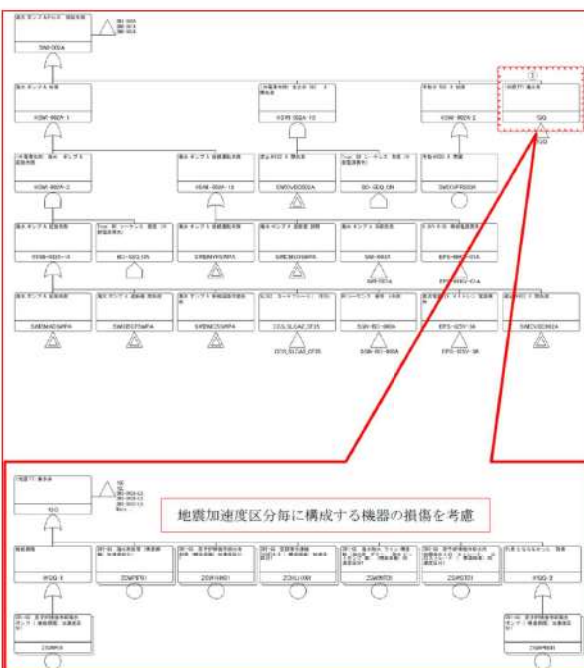
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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
<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>	<p>【美浜】                  ■記載方針の相違                  ・「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</p> <p>【美浜】                  ■個別評価による相違                  ・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</p>

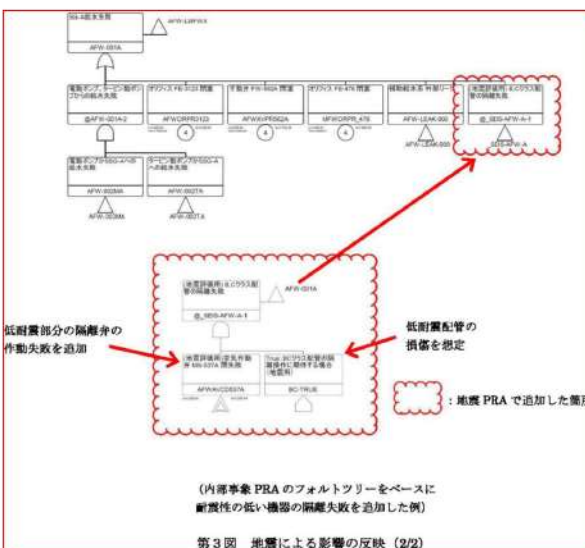
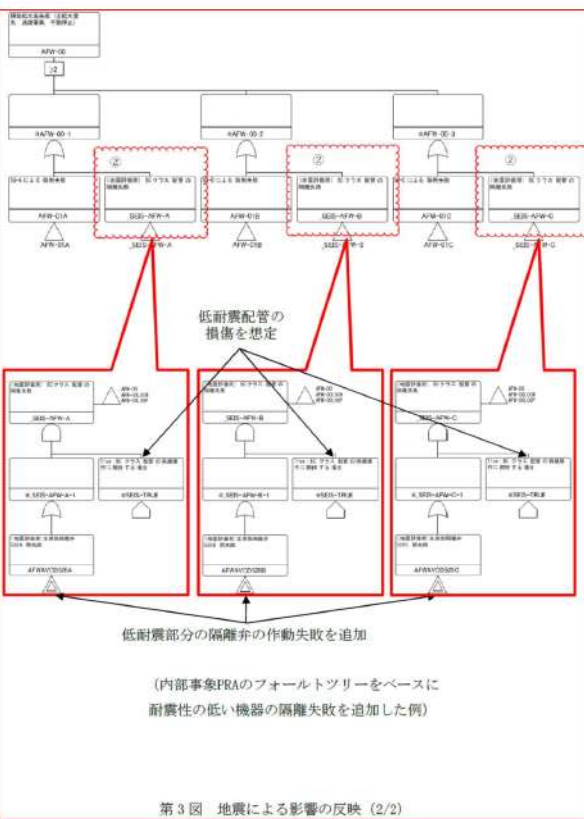
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第37条 付録1 事故シーケン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）


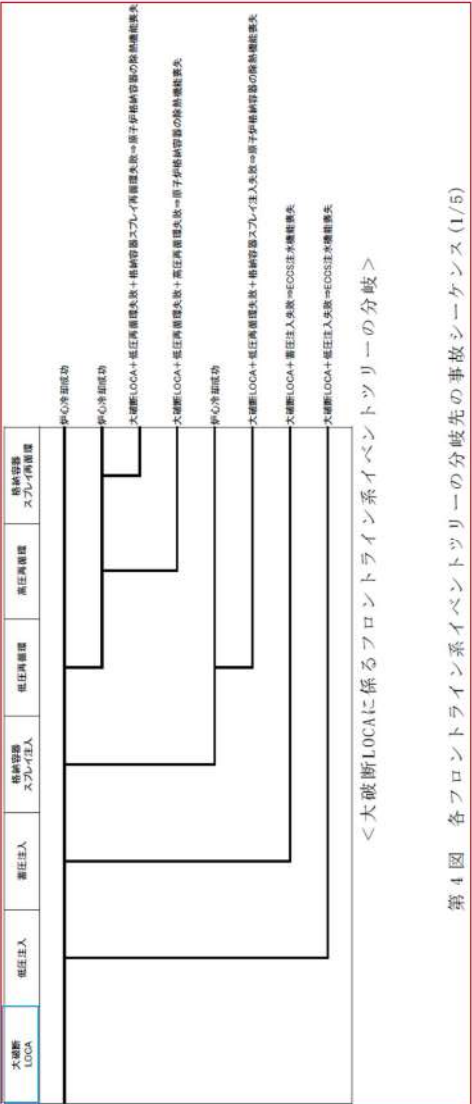
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 補足 3.2.1.d-1 地震 PRA におけるイベントツリー評価について

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;">＜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＞</p>		 <p style="text-align: center;">＜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＞</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（1/5）</p>	<p>【美浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は非プースティングブラントであり、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> </li> </ul> <p>【美浜】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違                     <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> </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>・泊は非ブ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>

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>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ケネス(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ナリオケネス(4/5)</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-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>原子炉トリップ</p> <p>補助給水</p> <p>加圧器透かし弁/安全弁LOCA</p> <p>RCPシールLOCA</p> <p>炉心冷却成功</p> <p>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</p> <p>炉心冷却不成功</p> <p>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          ⇒ 原子炉トリップ ⇒ 原子炉停止機能喪失          ⇒ 主給水流量喪失+原子炉トリップ ⇒ 原子炉停止機能喪失</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>＜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>原子炉トリップ</p> <p>補助給水</p> <p>加圧器透かし弁/安全弁LOCA</p> <p>RCPシールLOCA</p> <p>炉心冷却成功</p> <p>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          ⇒ 原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗 ⇒ 原子炉停止機能喪失          ⇒ 原子炉停止機能喪失</p> <p>炉心冷却不成功</p> <p>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 ⇒ 原子炉停止機能喪失          ⇒ 主給水流量喪失+原子炉トリップ ⇒ 原子炉停止機能喪失</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(5/5)</p>	<p>【美浜】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・RCPシールLOCA⇔1次冷却材ポンプ封水LOCA          (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>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>※ Risk Spectrum③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線出力されないが、地震加速区分に対しては機器の損傷確率から分岐確率を算出した。</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>※ Risk Spectrum④においては、事故シナリオ毎の炉心損傷確度は出力されるが、分岐確率は直線出力されないため、地震区分4における全交流動力電源喪失に適用する機器の損傷確率から分岐確率を算出した。</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状態であるため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</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>(1) 余裕時間</p> <p>「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。</p> <p>(2) 使命時間</p> <p>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. 熱水力学解析等の解析結果、及び使用した解析コードの検証性</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. 起回事象ごとの成功基準</p> <p>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。</p> <p>起回事象ごとに、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</p> <p>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</p> <p>(1) 余裕時間</p> <p>「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。</p> <p>(2) 使命時間</p> <p>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学解析等を実施した場合は使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性</p>	<p>【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> <li>・毎⇄ごと</li> </ul> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <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>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: center;">第1表 起因事象毎の成功シーケンス一覧表</p> <table border="1" data-bbox="85 400 674 632"> <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> </thead> <tbody> <tr> <td>イベントヘディング</td> <td>TP</td> <td>AF</td> <td>HI</td> <td>AC</td> <td>LI</td> <td>CI</td> <td>LR</td> <td>HR</td> <td>CR</td> <td>MS</td> </tr> <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(ML)</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(SL)</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(OB)</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(LMFO)</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>○：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>		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(ML)	-	-	○	○	-	○	-	○	○	-	小破断LOCA(SL)	○	○	○	-	-	○	-	○	○	-	2次冷却系の破断(OB)	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	主給水流量喪失(LMFO)	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-		<p>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: center;">表 起因事象ごとの成功シーケンス一覧表</p> <table border="1" data-bbox="1308 392 1895 775"> <thead> <tr> <th></th> <th>高圧注入</th> <th>高圧再循環</th> <th>低圧注入</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>加圧器運転/安全注LOCA</th> <th>1号冷却機ポンプ</th> <th>非常用炉内電源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>イベントヘディング</td> <td>HP1</td> <td>HP2</td> <td>EPI</td> <td>LPR</td> <td>AIC</td> <td>CSI</td> <td>CR</td> <td>TP</td> <td>APR</td> <td>MS</td> <td>PIF</td> <td>RP</td> </tr> <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> </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> </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> </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> </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> </tr> <tr> <td>原子炉降圧機構機能喪失</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> </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> </tr> </tbody> </table> <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>		高圧注入	高圧再循環	低圧注入	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	加圧器運転/安全注LOCA	1号冷却機ポンプ	非常用炉内電源	イベントヘディング	HP1	HP2	EPI	LPR	AIC	CSI	CR	TP	APR	MS	PIF	RP	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	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	○	原子炉降圧機構機能喪失	-	-	-	-	-	-	○	○	-	○	○	-	主給水流量喪失	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-	<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)</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載表現の相違</li> </ul>
	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(ML)	-	-	○	○	-	○	-	○	○	-																																																																																																																																																																																											
小破断LOCA(SL)	○	○	○	-	-	○	-	○	○	-																																																																																																																																																																																											
2次冷却系の破断(OB)	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○																																																																																																																																																																																											
主給水流量喪失(LMFO)	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																											
	高圧注入	高圧再循環	低圧注入	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	加圧器運転/安全注LOCA	1号冷却機ポンプ	非常用炉内電源																																																																																																																																																																																									
イベントヘディング	HP1	HP2	EPI	LPR	AIC	CSI	CR	TP	APR	MS	PIF	RP																																																																																																																																																																																									
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	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	○																																																																																																																																																																																									
原子炉降圧機構機能喪失	-	-	-	-	-	-	○	○	-	○	○	-																																																																																																																																																																																									
主給水流量喪失	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-																																																																																																																																																																																									



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                      大浜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号炉や大浜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*PSA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>※大浜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】  <span style="color: blue;">■</span>記載方針の相違                      ・女川に該当する資料がないため高浜と比較する</p> <p>【高浜】  <span style="color: green;">■</span>付番の相違                      ・資料番号の相違</p> <p>【高浜】  <span style="color: blue;">■</span>記載方針の相違                      ・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</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（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ー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>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ー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                      いず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>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ー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                      いず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>【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                      ・フォールトツリー⇨フォールトツリー</p> <p>【大飯】                      ■記載表現の相違                      ・何れ⇨いずれ                      (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】                      ■記載表現の相違                      ・取り扱い⇨取扱い</p>



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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について

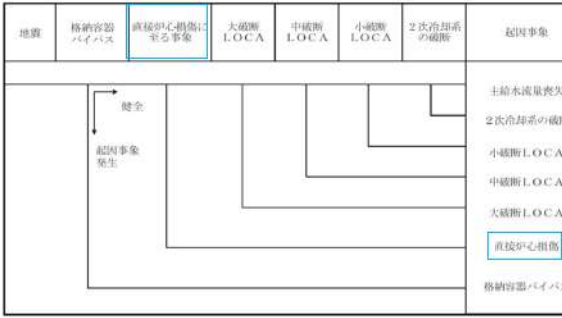
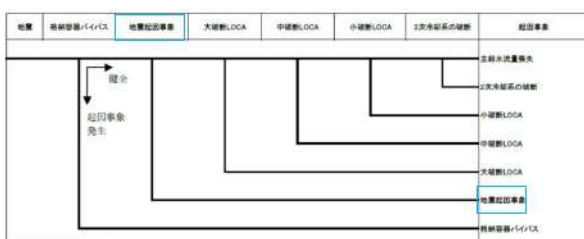
補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シナリオ選定のまとめ方について（地震 PRA）

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>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ナリオ分類</p> <p>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、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</p> <p>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こっている場合の影響</p> <p>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こっている場合の影響</p> <p>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>女川原子力発電所2号炉</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ナリオ分類</p> <p>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、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</p> <p>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こっている場合の影響</p> <p>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、いず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こっている場合の影響</p> <p>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>相違理由</p> <p>【高浜】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違                  (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【高浜】  <span style="color: green;">■</span> 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 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>▶ 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> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・「3.2.1 地震PRA」では地震時特有の起回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> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は起回事象の順番を「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> <p>■名称の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <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 地震相模係数レベL1</p> <table border="1"> <tr><td>加速区分1 (0.2~0.66)</td></tr> <tr><td>加速区分2 (0.4~0.66)</td></tr> <tr><td>加速区分3 (0.6~0.83)</td></tr> <tr><td>加速区分4 (0.8~1.00)</td></tr> <tr><td>加速区分5 (1.0~1.25)</td></tr> <tr><td>加速区分6 (1.2~1.50)</td></tr> </table> <p>SEPREM (地震相模係数)                  (地震相模係数) 地震によるシステム損傷率を評価                  ↓                  (地震相模係数) 地震によるシステム損傷率を評価                  ↓                  (地震相模係数) 地震によるシステム損傷率を評価                  ↓                  (地震相模係数) 地震によるシステム損傷率を評価</p> <p>SEISSUPT (サポート系)                  (内的事象用) サポート系の失敗確率を評価                  ↓                  (内的事象用) サポート系の失敗確率を評価                  ↓                  (内的事象用) サポート系の失敗確率を評価</p> <p>SEISNI (起因事象階層)                  (地震相模係数) 地震による起因事象発生率を評価                  ↓                  (地震相模係数) 地震による起因事象発生率を評価                  ↓                  (地震相模係数) 地震による起因事象発生率を評価</p> <p>SEISSHPD (共用系)                  (内的事象用) 共用系の失敗確率を評価                  ↓                  (内的事象用) 共用系の失敗確率を評価                  ↓                  (内的事象用) 共用系の失敗確率を評価</p> <p>フロントラインET (内的事象用)                  (内的事象用) 共用系の失敗確率を評価                  ↓                  (内的事象用) 共用系の失敗確率を評価                  ↓                  (内的事象用) 共用系の失敗確率を評価</p>	加速区分1 (0.2~0.66)	加速区分2 (0.4~0.66)	加速区分3 (0.6~0.83)	加速区分4 (0.8~1.00)	加速区分5 (1.0~1.25)	加速区分6 (1.2~1.50)	<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>地震相模係数 イベントツリー</p> <p>サポート系 イベントツリー</p> <p>起因事象階層 イベントツリー</p> <p>共用系 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>第1-2図 地震システム解析モデル (大イベントツリー)</p> <p>地震による地震相模係数により発生するシステム損傷率を評価するイベントツリー</p> <p>↓</p> <p>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</p> <p>↓</p> <p>サポート系の失敗確率を評価</p> <p>起因事象階層 イベントツリー</p> <p>↓</p> <p>地震による起因事象発生率を評価</p> <p>共用系 イベントツリー</p> <p>↓</p> <p>共用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</p> <p>↓</p> <p>地震で発生する各炉心損傷起因事象イベントツリー (事故原因系フロントラインを頂上事象)</p> <p>・主給水流量喪失                  ・2次冷却水の破断                  ・小破断LOCA                  ・大破断LOCA                  ・冷却水ポンプの停止                  ・地震起因事象</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>
加速区分1 (0.2~0.66)									
加速区分2 (0.4~0.66)									
加速区分3 (0.6~0.83)									
加速区分4 (0.8~1.00)									
加速区分5 (1.0~1.25)									
加速区分6 (1.2~1.50)									

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

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

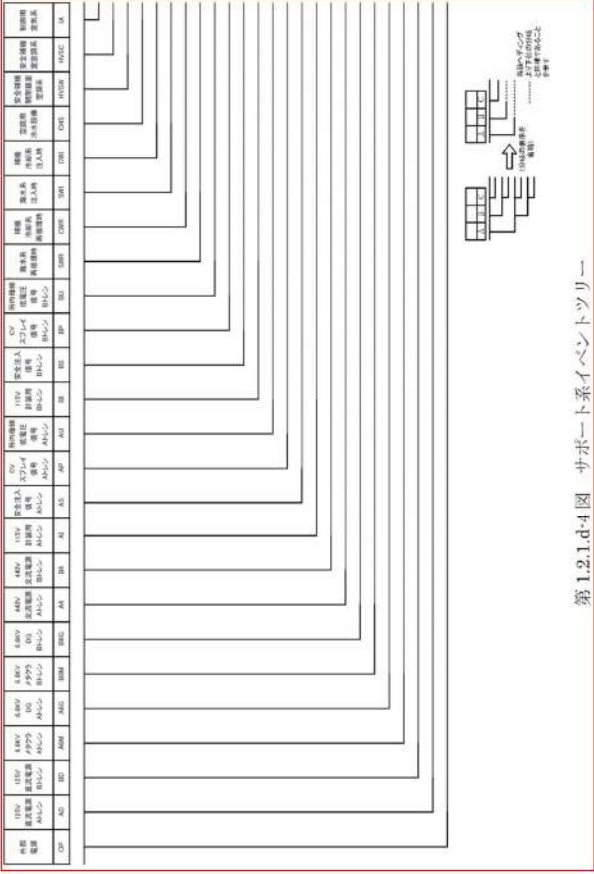
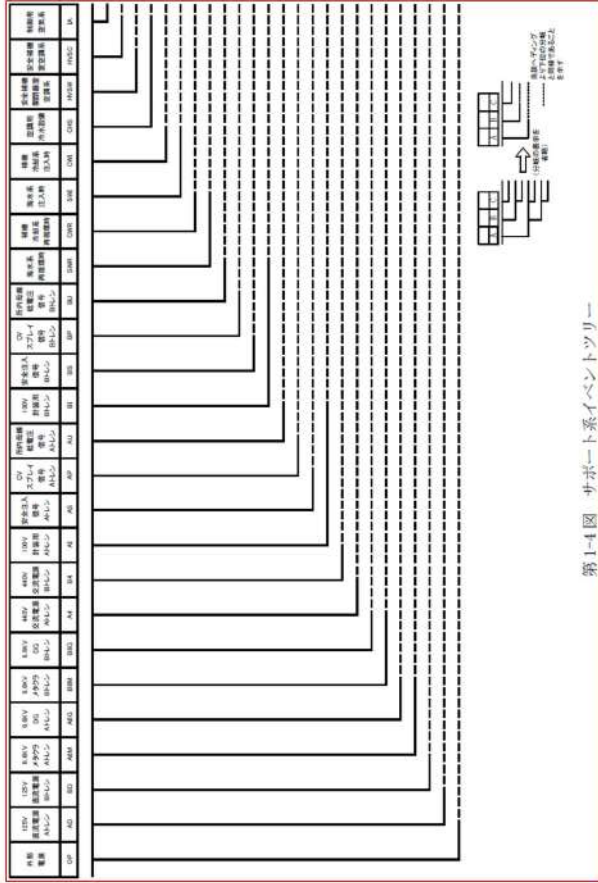
補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

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 data-bbox="257 140 499 167" style="text-align: center;">高浜発電所3/4号炉</p> <div data-bbox="91 279 683 1157" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p style="text-align: center;">第12.1.d-4図 サポート系イベントツリー</p>  </div>	<p data-bbox="862 140 1122 167" style="text-align: center;">女川原子力発電所2号炉</p>	<p data-bbox="1518 140 1688 167" style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p> <div data-bbox="1305 290 1901 1177" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p style="text-align: center;">第14図 サポート系イベントツリー</p>  </div>	<p data-bbox="1989 140 2092 167" style="text-align: center;">相違理由</p> <p data-bbox="1921 284 2154 406"> <span style="color: red;">■</span> 【高浜】                      個別評価による相違                      ・ 損傷により緩和系が機能喪失となり得る設備が異なる                 </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

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）

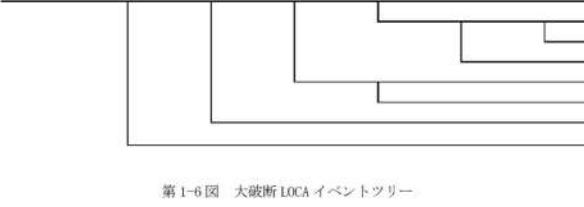
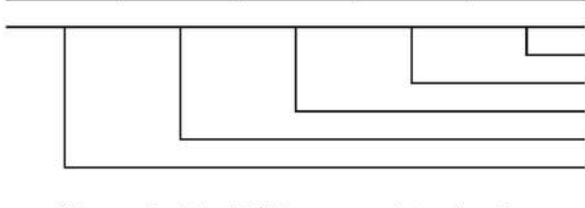
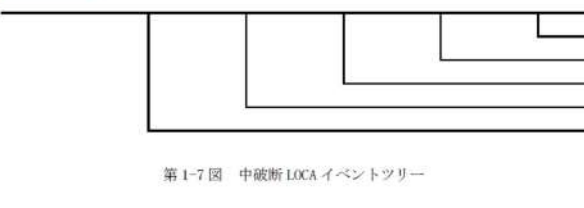
高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 20%;"> <table border="1" style="font-size: 8px;"> <tr><td>燃料取扱 用水ピスト</td><td>RW</td></tr> <tr><td>再循環サブライク 共有部 AHレシ</td><td>SUMA</td></tr> <tr><td>再循環サブライク 共有部 BHレシ</td><td>SUMB</td></tr> <tr><td>再循環サブライク 共有部 AHレシ</td><td>RCA</td></tr> <tr><td>再循環サブライク 共有部 BHレシ</td><td>RCE</td></tr> <tr><td>再循環サブライク 共有部 AHレシ</td><td>CA</td></tr> <tr><td>再循環サブライク 共有部 BHレシ</td><td>CB</td></tr> <tr><td>RWSP 取水失敗 BHレシ</td><td>LE</td></tr> <tr><td>RCS低置側 注入パイプ停止弁 閉塞及び 外部リーク(注入時) (再循環時)</td><td>LJR</td></tr> </table> </div> <div style="width: 80%;"> <p style="text-align: center;">第1.2.1.d-5 図 共用系イベントツリー</p> </div> </div>	燃料取扱 用水ピスト	RW	再循環サブライク 共有部 AHレシ	SUMA	再循環サブライク 共有部 BHレシ	SUMB	再循環サブライク 共有部 AHレシ	RCA	再循環サブライク 共有部 BHレシ	RCE	再循環サブライク 共有部 AHレシ	CA	再循環サブライク 共有部 BHレシ	CB	RWSP 取水失敗 BHレシ	LE	RCS低置側 注入パイプ停止弁 閉塞及び 外部リーク(注入時) (再循環時)	LJR		<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 20%;"> <table border="1" style="font-size: 8px;"> <tr><td>燃料取扱 用水ピスト</td><td>RW</td></tr> <tr><td>再循環サブライク 共有部 AHレシ</td><td>SUMA</td></tr> <tr><td>再循環サブライク 共有部 BHレシ</td><td>SUMB</td></tr> <tr><td>再循環サブライク 共有部 AHレシ</td><td>RCA</td></tr> <tr><td>再循環サブライク 共有部 BHレシ</td><td>RCE</td></tr> <tr><td>再循環サブライク 共有部 AHレシ</td><td>CA</td></tr> <tr><td>再循環サブライク 共有部 BHレシ</td><td>CB</td></tr> <tr><td>RWSP 取水失敗 BHレシ</td><td>LJR</td></tr> <tr><td>RCS低置側 注入パイプ停止弁 閉塞及び 外部リーク(注入時) (再循環時)</td><td>LJR</td></tr> </table> </div> <div style="width: 80%;"> <p style="text-align: center;">第1-5 図 共用系イベントツリー</p> </div> </div>	燃料取扱 用水ピスト	RW	再循環サブライク 共有部 AHレシ	SUMA	再循環サブライク 共有部 BHレシ	SUMB	再循環サブライク 共有部 AHレシ	RCA	再循環サブライク 共有部 BHレシ	RCE	再循環サブライク 共有部 AHレシ	CA	再循環サブライク 共有部 BHレシ	CB	RWSP 取水失敗 BHレシ	LJR	RCS低置側 注入パイプ停止弁 閉塞及び 外部リーク(注入時) (再循環時)	LJR	<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 用水ピスト	RW																																						
再循環サブライク 共有部 AHレシ	SUMA																																						
再循環サブライク 共有部 BHレシ	SUMB																																						
再循環サブライク 共有部 AHレシ	RCA																																						
再循環サブライク 共有部 BHレシ	RCE																																						
再循環サブライク 共有部 AHレシ	CA																																						
再循環サブライク 共有部 BHレシ	CB																																						
RWSP 取水失敗 BHレシ	LE																																						
RCS低置側 注入パイプ停止弁 閉塞及び 外部リーク(注入時) (再循環時)	LJR																																						
燃料取扱 用水ピスト	RW																																						
再循環サブライク 共有部 AHレシ	SUMA																																						
再循環サブライク 共有部 BHレシ	SUMB																																						
再循環サブライク 共有部 AHレシ	RCA																																						
再循環サブライク 共有部 BHレシ	RCE																																						
再循環サブライク 共有部 AHレシ	CA																																						
再循環サブライク 共有部 BHレシ	CB																																						
RWSP 取水失敗 BHレシ	LJR																																						
RCS低置側 注入パイプ停止弁 閉塞及び 外部リーク(注入時) (再循環時)	LJR																																						



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

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

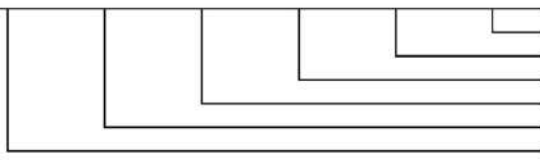
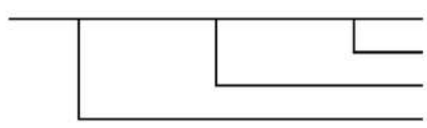
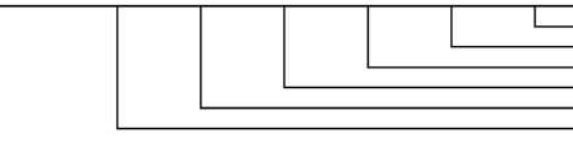
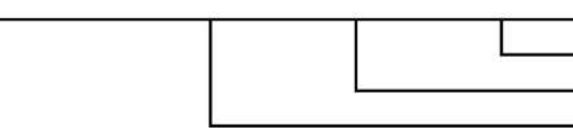
補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

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="89 287 672 391"> <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>ACLIM</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	ACLIM	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>ACLIM</td> <td>CIA</td> <td>LRL</td> <td>HRL</td> <td>CRA</td> </tr> </table>  <p data-bbox="1456 582 1724 606">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	ACLIM	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 2150 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	ACLIM	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	ACLIM	CIA	LRL	HRL	CRA																							
<table border="1" data-bbox="89 829 672 949"> <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>ACLIM</td> <td>CIA</td> <td>HRMS</td> <td>CRA</td> </tr> </table>  <p data-bbox="179 1165 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	ACLIM	CIA	HRMS	CRA		<table border="1" data-bbox="1310 821 1892 925"> <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>ACLIM</td> <td>CIA</td> <td>HRMS</td> <td>CRA</td> </tr> </table>  <p data-bbox="1456 1109 1724 1133">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	ACLIM	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	ACLIM	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	ACLIM	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 事故シナシケンスグループ及び重要事故シナシケンス等の選定について

補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シナシ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>CV2/3/4レイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)</td> <td>高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)</td> <td>CV2/3/4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="123 638 638 670">第 1.2.1.d-8 図 小破断 LOCA イベントツリー</p> <table border="1" data-bbox="168 829 593 989"> <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="78 1181 683 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)	CV2/3/4レイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)	CV2/3/4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 343 1892 438"> <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>CV2/3/4レイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)</td> <td>高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)</td> <td>CV2/3/4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="1467 622 1758 646">第 1-8 図 小破断 LOCA イベントツリー</p> <table border="1" data-bbox="1310 829 1892 997"> <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="1422 1189 1803 1212">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)	CV2/3/4レイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)	CV2/3/4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)	CV2/3/4レイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)	CV2/3/4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)	CV2/3/4レイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)	CV2/3/4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="241 395 521 651" 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="91 703 674 730">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 387 1890 743" data-label="Diagram"> <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> <p data-bbox="1397 786 1800 810">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> <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>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回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回事象に対するフロントライン系イベントツリー</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回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回事象に対するフロントライン系イベ</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回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回事象に対するフロントライン系イベ</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>・起回事象+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

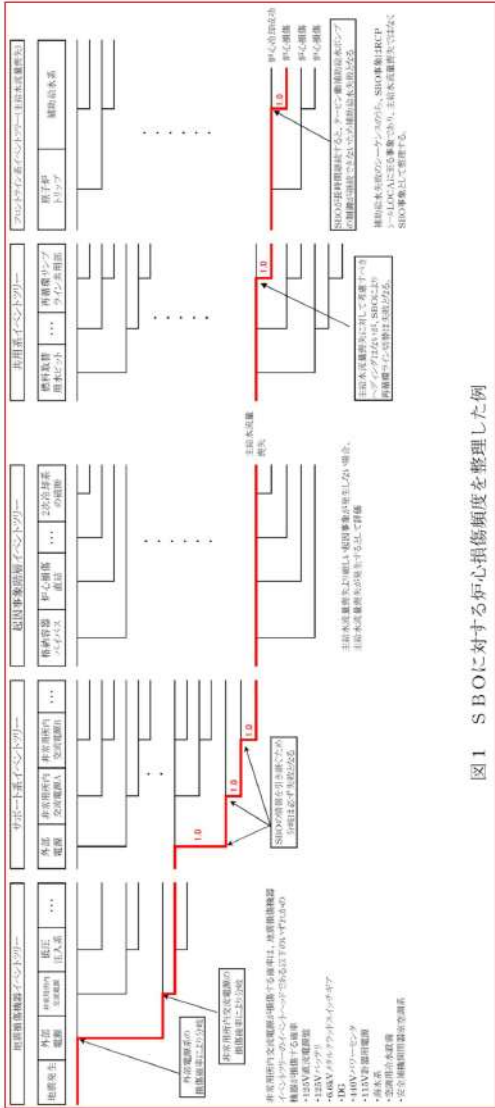
補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シナシ選定のまとめ方について（地震PRA）

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>の分岐に対する事故シナシの分類の考え方を示す。</p> <p>上記考え方に従い事故シナシの整理を行い、事故シナシグループ別炉心損傷頻度を算出している。</p>		<p>ントツリーの分岐に対する事故シナシの分類の考え方を示す。</p> <p>上記考え方に従い事故シナシの整理を行い、事故シナシ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>●: 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          ○: ET全体の情報から便宜上分岐を示したシーケンス</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>●: 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>	<p>図2-3 大破断LOCAイベントツリー結果の集約方法</p> <p>図2-3 大破断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>	<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>図2-2 中破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法</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>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-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>図2-3 小破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法</p> <p> <span style="color:red">—</span>：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  <span style="color:blue">—</span>：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>（空欄）</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> <span style="color:red">—</span>：フロントライン系ETで示されているシナリオ  <span style="color:blue">—</span>：ET全体の情報から便宜上分離を示したシナリオ                 </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-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>断続的集約ツリー図 (高浜発電所3/4号炉)</p> <p>図 2-4 2次冷却系断続イベントツリー結果の集約方法</p> <p>この図は、高浜発電所3/4号炉の断続イベントツリー結果を集約したツリー図を示しています。根幹となるイベントは「2次冷却系断続」であり、そこから「1次冷却系断続」や「炉心過熱」へと展開します。各イベントには、その発生原因となる設備の故障や運用ミスが示されています。赤色の線は、泊発電所3号炉との相違点を示しています。</p>	<p>断続的集約ツリー図 (女川原子力発電所2号炉)</p> <p>この図は、女川原子力発電所2号炉の断続イベントツリー結果を集約したツリー図を示しています。根幹となるイベントは「2次冷却系断続」であり、そこから「1次冷却系断続」や「炉心過熱」へと展開します。各イベントには、その発生原因となる設備の故障や運用ミスが示されています。</p>	<p>断続的集約ツリー図 (泊発電所3号炉)</p> <p>この図は、泊発電所3号炉の断続イベントツリー結果を集約したツリー図を示しています。根幹となるイベントは「2次冷却系断続」であり、そこから「1次冷却系断続」や「炉心過熱」へと展開します。各イベントには、その発生原因となる設備の故障や運用ミスが示されています。赤色の線は、高浜発電所3/4号炉との相違点を示しています。</p>	<p>相違理由</p> <p>第 2-5 図 2次冷却系の断続イベントツリー結果の集約方法</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>中心損傷原因                      (伊藤直太郎の事故シーケンスに含まれる要因)</p> <p>図2-5 主給水流量喪失イベントツリー結果の集約方法</p>	<p>第2-6図 主給水流量喪失イベントツリー結果の集約方法</p> <p>第2-6図 主給水流量喪失イベントツリー結果の集約方法</p>	<p>赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)                      青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)                      緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)</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 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

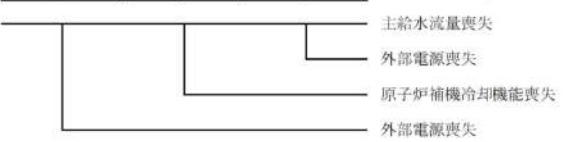
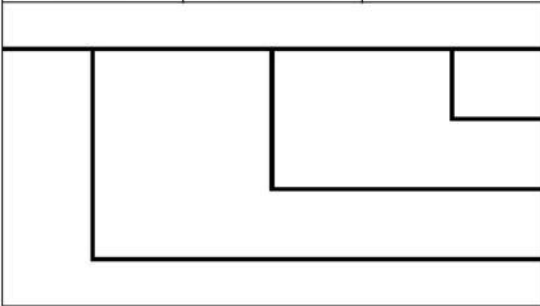
補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

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>(地震解析用) 地震による炉心損傷 損傷起因事象を頂上 事象とする炉心損傷 起因事象階層イベ ントツリー</p> <p>(地震解析用) 地震による炉心損傷 起因事象発生確率を 評価</p> <p>(地震解析用) 起因事象階層ETにて 主給水流量喪失に分 類されたものに対し、 起因事象を分類する 過渡分類イベントツ リー</p> <p>(地震解析用) 起因事象階層ETにて 主給水流量喪失に分 類されたものに対し、 起因事象を分類する 過渡分類イベントツ リー</p> <p>(地震解析用) 地震で発生する各炉心 損傷起因事象イベント ツリー</p> <p>(内部事象発生をベース) 地震で発生する各炉心 損傷起因事象イベント ツリー</p> <p>(事故緩和系フロンティア シナリオを頂上事象とし、地震 により損傷するシステム の損傷も同時に評価)</p> <p>↓</p> <p>・2次冷却系の破断 ・小破断LOCA ・中破断LOCA ・大破断LOCA ・主給水流量喪失 ・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>↓</p> <p>・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 (全交流動力電源喪失)</p> <p>↓</p> <p>・主給水流量喪失 ・2次冷却系の破断 ・小破断LOCA ・中破断LOCA ・大破断LOCA ・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機 能喪失</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 イベントツリー</p> <p>(地震解析用) 地震により発生する炉心 損傷起因事象を頂上 事象とする炉心損傷 起因事象階層ツリー</p> <p>(地震解析用) 地震による炉心損傷 起因事象発生確率を 評価</p> <p>(地震解析用) 起因事象階層ETにて 主給水流量喪失に分 類されたものに対し、 起因事象を分類する 過渡分類イベントツ リー</p> <p>(地震解析用) 起因事象階層ETにて 主給水流量喪失に分 類されたものに対し、 起因事象を分類する 過渡分類イベントツ リー</p> <p>(内の事象発生をベース) 地震で発生する各炉心損傷 起因事象イベントツリー (事故緩和系フロンティア シナリオを頂上事象とし、地震に より損傷するシステムの損 傷も同時に評価)</p> <p>↓</p> <p>・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機 能喪失 (全交流動力電源 喪失)</p> <p>↓</p> <p>・主給水流量喪失 ・2次冷却系の破断 ・小破断LOCA ・中破断LOCA ・大破断LOCA ・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機 能喪失</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


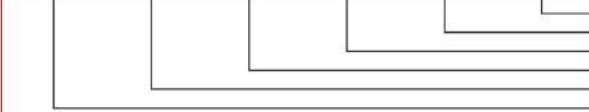
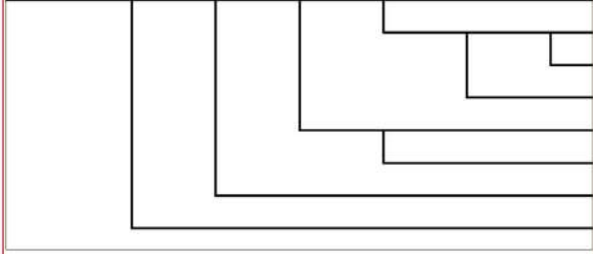
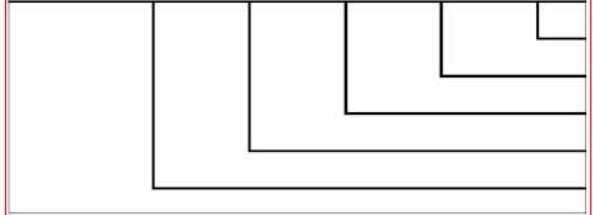
補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

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="91 292 456 387"> <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="472 363 676 387">フロントライン系イベントツリー</p>  <p data-bbox="181 571 607 595">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="1332 276 1870 339"> <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="1462 691 1742 715">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																															
<div data-bbox="163 252 600 368"> <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> </div>  <p data-bbox="91 539 674 566">第 1.2.1.d-4 図 大破断LOCAイベントツリー</p> <div data-bbox="91 730 678 815"> <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> </div>  <p data-bbox="185 981 589 1008">第 1.2.1.d-5 図 中破断LOCAイベントツリー</p>	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="1308 252 1899 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 data-bbox="1473 574 1720 595">第3-4図 大破断LOCAイベントツリー</p> </div> <div data-bbox="1308 719 1899 997"> <table border="1"> <tr> <td>中破断LOCA</td> <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>高圧再循環</td> <td>格納容器スプレイ再循環</td> </tr> </table>  <p data-bbox="1473 1029 1720 1050">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	高圧注入	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 data-bbox="1921 244 1989 264">【高浜】</p> <p data-bbox="1921 279 2033 300">■設計の相違</p> <p data-bbox="1921 314 2150 639">・泊は非ブ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）</p> <p data-bbox="1921 758 1989 778">【高浜】</p> <p data-bbox="1921 793 2033 813">■設計の相違</p> <p data-bbox="1921 828 2150 1086">・泊は非ブ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）</p>
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	高圧注入	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

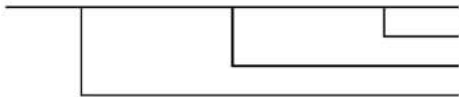

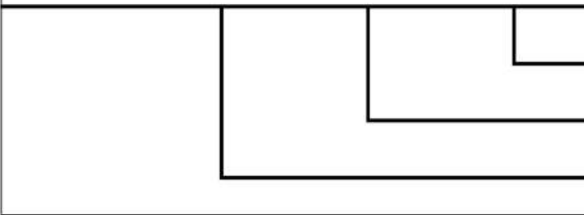
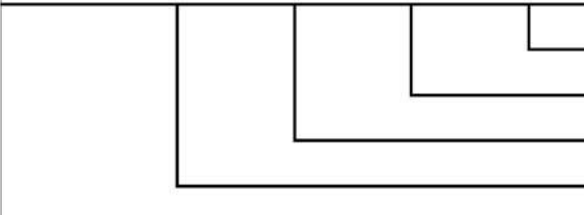
補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シークエンス選定のまとめ方について（地震 PRA）

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																															
<div data-bbox="91 248 680 499"> <table border="1"> <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>LR</td> <td>HPI</td> <td>CSI</td> </tr> </table> <p>第 1.2.1.d-6 図 小破断LOCAイベントツリー</p> </div> <div data-bbox="174 655 584 868"> <table border="1"> <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>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	LR	HPI	CSI	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	TR	MSR	SB_AFW		<div data-bbox="1308 240 1899 539"> <table border="1"> <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>第3-6図 小破断LOCAイベントツリー</p> </div> <div data-bbox="1308 651 1899 949"> <table border="1"> <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>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> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・泊は非ブ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	LR	HPI	CSI																												
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

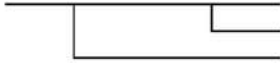
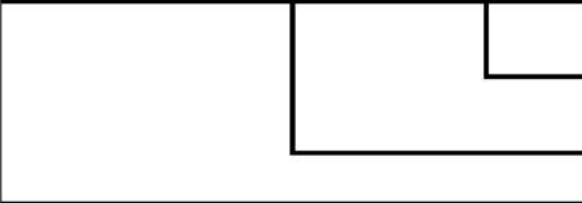
補足 3.2.1.d-4 小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震PRA）

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="152 263 609 383"> <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="73 558 689 598">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="138 758 622 853"> <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 1021 689 1061">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 239 1892 295"> <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="1456 550 1747 582">第3-8図 外部電源喪失イベントツリー</p> <table border="1" data-bbox="1310 726 1892 774"> <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="1422 1021 1758 1053">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="241 258 519 368" data-label="Table"> <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="91 496 667 528">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="1312 248 1892 574" 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>  <p data-bbox="1420 579 1783 603">第3-10図 主給水流量喪失イベントツリー</p> </div>	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、<b>制御建屋損傷</b>、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）、<b>原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA</b>、<b>起回事象+原子炉トリップ失敗</b>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<b>フロント系イベントツリー</b>の分岐結果により事故シーケンスを分類した。<b>図1</b>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<b>3</b>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<b>図2</b>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、<b>原子炉補助建屋損傷</b>、<b>電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失</b>、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、<b>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</b>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<b>フロントライン系イベントツリー</b>の分岐結果により事故シーケンスを分類した。<b>第4-1～4-5図</b>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<b>4</b>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<b>第4-6図</b>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>



第37条 付録1 事故シーケン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="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <td style="text-align: center;">低圧再循環</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>	低圧再循環	蓄圧注入	低圧再循環	LPI	LL_ACC	LL_LPR		<div style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <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先の事故シーケンス(1/5)&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>	<p><b>【高浜】</b></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>
低圧再循環	蓄圧注入	低圧再循環							
LPI	LL_ACC	LL_LPR							

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

第37条 付録1 事故シーケン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="181 248 584 1286" style="border: 1px solid red; padding: 5px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <tr> <td>高圧注入</td> <td>格納容器スプレイ注入</td> <td>格納容器スプレイ再循環</td> <td>格納容器スプレイ再循環</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> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>CSR</td> </tr> </table> <p style="text-align: center;">炉心冷却成功</p> <p>中破断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>中破断LOCA+高圧再循環失敗 ⇒ ECCS再循環機能喪失</p> <p>中破断LOCA+低圧再循環失敗 ⇒ ECCS再循環機能喪失</p> <p>中破断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>中破断LOCA+蓄圧注入失敗 ⇒ ECCS注水機能喪失</p> <p>中破断LOCA+高圧注入失敗 ⇒ ECCS注水機能喪失</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> <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(1/4)</p> </div>	高圧注入	格納容器スプレイ注入	格納容器スプレイ再循環	格納容器スプレイ再循環	格納容器スプレイ再循環	HPI	ML ACC	CSI	LPR	HPR					CSR		<div data-bbox="1361 248 1845 1385" style="border: 1px solid red; padding: 5px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <tr> <td>中破断LOCA</td> <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>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;">炉心冷却成功</p> <p>中破断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>中破断LOCA+高圧再循環失敗⇒ECCS再循環機能喪失</p> <p>中破断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>中破断LOCA+蓄圧注入失敗⇒ECCS注水機能喪失</p> <p>中破断LOCA+高圧注入失敗⇒ECCS注水機能喪失</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> <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ーケンス(2/5)</p> </div>	中破断LOCA	高圧注入	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> <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、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>
高圧注入	格納容器スプレイ注入	格納容器スプレイ再循環	格納容器スプレイ再循環	格納容器スプレイ再循環																				
HPI	ML ACC	CSI	LPR	HPR																				
				CSR																				
中破断LOCA	高圧注入	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																			

第37条 付録1 事故シーケン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> <td>CSR</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> <td></td> </tr> </table>   <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	CSR	TR	SL_AFW	HPI	CSI	LPR	HPR	CSR		<div style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <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> </div>	<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> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table>   <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	CSR																										
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>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>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(5/5)</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。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>※ RiskSpectrum®PSAにおいては、事故シナリオ毎の巨心損傷程度は出力されるが、分岐確率は直接出力されないため、地震区分4における全交流動力電源喪失に関連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 (0. 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イ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。 (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）

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及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の実施にあたり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。（補足3.2.1-1）</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の実施に当たり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）                  （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                  （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>・建屋への浸水可能性がある経路、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>・建屋への浸水可能性がある経路、浸水口（扉、開口部、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 ⇔ 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>■記載表現の相違</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>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ワークダウンで調査されているため、本プラントワ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、プラントワ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、プラントワ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のプラントワークダウン対象外としているが、泊は屋内設置の機器を含めて津波PRAプラントワークダウンの対象としている。</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>・泊はプラントワ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ワ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. 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、即ち、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、すなわち、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。          （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1PRA 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>(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1PRA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因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) ブ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（起因事象の発生、緩和設備への影響）を整理した。また、津波PRAで対象とする起因事象を選定し、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1PRA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因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) ブ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、大阪と比較する</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>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> <p>・海底砂移動及び洗掘</p> <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="color: green;">■</span>記載表現の相違</p> <p>【女川】  <span style="color: green;">■</span>付番の相違</p> <p>【大飯】  <span style="color: red;">■</span>評価方針の相違</p> <p>・大飯は津波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>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付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・機器ごと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、津波高さごと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>・ 海域活断層による津波</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）」、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 gray; 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>【女川】                  ■記載表現の相違</p>



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 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>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>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 起回事象</p> <p>(1) 評価対象とした起回事象について</p> <p>前述のとおり、今回の津波PRAで選定した起回事象は以下の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 起回事象</p> <p>(1) 津波高さ毎のシナリオ分類</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 起回事象</p> <p>(1) 津波高さごとのシナリオ分類</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回事象「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】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載表現の相違 (以下、相違理由説明を省略)</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■名称の相違 ・申請プラント名称</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■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)</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>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。                     <ol style="list-style-type: none"> <li>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> </ol> </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="719 719 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="1352 719 1877 858"> <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>相違理由</p> <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で想定する起回事象に対して</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イ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>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、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>アクセシビリティ管理整備の要請以前から整備している</b>アクセシビリティ管理策には期待しない）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、アクセシビリティ管理策には期待しない）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。各システム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）。原子炉補助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0. P. +33. 9m以下では、起回事象を引き起こす設備、津波防護施設/浸水防止設備及び起回事象を緩和する設備に影響はないことから、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T. P. 16. 5m以下では、起回事象を引き起こす設備、津波防護施設/浸水防止設備及び起回事象を緩和する設備に影響はないことから、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

大飯発電所3/4号炉	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="152 678 613 778"> <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(出口弁戻し忘れ)</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(出口弁戻し忘れ)</td> <td>1.0E-03</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系</td> <td>海水供給母管切替弁戻し忘れ</td> <td>1.0E-03</td> </tr> <tr> <td>換気空調系 (安全補機閉鎖器室)</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(出口弁戻し忘れ)	1.0E-03	原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ(出口弁戻し忘れ)	1.0E-03	原子炉補機冷却海水系	海水供給母管切替弁戻し忘れ	1.0E-03	換気空調系 (安全補機閉鎖器室)	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>【大飯】</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(出口弁戻し忘れ)	1.0E-03																
原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ(出口弁戻し忘れ)	1.0E-03																
原子炉補機冷却海水系	海水供給母管切替弁戻し忘れ	1.0E-03																
換気空調系 (安全補機閉鎖器室)	手動ダンパ戻し忘れ	1.0E-03																



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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																						
<p>以上を踏まえ、モデル化した事故後の人的過誤は以下のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="129 264 629 488"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>運転操作エラー</th> <th>操作場所</th> <th>HEP*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>空調用冷凍機 (A,B,C,D) トリップ警報誤取失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.3E-04</td> </tr> <tr> <td>3A空調用冷凍機 切操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.6E-04</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">主給水流量喪失</td> <td>3C空調用冷凍機 切操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.6E-04</td> </tr> <tr> <td>3B空調用冷水ポンプ 起動操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.6E-04</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">過渡事象 手動停止</td> <td>3D空調用冷水ポンプ 起動操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.6E-04</td> </tr> <tr> <td>3B空調用冷凍機 起動操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.6E-04</td> </tr> <tr> <td>3D空調用冷凍機 起動操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.6E-04</td> </tr> <tr> <td>換気空調設備補機トリップ警報誤取失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.3E-04</td> </tr> <tr> <td>34D安全補機開閉器密空調ファン 起動操作失敗</td> <td>中央制御室</td> <td>8.6E-04</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※ HEP：人的過誤確率</p> <p>⑥ 炉心損傷頻度                      (1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法                      解析コードRiskSpectrumを用いて、階層E Tと各起回事象のE T及びE Tのヘディングごとのフォールトツリー (F T)を用いたF T結合法により炉心損傷頻度 (CDF)を算出した。</p>	起回事象	運転操作エラー	操作場所	HEP*	原子炉補機冷却機能喪失	空調用冷凍機 (A,B,C,D) トリップ警報誤取失敗	中央制御室	8.3E-04	3A空調用冷凍機 切操作失敗	中央制御室	8.6E-04	主給水流量喪失	3C空調用冷凍機 切操作失敗	中央制御室	8.6E-04	3B空調用冷水ポンプ 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04	過渡事象 手動停止	3D空調用冷水ポンプ 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04	3B空調用冷凍機 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04	3D空調用冷凍機 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04	換気空調設備補機トリップ警報誤取失敗	中央制御室	8.3E-04	34D安全補機開閉器密空調ファン 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04					<p>⑦ 炉心損傷頻度                      (1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法                      第3.2.2. d-1図のイベントツリーを用いて、炉心損傷頻度を評価した。                      津波分類A (0. P. +29m~0. P. +33. 9m) は、外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であり、地震PRAに包含されることから、津波PRAの評価対象外とした。                      津波分類B (0. P. +33. 9m~) は緩和設備に期待できないため、必ず炉心損傷に至ることから、発生頻度がそのまま炉心損傷頻度になる。                      津波PRAで想定したシーケンスグループ一覧を第3.2.2. d-2表に示す。起こり得るシーケンスについて、以下にその考え方を示す。                      a. 複数の安全機能喪失                      防潮堤を越える津波による浸水が、原子炉建屋又は制御建屋のカーブ高さを越えた場合、建屋内に浸水し炉心損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスグループとして分類した。(複数の安全機能喪失)</p>	<p>⑦ 炉心損傷頻度                      (1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法                      第3.2.2. d-1図のイベントツリーを用いて、炉心損傷頻度を評価した。                      津波分類A (T. P. 16. 5m~) は緩和設備に期待できないため、必ず炉心損傷に至ることから、前述の「② (1) 評価対象とした起回事象の発生頻度」に示す津波発生頻度がそのまま炉心損傷頻度になる。                      津波PRAで想定したシーケンスグループ一覧を第3.2.2. d-2表に示す。起こり得るシーケンスについて、以下にその考え方を示す。                      a. 複数の安全機能喪失                      防潮堤を越える津波による浸水が、原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えた場合、建屋内に浸水し炉心損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスグループとして分類した。(複数の安全機能喪失)</p>	<p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・泊は外部電源喪失のみ発生する津波分類を想定していないため、地震PRAに包含される津波分類は無い。</p> <p>【女川】                      ■記載方針の相違                      ・津波発生頻度と炉心損傷頻度の関係について補足(女川に記載はないが、泊と同様の評価方針となっている)</p>
起回事象	運転操作エラー	操作場所	HEP*																																						
原子炉補機冷却機能喪失	空調用冷凍機 (A,B,C,D) トリップ警報誤取失敗	中央制御室	8.3E-04																																						
	3A空調用冷凍機 切操作失敗	中央制御室	8.6E-04																																						
主給水流量喪失	3C空調用冷凍機 切操作失敗	中央制御室	8.6E-04																																						
	3B空調用冷水ポンプ 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04																																						
過渡事象 手動停止	3D空調用冷水ポンプ 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04																																						
	3B空調用冷凍機 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04																																						
	3D空調用冷凍機 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04																																						
	換気空調設備補機トリップ警報誤取失敗	中央制御室	8.3E-04																																						
	34D安全補機開閉器密空調ファン 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04																																						

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 3. レベル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) 炉心損傷頻度結果</p> <p>a. 評価結果及び事故シナリオの説明</p> <p>作成した津波PRAモデルを用いてCDFを算出し、以下に評価結果を示す。</p> <p>(a) 津波シナリオ区分ごとの評価結果</p> <p>津波シナリオ区分ごとの評価結果を第 1.2.2. d-4 表に示す。全CDFは<math>3.0 \times 10^{-7}</math>（/炉年）となり、津波シナリオ区分1（津波高さ 4.65m 以上～10.0m 未満）がその大半を占める。津波シナリオ区分ごとの評価結果及び事故シナリオの概要を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>津波シナリオ区分1（津波高さ 4.65m 以上～10.0m 未満） 津波シナリオ区分1のCDFは<math>3.0 \times 10^{-7}</math>（/炉年）である。 本シナリオ区分では、海水ポンプの水没により起回事象「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。</li> <li>津波シナリオ区分2（津波高さ 10.0m 以上～13.5m 未満） 津波シナリオ区分2のCDFは<math>2.2 \times 10^{-9}</math>（/炉年）である。 本シナリオ区分では、制御建屋及び原子炉周辺建屋の開口部から浸水が始まり、10.0m 以下に設置されている機器が機能喪失水没する。そのため、補助給水系による2次冷却系冷却が不能となるとともに、非常用炉心冷却設備やディーゼル発電機も水没する。</li> <li>津波シナリオ区分3（津波高さ 13.5m 以上～15.8m 未満） 津波シナリオ区分3のCDFは<math>2.2 \times 10^{-10}</math>（/炉年）である。 本シナリオ区分では、主変圧器等の外部電源が水没し、起回事象「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。</li> </ul>	<p>(2) 炉心損傷頻度結果</p> <p>a. 評価結果及び事故シナリオの説明</p> <p>(a) 津波高さ毎の評価結果</p> <p>全炉心損傷頻度は<math>7.3 \times 10^{-7}</math>（/炉年）となった。津波高さ毎の炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への寄与割合を第 3.2.2. d-3 表及び第 3.2.2. d-2 図に示す。また、起回事象毎の炉心損傷頻度を第 3.2.2. d-4 表に示す。津波高さ毎の評価結果及びシナリオの概要を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>津波分類 A（津波高さ 0. P. +29m～0. P. +33. 9m） 本分類は、外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であり、地震 PRA に包含されることから、津波 PRA の評価対象外とした。</li> <li>津波分類 B（津波高さ 0. P. +33. 9m～） 本分類の炉心損傷頻度は<math>7.3 \times 10^{-7}</math>（/炉年）であり、全炉心損傷頻度の 100%を占める。本分類では敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により、複数の安全機能が喪失し炉心損傷に至る。</li> </ol>	<p>(2) 炉心損傷頻度結果</p> <p>a. 評価結果及び事故シナリオの説明</p> <p>(a) 津波高さごとの評価結果</p> <p>全炉心損傷頻度は<math>2.9 \times 10^{-7}</math>（/炉年）となった。津波高さごとの炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への寄与割合を第 3.2.2. d-3 表及び第 3.2.2. d-2 図に示す。また、起回事象ごとの炉心損傷頻度を第 3.2.2. d-4 表に示す。津波高さごとの評価結果及びシナリオの概要を以下に示す。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;">追而【津波ハザード評価結果を反映】</div> <ol style="list-style-type: none"> <li>津波分類 A（津波高さ T. P. 16. 5m～） 本分類の炉心損傷頻度は<math>2.9 \times 10^{-7}</math>（/炉年）であり、全炉心損傷頻度の 100%を占める。本分類では敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により、複数の安全機能が喪失し炉心損傷に至る。</li> </ol> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;">追而【津波ハザード評価結果を反映】</div>	<p>相違理由</p> <p>【女川】  <span style="color: red;">■個別評価による相違</span></p> <p>【女川】  <span style="color: red;">■評価方針の相違</span>              ・泊は外部電源喪失のみ発生する津波分類を想定していないため、地震 PRA に包含される津波分類は無い。</p> <p>【女川】  <span style="color: red;">■個別評価による相違</span></p>



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及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>・ 津波シナリオ区分4（津波高さ15.8m以上）                      津波シナリオ区分4のCDFは<math>1.1 \times 10^{-10}</math>（/炉年）である。                      本シナリオ区分では、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の炉心損傷防止に必要な複数の電気盤が水没し、信号系が機能喪失することでプラントの制御ができなくなり、直接炉心損傷に至る。</p> <p>(b) 起回事象ごとの評価結果                      起回事象ごとの評価結果を第1.2.2.d-5表に示す。今回の津波PRAでは起回事象を階層化して評価しており、4.65m以上の津波で発生する原子炉補機冷却機能喪失、13.5m以上の津波で発生する外部電源喪失、15.8m以上の津波で発生する直接炉心損傷に至る事象で代表しているため、主給水流量喪失、過渡事象によるCDFは定量化されない。</p> <p>(3) 評価結果の分析                      起回事象別CDF寄与割合を示すパイチャートを第1.2.2.d-3図に示す。                      津波PRAでは全CDFは<math>3.0 \times 10^{-7}</math>（/炉年）と評価され、そのうち、「原子炉補機冷却機能喪失」による寄与割合が約99.9%を占めた。                      津波により発生する事故シナリオは、設備が損傷する津波高さに応じて津波シナリオ区分として整理するため、他の津波シナリオ区分に比べて津波高さ範囲が広範になる津波シナリオ区分1（E.L.+4.65m以上～E.L.+10.0m未満）で発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の寄与割合が最も大きく、続</p>	<p>(b) 事故シーケンスグループ毎の評価結果                      本津波PRAでは、津波特有のシーケンスグループとして「複数の安全機能喪失」を考慮した。事故シーケンスグループ毎の炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への寄与割合を第3.2.2.d-5表及び第3.2.2.d-3図に示す。複数の安全機能喪失が全炉心損傷頻度の100%を占める結果となったが、これは津波分類Bの津波の場合には必ず複数の安全機能喪失が発生することを表している。                      本事故シーケンスグループの概要を以下に示す。                      1) 複数の安全機能喪失(津波分類B)                      本シーケンスの炉心損傷頻度は<math>7.3 \times 10^{-7}</math>（/炉年）であり、全炉心損傷頻度の100%を占める。津波分類B（津波高さ0.P.+33.9m～）において、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への大量浸水により、複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至る事故シーケンスである。</p> <p>(c) 評価結果の分析                      本津波PRAにおいて、全炉心損傷頻度は<math>7.3 \times 10^{-7}</math>（/炉年）となった。本評価で対象としている津波高さ（0.P.+33.9m～）においては、津波が発生した場合には敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水により最終的には炉心損傷に至るため、津波発生頻度と炉心損傷頻度は等しくなる。そのため、津波分類毎の炉心損傷頻度では、津波分類Bの炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度の100%を占める結果となった。</p>	<p>(b) 事故シーケンスグループごとの評価結果                      本津波PRAでは、津波特有のシーケンスグループとして「複数の安全機能喪失」を考慮した。事故シーケンスグループごとの炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への寄与割合を第3.2.2.d-5表及び第3.2.2.d-3図に示す。複数の安全機能喪失が全炉心損傷頻度の100%を占める結果となったが、これは津波分類Aの津波の場合には必ず複数の安全機能喪失が発生することを表している。                      本事故シーケンスグループの概要を以下に示す。                      1) 複数の安全機能喪失(津波分類A)                      本シーケンスの炉心損傷頻度は<math>2.9 \times 10^{-7}</math>（/炉年）であり、全炉心損傷頻度の100%を占める。津波分類A（津波高さT.P.16.5m～）において、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により、複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至る事故シーケンスである。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;">                 追而【津波ハザード評価結果を反映】             </div> <p>(c) 評価結果の分析                      本津波PRAにおいて、全炉心損傷頻度は<math>2.9 \times 10^{-7}</math>（/炉年）となった。本評価で対象としている津波高さ（T.P.16.5m～）においては、津波が発生した場合には敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水により最終的には炉心損傷に至るため、津波発生頻度と炉心損傷頻度は等しくなる。そのため、津波分類ごとの炉心損傷頻度では、津波分類Aの炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度の100%を占める結果となった。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;">                 追而【津波ハザード評価結果を反映】             </div>	<p>【女川】                      ■個別評価による相違</p> <p>【女川】                      ■個別評価による相違</p>



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

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

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

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

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

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



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

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

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



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

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

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

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

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
第 1.2.2.a-1 表 評価に必要な情報及び主な情報源						
PRA作業		情報		主な情報源		
1	プラントの設計及び運転の把握	PRA実施に当たり必要とされる設計、運転管理に関する情報	・内部事象出力時レベル1 PRAで使用した設計図書（原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書、保安規定等） ・全体機器配置図、海水ポンプユニット全体図、建具配置図、換気空調設備図、構内配置図、海水ポンプ室竣工図、プラントウォークダウン			
2	確率的津波ハザード評価	対象サイトに影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報	・文献調査結果 ・地質調査結果 ・上記1の情報は			
3	建屋及び機器フラジリティ評価	プラント固有の建屋及び機器の耐力評価並びに応答評価に関する情報	・上記1の情報は			
4	事故シナリオの分析と起 因事象の分類	津波時に想定されるプラント状態	・上記1の情報は			
	a) 事故シナリオの分析	・安全系等のシステム使用条件	・上記1の情報は			
	b) 事故シナリオの起 因事象の分類	・システムの現実的な性能	・既往のPRA情報			
	c) システムのモデル化	・運転員による緩和動作				
	d) 事故シナリオの起 因事象の分類	・対象プラントに即した機器故障モード、運 転形態				
	e) システムのモデル化	・評価結果の妥当性を確認できる情報				
	f) 事故シナリオの起 因事象の分類					
第 3.2.2.a-1 表 津波レベル1 PRAを実施するために収集した情報及びその主な情報源						
PRAの作業		収集すべき情報		主な情報源		
1.	プラント構成・特性及びサイト状況の調査	・PRAの実施に当たり必要とされる設計、運 転管理に関する基本的な情報	(1) 内部事象出力時レベル1 PRAで使用した設計図書（原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書、保安規定等） (2) 全体配置図、機器配置図、プラントウォークダウン報告書 (3) 発電用原子炉設置変更許可申請書（平成25年12月）			
2.	確率的津波ハザード評価	・敷地周辺に影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報	(1) 海底地形ハブメータ (2) 断層ハブメータ (3) 女川原子力発電所における平成23年東北地方太平洋沖地震により発生した津波の調査結果に係る報告書			
3.	建屋・機器フラジリティ評価	・プラント固有の建屋・機器の耐力評価及び応答評価に関する情報 ・浸水解析結果	(1) 上記1の情報は (2) 浸水解析結果			
4.	事故シナリオ及び起 因事象の同定	・津波時に想定されるプラント状態の検討に必要な情報	(1) 上記1の情報は			
	a. 事故シナリオの分析	・安全系等のシステム使用条件	(1) 上記1の情報は			
	b. 事故シナリオの起 因事象の分類	・システムの現実的な性能	(2) 既往のPRA情報			
	c. システムのモデル化	・運転員による緩和動作等				
	d. 事故シナリオの起 因事象の分類	・対象プラントに即した機器故障モード、 運転形態				
	e. システムのモデル化	・評価結果の妥当性を確認できる情報				
第 3.2.2.a-1 表 津波レベル1 PRAを実施するために収集した情報及びその主な情報源						
PRAの作業		収集すべき情報		主な情報源		
1.	プラント構成・特性及びサイト状況の調査	・PRAの実施に当たり必要とされる設計、運 転管理に関する基本的な情報	(1) 内部事象出力時レベル1 PRAで使用した設計図書（原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書、保安規定等） (2) 全体配置図、機器配置図、プラントウォークダウン報告書 (3) 発電用原子炉設置変更許可申請書（平成25年7月）			
2.	確率的津波ハザード評価	・敷地周辺に影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報	(1) 海底地形ハブメータ (2) 断層ハブメータ			
3.	建屋・機器フラジリティ評価	・プラント固有の建屋・機器の耐力評価及び応答評価に関する情報 ・浸水解析結果	(1) 上記1の情報は (2) 浸水解析結果			
4.	事故シナリオ及び起 因事象の同定	・津波時に想定されるプラント状態の検討に必要な情報	(1) 上記1の情報は			
	a. 事故シナリオの分析	・安全系等のシステム使用条件	(1) 上記1の情報は			
	b. 事故シナリオの起 因事象の分類	・システムの現実的な性能	(2) 既往のPRA情報			
	c. システムのモデル化	・運転員による緩和動作等				
	d. 事故シナリオの起 因事象の分類	・対象プラントに即した機器故障モード、 運転形態				
	e. システムのモデル化	・評価結果の妥当性を確認できる情報				
相違理由						
【女川】						
■記載内容の相違						
・個別プラントで参照する情報源の相違						
【大飯】						
■記載表現の相違						
・女川実績の反映						



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

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

大飯発電所3/4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第1.2.2.a-2表 津波PRAプラントウォークダウン結果 (1/2)

No.	機器名称	①-1 影響を受ける可能性のある機器の機能の確保 (屋内設置の機器)		①-2 影響を受ける可能性のある機器の機能の確保 (屋外設置の機器)		② 津波影響の検証 (屋内設置の機器)	③ 津波影響の検証 (屋外設置の機器)	④ 機器の機能の確保 (屋内設置の機器)	⑤ 機器の機能の確保 (屋外設置の機器)	総合評価
		1. 対象機器の機能の確保 (屋内設置の機器)	2. 対象機器の機能の確保 (屋内設置の機器)	1. 対象機器の機能の確保 (屋外設置の機器)	2. 対象機器の機能の確保 (屋外設置の機器)					
1	直流水電機	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	Y (緑)	N/A	Y (緑)	N/A	問題発生したらず
2	圧入ポンプ	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	Y (緑)	N/A	Y (緑)	N/A	問題発生したらず
3	プレナム分電盤	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	Y (緑)	N/A	Y (緑)	N/A	問題発生したらず
4	蓄電池	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	Y (緑)	N/A	Y (緑)	N/A	問題発生したらず
5	カタク (マルチカクタリスイッチ等)	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	Y (緑)	N/A	Y (緑)	N/A	問題発生したらず
6	パワーセンタ	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	Y (緑)	N/A	Y (緑)	N/A	問題発生したらず
7	非常用アイゼン発電機	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	Y (緑)	N/A	Y (緑)	N/A	問題発生したらず
8	電動機給水ポンプ	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	Y (緑)	N/A	Y (緑)	N/A	問題発生したらず
9	空冷機冷却機	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	Y (緑)	N/A	Y (緑)	N/A	問題発生したらず
10	原子炉冷却機本体ポンプ	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	Y (緑)	N/A	Y (緑)	N/A	問題発生したらず
11	タービン駆動機給水ポンプ	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	Y (緑)	N/A	Y (緑)	N/A	問題発生したらず
12	凝水ポンプ	N/A	N/A	Y (赤)	Y (赤)	Y (緑)	N/A	N/A	N/A	問題発生したらず
13	凝水ポンプ出口パイプ継手	N/A	N/A	Y (赤)	Y (赤)	Y (緑)	N/A	N/A	N/A	問題発生したらず
14	主要配管	N/A	N/A	Y (赤)	Y (赤)	Y (緑)	N/A	N/A	N/A	問題発生したらず

Y：YES, N：NO, N/A：対象外

第3.2.2.a-2表 プラントウォークダウン結果

No.	機器名称	津波影響の検証		間接的な被害の可能性の検証	総合評価
		チェック項目	機器の開口部の高さ・大きさ、対象設備の高さなどについて、本体設備で想定したシナリオへの影響はないか		
1	外壁扉 (地上部)	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
2	外壁貫通孔 (地上部)	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
3	配管 (地上部)	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
4	空調レーブ (地上部)	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
5	外壁 (プロテクタウト)	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
6	貫通孔 (地下トレンチ取合部)	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
7	扉 (遮扉間、トレンチ取合部)	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
8	燃料移送ポンプ	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
9	変圧器	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
10	防漏堤	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
11	防漏壁	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし
12	CST	問題なし	問題なし	問題なし	問題なし

※1 当該機器・設備は開口部であるため、本確認項目は対象外。

第3.2.2.a-2表 プラントウォークダウン結果 (1/2)

No.	機器名称	①-1 影響を受ける可能性のある機器の機能の確保 (屋内設置の機器)		①-2 影響を受ける可能性のある機器の機能の確保 (屋外設置の機器)		② 津波影響の検証 (屋内設置の機器)	③ 津波影響の検証 (屋外設置の機器)	④ 機器の機能の確保 (屋内設置の機器)	⑤ 機器の機能の確保 (屋外設置の機器)	総合評価
		1. 対象機器の機能の確保 (屋内設置の機器)	2. 対象機器の機能の確保 (屋内設置の機器)	1. 対象機器の機能の確保 (屋外設置の機器)	2. 対象機器の機能の確保 (屋外設置の機器)					
1	主要配管	N/A	N/A	Y (赤)	Y (赤)	Y (緑)	N/A	N/A	N/A	問題なし
2	原子炉冷却機給水ポンプ	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし
3	原子炉冷却機給水ポンプ	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし
4	ソレノイド分電盤	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし
5	電動機給水ポンプ	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし
6	タービン駆動機給水ポンプ	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし
7	蓄電池	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし
8	カタク (マルチカクタリスイッチ等)	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし
9	パワーコントロールセンタ	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし
10	凝水ポンプ	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし
11	計装用インバータ	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし
12	空調機冷却機	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし
13	アイゼン発電機	Y (赤)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし

Y：YES, N：NO, N/A：対象外

【女川】  
 ■記載方針の相違  
 ・プラントワークダウンチェックシートの相違により、確認項目は異なるが、間接的な影響を含めて津波 PRA の評価シナリオと相違点が無いことを確認しており、実質的な相違はない。(大飯と同様)

【大飯】  
 ■設備名称の相違  
 ・調査対象の選定方針及び確認の観点は大飯と同様である。



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

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

大飯発電所3/4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第1.2.a-2表 津波PRAプラントダウン結果(2/2)

No.	機器名称	①-1 影響を受ける可能性のある機器の機能 (屋内設置の機器)			①-2 影響を受ける可能性のある機器の機能 (屋外設置の機器)			③ 構成員口部の機能 (屋外設置の機器)	総合評価
		1. 対象機器の故障	2. 対象機器の設置位置に異常が生ずることによる影響	3. 対象機器の設置位置に異常が生ずることによる影響	1. 対象機器の故障	2. 対象機器の設置位置に異常が生ずることによる影響	3. 対象機器の設置位置に異常が生ずることによる影響		
15	A/Fイーゼル発電機制御装置 庫	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題発生はたらず	
16	A/Fイーゼル発電機装置 庫	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題発生はたらず	
17	B/Fイーゼル発電機制御装置 庫	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題発生はたらず	
18	B/Fイーゼル発電機装置 庫	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題発生はたらず	
19	ポンプヤナリ入り口連絡 庫	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題発生はたらず	
20	制御装置 庫	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題発生はたらず	
21	DB-10連絡通路 (10号機)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題発生はたらず	
22	DB-10連絡通路 (10号機)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題発生はたらず	
23	DB-10連絡通路 (10号機)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題発生はたらず	
24	(4号炉) 原子炉建屋の配管系 (配管系)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題発生はたらず	
25	(4号炉) 原子炉建屋の配管系 (配管系)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題発生はたらず	

Y: YES, N: NO, N/A: 対象外

第3.2.a-2表 プラントワークダウン結果(2/2)

No.	機器名称	①-1 影響を受ける可能性のある機器の機能 (屋内設置の機器)			①-2 影響を受ける可能性のある機器の機能 (屋外設置の機器)			③ 構成員口部の機能 (屋内設置の機器)	総合評価
		1. 対象機器の故障	2. 対象機器の設置位置に異常が生ずることによる影響	3. 対象機器の設置位置に異常が生ずることによる影響	1. 対象機器の故障	2. 対象機器の設置位置に異常が生ずることによる影響	3. 対象機器の設置位置に異常が生ずることによる影響		
14	H-1原子炉建屋の配管系 (配管系)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし	
15	H-1原子炉建屋の配管系 (配管系)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし	
16	H-1原子炉建屋の配管系 (配管系)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし	
17	H-1原子炉建屋の配管系 (配管系)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし	
18	H-1原子炉建屋の配管系 (配管系)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし	
19	H-1原子炉建屋の配管系 (配管系)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし	
20	H-1原子炉建屋の配管系 (配管系)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし	
21	H-1原子炉建屋の配管系 (配管系)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし	
22	H-1原子炉建屋の配管系 (配管系)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし	
23	H-1原子炉建屋の配管系 (配管系)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	問題なし	

Y: YES, N: NO, N/A: 対象外

【女川】  
 ■記載方針の相違  
 ・プラントワークダウンチェックシートの相違により、確認項目は異なるが、間接的な影響を含めて津波 PRA の評価シナリオと相違点がないことを確認しており、実質的な相違はない。(大飯と同様)

【大飯】  
 ■設備名称の相違  
 ・調査対象の選定方針及び確認の観点は大飯と同様である。

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

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

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

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

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

大飯発電所 3 / 4号炉

第1.2.2.a-3表 考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因及び対象SSCの種類(2/2)

考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の対象となるSSCの種類（主要なSSC）
漂流物衝撃力	建物及び構築物（海水取水口も含む） 防潮堤及び防波堤 <sup>※</sup> 電気設備（ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等） 電動機器（ポンプ、電動弁等） タービン駆動ポンプ 静的機器（配管、タンク等） 建屋開口部建具（扉、シール等の浸水対策を実施した建具等） 建屋内の水密扉 <sup>※</sup>
海底砂移動	建物及び構築物（海水取水口も含む）
洗掘	建物及び構築物（海水取水口も含む） 防潮堤及び防波堤 <sup>※</sup>

※：事故シーケンス選定のためのPRAでは、防潮堤・防波堤及び建屋内の水密扉はないものとして評価しても影響なし

女川原子力発電所 2号炉

第3.2.2.a-3表 津波による事故シナリオの分析(2/2)

損傷の影響	津波 PRA 学会標準の記載 <sup>※</sup>	影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ
高層	建屋・構築物、機器・配管系への影響	防潮堤の洗掘による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する／発生した外乱に付する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
間接的	建屋・構築物、機器・配管系の構造的影響	防潮堤の洗掘による損傷 防潮堤の洗掘による損傷 原子炉建屋の洗掘による損傷 タービン建屋/配管による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び建屋の機能喪失による過渡事象の発生及び建具の機能喪失による過渡事象の発生及び建具の機能喪失による過渡事象の発生がある。
	建屋・構築物、機器・配管系の構造的影響	防潮堤の洗掘による損傷 防潮堤の洗掘による損傷 原子炉建屋の洗掘による損傷 タービン建屋/配管による損傷	設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する／発生した外乱に付する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
津波による高ストレス	運転員/作業員の操作失敗	原子炉建屋（外壁側）の漂流物衝突による損傷 タービン建屋（外壁側）の漂流物衝突による損傷 タービン建屋（外壁側）の漂流物衝突による損傷	同上
作業領域の變化	運転員/作業員の作業領域の侵襲	作業員退避時の原子炉建屋外壁扉閉め忘れ	本評価では、建屋外壁側の扉閉め忘れを考慮しているため、本項目は該当しない。

※ 津波 PRA 学会標準 6.1「事故シナリオの広範な分析・選定」より引用

泊発電所 3号炉

第3.2.2.a-3表 津波による事故シナリオの分析(2/2)

津波の影響	津波 PRA 学会標準の記載 <sup>※</sup>	影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ
間接的	建屋・構築物、機器・配管系の構造的影響	防潮堤の洗掘による損傷 海水壁の洗掘による損傷 原子炉建屋の洗掘による損傷 原子炉補助建屋の洗掘による損傷 タービン建屋の洗掘による損傷 新設水ポンプ建屋の洗掘による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。 発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し、設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備の機能喪失による過渡事象の発生及び炉心損傷緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 同上 同上
	建屋・構築物、機器・配管系の構造的影響	防潮堤の漂流物衝突による損傷 海水壁の漂流物衝突による損傷 原子炉建屋（外壁側）の漂流物衝突による損傷 タービン建屋（外壁側）の漂流物衝突による損傷 新設水ポンプ建屋（外壁側）の漂流物衝突による損傷	設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する／発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。 同上 同上 同上
津波による高ストレス 作業領域の變化	運転員/作業員の操作失敗 運転員/作業員の作業領域の侵襲	作業員退避時の扉閉め忘れ	本評価では、建屋外壁側の扉閉め忘れを考慮しているため、本項目は該当しない。 本評価では、可搬式設備等の事象発生後の作業員退避化を考慮しなければならない設備には関係していないため、本項目は該当しない。

※ 津波 PRA 学会標準 6.1「事故シナリオの広範な分析・選定」より引用

相違理由

- 【女川】
  - 設備名称の相違
    - ・個別の設備名称は異なるが、シナリオ分析の観点は女川と同様であり、結果も同等である。
- 【大飯】
  - 記載方針の相違
    - ・女川実績の反映



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

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

大飯発電所 3 / 4号炉				女川原子力発電所 2号炉	泊発電所 3号炉	相違理由	
別添3.2.2.2.1表「津波による損傷・機能喪失要因と対策」 「津波シナシグの種別別分析表(訂正)」 における「大飯原子力発電所」の項目 及び「女川原子力発電所」の項目	設置場所	津波による 損傷・機能喪失要因	「津波シナシグの種別別分析表(訂正)」 における「大飯原子力発電所」の項目 及び「女川原子力発電所」の項目	「津波シナシグの種別別分析表(訂正)」 における「大飯原子力発電所」の項目 及び「女川原子力発電所」の項目	「津波シナシグの種別別分析表(訂正)」 における「大飯原子力発電所」の項目 及び「女川原子力発電所」の項目	【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は第3.2.2.2.c-1表で津波PRA で考慮する建屋・機器のブ ラジリティ評価結果を整理して いる。	
	別添3.2.2.2.1表「津波による損傷・機能喪失要因と対策」 における「大飯原子力発電所」の項目 及び「女川原子力発電所」の項目	対象となる設備及び機器	海水 海水	海水及び海水 電力 減圧力 減圧力 圧力 構成物耐震力	海水及び海水 電力 減圧力 減圧力 圧力 構成物耐震力		海水及び海水 電力 減圧力 減圧力 圧力 構成物耐震力
	別添3.2.2.2.1表「津波による損傷・機能喪失要因と対策」 における「大飯原子力発電所」の項目 及び「女川原子力発電所」の項目	別添3.2.2.2.1表「津波による損傷・機能喪失要因と対策」 における「大飯原子力発電所」の項目 及び「女川原子力発電所」の項目	海水 海水	海水及び海水 電力 減圧力 減圧力 圧力 構成物耐震力	海水及び海水 電力 減圧力 減圧力 圧力 構成物耐震力		海水及び海水 電力 減圧力 減圧力 圧力 構成物耐震力
	別添3.2.2.2.1表「津波による損傷・機能喪失要因と対策」 における「大飯原子力発電所」の項目 及び「女川原子力発電所」の項目	別添3.2.2.2.1表「津波による損傷・機能喪失要因と対策」 における「大飯原子力発電所」の項目 及び「女川原子力発電所」の項目	海水 海水	海水及び海水 電力 減圧力 減圧力 圧力 構成物耐震力	海水及び海水 電力 減圧力 減圧力 圧力 構成物耐震力		海水及び海水 電力 減圧力 減圧力 圧力 構成物耐震力

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（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との選定について  
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
第 1.2.2.a.5 表 津波により発生する起因事象の選定 (1/2)						
起因事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	検討内容				
大破断LOCA	×	LOCA事象は、原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリの破損により発生する。原子炉格納容器内への海水の流入は起こらないことと、プラント内部であるため津波波力の影響を受けないことより配管破断は起こりえない。したがって、本事象は対象外となる。				
中破断LOCA	×	同上				
小破断LOCA	×	制御回路の誤動作により加圧駆達がし弁が閉鎖して、再開できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉補助蒸等が水没する高さ(21.8m)の津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、直接炉心損傷に至る事象に包摂可能な対象外とする。				
軽小LOCA	×	原子炉格納容器内への海水の流入は起こりえないことと、及びプラント内部であるため津波波力の影響を直接的に受けにくいことから、配管破断は起こりえないため対象外とした。				
インターフェイスマルチシステムLOCA	×	制御回路の誤動作により余熱除去機構弁が閉鎖した場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉コンタクトローレルセンタ等が水没する高さ(21.8m)の津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、直接炉心損傷に至る事象に包摂可能な対象外とする。				
主給水流量喪失	○	タービン建屋が浸水し、主給水ポンプ、復水ポンプあるいは常用系の電源設備等が損傷した場合に主給水系が機能喪失する。				
外部電源喪失	○	変圧器等の外部電源設備は屋外に設置されており、津波による浸水で当該設備が損傷した場合に外部電源喪失となる。				
2次冷却系の破断	×	2次冷却系の破断は、主給水管や主蒸気管がプラント内部にあるため津波波力の影響を直接受けにくいことから、配管破断は起こりえない。また、制御回路の誤動作により主蒸気管がし弁が閉鎖して、再開できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉補助蒸等が水没する高さ(21.8m)の津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、当該起因事象は直接炉心損傷に至る事象に包摂可能な対象外とする。				
第 3.2.2.a-4 表 津波により発生する起因事象の検討結果 (1/2)						
区分	起因事象グループ	津波 PRA における検討結果	評価対象 ○：対象 ×：対象外			
内部事象 PRA でグループ化した起因事象	非隔離事象	津波により本事象の発生は考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失に包摂される。	(○)			
	隔離事象	同上	(○)			
	全給水喪失	同上	(○)			
	水位低下事象	同上	(○)			
	RPS 誤作動等	津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×			
	外部電源喪失	津波による敷地内浸水に伴い、屋外に設置された起動変圧器が浸水することで外部電源喪失が発生する。	○			
冷却材喪失	SRV 誤開放	津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×			
	小破断 LOCA	同上	×			
	中破断 LOCA	同上	×			
	大破断 LOCA	同上	×			
※ (○)：他の起因事象グループに包摂される事象						
第 3.2.2.a-4 表 津波により発生する起因事象の検討結果 (1/2)						
区分	起因事象	津波 PRA における検討結果	評価対象 ○：対象 ×：対象外			
内部事象 PRA で選定した起因事象	大破断 LOCA	LOCA 事象は、原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリの破損により発生する。原子炉格納容器内への海水の流入は起こらないことと、プラント内部であるため津波波力の影響を受けないことより配管破断は起こりえない。したがって、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×			
	中破断 LOCA	同上	×			
	小破断 LOCA	制御回路の誤動作により加圧駆達がし弁が閉鎖して、再開できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉補助蒸等が水没する高さ(21.8m)の津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×			
	インターフェイスマルチシステム LOCA	制御回路の誤動作により余熱除去機構弁が閉鎖した場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉コンタクトローレルセンタ等が水没する高さ(21.8m)の津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×			
	主給水流量喪失	津波によりタービン建屋が浸水し、主給水ポンプ、復水ポンプ、常用系の電源設備等が損傷した場合に本事象の発生が考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失に包摂される。	(○)			
	外部電源喪失	変圧器等の外部電源設備は屋外に設置されており、津波による浸水で当該設備が損傷した場合に外部電源喪失となる。	○			
2次冷却系の破断	2次冷却系の破断は、主給水管や主蒸気管がプラント内部にあるため津波波力の影響を直接受けにくいことから、配管破断は起こりえない。また、制御回路の誤動作により主蒸気管がし弁が閉鎖して、再開できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉補助蒸等が水没する高さ(21.8m)の津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起因事象としては抽出しない。	×				
※1 (○)：他の起因事象に包摂される事象						
相違理由						
<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・PWR と BWR により想定する起因事象が異なる</li> </ul> <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> <li>・検討の結果、評価対象とした起因事象は大飯と同様</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  
別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

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

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由																								
<p>第 1.2.2.a.5 表 津波により発生する起回事象の選定 (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>評価対象 ○：対象 ×：対象外</th> <th>評価内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)</td> <td>×</td> <td>浸水の影響で蒸気発生器の伝熱管が破損することは考えられないため、本事象は対象外とする。</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>○</td> <td>海水ポンプや原子炉補機冷却ポンプ等が損傷した場合に、原子炉補機冷却機能喪失事象となる。</td> </tr> <tr> <td>過渡事象</td> <td>○</td> <td>循環水ポンプや復水器真空ポンプ等が損傷した場合に、過渡事象となる。</td> </tr> <tr> <td>大津波警報等により運転員が手動停止すること考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には、原子炉は自動トリップする。一方、津波によりプラントに影響を与える可能性が考えられる場合は、原子炉は自動トリップする。又は、津波到達までに原子炉を手動停止できる可能性も高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも、その影響ごとに起回事象に分類可能なため、対象外とする。</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>手動停止<sup>※1</sup></td> <td>×</td> <td>原子炉の停止機能は要求される寿命期間が短いので、実際の津波を想定した場合、「原因」又は「津波警報を受けての手動停止」として選定される機能と見られるが、トリップの直前に発生し、これらの機能喪失シナリオは内部事象、地震のイベントツリーで代表されることから、津波においては対象外とする。</td> </tr> <tr> <td>ATWS</td> <td>×</td> <td>津波により建屋全体が浸水して、重要な設備・機器が機能阻害して直接炉心損傷に至る事象である。本評価の想定では制御・保護機能で重要な電気盤の損傷や中央制御室の火災により直接炉心損傷となる。</td> </tr> <tr> <td>直接炉心損傷に至る事象</td> <td>○</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：津波 PRA 学会標準附属風書 N1。 *津波 PRA で対象とするような津波未観測時には、以下の理由によって、原子炉が停止している可能性が高いものと考えられる。 ・ 近地津波の場合、津波発生時の起原因となる地殻変動を原子炉施設が感知し、自動停止する可能性がある。 ・ 原子炉施設に対して影響が及ぶような高さ以上の津波警報が発せられた場合、津波到達までに原子炉を手動停止する可能性がある。 との記載がある。本津波 PRA では、この記載に照り、検討した結果を上表にまとめた。</p>							起回事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	評価内容	蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)	×	浸水の影響で蒸気発生器の伝熱管が破損することは考えられないため、本事象は対象外とする。	原子炉補機冷却機能喪失	○	海水ポンプや原子炉補機冷却ポンプ等が損傷した場合に、原子炉補機冷却機能喪失事象となる。	過渡事象	○	循環水ポンプや復水器真空ポンプ等が損傷した場合に、過渡事象となる。	大津波警報等により運転員が手動停止すること考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には、原子炉は自動トリップする。一方、津波によりプラントに影響を与える可能性が考えられる場合は、原子炉は自動トリップする。又は、津波到達までに原子炉を手動停止できる可能性も高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも、その影響ごとに起回事象に分類可能なため、対象外とする。			手動停止 <sup>※1</sup>	×	原子炉の停止機能は要求される寿命期間が短いので、実際の津波を想定した場合、「原因」又は「津波警報を受けての手動停止」として選定される機能と見られるが、トリップの直前に発生し、これらの機能喪失シナリオは内部事象、地震のイベントツリーで代表されることから、津波においては対象外とする。	ATWS	×	津波により建屋全体が浸水して、重要な設備・機器が機能阻害して直接炉心損傷に至る事象である。本評価の想定では制御・保護機能で重要な電気盤の損傷や中央制御室の火災により直接炉心損傷となる。	直接炉心損傷に至る事象	○	
起回事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	評価内容																												
蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)	×	浸水の影響で蒸気発生器の伝熱管が破損することは考えられないため、本事象は対象外とする。																												
原子炉補機冷却機能喪失	○	海水ポンプや原子炉補機冷却ポンプ等が損傷した場合に、原子炉補機冷却機能喪失事象となる。																												
過渡事象	○	循環水ポンプや復水器真空ポンプ等が損傷した場合に、過渡事象となる。																												
大津波警報等により運転員が手動停止すること考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には、原子炉は自動トリップする。一方、津波によりプラントに影響を与える可能性が考えられる場合は、原子炉は自動トリップする。又は、津波到達までに原子炉を手動停止できる可能性も高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも、その影響ごとに起回事象に分類可能なため、対象外とする。																														
手動停止 <sup>※1</sup>	×	原子炉の停止機能は要求される寿命期間が短いので、実際の津波を想定した場合、「原因」又は「津波警報を受けての手動停止」として選定される機能と見られるが、トリップの直前に発生し、これらの機能喪失シナリオは内部事象、地震のイベントツリーで代表されることから、津波においては対象外とする。																												
ATWS	×	津波により建屋全体が浸水して、重要な設備・機器が機能阻害して直接炉心損傷に至る事象である。本評価の想定では制御・保護機能で重要な電気盤の損傷や中央制御室の火災により直接炉心損傷となる。																												
直接炉心損傷に至る事象	○																													
<p>第 3.2.2.a.1 表 津波により発生する起回事象の検討結果 (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>区分</th> <th>起回事象グループ</th> <th>津波 PRA における検討結果</th> <th>評価対象<sup>※</sup> ○：対象 ×：対象外</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">従属性を有する起回事象 内部事象 PRA でグループ化した起回事象</td> <td>原子炉補機冷却機水系統機能喪失</td> <td>敷地内に浸水した津波が補機ポンプエリアの浸水防止壁を越えることで、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレッド冷却海水ポンプが浸水し原子炉補機冷却海水系が機能喪失する。 津波による敷地内浸水に伴い外部電源喪失及び原子炉補機冷却海水系喪失が発生する。原子炉補機冷却海水系の喪失により、非常用ディーゼル発電機も機能喪失するため全交流動力電源喪失となる。このため、交流電源故障は外部電源喪失及び原子炉補機冷却海水系喪失に包絡されるので、新たな起回事象としては抽出しない。</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>直流電源故障</td> <td>津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>タービン・サポーター系統故障</td> <td>津波により本事象の発生は考えられるが、同時に発生するより広範囲に影響する外部電源喪失に包絡される。</td> <td>(○)</td> </tr> <tr> <td>通常停止</td> <td>本評価対象外</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">津波 PRA 特有の起回事象</td> <td>ISLOCA</td> <td>津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>敷地及び建屋内浸水</td> <td>敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への多量の浸水が発生し、原子炉への外乱が発生する可能性があるため、これを津波特有の起回事象として抽出した。</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ (○)：他の起回事象グループに包絡される事象</p>							区分	起回事象グループ	津波 PRA における検討結果	評価対象 <sup>※</sup> ○：対象 ×：対象外	従属性を有する起回事象 内部事象 PRA でグループ化した起回事象	原子炉補機冷却機水系統機能喪失	敷地内に浸水した津波が補機ポンプエリアの浸水防止壁を越えることで、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレッド冷却海水ポンプが浸水し原子炉補機冷却海水系が機能喪失する。 津波による敷地内浸水に伴い外部電源喪失及び原子炉補機冷却海水系喪失が発生する。原子炉補機冷却海水系の喪失により、非常用ディーゼル発電機も機能喪失するため全交流動力電源喪失となる。このため、交流電源故障は外部電源喪失及び原子炉補機冷却海水系喪失に包絡されるので、新たな起回事象としては抽出しない。	○	直流電源故障	津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×	タービン・サポーター系統故障	津波により本事象の発生は考えられるが、同時に発生するより広範囲に影響する外部電源喪失に包絡される。	(○)	通常停止	本評価対象外	×	津波 PRA 特有の起回事象	ISLOCA	津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×	敷地及び建屋内浸水	敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への多量の浸水が発生し、原子炉への外乱が発生する可能性があるため、これを津波特有の起回事象として抽出した。	○
区分	起回事象グループ	津波 PRA における検討結果	評価対象 <sup>※</sup> ○：対象 ×：対象外																											
従属性を有する起回事象 内部事象 PRA でグループ化した起回事象	原子炉補機冷却機水系統機能喪失	敷地内に浸水した津波が補機ポンプエリアの浸水防止壁を越えることで、原子炉補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレッド冷却海水ポンプが浸水し原子炉補機冷却海水系が機能喪失する。 津波による敷地内浸水に伴い外部電源喪失及び原子炉補機冷却海水系喪失が発生する。原子炉補機冷却海水系の喪失により、非常用ディーゼル発電機も機能喪失するため全交流動力電源喪失となる。このため、交流電源故障は外部電源喪失及び原子炉補機冷却海水系喪失に包絡されるので、新たな起回事象としては抽出しない。	○																											
	直流電源故障	津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×																											
	タービン・サポーター系統故障	津波により本事象の発生は考えられるが、同時に発生するより広範囲に影響する外部電源喪失に包絡される。	(○)																											
	通常停止	本評価対象外	×																											
津波 PRA 特有の起回事象	ISLOCA	津波による本事象単独の発生は考えにくいいため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×																											
	敷地及び建屋内浸水	敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への多量の浸水が発生し、原子炉への外乱が発生する可能性があるため、これを津波特有の起回事象として抽出した。	○																											
<p>第 3.2.2.a.4 表 津波により発生する起回事象の検討結果 (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>区分</th> <th>起回事象</th> <th>津波 PRA における検討結果</th> <th>評価対象<sup>※1</sup> ○：対象 ×：対象外</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">内部事象 PRA で選定した起回事象</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) 喪失</td> <td>浸水の影響で蒸気発生器の伝熱管が破損することは考えられないため、津波特有の起回事象としては抽出しない。</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>過渡事象</td> <td>津波による敷地内浸水に伴い原子炉補機冷却海水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ等が損傷発生が考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失事象となる。</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>手動停止<sup>※2</sup></td> <td>大津波警報等により運転員が手動停止することも考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には内部事象 PRA の範疇となる。一方、津波によりプラントに影響を与える可能性がある場合は、原子炉は自動トリップする。又は津波到達までに原子炉を手動停止できる可能性も高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも、その影響ごとに起回事象に分類可能なため、本評価の対象外とする。</td> <td>(○)</td> </tr> <tr> <td>ATWS</td> <td>原子炉の停止機能は要求される寿命期間が短いので、実際の津波を想定した場合、「原因」となった地震」又は「津波警報を受けての手動停止」として選定される機能と見られるが、トリップの直前に発生し、これらの機能喪失シナリオは内部事象、地震のイベントツリーで代表されることから、本評価の対象外とする。</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>津波 PRA 特有の起回事象</td> <td>敷地及び建屋内浸水</td> <td>敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への多量の浸水が発生し、原子炉への外乱が発生する可能性があるため、これを津波特有の起回事象として抽出した。</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 (○)：他の起回事象に包絡される事象 ※2 津波 PRA 学会標準附属風書 N1。 *津波 PRA で対象とするような津波未観測時には、以下の理由によって、原子炉が停止している可能性が高いものと考えられる。 ・ 近地津波の場合、津波発生時の起原因となる地殻変動を原子炉施設が感知し、自動停止する可能性がある。 ・ 原子炉施設に対して影響が及ぶような高さ以上の津波警報が発せられた場合、津波到達までに原子炉を手動停止する可能性がある。 との記載がある。本津波 PRA では、この記載に照り、検討した結果を上表にまとめた。</p>							区分	起回事象	津波 PRA における検討結果	評価対象 <sup>※1</sup> ○：対象 ×：対象外	内部事象 PRA で選定した起回事象	蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) 喪失	浸水の影響で蒸気発生器の伝熱管が破損することは考えられないため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×	過渡事象	津波による敷地内浸水に伴い原子炉補機冷却海水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ等が損傷発生が考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失事象となる。	○	手動停止 <sup>※2</sup>	大津波警報等により運転員が手動停止することも考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には内部事象 PRA の範疇となる。一方、津波によりプラントに影響を与える可能性がある場合は、原子炉は自動トリップする。又は津波到達までに原子炉を手動停止できる可能性も高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも、その影響ごとに起回事象に分類可能なため、本評価の対象外とする。	(○)	ATWS	原子炉の停止機能は要求される寿命期間が短いので、実際の津波を想定した場合、「原因」となった地震」又は「津波警報を受けての手動停止」として選定される機能と見られるが、トリップの直前に発生し、これらの機能喪失シナリオは内部事象、地震のイベントツリーで代表されることから、本評価の対象外とする。	×	津波 PRA 特有の起回事象	敷地及び建屋内浸水	敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への多量の浸水が発生し、原子炉への外乱が発生する可能性があるため、これを津波特有の起回事象として抽出した。	○			
区分	起回事象	津波 PRA における検討結果	評価対象 <sup>※1</sup> ○：対象 ×：対象外																											
内部事象 PRA で選定した起回事象	蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) 喪失	浸水の影響で蒸気発生器の伝熱管が破損することは考えられないため、津波特有の起回事象としては抽出しない。	×																											
	過渡事象	津波による敷地内浸水に伴い原子炉補機冷却海水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ等が損傷発生が考えられるが、同時に発生し、より広範囲に影響する外部電源喪失事象となる。	○																											
	手動停止 <sup>※2</sup>	大津波警報等により運転員が手動停止することも考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には内部事象 PRA の範疇となる。一方、津波によりプラントに影響を与える可能性がある場合は、原子炉は自動トリップする。又は津波到達までに原子炉を手動停止できる可能性も高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも、その影響ごとに起回事象に分類可能なため、本評価の対象外とする。	(○)																											
	ATWS	原子炉の停止機能は要求される寿命期間が短いので、実際の津波を想定した場合、「原因」となった地震」又は「津波警報を受けての手動停止」として選定される機能と見られるが、トリップの直前に発生し、これらの機能喪失シナリオは内部事象、地震のイベントツリーで代表されることから、本評価の対象外とする。	×																											
津波 PRA 特有の起回事象	敷地及び建屋内浸水	敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への多量の浸水が発生し、原子炉への外乱が発生する可能性があるため、これを津波特有の起回事象として抽出した。	○																											
<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・ PWR と BWR により想定する起回事象が異なる</li> </ul> <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> <li>・ 検討の結果、評価対象とした起回事象は大飯と同様</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 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																																																																																																	
<p>第1.2.2.a-6表 機器リスト（主要な機器）(1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>系統・機能/起回事象</th> <th>設備</th> <th>設置階層</th> <th>設置高さ</th> <th>浸水口高さ</th> <th>機器頂面高さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>海水系</td> <td>海水ポンプ</td> <td>海水ポンプピット</td> <td>E.L.+2.5m</td> <td>E.L.+4.05m (クランプ下層)</td> <td>E.L.+4.45m</td> </tr> <tr> <td>125V DC電源</td> <td>直流き電機</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+15.5m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+15.5m</td> </tr> <tr> <td>バッテリー</td> <td>蓄電池</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+15.5m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+15.5m</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>主変圧器</td> <td>屋外 (T/B隣接)</td> <td>E.L.+13.5m</td> <td>E.L.+13.5m</td> <td>E.L.+13.5m</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ注入系/再循環</td> <td>格納容器スプレイポンプ</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+3.5m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> </tr> <tr> <td>換気空調系 (ディーゼル発電機室空調系)</td> <td>ディーゼル発電機室空調系空気作動ダンパ</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> </tr> <tr> <td>換気空調系 (安全格納室)</td> <td>安全格納室温度計 安全格納室冷却ファン</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+10.0m E.L.+17.1m</td> <td>E.L.+10.0m E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m E.L.+17.1m</td> </tr> <tr> <td>換気空調系 (蓄電池室)</td> <td>蓄電池室冷却ファン</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+26.3m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+26.3m</td> </tr> <tr> <td>換気空調系 (制御用空気圧縮機室)</td> <td>制御用空気圧縮機冷却ファン</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+17.1m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+17.1m</td> </tr> <tr> <td>換気空調系 (電動補助給水ポンプ室)</td> <td>電動補助給水ポンプ室温度計 電動補助給水ポンプ室冷却ファン</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+10.0m E.L.+17.1m</td> <td>E.L.+10.0m E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m E.L.+17.1m</td> </tr> <tr> <td>空調用冷水設備</td> <td>空調用冷凍機</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> </tr> <tr> <td>低圧注入系/再循環</td> <td>余熱除去ポンプ</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+3.5m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> </tr> <tr> <td>高圧注入系/再循環</td> <td>高圧注入ポンプ</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+3.5m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>復水ポンプ</td> <td>T/B</td> <td>E.L.-3.65m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> </tr> <tr> <td>制御用空気系</td> <td>制御用空気圧縮機</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+17.1m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+17.1m</td> </tr> <tr> <td>直接炉心損傷</td> <td>主盤（原子炉室）</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+21.5m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+21.5m</td> </tr> </tbody> </table> <p>C/B：制御建屋、E/B：原子炉周辺建屋、T/B：タービン建屋</p>	系統・機能/起回事象	設備	設置階層	設置高さ	浸水口高さ	機器頂面高さ	海水系	海水ポンプ	海水ポンプピット	E.L.+2.5m	E.L.+4.05m (クランプ下層)	E.L.+4.45m	125V DC電源	直流き電機	C/B	E.L.+15.5m	E.L.+10.0m	E.L.+15.5m	バッテリー	蓄電池	C/B	E.L.+15.5m	E.L.+10.0m	E.L.+15.5m	外部電源	主変圧器	屋外 (T/B隣接)	E.L.+13.5m	E.L.+13.5m	E.L.+13.5m	格納容器スプレイ注入系/再循環	格納容器スプレイポンプ	E/B	E.L.+3.5m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	換気空調系 (ディーゼル発電機室空調系)	ディーゼル発電機室空調系空気作動ダンパ	E/B	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	換気空調系 (安全格納室)	安全格納室温度計 安全格納室冷却ファン	E/B	E.L.+10.0m E.L.+17.1m	E.L.+10.0m E.L.+10.0m	E.L.+10.0m E.L.+17.1m	換気空調系 (蓄電池室)	蓄電池室冷却ファン	C/B	E.L.+26.3m	E.L.+10.0m	E.L.+26.3m	換気空調系 (制御用空気圧縮機室)	制御用空気圧縮機冷却ファン	E/B	E.L.+17.1m	E.L.+10.0m	E.L.+17.1m	換気空調系 (電動補助給水ポンプ室)	電動補助給水ポンプ室温度計 電動補助給水ポンプ室冷却ファン	E/B	E.L.+10.0m E.L.+17.1m	E.L.+10.0m E.L.+10.0m	E.L.+10.0m E.L.+17.1m	空調用冷水設備	空調用冷凍機	C/B	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	低圧注入系/再循環	余熱除去ポンプ	E/B	E.L.+3.5m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	高圧注入系/再循環	高圧注入ポンプ	E/B	E.L.+3.5m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	主給水流量喪失	復水ポンプ	T/B	E.L.-3.65m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	制御用空気系	制御用空気圧縮機	E/B	E.L.+17.1m	E.L.+10.0m	E.L.+17.1m	直接炉心損傷	主盤（原子炉室）	C/B	E.L.+21.5m	E.L.+10.0m	E.L.+21.5m	<p>第3.2.2.a-5表 建屋・機器リスト</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>設備名称</th> <th>設置場所</th> <th>設置フロア高さ (O. P.)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起回事象を引き起こす設備</td> <td>1 起動変圧器</td> <td>屋外</td> <td>14.0m<sup>※</sup></td> </tr> <tr> <td></td> <td>2 RSWポンプ（補機ポンプエリア内の関連機器を含む）</td> <td>補機ポンプエリア</td> <td>14.4m<sup>※</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="10">津波防護施設/浸水防止設備</td> <td>3 防潮堤（O. P. 約+29m）</td> <td>屋外</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>4 防潮壁（海水ポンプ室スクリーンエリア、放水立坑エリア）</td> <td>屋外</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>5 浸水防止壁（補機ポンプエリア）</td> <td>屋外</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>6 建屋止水対策</td> <td>屋外</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>7 原子炉建屋</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>8 原子炉建屋外壁屋</td> <td>R/B</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>9 制御建屋</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>10 制御建屋外壁屋</td> <td>C/B</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td colspan="4">フロントライン系</td> </tr> <tr> <td>11 スクラム系</td> <td>R/B</td> <td>5.0m</td> </tr> <tr> <td>12 HPCS</td> <td>R/B</td> <td>-9.1m</td> </tr> <tr> <td>13 RCIC</td> <td>R/B</td> <td>-9.1m</td> </tr> <tr> <td>14 LPCS</td> <td>R/B</td> <td>-9.1m</td> </tr> <tr> <td>15 LPCI (RR)</td> <td>R/B</td> <td>-9.1m</td> </tr> <tr> <td colspan="4">サポート系</td> </tr> <tr> <td>16 CST</td> <td>屋外</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>17 直流電源系統</td> <td>C/B</td> <td>7.0m</td> </tr> <tr> <td>18 燃料移送ポンプ（屋外の燃料移送系関連機器を含む）</td> <td>屋外</td> <td>16.0m<sup>※</sup></td> </tr> <tr> <td>19 非常用交流電源系統（燃料移送ポンプを除く）</td> <td>R/B</td> <td>14.0m</td> </tr> <tr> <td>20 RSW/HPSW (RSW/HPSWポンプを除く)</td> <td>R/B</td> <td>-9.1m</td> </tr> <tr> <td>21 HPSWポンプ（補機ポンプエリア内の関連機器を含む）</td> <td>補機ポンプエリア</td> <td>14.4m<sup>※</sup></td> </tr> <tr> <td>22 RCW/HPCW</td> <td>R/B</td> <td>-9.1m</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 機能喪失高さを示す</p>	No.	設備名称	設置場所	設置フロア高さ (O. P.)	起回事象を引き起こす設備	1 起動変圧器	屋外	14.0m <sup>※</sup>		2 RSWポンプ（補機ポンプエリア内の関連機器を含む）	補機ポンプエリア	14.4m <sup>※</sup>	津波防護施設/浸水防止設備	3 防潮堤（O. P. 約+29m）	屋外	—	4 防潮壁（海水ポンプ室スクリーンエリア、放水立坑エリア）	屋外	—	5 浸水防止壁（補機ポンプエリア）	屋外	—	6 建屋止水対策	屋外	—	7 原子炉建屋	—	—	8 原子炉建屋外壁屋	R/B	—	9 制御建屋	—	—	10 制御建屋外壁屋	C/B	—	フロントライン系				11 スクラム系	R/B	5.0m	12 HPCS	R/B	-9.1m	13 RCIC	R/B	-9.1m	14 LPCS	R/B	-9.1m	15 LPCI (RR)	R/B	-9.1m	サポート系				16 CST	屋外	—	17 直流電源系統	C/B	7.0m	18 燃料移送ポンプ（屋外の燃料移送系関連機器を含む）	屋外	16.0m <sup>※</sup>	19 非常用交流電源系統（燃料移送ポンプを除く）	R/B	14.0m	20 RSW/HPSW (RSW/HPSWポンプを除く)	R/B	-9.1m	21 HPSWポンプ（補機ポンプエリア内の関連機器を含む）	補機ポンプエリア	14.4m <sup>※</sup>	22 RCW/HPCW	R/B	-9.1m	<p>第3.2.2.a-5表 建屋・機器リスト</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>系統・機能/起回事象</th> <th>設備名称</th> <th>設置場所</th> <th>設置高さ (T. F.)</th> <th>浸水口高さ (T. F.)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">起回事象を引き起こす設備</td> <td>1 主変圧器</td> <td>屋外</td> <td>10.0m</td> <td>10.0m</td> </tr> <tr> <td>2 原子炉補機冷却機機能喪失</td> <td>CW/B</td> <td>2.5m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">津波防護施設/浸水防止設備</td> <td>3 防潮堤（T. F. 16.5m）</td> <td>屋外</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>4 防水壁（取水ピットスクリーン室）</td> <td>屋外</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>5 建屋止水対策</td> <td>屋外</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="16">起回事象を緩和する設備</td> <td colspan="5">フロントライン系</td> </tr> <tr> <td>原子炉保護設備</td> <td>6 原子炉トリップ遮断器</td> <td>R/B</td> <td>17.8m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td>7 高圧注入ポンプ</td> <td>A/B</td> <td>-1.7m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td>8 低圧注入系</td> <td>9 余熱除去ポンプ</td> <td>A/B</td> <td>-1.7m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td>10 電動補助給水ポンプ</td> <td>R/B</td> <td>10.3m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td>11 タービン動補助給水ポンプ</td> <td>R/B</td> <td>10.3m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器スプレイ設備</td> <td>11 格納容器スプレイポンプ</td> <td>A/B</td> <td>-1.7m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td colspan="5">サポート系</td> </tr> <tr> <td>非常用所内電源系</td> <td>12 ディーゼル発電機</td> <td>DG/B</td> <td>10.3m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td>非常用所内電源系</td> <td>13 メタルクラッド開閉装置</td> <td>A/B</td> <td>10.3m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td>非常用所内電源系</td> <td>14 パワーコントロールセンタ</td> <td>A/B</td> <td>10.3m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td>非常用所内電源系</td> <td>15 蓄電池</td> <td>A/B</td> <td>10.3m</td> <td>10.3m</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機設備</td> <td>16 原子炉補機冷却水ポンプ</td> <td>R/B</td> <td>4.35m</td> <td>10.3m</td> </tr> </tbody> </table> <p>R/B：原子炉建屋、A/B：原子炉補機建屋、DG/B：ディーゼル発電機建屋、CW/B：電源水ポンプ建屋</p>	系統・機能/起回事象	設備名称	設置場所	設置高さ (T. F.)	浸水口高さ (T. F.)	起回事象を引き起こす設備	1 主変圧器	屋外	10.0m	10.0m	2 原子炉補機冷却機機能喪失	CW/B	2.5m	10.3m	津波防護施設/浸水防止設備	3 防潮堤（T. F. 16.5m）	屋外	—	—	4 防水壁（取水ピットスクリーン室）	屋外	—	—	5 建屋止水対策	屋外	—	—	起回事象を緩和する設備	フロントライン系					原子炉保護設備	6 原子炉トリップ遮断器	R/B	17.8m	10.3m	7 高圧注入ポンプ	A/B	-1.7m	10.3m	8 低圧注入系	9 余熱除去ポンプ	A/B	-1.7m	10.3m	10 電動補助給水ポンプ	R/B	10.3m	10.3m	11 タービン動補助給水ポンプ	R/B	10.3m	10.3m	原子炉格納容器スプレイ設備	11 格納容器スプレイポンプ	A/B	-1.7m	10.3m	サポート系					非常用所内電源系	12 ディーゼル発電機	DG/B	10.3m	10.3m	非常用所内電源系	13 メタルクラッド開閉装置	A/B	10.3m	10.3m	非常用所内電源系	14 パワーコントロールセンタ	A/B	10.3m	10.3m	非常用所内電源系	15 蓄電池	A/B	10.3m	10.3m	原子炉補機冷却機設備	16 原子炉補機冷却水ポンプ	R/B	4.35m	10.3m	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・PWRとBWRの相違により系統設備が異なる</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・機器の設置高さ等</li> </ul> <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>
系統・機能/起回事象	設備	設置階層	設置高さ	浸水口高さ	機器頂面高さ																																																																																																																																																																																																																																																																															
海水系	海水ポンプ	海水ポンプピット	E.L.+2.5m	E.L.+4.05m (クランプ下層)	E.L.+4.45m																																																																																																																																																																																																																																																																															
125V DC電源	直流き電機	C/B	E.L.+15.5m	E.L.+10.0m	E.L.+15.5m																																																																																																																																																																																																																																																																															
バッテリー	蓄電池	C/B	E.L.+15.5m	E.L.+10.0m	E.L.+15.5m																																																																																																																																																																																																																																																																															
外部電源	主変圧器	屋外 (T/B隣接)	E.L.+13.5m	E.L.+13.5m	E.L.+13.5m																																																																																																																																																																																																																																																																															
格納容器スプレイ注入系/再循環	格納容器スプレイポンプ	E/B	E.L.+3.5m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m																																																																																																																																																																																																																																																																															
換気空調系 (ディーゼル発電機室空調系)	ディーゼル発電機室空調系空気作動ダンパ	E/B	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m																																																																																																																																																																																																																																																																															
換気空調系 (安全格納室)	安全格納室温度計 安全格納室冷却ファン	E/B	E.L.+10.0m E.L.+17.1m	E.L.+10.0m E.L.+10.0m	E.L.+10.0m E.L.+17.1m																																																																																																																																																																																																																																																																															
換気空調系 (蓄電池室)	蓄電池室冷却ファン	C/B	E.L.+26.3m	E.L.+10.0m	E.L.+26.3m																																																																																																																																																																																																																																																																															
換気空調系 (制御用空気圧縮機室)	制御用空気圧縮機冷却ファン	E/B	E.L.+17.1m	E.L.+10.0m	E.L.+17.1m																																																																																																																																																																																																																																																																															
換気空調系 (電動補助給水ポンプ室)	電動補助給水ポンプ室温度計 電動補助給水ポンプ室冷却ファン	E/B	E.L.+10.0m E.L.+17.1m	E.L.+10.0m E.L.+10.0m	E.L.+10.0m E.L.+17.1m																																																																																																																																																																																																																																																																															
空調用冷水設備	空調用冷凍機	C/B	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m																																																																																																																																																																																																																																																																															
低圧注入系/再循環	余熱除去ポンプ	E/B	E.L.+3.5m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m																																																																																																																																																																																																																																																																															
高圧注入系/再循環	高圧注入ポンプ	E/B	E.L.+3.5m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m																																																																																																																																																																																																																																																																															
主給水流量喪失	復水ポンプ	T/B	E.L.-3.65m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m																																																																																																																																																																																																																																																																															
制御用空気系	制御用空気圧縮機	E/B	E.L.+17.1m	E.L.+10.0m	E.L.+17.1m																																																																																																																																																																																																																																																																															
直接炉心損傷	主盤（原子炉室）	C/B	E.L.+21.5m	E.L.+10.0m	E.L.+21.5m																																																																																																																																																																																																																																																																															
No.	設備名称	設置場所	設置フロア高さ (O. P.)																																																																																																																																																																																																																																																																																	
起回事象を引き起こす設備	1 起動変圧器	屋外	14.0m <sup>※</sup>																																																																																																																																																																																																																																																																																	
	2 RSWポンプ（補機ポンプエリア内の関連機器を含む）	補機ポンプエリア	14.4m <sup>※</sup>																																																																																																																																																																																																																																																																																	
津波防護施設/浸水防止設備	3 防潮堤（O. P. 約+29m）	屋外	—																																																																																																																																																																																																																																																																																	
	4 防潮壁（海水ポンプ室スクリーンエリア、放水立坑エリア）	屋外	—																																																																																																																																																																																																																																																																																	
	5 浸水防止壁（補機ポンプエリア）	屋外	—																																																																																																																																																																																																																																																																																	
	6 建屋止水対策	屋外	—																																																																																																																																																																																																																																																																																	
	7 原子炉建屋	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																	
	8 原子炉建屋外壁屋	R/B	—																																																																																																																																																																																																																																																																																	
	9 制御建屋	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																	
	10 制御建屋外壁屋	C/B	—																																																																																																																																																																																																																																																																																	
	フロントライン系																																																																																																																																																																																																																																																																																			
	11 スクラム系	R/B	5.0m																																																																																																																																																																																																																																																																																	
12 HPCS	R/B	-9.1m																																																																																																																																																																																																																																																																																		
13 RCIC	R/B	-9.1m																																																																																																																																																																																																																																																																																		
14 LPCS	R/B	-9.1m																																																																																																																																																																																																																																																																																		
15 LPCI (RR)	R/B	-9.1m																																																																																																																																																																																																																																																																																		
サポート系																																																																																																																																																																																																																																																																																				
16 CST	屋外	—																																																																																																																																																																																																																																																																																		
17 直流電源系統	C/B	7.0m																																																																																																																																																																																																																																																																																		
18 燃料移送ポンプ（屋外の燃料移送系関連機器を含む）	屋外	16.0m <sup>※</sup>																																																																																																																																																																																																																																																																																		
19 非常用交流電源系統（燃料移送ポンプを除く）	R/B	14.0m																																																																																																																																																																																																																																																																																		
20 RSW/HPSW (RSW/HPSWポンプを除く)	R/B	-9.1m																																																																																																																																																																																																																																																																																		
21 HPSWポンプ（補機ポンプエリア内の関連機器を含む）	補機ポンプエリア	14.4m <sup>※</sup>																																																																																																																																																																																																																																																																																		
22 RCW/HPCW	R/B	-9.1m																																																																																																																																																																																																																																																																																		
系統・機能/起回事象	設備名称	設置場所	設置高さ (T. F.)	浸水口高さ (T. F.)																																																																																																																																																																																																																																																																																
起回事象を引き起こす設備	1 主変圧器	屋外	10.0m	10.0m																																																																																																																																																																																																																																																																																
	2 原子炉補機冷却機機能喪失	CW/B	2.5m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																																
津波防護施設/浸水防止設備	3 防潮堤（T. F. 16.5m）	屋外	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																
	4 防水壁（取水ピットスクリーン室）	屋外	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																
	5 建屋止水対策	屋外	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																
起回事象を緩和する設備	フロントライン系																																																																																																																																																																																																																																																																																			
	原子炉保護設備	6 原子炉トリップ遮断器	R/B	17.8m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																															
	7 高圧注入ポンプ	A/B	-1.7m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																																
	8 低圧注入系	9 余熱除去ポンプ	A/B	-1.7m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																															
	10 電動補助給水ポンプ	R/B	10.3m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																																
	11 タービン動補助給水ポンプ	R/B	10.3m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																																
	原子炉格納容器スプレイ設備	11 格納容器スプレイポンプ	A/B	-1.7m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																															
	サポート系																																																																																																																																																																																																																																																																																			
	非常用所内電源系	12 ディーゼル発電機	DG/B	10.3m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																															
	非常用所内電源系	13 メタルクラッド開閉装置	A/B	10.3m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																															
	非常用所内電源系	14 パワーコントロールセンタ	A/B	10.3m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																															
	非常用所内電源系	15 蓄電池	A/B	10.3m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																															
	原子炉補機冷却機設備	16 原子炉補機冷却水ポンプ	R/B	4.35m	10.3m																																																																																																																																																																																																																																																																															

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

第37条 付録1 事故シ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 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																														
<p style="text-align: center;">第1.2.2.a-6表 機器リスト（主要な機器）(2/2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">系統・機能/ 起因事象</th> <th style="width: 15%;">設 備</th> <th style="width: 10%;">設置建屋</th> <th style="width: 10%;">設置高さ</th> <th style="width: 10%;">設水口高さ</th> <th style="width: 10%;">機器積層 高さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用所内交流電源</td> <td>非常用ディーゼル発電機</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> </tr> <tr> <td>補機冷却水系</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+7.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> </tr> <tr> <td>補機給水による蒸気発生器への給水(タービン駆動補助給水ポンプ)</td> <td>タービン駆動補助給水ポンプ</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+3.5m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> </tr> <tr> <td>補機給水による蒸気発生器への給水(電動補助給水ポンプ)</td> <td>電動補助給水ポンプ</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> </tr> <tr> <td>過渡</td> <td>凝水器真空ポンプ</td> <td>T/B</td> <td>E.L.+6.3m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">換気空調系 (安全補機間閉器室)</td> <td>安全補機間閉器室温度計</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+15.8m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+15.8m</td> </tr> <tr> <td>安全補機間閉器室空調ファン</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+26.1m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+26.1m</td> </tr> <tr> <td>115V計装用電源</td> <td>インバータ(計装用電源盤)</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+15.8m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+15.8m</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">主蒸気隔離</td> <td>主蒸気圧力計</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+29.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+29.0m</td> </tr> <tr> <td>主蒸気隔離弁(電磁弁を含む)</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+33.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+33.0m</td> </tr> <tr> <td>主蒸気逃がし弁による熱取出</td> <td>主蒸気逃がし弁(電磁弁を含む)</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+33.0m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+33.0m</td> </tr> <tr> <td>小破損LOCA</td> <td>原子炉制御計装盤</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+21.8m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+21.8m</td> </tr> <tr> <td>440V AC電源</td> <td>パワーセンタ</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+15.8m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+15.8m</td> </tr> <tr> <td>6.6kV AC電源</td> <td>メタルクラッド開閉装置</td> <td>C/B</td> <td>E.L.+10.3m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+15.8m</td> </tr> <tr> <td>安全注入信号 格納容器スプレイ作動信号</td> <td>熱納容器圧力計(広域)</td> <td>E/B</td> <td>E.L.+17.1m</td> <td>E.L.+10.0m</td> <td>E.L.+17.1m</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">C/B：制御建屋，E/B：原子炉周辺建屋，T/B：タービン建屋</p>	系統・機能/ 起因事象	設 備	設置建屋	設置高さ	設水口高さ	機器積層 高さ	非常用所内交流電源	非常用ディーゼル発電機	E/B	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ	C/B	E.L.+7.0m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	補機給水による蒸気発生器への給水(タービン駆動補助給水ポンプ)	タービン駆動補助給水ポンプ	E/B	E.L.+3.5m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	補機給水による蒸気発生器への給水(電動補助給水ポンプ)	電動補助給水ポンプ	E/B	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	過渡	凝水器真空ポンプ	T/B	E.L.+6.3m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	換気空調系 (安全補機間閉器室)	安全補機間閉器室温度計	C/B	E.L.+15.8m	E.L.+10.0m	E.L.+15.8m	安全補機間閉器室空調ファン	C/B	E.L.+26.1m	E.L.+10.0m	E.L.+26.1m	115V計装用電源	インバータ(計装用電源盤)	C/B	E.L.+15.8m	E.L.+10.0m	E.L.+15.8m	主蒸気隔離	主蒸気圧力計	E/B	E.L.+29.0m	E.L.+10.0m	E.L.+29.0m	主蒸気隔離弁(電磁弁を含む)	E/B	E.L.+33.0m	E.L.+10.0m	E.L.+33.0m	主蒸気逃がし弁による熱取出	主蒸気逃がし弁(電磁弁を含む)	E/B	E.L.+33.0m	E.L.+10.0m	E.L.+33.0m	小破損LOCA	原子炉制御計装盤	C/B	E.L.+21.8m	E.L.+10.0m	E.L.+21.8m	440V AC電源	パワーセンタ	C/B	E.L.+15.8m	E.L.+10.0m	E.L.+15.8m	6.6kV AC電源	メタルクラッド開閉装置	C/B	E.L.+10.3m	E.L.+10.0m	E.L.+15.8m	安全注入信号 格納容器スプレイ作動信号	熱納容器圧力計(広域)	E/B	E.L.+17.1m	E.L.+10.0m	E.L.+17.1m			<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 設計の相違</li> <li>・ 機器の設置高さ等</li> </ul> <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>
系統・機能/ 起因事象	設 備	設置建屋	設置高さ	設水口高さ	機器積層 高さ																																																																																												
非常用所内交流電源	非常用ディーゼル発電機	E/B	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m																																																																																												
補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ	C/B	E.L.+7.0m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m																																																																																												
補機給水による蒸気発生器への給水(タービン駆動補助給水ポンプ)	タービン駆動補助給水ポンプ	E/B	E.L.+3.5m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m																																																																																												
補機給水による蒸気発生器への給水(電動補助給水ポンプ)	電動補助給水ポンプ	E/B	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m																																																																																												
過渡	凝水器真空ポンプ	T/B	E.L.+6.3m	E.L.+10.0m	E.L.+10.0m																																																																																												
換気空調系 (安全補機間閉器室)	安全補機間閉器室温度計	C/B	E.L.+15.8m	E.L.+10.0m	E.L.+15.8m																																																																																												
	安全補機間閉器室空調ファン	C/B	E.L.+26.1m	E.L.+10.0m	E.L.+26.1m																																																																																												
115V計装用電源	インバータ(計装用電源盤)	C/B	E.L.+15.8m	E.L.+10.0m	E.L.+15.8m																																																																																												
主蒸気隔離	主蒸気圧力計	E/B	E.L.+29.0m	E.L.+10.0m	E.L.+29.0m																																																																																												
	主蒸気隔離弁(電磁弁を含む)	E/B	E.L.+33.0m	E.L.+10.0m	E.L.+33.0m																																																																																												
主蒸気逃がし弁による熱取出	主蒸気逃がし弁(電磁弁を含む)	E/B	E.L.+33.0m	E.L.+10.0m	E.L.+33.0m																																																																																												
小破損LOCA	原子炉制御計装盤	C/B	E.L.+21.8m	E.L.+10.0m	E.L.+21.8m																																																																																												
440V AC電源	パワーセンタ	C/B	E.L.+15.8m	E.L.+10.0m	E.L.+15.8m																																																																																												
6.6kV AC電源	メタルクラッド開閉装置	C/B	E.L.+10.3m	E.L.+10.0m	E.L.+15.8m																																																																																												
安全注入信号 格納容器スプレイ作動信号	熱納容器圧力計(広域)	E/B	E.L.+17.1m	E.L.+10.0m	E.L.+17.1m																																																																																												

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

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

大飯発電所3/4号炉

泊と比較のため、大飯の第1.2.2.a-4表を再掲

対象となる設備及び機器	設置場所	津波による損傷・機能喪失要因	「機能喪失」の要因(分析及び対応)		「機能喪失」の対策	本評価における評価結果
			「機能喪失」の要因(分析)	「機能喪失」の対策		
ポンプ、電機機器、電気ケーブル	屋内外	取水及び取水	津波による浸水	防水対策	○	○
		送電	津波による断線	断線防止対策	-	-
熱交換機及びSVC	屋外	熱交換機	津波による浸水	防水対策	-	-
		SVC	津波による断線	断線防止対策	-	-
配管、タンク等	屋内外	配管	津波による断線	断線防止対策	-	-
		タンク	津波による浸水	防水対策	-	-
各種機器	屋外	各種機器	津波による浸水	防水対策	-	-
		各種機器	津波による断線	断線防止対策	-	-

女川原子力発電所2号炉

第3.2.2.c-1表 建屋・機器フラジリティ評価結果(1/2)

No.	設備名称	津波損傷モード		評価	理由	津波フラジリティ
		浸水/被水	波力			
1	起動反応器	○	*1	*1	津波水位0.P.+33.9m以下では、浸水しないことを確認しており、津波水位0.P.+33.9mを超えた場合、浸水により機能喪失すると想定した。	○
2	RSHポンプ	○	*1	*1	津波水位0.P.+33.9m以下では、機械ポンプコアリアンテナ内へ浸水しないことを確認しており、津波水位0.P.+33.9mを超えた場合、機械ポンプコアリアンテナ内へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。	○
3	防漏堤(0.P.約29m)	-	*2	*2	津波水位0.P.+33.9m以下では、波力等による機能喪失の可能性は小さいとして無制限内への大量浸水により複数の安全機能喪失となりかねるため、フラジリティは考慮しない。即断3.2.2.c-2)	-
4	防漏堤	-	*2	*2	津波水位0.P.+33.9m以下では、波力等による機能喪失の可能性は小さいとして無制限内への大量浸水により複数の安全機能喪失となりかねるため、フラジリティは考慮しない。即断3.2.2.c-2)	-
5	浪水防止壁	-	*2	*2	同上	-
6	壁止水対策	-	*2	*2	同上	-
7	原子炉建屋	-	*2	*2	同上	-
8	原子炉建屋外壁面	-	*2	*2	同上	-
9	制御建屋	-	*2	*2	同上	-
10	制御建屋外壁面	-	*2	*2	同上	-

○：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となることを確認した。  
 \*1：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが、この影響は浸水/被水による機能喪失に限定される。この影響は考慮しない。  
 \*2：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが、この影響は小さいとして、この影響は考慮しない。

泊発電所3号炉

第3.2.2.c-1表 建屋・機器フラジリティ評価結果(1/2)

No.	設備名称	津波損傷モード		評価	理由	津波フラジリティ
		浸水/被水	波力			
1	主変圧器	○	*1	*1	津波水位T.P.+16.5m以下では、浸水しないことを確認しており、津波水位T.P.+16.5mを超えた場合、浸水により機能喪失すると想定した。	○
2	原子炉建屋冷却ポンプ	○	-	-	津波水位T.P.+16.5mを超えた場合、原子炉建屋冷却ポンプ建屋内へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。	-
3	防漏堤(T.P.+16.5m)	-	*2	*2	津波水位T.P.+16.5m以下では、波力等による機能喪失の可能性は小さいとして無制限内への大量浸水により複数の安全機能喪失となりかねるため、フラジリティは考慮しない。即断3.2.2.c-2)	-
4	防水壁(取水ピットスクリーン室)	-	*2	*2	同上	-
5	建屋止水対策	-	*2	*2	同上	-

○：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となることを確認した。  
 \*1：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが、この影響は浸水/被水による機能喪失に限定される。この影響は考慮しない。  
 \*2：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが、この影響は小さいとして、この影響は考慮しない。

相違理由

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



第37条 付録1 事故シナ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 3.2.2 津波 PRA

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

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
第3.2.2.c-1表 建屋・機器フラジリティ評価結果(2/2)						
No.	設備名称	緊急停止モード		津波フラジリティ		
		海水浸水	電力	冷却	廃液物	
11	フロンライン系 スクラム系	○	-	-	-	津波水位0.P.33.9mを超えた場合、原子炉建屋又は排熱建屋内部へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。
12	HPCS	○	-	-	-	同上
13	R/C	○	-	-	-	同上
14	LKS	○	-	-	-	同上
15	LVC (DHR)	○	-	-	-	同上
サブポート系						
16	CST	-	*2	*2	*2	津波水位0.P.33.9m以下では、威力別による機能喪失の可能性は小さいと見做した。一方、津波水位0.P.33.9mを超えた場合、緊急停止原子炉建屋又は排熱建屋内部への大量海水により機器の喪失機能喪失となり中心損傷に至るため、フラジリティは考慮しない。
17	送電電源系統	○	-	-	-	津波水位0.P.33.9mを超えた場合、原子炉建屋又は排熱建屋内部へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。
18	燃料移送ポンプ	○	*1	*1	*1	津波水位0.P.33.9m以下では、浸水しないことを確認しており、津波水位0.P.33.9mを超えた場合、浸水により機能喪失すると想定した。
19	非常用交流電源系統 (燃料移送ポンプ用)	○	-	-	-	同上
20	BSI/HPS (BSI/HPSMポンプ格 く)	○	-	-	-	同上
21	HPSMポンプ	○	*1	*1	*1	津波水位0.P.33.9m以下では、網橋ポンプエリア内へ浸水しないことを確認しており、津波水位0.P.33.9mを超えた場合、網橋ポンプエリア内へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。
22	R/W/WP	○	-	-	-	津波水位0.P.33.9mを超えた場合、原子炉建屋又は排熱建屋内部へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。
・(○)：当該設備モードが設備の機能喪失原因となることを想定した。 ・(●)：当該設備モードが設備の機能喪失原因となる可能性はあるが、この影響は浸水/浸水による機能喪失の可能性は小さいとし、この影響は考えない。 ・(※1)：当該設備モードが設備の機能喪失原因となる可能性はあるが、この影響は小さいとし、この影響は考えない。 ・(※2)：当該設備モードが設備の機能喪失原因となる可能性は小さい。						
第3.2.2.c-1表 建屋・機器フラジリティ評価結果(2/2)						
No.	設備名称	緊急停止モード		津波フラジリティ		
		海水/浸水	電力	冷却	廃液物	
6	フロンライン系 原子炉トリップ遮断器	○	-	-	-	津波水位 T.P.16.0m を超えた場合、原子炉建屋又は原子炉建屋内部へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。
7	渣注入ポンプ	○	-	-	-	同上
8	余熱除去ポンプ	○	-	-	-	同上
9	電動機冷却水ポンプ	○	-	-	-	同上
10	タービン駆動補助給水ポンプ	○	-	-	-	同上
11	格納容器スプレイポンプ	○	-	-	-	同上
サブポート系						
12	ディーゼル発電機	○	-	-	-	津波水位 T.P.16.0m を超えた場合、ディーゼル発電機建屋内部へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。
13	メタルクランプ閉鎖装置	○	-	-	-	津波水位 T.P.16.0m を超えた場合、原子炉建屋又は原子炉建屋内部へ浸水し、浸水により機能喪失すると想定した。
14	パワーコントロールセンサ	○	-	-	-	同上
15	蓄電池	○	-	-	-	同上
16	原子炉建屋冷却水ポンプ	○	-	-	-	同上
・(○)：当該設備モードが設備の機能喪失原因となることを想定した。 ・(●)：当該設備モードが設備の機能喪失原因となる可能性はあるが、この影響は浸水/浸水により設備は機能喪失しない。						
【女川】 ■設計の相違 ・PWR と BWR の相違により系統設備が異なるが、評価方針は女川と同様 【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映						

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																								
<p>第1.2.2.a.7表 重要事故シナリオ評価用の津波シナリオ区分</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>津波シナリオ区分 (津波高さ)</th> <th>津波シナリオの概要</th> <th>津波によって損傷する 主要な機器</th> <th>起回事象<sup>※</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1 (4.65m以上～10.0m未満)</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>10.0m未満に設置されている屋外機器が水没。</li> <li>海水ポンプの水没によって、補機冷却機能が喪失することから、RCPシールドLOCAが発生する。</li> </ul> </td> <td>海水ポンプ</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失 (主給水流量喪失) (過渡事象)</td> </tr> <tr> <td>2 (10.0m以上～13.5m未満)</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>シナリオ区分1までの高さの津波で水没した屋外機器に加え、制御建屋及び原子炉周辺建屋の開口部(10.0m)から浸水が始まるため10.0m以下に設置されている機器がすべて水没する。そのため、補助給水系による2次冷却系の冷却が不能となる。また、非常用炉心冷却設備やディーゼル発電機も水没する。</li> </ul> </td> <td>復水ポンプ 復水器真空ポンプ 電動補助給水ポンプ タービン駆動補助給水ポンプ ディーゼル発電機 等</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失</td> </tr> <tr> <td>3 (13.5m以上～15.8m未満)</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>屋外に設置されている海水ポンプ及び主変圧器等の屋外変圧器の水没により全交流動力電源喪失が発生する。</li> </ul> </td> <td>主変圧器 等</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失</td> </tr> <tr> <td>4 (15.8m以上)</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>シナリオ区分3までの高さの津波で水没した機器に加え、15.8m以下に設置されている機器がすべて水没。</li> <li>高さ15.8mの津波により、メタルクラッド閉閉装置、パワーセンタ等の電気盤が複数水没することにより、直接炉心損傷に至る。</li> </ul> </td> <td>メタルクラッド閉閉装置 パワーセンタ 等</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失 直接炉心損傷に至る事象</td> </tr> </tbody> </table> <p>※下欄の起回事象は、当該津波シナリオで新たに発生する起回事象である。また、( )内の起回事象については、原子炉補機冷却機能喪失が発生するとした際に従属的に発生する起回事象である。</p>	津波シナリオ区分 (津波高さ)	津波シナリオの概要	津波によって損傷する 主要な機器	起回事象 <sup>※</sup>	1 (4.65m以上～10.0m未満)	<ul style="list-style-type: none"> <li>10.0m未満に設置されている屋外機器が水没。</li> <li>海水ポンプの水没によって、補機冷却機能が喪失することから、RCPシールドLOCAが発生する。</li> </ul>	海水ポンプ	原子炉補機冷却機能喪失 (主給水流量喪失) (過渡事象)	2 (10.0m以上～13.5m未満)	<ul style="list-style-type: none"> <li>シナリオ区分1までの高さの津波で水没した屋外機器に加え、制御建屋及び原子炉周辺建屋の開口部(10.0m)から浸水が始まるため10.0m以下に設置されている機器がすべて水没する。そのため、補助給水系による2次冷却系の冷却が不能となる。また、非常用炉心冷却設備やディーゼル発電機も水没する。</li> </ul>	復水ポンプ 復水器真空ポンプ 電動補助給水ポンプ タービン駆動補助給水ポンプ ディーゼル発電機 等	原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失	3 (13.5m以上～15.8m未満)	<ul style="list-style-type: none"> <li>屋外に設置されている海水ポンプ及び主変圧器等の屋外変圧器の水没により全交流動力電源喪失が発生する。</li> </ul>	主変圧器 等	原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失	4 (15.8m以上)	<ul style="list-style-type: none"> <li>シナリオ区分3までの高さの津波で水没した機器に加え、15.8m以下に設置されている機器がすべて水没。</li> <li>高さ15.8mの津波により、メタルクラッド閉閉装置、パワーセンタ等の電気盤が複数水没することにより、直接炉心損傷に至る。</li> </ul>	メタルクラッド閉閉装置 パワーセンタ 等	原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失 直接炉心損傷に至る事象	<p>第3.2.2.d-1表 津波高さによるシナリオ分類</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>津波分類</th> <th>津波高さ</th> <th>津波により損傷する主な機器</th> <th>起回事象</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>0. P. +29m～0. P. +33. 9m</td> <td>・タービン建屋内機器</td> <td>・外部電源喪失</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>0. P. +33. 9m～</td> <td>・敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内浸水により、複数の安全機能喪失</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	津波分類	津波高さ	津波により損傷する主な機器	起回事象	A	0. P. +29m～0. P. +33. 9m	・タービン建屋内機器	・外部電源喪失	B	0. P. +33. 9m～	・敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内浸水により、複数の安全機能喪失		<p>第3.2.2.d-1表 津波高さによるシナリオ分類</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>津波分類</th> <th>津波高さ</th> <th>津波シナリオの概要</th> <th>起回事象</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>T. P. 16. 5m～</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内浸水により、メタルクラッド閉閉装置、パワーコントロールセンタ等の電気盤が水没することにより複数の安全機能が喪失し、直接炉心損傷に至る。</li> </ul> </td> <td>敷地及び建屋内浸水</td> </tr> </tbody> </table>	津波分類	津波高さ	津波シナリオの概要	起回事象	A	T. P. 16. 5m～	<ul style="list-style-type: none"> <li>敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内浸水により、メタルクラッド閉閉装置、パワーコントロールセンタ等の電気盤が水没することにより複数の安全機能が喪失し、直接炉心損傷に至る。</li> </ul>	敷地及び建屋内浸水	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> <li>・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、重要事故シナリオ選定の観点では津波高さ分類の更なる細分化は不要であり、同一の敷地高さに設置する建屋及び機器は同時に浸水するものとして保守的に評価している。</li> <li>・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)</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> <li>・大飯は防護壁及び止水壁(海水ポンプエリア、T.P. 8. 0m)を考慮しない評価としている。</li> </ul>
津波シナリオ区分 (津波高さ)	津波シナリオの概要	津波によって損傷する 主要な機器	起回事象 <sup>※</sup>																																								
1 (4.65m以上～10.0m未満)	<ul style="list-style-type: none"> <li>10.0m未満に設置されている屋外機器が水没。</li> <li>海水ポンプの水没によって、補機冷却機能が喪失することから、RCPシールドLOCAが発生する。</li> </ul>	海水ポンプ	原子炉補機冷却機能喪失 (主給水流量喪失) (過渡事象)																																								
2 (10.0m以上～13.5m未満)	<ul style="list-style-type: none"> <li>シナリオ区分1までの高さの津波で水没した屋外機器に加え、制御建屋及び原子炉周辺建屋の開口部(10.0m)から浸水が始まるため10.0m以下に設置されている機器がすべて水没する。そのため、補助給水系による2次冷却系の冷却が不能となる。また、非常用炉心冷却設備やディーゼル発電機も水没する。</li> </ul>	復水ポンプ 復水器真空ポンプ 電動補助給水ポンプ タービン駆動補助給水ポンプ ディーゼル発電機 等	原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失																																								
3 (13.5m以上～15.8m未満)	<ul style="list-style-type: none"> <li>屋外に設置されている海水ポンプ及び主変圧器等の屋外変圧器の水没により全交流動力電源喪失が発生する。</li> </ul>	主変圧器 等	原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失																																								
4 (15.8m以上)	<ul style="list-style-type: none"> <li>シナリオ区分3までの高さの津波で水没した機器に加え、15.8m以下に設置されている機器がすべて水没。</li> <li>高さ15.8mの津波により、メタルクラッド閉閉装置、パワーセンタ等の電気盤が複数水没することにより、直接炉心損傷に至る。</li> </ul>	メタルクラッド閉閉装置 パワーセンタ 等	原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失 直接炉心損傷に至る事象																																								
津波分類	津波高さ	津波により損傷する主な機器	起回事象																																								
A	0. P. +29m～0. P. +33. 9m	・タービン建屋内機器	・外部電源喪失																																								
B	0. P. +33. 9m～	・敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内浸水により、複数の安全機能喪失																																									
津波分類	津波高さ	津波シナリオの概要	起回事象																																								
A	T. P. 16. 5m～	<ul style="list-style-type: none"> <li>敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内浸水により、メタルクラッド閉閉装置、パワーコントロールセンタ等の電気盤が水没することにより複数の安全機能が喪失し、直接炉心損傷に至る。</li> </ul>	敷地及び建屋内浸水																																								

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

第37条 付録1 事故シナシ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 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																			
	<p style="text-align: center;">第3.2.2.d-2表 事故シナシスグループ</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 40%;">炉心損傷シナシスの特徴</th> <th style="width: 15%;">事故シナシスグループ</th> <th style="width: 15%;">本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない</th> <th style="width: 30%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>LOCA時注水機能喪失 詳細には、 ・大破断LOCA後の炉心冷却失敗 ・中破断LOCA後の炉心冷却失敗 ・小破断LOCA後の炉心冷却失敗</td> <td>LOCA後の注水失敗 AE SIE SZE</td> <td>LOCA後の注水失敗 × × ×</td> <td rowspan="2">津波による発生は考えにくいため×とした</td> </tr> <tr> <td>高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>TQW TQX</td> <td>× ×</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>TB</td> <td>×</td> <td rowspan="5">津波水位0.P.+33.9m以下では、外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であり、地表による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シナシスと同等であることから、地震PRAに包含されるため×とした</td> </tr> <tr> <td>・非常用D/G2台・HPCS機能喪失及びバッテリー枯渇に伴うRCIC機能喪失</td> <td>長期TB</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>・バッテリーの故障により非常用D/G2台の起動に失敗し、HPCSも機能喪失</td> <td>TBD</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>・非常用D/G2台が機能喪失し、さらにHPCS及びRCICも機能喪失</td> <td>TBU</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>・非常用D/G2台が機能喪失し、さらにHPCS及びSRV再閉失敗によるRCIC機能喪失</td> <td>TBP</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>TW</td> <td>×</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>TC</td> <td>×</td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）</td> <td>ISLOCA</td> <td>×</td> <td>津波による発生は考えにくいため×とした</td> </tr> <tr> <td>津波PRA 敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水により炉心損傷に至る</td> <td>複数の安全機能喪失</td> <td>○</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	炉心損傷シナシスの特徴	事故シナシスグループ	本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない	備考	LOCA時注水機能喪失 詳細には、 ・大破断LOCA後の炉心冷却失敗 ・中破断LOCA後の炉心冷却失敗 ・小破断LOCA後の炉心冷却失敗	LOCA後の注水失敗 AE SIE SZE	LOCA後の注水失敗 × × ×	津波による発生は考えにくいため×とした	高圧・低圧注水機能喪失	TQW TQX	× ×	全交流動力電源喪失	TB	×	津波水位0.P.+33.9m以下では、外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であり、地表による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シナシスと同等であることから、地震PRAに包含されるため×とした	・非常用D/G2台・HPCS機能喪失及びバッテリー枯渇に伴うRCIC機能喪失	長期TB	×	・バッテリーの故障により非常用D/G2台の起動に失敗し、HPCSも機能喪失	TBD	×	・非常用D/G2台が機能喪失し、さらにHPCS及びRCICも機能喪失	TBU	×	・非常用D/G2台が機能喪失し、さらにHPCS及びSRV再閉失敗によるRCIC機能喪失	TBP	×	崩壊熱除去機能喪失	TW	×		原子炉停止機能喪失	TC	×		格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	ISLOCA	×	津波による発生は考えにくいため×とした	津波PRA 敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水により炉心損傷に至る	複数の安全機能喪失	○	—	<p style="text-align: center;">第3.2.2.d-2表 事故シナシスグループ</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 40%;">事故シナシスグループ</th> <th style="width: 15%;">本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない</th> <th style="width: 45%;">備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2次冷却系からの除熱機能喪失</td> <td>×</td> <td rowspan="7">津波水位T.P.16.5m以下では、緩和設備は全て健全であり、ランダム故障の組合せによる炉心損傷シナシスは内母事象PRAに包含されるため×とした</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>ECCS注水機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>ECCS循環機能喪失</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA・蒸気発生器伝熱管破損）</td> <td>×</td> <td>津波による発生は考えにくいため×とした</td> </tr> <tr> <td>津波PRA 複数の安全機能喪失</td> <td>○</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナシスグループ	本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない	備考	2次冷却系からの除熱機能喪失	×	津波水位T.P.16.5m以下では、緩和設備は全て健全であり、ランダム故障の組合せによる炉心損傷シナシスは内母事象PRAに包含されるため×とした	全交流動力電源喪失	×	原子炉補機冷却機能喪失	×	原子炉格納容器の除熱機能喪失	×	原子炉停止機能喪失	×	ECCS注水機能喪失	×	ECCS循環機能喪失	×	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA・蒸気発生器伝熱管破損）	×	津波による発生は考えにくいため×とした	津波PRA 複数の安全機能喪失	○	—	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・PWRとBWRの相違により内部事象PRAで抽出される事故シナシスグループは異なるが、津波特有の事故シナシスグループとして「複数の安全機能喪失」を想定している点は女川と同様。</li> </ul> <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>
炉心損傷シナシスの特徴	事故シナシスグループ	本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない	備考																																																																			
LOCA時注水機能喪失 詳細には、 ・大破断LOCA後の炉心冷却失敗 ・中破断LOCA後の炉心冷却失敗 ・小破断LOCA後の炉心冷却失敗	LOCA後の注水失敗 AE SIE SZE	LOCA後の注水失敗 × × ×	津波による発生は考えにくいため×とした																																																																			
高圧・低圧注水機能喪失	TQW TQX	× ×																																																																				
全交流動力電源喪失	TB	×	津波水位0.P.+33.9m以下では、外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であり、地表による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シナシスと同等であることから、地震PRAに包含されるため×とした																																																																			
・非常用D/G2台・HPCS機能喪失及びバッテリー枯渇に伴うRCIC機能喪失	長期TB	×																																																																				
・バッテリーの故障により非常用D/G2台の起動に失敗し、HPCSも機能喪失	TBD	×																																																																				
・非常用D/G2台が機能喪失し、さらにHPCS及びRCICも機能喪失	TBU	×																																																																				
・非常用D/G2台が機能喪失し、さらにHPCS及びSRV再閉失敗によるRCIC機能喪失	TBP	×																																																																				
崩壊熱除去機能喪失	TW	×																																																																				
原子炉停止機能喪失	TC	×																																																																				
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	ISLOCA	×	津波による発生は考えにくいため×とした																																																																			
津波PRA 敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内への浸水により炉心損傷に至る	複数の安全機能喪失	○	—																																																																			
事故シナシスグループ	本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない	備考																																																																				
2次冷却系からの除熱機能喪失	×	津波水位T.P.16.5m以下では、緩和設備は全て健全であり、ランダム故障の組合せによる炉心損傷シナシスは内母事象PRAに包含されるため×とした																																																																				
全交流動力電源喪失	×																																																																					
原子炉補機冷却機能喪失	×																																																																					
原子炉格納容器の除熱機能喪失	×																																																																					
原子炉停止機能喪失	×																																																																					
ECCS注水機能喪失	×																																																																					
ECCS循環機能喪失	×																																																																					
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA・蒸気発生器伝熱管破損）	×	津波による発生は考えにくいため×とした																																																																				
津波PRA 複数の安全機能喪失	○	—																																																																				



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

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

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

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

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

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

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

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																					
<p>第12.2.d-3表 フロントライン系とサポート系の依存性</p> <table border="1" data-bbox="107 319 660 574"> <tr> <td>サポート系</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>電源系</td> <td>信号系</td> <td>制御用空気系</td> <td>換気空調系</td> <td>原子炉補機冷却海水系</td> <td>原子炉補機冷却水系</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>フロントライン系</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>補助給水系/主蒸気圧力制御系</td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="107 646 660 981"> <tr> <td>サポート系 (影響を与える側)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>電源系</td> <td>信号系</td> <td>制御用空気系</td> <td>換気空調系</td> <td>原子炉補機冷却海水系</td> <td>原子炉補機冷却水系</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>サポート系 (影響を受ける側)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>電源系</td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>信号系</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>制御用空気系</td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>換気空調系</td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系</td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水系</td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table>	サポート系										電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系			フロントライン系									補助給水系/主蒸気圧力制御系	○	○		○					サポート系 (影響を与える側)										電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系			サポート系 (影響を受ける側)									電源系		○		○	○				信号系	○								制御用空気系	○	○		○	○				換気空調系	○	○							原子炉補機冷却海水系	○	○							原子炉補機冷却水系	○	○			○						<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価方針の相違</li> <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、システム信頼性解析は実施していない（女川と同様）</li> </ul>
サポート系																																																																																																																								
	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系																																																																																																																		
フロントライン系																																																																																																																								
補助給水系/主蒸気圧力制御系	○	○		○																																																																																																																				
サポート系 (影響を与える側)																																																																																																																								
	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系																																																																																																																		
サポート系 (影響を受ける側)																																																																																																																								
電源系		○		○	○																																																																																																																			
信号系	○																																																																																																																							
制御用空気系	○	○		○	○																																																																																																																			
換気空調系	○	○																																																																																																																						
原子炉補機冷却海水系	○	○																																																																																																																						
原子炉補機冷却水系	○	○			○																																																																																																																			



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

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

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
第1.2.2.d-4 表 津波シナリオ区分ごとの評価結果と主要なミニマルカットセット						
津波シナリオ区分	津波高さ	事故シーケンス	CDF (/年)	主要なミニマルカットセット	CDF (/年)	蓄与割合
1	4.65m 以上～ 10.0m 未満	RCPシールドLOCA	3.0E-07	RCPシールドLOCA	3.0E-07	100%
		原子炉補機 冷却機能喪失	1.3E-09	加圧器安全弁055(056,057) 再閉止失敗	1.3E-09	100%
2	10.0m 以上～ 13.5m 未満	補助給水失敗	2.2E-09	復水ピット閉塞	3.7E-12	0.17%
				補助給水ポンプ起動信号失敗 CCF	1.3E-13	0.01%
3	13.5m 以上～ 15.8m 未満	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	2.2E-10	津波による補助給水機能喪失	2.2E-09	99.7%
				津波による全交流動力電源喪失	2.2E-10	100%
4	15.8m 以上	複数の信号系損傷	1.1E-10	津波による複数の信号系損傷	1.1E-10	100%
<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価方針の相違</li> <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、システム信頼性解析は実施していない（女川と同様）</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 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																		
<p style="text-align: center;">第 1.2.2.d.5 表 起因事象別CDF結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>事故シーケンス</th> <th>シーケンス別 CDF (／炉年)</th> <th>起因事象別 CDF (／炉年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA</td> <td>3.0E-07</td> <td rowspan="2">3.0E-07</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</td> <td>1.3E-09</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">外部電源喪失</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗</td> <td>2.2E-09</td> <td rowspan="3">2.2E-10</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失</td> <td>2.2E-10</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+補助給水失敗</td> <td>—*1</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">直接炉心損傷に至る事象</td> <td>複数の信号系損傷</td> <td>1.1E-10</td> <td rowspan="3">1.1E-10</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失+補助給水失敗</td> <td>—**2</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+補助給水失敗</td> <td>—**2</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right; margin-top: 10px;">*1：全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスで代表して評価                  *2：原子炉補機冷却機能喪失で代表して評価</p>	起因事象	事故シーケンス	シーケンス別 CDF (／炉年)	起因事象別 CDF (／炉年)	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	3.0E-07	3.0E-07	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	1.3E-09	外部電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	2.2E-09	2.2E-10	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	2.2E-10	外部電源喪失+補助給水失敗	—*1	直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷	1.1E-10	1.1E-10	主給水流量喪失+補助給水失敗	—**2	過渡事象+補助給水失敗	—**2	<p style="text-align: center;">第 3.2.2.d-4 表 起因事象毎の炉心損傷頻度</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>事故シーケンス</th> <th>事故シーケンス別 炉心損傷頻度 (／炉年)</th> <th>起因事象別 炉心損傷頻度 (／炉年)</th> <th>寄与割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">外部電源喪失</td> <td>—*1</td> <td>—*1</td> <td>—*1</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>複数の安全機能喪失</td> <td><math>7.3 \times 10^{-7}</math></td> <td><math>7.3 \times 10^{-7}</math></td> <td>100</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">敷地及び建屋内浸水</td> <td>全炉心損傷頻度</td> <td>—</td> <td><math>7.3 \times 10^{-7}</math></td> <td>100</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small; margin-top: 5px;">*1 外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であることから、地震PRAに包含される。</p>	起因事象	事故シーケンス	事故シーケンス別 炉心損傷頻度 (／炉年)	起因事象別 炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)	外部電源喪失	—*1	—*1	—*1	—	複数の安全機能喪失	$7.3 \times 10^{-7}$	$7.3 \times 10^{-7}$	100	敷地及び建屋内浸水	全炉心損傷頻度	—	$7.3 \times 10^{-7}$	100	—	—	—	—	<p style="text-align: center;">第 3.2.2.d-4 表 起因事象ごとの炉心損傷頻度</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>事故シーケンス</th> <th>事故シーケンス別 炉心損傷頻度 (／炉年)</th> <th>起因事象別 炉心損傷頻度 (／炉年)</th> <th>寄与割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">敷地内及び建屋内浸水</td> <td>複数の安全機能喪失</td> <td><math>2.9 \times 10^{-7}</math></td> <td rowspan="2"><math>2.9 \times 10^{-7}</math></td> <td rowspan="2">100</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>全炉心損傷頻度</td> <td>—</td> <td>—</td> <td><math>2.9 \times 10^{-7}</math></td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <div style="border: 1px solid gray; padding: 5px; margin-top: 10px; text-align: center;">                 追記【津波ハザード評価結果を反映】             </div>	起因事象	事故シーケンス	事故シーケンス別 炉心損傷頻度 (／炉年)	起因事象別 炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)	敷地内及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	$2.9 \times 10^{-7}$	$2.9 \times 10^{-7}$	100	—	—	全炉心損傷頻度	—	—	$2.9 \times 10^{-7}$	100	<p style="color: red;">【女川】【大飯】</p> <p style="color: red;">■ 個別評価による相違</p> <p style="color: blue;">【大飯】</p> <p style="color: blue;">■ 記載方針の相違</p> <p style="color: blue;">■ 女川実績の反映</p>
起因事象	事故シーケンス	シーケンス別 CDF (／炉年)	起因事象別 CDF (／炉年)																																																																		
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	3.0E-07	3.0E-07																																																																		
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	1.3E-09																																																																			
外部電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	2.2E-09	2.2E-10																																																																		
	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	2.2E-10																																																																			
	外部電源喪失+補助給水失敗	—*1																																																																			
直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷	1.1E-10	1.1E-10																																																																		
	主給水流量喪失+補助給水失敗	—**2																																																																			
	過渡事象+補助給水失敗	—**2																																																																			
起因事象	事故シーケンス	事故シーケンス別 炉心損傷頻度 (／炉年)	起因事象別 炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)																																																																	
外部電源喪失	—*1	—*1	—*1	—																																																																	
	複数の安全機能喪失	$7.3 \times 10^{-7}$	$7.3 \times 10^{-7}$	100																																																																	
敷地及び建屋内浸水	全炉心損傷頻度	—	$7.3 \times 10^{-7}$	100																																																																	
	—	—	—	—																																																																	
起因事象	事故シーケンス	事故シーケンス別 炉心損傷頻度 (／炉年)	起因事象別 炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)																																																																	
敷地内及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	$2.9 \times 10^{-7}$	$2.9 \times 10^{-7}$	100																																																																	
	—	—																																																																			
全炉心損傷頻度	—	—	$2.9 \times 10^{-7}$	100																																																																	

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
	<p style="text-align: center;">第3.2.2.d-5表 事故シナシナグループ毎の炉心損傷頻度</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>津波分類</th> <th>シナシナグループ</th> <th>概要</th> <th>炉心損傷頻度 (/炉年)</th> <th>寄与割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>B</td> <td>複数の安全機能喪失</td> <td>0.P.+33.9mを超える津波により、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内に浸水することで、緩和設備が機能喪失し、炉心損傷に至る。</td> <td><math>7.3 \times 10^{-7}</math></td> <td>100</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align: center;">全炉心損傷頻度</td> <td><math>7.3 \times 10^{-7}</math></td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table>	津波分類	シナシナグループ	概要	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	B	複数の安全機能喪失	0.P.+33.9mを超える津波により、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内に浸水することで、緩和設備が機能喪失し、炉心損傷に至る。	$7.3 \times 10^{-7}$	100	全炉心損傷頻度			$7.3 \times 10^{-7}$	100	<p style="text-align: center;">第3.2.2.d-5表 事故シナシナグループごとの炉心損傷頻度</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>津波分類</th> <th>シナシナグループ</th> <th>概要</th> <th>炉心損傷頻度 (/炉年)</th> <th>寄与割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>複数の安全機能喪失</td> <td>T.P.16.5mを超える津波により、敷地及び原子炉建屋又は又は原子炉補助建屋に浸水することで、緩和設備が機能喪失し、炉心損傷に至る。</td> <td><math>2.9 \times 10^{-7}</math></td> <td>100</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align: center;">全炉心損傷頻度</td> <td><math>2.9 \times 10^{-7}</math></td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">追而【津波ハザード評価結果を反映】</p>	津波分類	シナシナグループ	概要	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	A	複数の安全機能喪失	T.P.16.5mを超える津波により、敷地及び原子炉建屋又は又は原子炉補助建屋に浸水することで、緩和設備が機能喪失し、炉心損傷に至る。	$2.9 \times 10^{-7}$	100	全炉心損傷頻度			$2.9 \times 10^{-7}$	100	<p>【女川】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違          【大飯】  <span style="color: blue;">■</span> 記載方針の相違          ・女川実績の反映</p>
津波分類	シナシナグループ	概要	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)																													
B	複数の安全機能喪失	0.P.+33.9mを超える津波により、敷地及び原子炉建屋又は制御建屋内に浸水することで、緩和設備が機能喪失し、炉心損傷に至る。	$7.3 \times 10^{-7}$	100																													
全炉心損傷頻度			$7.3 \times 10^{-7}$	100																													
津波分類	シナシナグループ	概要	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)																													
A	複数の安全機能喪失	T.P.16.5mを超える津波により、敷地及び原子炉建屋又は又は原子炉補助建屋に浸水することで、緩和設備が機能喪失し、炉心損傷に至る。	$2.9 \times 10^{-7}$	100																													
全炉心損傷頻度			$2.9 \times 10^{-7}$	100																													



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

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

大飯発電所3/4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第1.2.2.d-6表 重要度整理結果

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

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

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

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

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

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
第 1.2.2.d.7 表 感度解析結果						
起因事象	事故シーケンス	基本ケース（/炉年）		感度解析（/炉年）		
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	3.0E-07	3.0E-07	3.5E-08	3.8E-08	
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器迷がし弁/安全弁LOCA	1.3E-09		1.3E-09		
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	2.2E-09		2.2E-09		
外部電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失		2.2E-10		2.2E-10	
直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷		1.1E-10		1.1E-10	
	合計		3.0E-07		3.9E-08	
<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <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、重大事故等対策を考慮した場合の感度解析は実施していない（女川と同様）</li> <li>・ 感度解析については、女川と同様に引き波シナリオの評価を実施する予定</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 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
	<p>第3.2.2.d-6表 評価対象とする津波高さにおける年超過確率</p> <table border="1" data-bbox="913 287 1093 1369"> <thead> <tr> <th rowspan="2">津波高さ</th> <th colspan="5">各信頼度における年超過確率</th> <th>年超過確率の 平均値</th> </tr> <tr> <th>0.95</th> <th>0.84</th> <th>0.50</th> <th>0.16</th> <th>0.05</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0. P. +33.9m</td> <td><math>2.51 \times 10^{-6}</math></td> <td><math>7.75 \times 10^{-9}</math></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td><math>7.25 \times 10^{-7}</math></td> </tr> </tbody> </table> <p>(※網掛け部は年超過確率値が得られていない)</p>	津波高さ	各信頼度における年超過確率					年超過確率の 平均値	0.95	0.84	0.50	0.16	0.05		0. P. +33.9m	$2.51 \times 10^{-6}$	$7.75 \times 10^{-9}$				$7.25 \times 10^{-7}$	<p>第3.2.2.d-6表 評価対象とする津波高さにおける年超過確率</p> <div data-bbox="1366 279 1881 1372" 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>	
津波高さ	各信頼度における年超過確率					年超過確率の 平均値																	
	0.95	0.84	0.50	0.16	0.05																		
0. P. +33.9m	$2.51 \times 10^{-6}$	$7.75 \times 10^{-9}$				$7.25 \times 10^{-7}$																	



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）

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 style="text-align: center;">第 1.2.2-1 図 津波レベル1 PRAの評価フロー</p> <p><b>a. プラント情報の収集・分析と事故シナリオの概念的な分析</b> ・プラント関連情報の収集・分析 ・プラントウォークダウンの実施 ・事故シナリオの概念的な分析・設定</p> <p><b>b. 確率的津波ハザード評価</b> 津波高さ(m) 年超過発生頻度 (/年) A T評価の対象となる対象波高を任意の津波高さとの関係で区別する。必要に応じて、津波ハザード評価を評価する。</p> <p><b>c. 建屋・機器 fragility 評価</b> 津波高さ(m) 機器損傷率 A 建屋・機器の設置位置情報等を基に、任意の機器損傷高さに対する建屋・機器の条件付損傷率を評価する。</p> <p><b>d. 事故シナリオ評価</b> 必要な安全機能等の組み合わせをイベントツリー及びウォークダウンツールによりモデル化し、事故シナリオ評価結果及び建屋・機器 fragility 評価結果を入力した事故シナリオ評価結果を評価する。評価結果に至る順序を評価する。</p>	<p style="text-align: center;">第 3.2-2-1 図 津波 PRA 評価フロー</p> <p><b>プラント構成・特性及びサイト状況の調査</b> 津波 PRA に必要なサイト・プラントの各種情報を収集し、対象施設の設計及び津波による影響を把握する。</p> <p><b>津波 PRA の実施</b> 津波 PRA に必要なサイト・プラントの各種情報を収集し、対象施設の設計及び津波による影響を把握する。</p> <p><b>確率的津波ハザード評価</b> 津波高さ 年超過発生頻度 A T評価の対象となる対象波高を任意の津波高さとの関係で区別する。必要に応じて、津波ハザード評価を評価する。</p> <p><b>建屋・機器 fragility 評価</b> 津波高さ(m) 機器損傷率 A 建屋・機器の設置位置情報等を基に、任意の機器損傷高さに対する建屋・機器の条件付損傷率を評価する。</p> <p><b>事故シナリオ評価</b> 津波 PRA に必要なサイト・プラントの各種情報を収集し、対象施設の設計及び津波による影響を把握する。</p>	<p style="text-align: center;">第 3.2-2-1 図 津波 PRA 評価フロー</p> <p><b>プラント構成・特性及びサイト状況の調査</b> 津波 PRA に必要なサイト・プラントの各種情報を収集し、対象施設の設計及び津波による影響を把握する。</p> <p><b>津波 PRA の実施</b> 津波 PRA に必要なサイト・プラントの各種情報を収集し、対象施設の設計及び津波による影響を把握する。</p> <p><b>確率的津波ハザード評価</b> 津波高さ 年超過発生頻度 A T評価の対象となる対象波高を任意の津波高さとの関係で区別する。必要に応じて、津波ハザード評価を評価する。</p> <p><b>建屋・機器 fragility 評価</b> 津波高さ(m) 機器損傷率 A 建屋・機器の設置位置情報等を基に、任意の機器損傷高さに対する建屋・機器の条件付損傷率を評価する。</p> <p><b>事故シナリオ評価</b> 津波 PRA に必要なサイト・プラントの各種情報を収集し、対象施設の設計及び津波による影響を把握する。</p>	<p>相違理由</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>【女川】 <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 名称の相違 <ul style="list-style-type: none"> <li>・申請プラント名称</li> </ul> </li> <li>■ 記載表現の相違 <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川実績の反映</li> </ul> </li> </ul> </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  
別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 1.2.2.a-1 図 プラント概要</p>	<p>第 3.2.2.a-1 図 プラント設備配置の概略図</p>	<p>第 3.2.2.a-1 図 プラント設備配置の概略図</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■ 設計の相違</p>

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


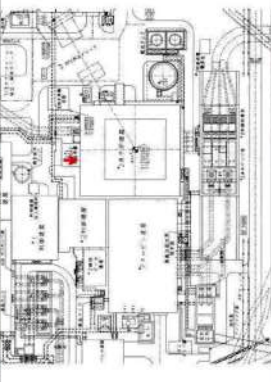
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1.2.2.a-2図 プラントワークダウンの調査対象機器の選定フロー</p>	<p>第3.2.2.a-2図 プラントワークダウン対象機器の選定フロー</p>	<p>第3.2.2.a-2図 プラントワークダウン対象機器の選定フロー</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価方針の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 女川は屋内設置の機器を津波PRAのプラントワークダウン対象外としているが、泊は屋内設置の機器を含めて津波PRAプラントワークダウンの対象としている。</li> <li>（大飯と同様）</li> </ul> </li> <li>■ 記載表現の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・ PWD⇔プラントワークダウン</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 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																									
<p style="text-align: center;">大飯3号炉 プラントワークダウンチェックシート</p> <p>対象機器： <u>屋内設置の機器</u>、<u>屋外設置の機器</u>、建屋開口部                  機器名称：海水ポンプ                  機器ID：SWP1                  建屋：屋外                  床E.L.：2.5m                  機器配置図番号：付図A.2.2-6,7                  系統図番号：付図A.2.3-4,5                  機器設置座：—                  津波伝播経路：—</p> <p>[チェック対象項目]                  ① 影響を受ける可能性のある機器の確認 <input checked="" type="checkbox"/>                  ② 津波伝播経路の確認 <input type="checkbox"/>                  ③ 建屋開口部の確認 <input type="checkbox"/></p> <p>総合評価</p> <p>実施日：2013年3月5日                  実施者：</p> <p style="text-align: center;">第1.2.2.a-3図 プラントワークダウンチェックシート (例 1/2)</p>	<p style="text-align: center;">現場調査票 (調査日 2014.4.8)</p> <p style="text-align: center;">No.4</p> <p style="text-align: center;">現場写真</p>  <p>防壁対象区画番号:</p>  <table border="1" data-bbox="1041 678 1176 1093"> <thead> <tr> <th>製鉄</th> <th>用 途</th> <th>製造社の名称</th> <th>水密化処置の有無*1</th> <th>高さ*2</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>配管</td> <td>③・無</td> <td>③・無</td> <td>③・無</td> <td>550</td> </tr> <tr> <td>ダクト</td> <td>有・③</td> <td>有・③</td> <td>③・無</td> <td>950</td> </tr> <tr> <td>トレイ</td> <td>有・③</td> <td>有・③</td> <td>③・無</td> <td></td> </tr> <tr> <td>電線管及び</td> <td>有・③</td> <td>有・③</td> <td>③・無</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">*1：不明の場合は「無」とする。*2：突出経路となる貫通孔の中心レベルを記載する。</p> <p style="text-align: center;">第3.2.2.a-3図 プラントワークダウン用チェックシート (例)</p>	製鉄	用 途	製造社の名称	水密化処置の有無*1	高さ*2	配管	③・無	③・無	③・無	550	ダクト	有・③	有・③	③・無	950	トレイ	有・③	有・③	③・無		電線管及び	有・③	有・③	③・無		<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉 プラントワークダウンチェックシート</p> <p>対象機器： <u>屋内設置の機器</u>、<u>屋外設置の機器</u>、<u>建屋開口部</u>                  機器名称：原子炉建屋冷却海水ポンプ                  機器ID：3 SWP1A, B, C, D                  建屋：循環水ポンプ建屋                  床E.L.：2.5m                  津波伝播経路：なし</p> <p>[チェック対象項目]                  ① 影響を受ける可能性のある機器の確認 <input checked="" type="checkbox"/>                  ② 津波伝播経路の確認 <input checked="" type="checkbox"/>                  ③ 建屋開口部の確認 <input type="checkbox"/></p> <p>総合評価</p> <p>実施日：2013年12月4日                  実施者：</p> <p style="text-align: center;">第3.2.2.a-3図 プラントワークダウン用チェックシート (例) (1/3)</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>記載内容の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>プラントワークダウンチェックシートの相違により、確認項目は異なるが、間接的な影響を含めて津波 PRA の評価シナリオと相違点が無いことを確認しており、実質的な相違はない。</li> </ul> </li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>記載表現の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>例示する個別機器の設置場所等は異なるが、プラントワークダウンの記録様式は大飯と同様である。</li> </ul> </li> </ul>
製鉄	用 途	製造社の名称	水密化処置の有無*1	高さ*2																								
配管	③・無	③・無	③・無	550																								
ダクト	有・③	有・③	③・無	950																								
トレイ	有・③	有・③	③・無																									
電線管及び	有・③	有・③	③・無																									

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

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

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

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="248 1182 577 1206">第 1.2.2.a-4 図 現場機器（例 海水ポンプ）</p>		 <p data-bbox="1447 1066 1749 1090">現場写真（原子炉補機冷却海水ポンプ）</p> <p data-bbox="1312 1174 1890 1198">第 3.2.2.a-3 図 プラントワークダウン用チェックシート（例）（3/3）</p>	<p data-bbox="1917 304 1973 328">【大飯】</p> <p data-bbox="1917 336 2047 360">■ 記載表現の相違</p> <p data-bbox="1917 368 2152 496">・ 例示する個別機器の設置場所等は異なるが、プラントワークダウンの記録様式は大飯と同様である。</p>



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

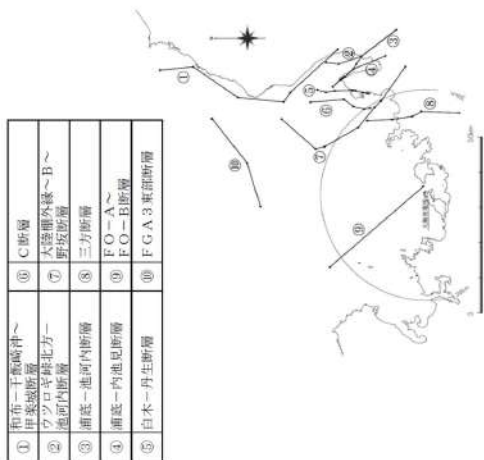
第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

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

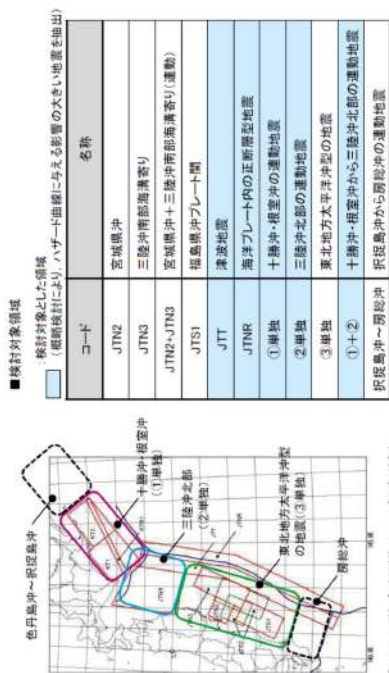
大飯発電所3/4号炉



第 1.2.2.b-2 図 検討対象波源（海城活断層）

第 1.2.2.b-1 図 検討対象波源（日本海東縁部）

女川原子力発電所2号炉



(津波 PRA 学会標準に一部加算)

第 3.2.2.b-1 図 確率的津波ハザード評価における検討対象領域

泊発電所3号炉

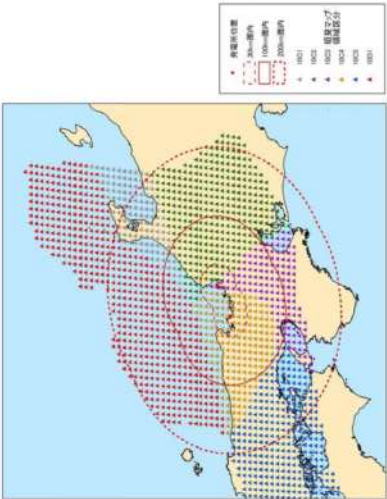
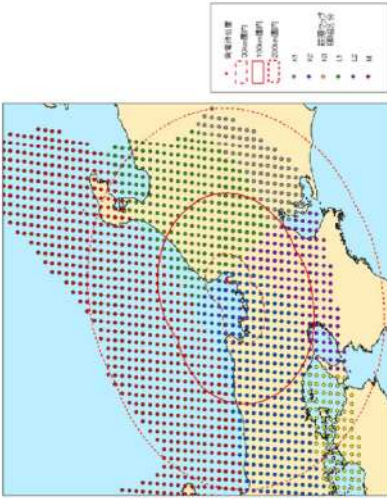


第 3.2.2.b-1 図 確率的津波ハザード評価における検討対象領域

相違理由

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

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

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





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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 1.2.2.b-8 図 評価地点における水位と年超過確率の関係</p>	<p>第 3.2.2.b-3 図 津波ハザード曲線 (算術平均, 信頼度別)</p>	<div style="border: 1px solid gray; padding: 10px; text-align: center;"> <p>追而【津波ハザード評価結果を反映】</p> </div> <p>第 3.2.2.b-3 図 津波ハザード曲線 (算術平均, 信頼度別)</p>	
<p>※機器の損傷高さは浸水口高さ又は機器の設置高さの大きい方の値</p> <p>第 1.2.2.e-1 図 被水・没水に関するフラジリティ曲線</p>	<p>第 3.2.2.e-1 図 没水及び波力に対する機器のフラジリティ曲線</p>	<p>第 3.2.2.e-1 図 没水及び波力に対する機器のフラジリティ曲線</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価方針の相違</li> <li>・ 泊は防潮堤を越えて敷地内に遡上する津波の影響を考慮し、横軸の記載を変更している (女川実績の反映)</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 3.2.2 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>フロントラインイベントツリー</p> <p>起因事象階層イベントツリー</p> <p>原因事象 (津波発生頻度) 津波高さこと 津波ハザードデータ使用</p> <p>直接炉心損傷に至る事象</p> <p>原子炉補機 冷却機能喪失</p> <p>外部電源喪失</p> <p>主給水流重喪失</p> <p>過渡事象</p> <p>炉心冷却成功</p> <p>各起因事象に対応する内部事象 PRAモデルのイベントツリーに開閉</p> <p>主給水流重喪失</p> <p>外部電源喪失</p> <p>原子炉補機 冷却機能喪失</p> <p>直接炉心損傷に至る事象</p> <p>直ちに炉心損傷に至る事象</p> <p>建屋・機器フラジリティデータ</p> <table border="1"> <tr> <td>起因事象</td> <td>津波で損傷することにより起因事象発生要因となる機器</td> </tr> <tr> <td>直接炉心損傷に至る事象</td> <td>メタルクラック下閉閉装置、パワーセンサー等</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>海水ポンプ等</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>主変圧器等</td> </tr> <tr> <td>主給水流重喪失</td> <td>主給水ポンプ、高水ポンプ等</td> </tr> <tr> <td>過渡事象</td> <td>蒸騰水ポンプ等</td> </tr> </table> <p>第1.2.2.d-1図 津波PRA階層イベントツリー</p>	起因事象	津波で損傷することにより起因事象発生要因となる機器	直接炉心損傷に至る事象	メタルクラック下閉閉装置、パワーセンサー等	原子炉補機冷却機能喪失	海水ポンプ等	外部電源喪失	主変圧器等	主給水流重喪失	主給水ポンプ、高水ポンプ等	過渡事象	蒸騰水ポンプ等			<p>【大飯】</p> <p>■ 評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>大飯は津波PRAで想定する起因事象の影響の大きさを考慮して階層イベントツリーを作成しているが、泊は津波PRAで想定する起因事象に対して有効な緩和手段がないため、イベントツリーの階層化は不要としている（女川と同様）</li> </ul>
起因事象	津波で損傷することにより起因事象発生要因となる機器														
直接炉心損傷に至る事象	メタルクラック下閉閉装置、パワーセンサー等														
原子炉補機冷却機能喪失	海水ポンプ等														
外部電源喪失	主変圧器等														
主給水流重喪失	主給水ポンプ、高水ポンプ等														
過渡事象	蒸騰水ポンプ等														





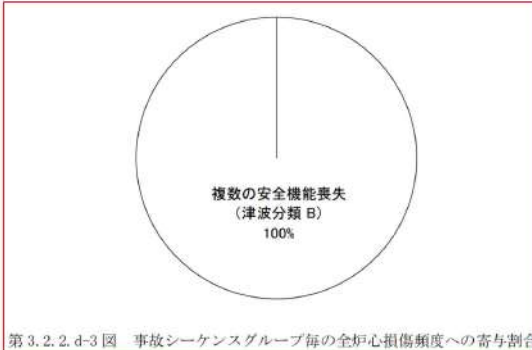

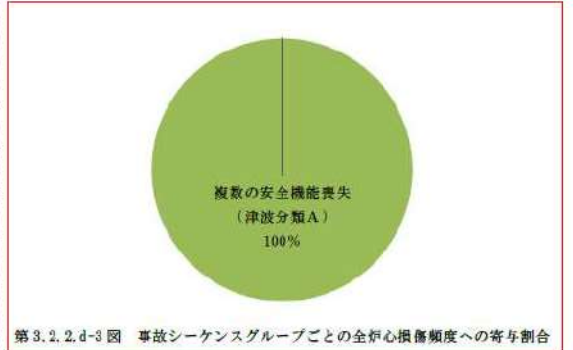
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																	
<div data-bbox="107 268 651 448"> <table border="1"> <tr> <th>原子炉補機冷却機能喪失</th> <th>補助給水</th> <th>加圧器送がし弁/安全弁LOCA</th> <th>RCPシールLOCA</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールLOCA</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器送がし弁/安全弁LOCA</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗</td> </tr> </table> <p>第 1.2.2.d-2(a)図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー</p> </div> <div data-bbox="136 512 622 676"> <table border="1"> <tr> <th>外部電源喪失</th> <th>非常用所内交流電源</th> <th>補助給水</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>外部電源喪失 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失</td> </tr> </table> <p>第 1.2.2.d-2(b)図 外部電源喪失イベントツリー</p> </div> <div data-bbox="197 740 562 836"> <table border="1"> <tr> <th>主給水流量喪失</th> <th>補助給水</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>主給水流量喪失 + 補助給水失敗</td> </tr> </table> <p>第 1.2.2.d-2(c)図 主給水流量喪失イベントツリー</p> </div> <div data-bbox="210 900 548 1027"> <table border="1"> <tr> <th>過渡事象</th> <th>補助給水</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>過渡事象 + 補助給水失敗</td> </tr> </table> <p>第 1.2.2.d-2(d)図 過渡事象イベントツリー</p> </div> <div data-bbox="174 1091 584 1187"> <table border="1"> <tr> <th>直接炉心損傷に至る事象</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> <tr> <td></td> <td>炉心損傷(緩和手段なし)</td> </tr> </table> <p>第 1.2.2.d-2(e)図 直接炉心損傷に至る事象</p> </div>	原子炉補機冷却機能喪失	補助給水	加圧器送がし弁/安全弁LOCA	RCPシールLOCA	事故シーケンス					炉心冷却成功					原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールLOCA					原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器送がし弁/安全弁LOCA					原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗	外部電源喪失	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス				炉心冷却成功				外部電源喪失 + 補助給水失敗				外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	主給水流量喪失	補助給水	事故シーケンス			炉心冷却成功			主給水流量喪失 + 補助給水失敗	過渡事象	補助給水	事故シーケンス			炉心冷却成功			過渡事象 + 補助給水失敗	直接炉心損傷に至る事象	事故シーケンス		炉心損傷(緩和手段なし)	<div data-bbox="772 277 1227 1337"> <table border="1"> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <td>内部事象 PRAの範疇</td> </tr> <tr> <th>発生する起因事象</th> <td>外部電源喪失 敷地及び建屋内浸水</td> </tr> <tr> <th>タービン建屋内への浸水 (0.P.+29m~0.P.+33.9m)</th> <td>なし あり</td> </tr> <tr> <th>原子炉建屋又は制御建屋内への浸水 (0.P.+33.9m~)</th> <td>なし あり</td> </tr> <tr> <th>津波</th> <td></td> </tr> </table> <p>※ 外部電源喪失が発生するが緩和設備は全て健全であるため、地震による外部電源喪失と緩和設備のランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスと同等であることから、地震PRAに包含される。</p> <p>第 3.2.2.d-1 図 津波PRA イベントツリー</p> </div>	事故シーケンスグループ	内部事象 PRAの範疇	発生する起因事象	外部電源喪失 敷地及び建屋内浸水	タービン建屋内への浸水 (0.P.+29m~0.P.+33.9m)	なし あり	原子炉建屋又は制御建屋内への浸水 (0.P.+33.9m~)	なし あり	津波		<div data-bbox="1384 277 1854 1337"> <table border="1"> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <td>内部事象 PRAの範疇</td> </tr> <tr> <th>発生する起因事象</th> <td>敷地及び建屋内浸水</td> </tr> <tr> <th>原子炉建屋又は原子炉補助建屋への浸水 (T.P.16.5m~)</th> <td>なし あり</td> </tr> <tr> <th>津波</th> <td></td> </tr> </table> <p>第 3.2.2.d-1 図 津波 PRA イベントツリー</p> </div>	事故シーケンスグループ	内部事象 PRAの範疇	発生する起因事象	敷地及び建屋内浸水	原子炉建屋又は原子炉補助建屋への浸水 (T.P.16.5m~)	なし あり	津波		<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価方針の相違</li> <li>・ 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</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価方針の相違</li> <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、内的事象と同様の緩和手段に着目したイベントツリーではなく、建屋の浸水状態に着目したイベントツリーを作成している（女川と同様）</li> </ul>
原子炉補機冷却機能喪失	補助給水	加圧器送がし弁/安全弁LOCA	RCPシールLOCA	事故シーケンス																																																																																
				炉心冷却成功																																																																																
				原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールLOCA																																																																																
				原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器送がし弁/安全弁LOCA																																																																																
				原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗																																																																																
外部電源喪失	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス																																																																																	
			炉心冷却成功																																																																																	
			外部電源喪失 + 補助給水失敗																																																																																	
			外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失																																																																																	
主給水流量喪失	補助給水	事故シーケンス																																																																																		
		炉心冷却成功																																																																																		
		主給水流量喪失 + 補助給水失敗																																																																																		
過渡事象	補助給水	事故シーケンス																																																																																		
		炉心冷却成功																																																																																		
		過渡事象 + 補助給水失敗																																																																																		
直接炉心損傷に至る事象	事故シーケンス																																																																																			
	炉心損傷(緩和手段なし)																																																																																			
事故シーケンスグループ	内部事象 PRAの範疇																																																																																			
発生する起因事象	外部電源喪失 敷地及び建屋内浸水																																																																																			
タービン建屋内への浸水 (0.P.+29m~0.P.+33.9m)	なし あり																																																																																			
原子炉建屋又は制御建屋内への浸水 (0.P.+33.9m~)	なし あり																																																																																			
津波																																																																																				
事故シーケンスグループ	内部事象 PRAの範疇																																																																																			
発生する起因事象	敷地及び建屋内浸水																																																																																			
原子炉建屋又は原子炉補助建屋への浸水 (T.P.16.5m~)	なし あり																																																																																			
津波																																																																																				

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

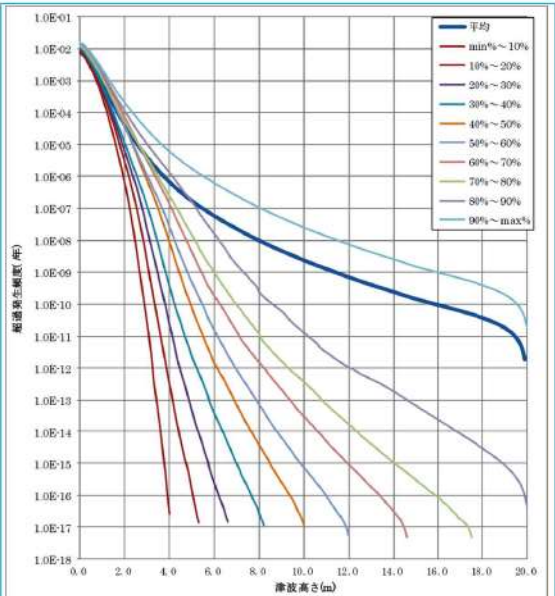
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 1.2.2.d-3 図 起因事象別炉心損傷頻度 寄与割合</p>  <p>■ 複数の信号系損傷              ■ 全交流動力電源喪失              ■ 原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>全CDF：3.0E-07（/炉年）</p>	<p>第 3.2.2.d-2 図 津波高さ毎の全炉心損傷頻度への寄与割合</p>  <p>O.P.+33.9m~              (津波分類B)              100%</p> <p>第 3.2.2.d-3 図 事故シーケンスグループ毎の全炉心損傷頻度への寄与割合</p>  <p>複数の安全機能喪失              (津波分類B)              100%</p>	<p>第 3.2.2.d-2 図 津波高さごとの全炉心損傷頻度への寄与割合</p>  <p>T.P.16.5m~              (津波分類A)              100%</p> <p>第 3.2.2.d-3 図 事故シーケンスグループごとの全炉心損傷頻度への寄与割合</p>  <p>複数の安全機能喪失              (津波分類A)              100%</p> <p>追而【津波ハザード評価結果を反映】</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 個別評価による相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・津波分類の設定は異なるが、津波 PRA の評価対象とする津波高さ及び緩和設備の範囲では有効な緩和手段が無く、必ず炉心損傷に至る事象が全炉心損傷頻度の100%を占めており、女川と同様の結果となっている。</li> </ul> </li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 記載方針の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川実績の反映</li> </ul> </li> </ul> <p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 個別評価による相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・津波分類や事故シーケンスの設定は異なるが、津波 PRA の評価対象とする津波高さ及び緩和設備の範囲では有効な緩和手段が無く、必ず炉心損傷に至る事象が全炉心損傷頻度の100%を占めており、女川及び大飯と同様の結果となっている。</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

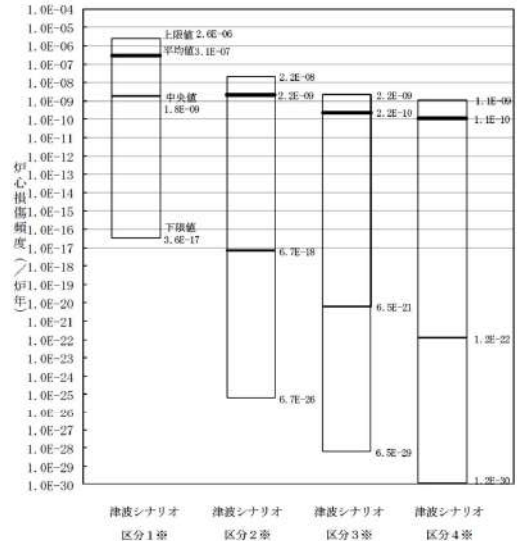

別添 3. レベル1 PRA 3.2 外部事象 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="138 1040 651 1061">第1.2.2.d-4 図 評価地点における10%ごとの津波フラクタイルハザード</p>			<p data-bbox="1912 371 1973 392">【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1912 405 2047 426">■ 記載箇所の相違</li> <li data-bbox="1912 438 2047 459">・ 女川に記載統一</li> <li data-bbox="1912 472 2150 564">・ 泊は同様のフラクタイルハザード曲線を第3.2.2.b-3図として記載する予定</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 3.2.2 津波 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>津波シナリオ区分1※ 津波シナリオ区分2※ 津波シナリオ区分3※ 津波シナリオ区分4※</p> <p>※：津波シナリオ区分1の10%以下の信頼度のデータは、10%~20%信頼度から2桁小さくした値を入力              津波シナリオ区分2の40%以下の信頼度のデータは、40%~50%信頼度から2桁ずつ小さくした値を入力              津波シナリオ区分3の60%以下の信頼度のデータは、60%~70%信頼度から2桁ずつ小さくした値を入力              津波シナリオ区分4の70%以下の信頼度のデータは、70%~80%信頼度から2桁ずつ小さくした値を入力</p> <p>第1.2.2.d-5図 津波シナリオ区分ごとの不確かさ解析結果</p>	 <p>津波分類B (0.P.+33.9m~)</p> <p>第3.2.2.d-4図 不確かさ解析結果</p>	<div style="border: 1px solid black; border-radius: 15px; padding: 20px; text-align: center;"> <p>追而【津波ハザード評価結果を反映】</p> </div> <p>第3.2.2.d-4図 不確かさ解析結果</p>	<p>相違理由</p>

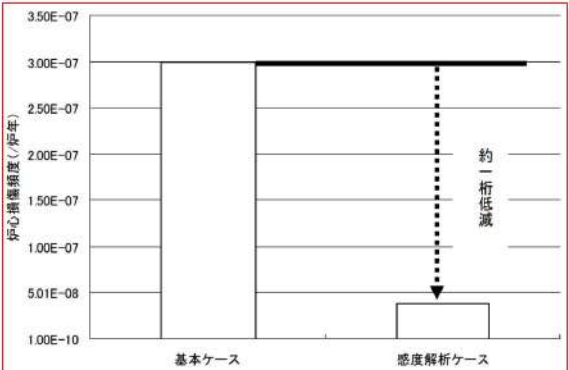
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

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

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 1.2.2.d-7 図 全炉心損傷頻度に対する感度解析結果</p> <p>The chart displays the core damage frequency (CDF) in units of 1/year. The y-axis ranges from 1.00E-10 to 3.50E-07. The '基本ケース' (Basic Case) bar reaches approximately 3.00E-07. The '感度解析ケース' (Sensitivity Analysis Case) bar is significantly lower, at approximately 4.00E-09. A vertical dashed line with a downward arrow indicates a reduction of about one order of magnitude (約一桁低減).</p>			<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価方針の相違</li> <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、重大事故等対策を考慮した場合の感度解析は実施していない（女川と同様）</li> <li>・ 感度解析については、女川と同様に引き波シナリオの評価を実施する予定</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. 補足3.2.2.d-1 津波による敷地内浸水解析について

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

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

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

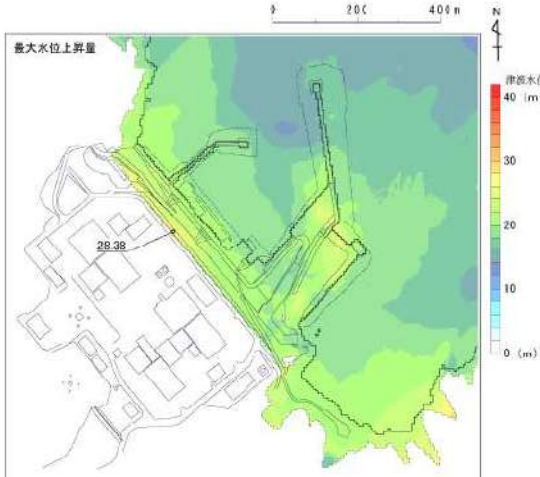
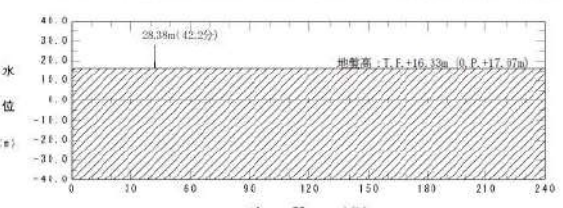
第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について  
 別添3. 補足3.2.2.d-1 津波による敷地内浸水解析について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(b) 浸水の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>開口部からの浸水については、女川1～3号炉の取水口及び放水口前面におけるO.P.+29m津波の水位時刻歴波形を用いて、1～2号炉については、取水口～海水ポンプ室に至る経路、3号炉については取水口～海水熱交換器建屋に至る経路及び各号炉の放水口～放水立坑に至る経路からの溢水を考慮した数値シミュレーションを実施した<sup>※</sup>。取水・放水施設の一例として、女川2号炉の取水施設を補図1-3に示す。</li> </ul> <p>※2 高橋俊彦・福山貴子・新保裕美・秋山義信・田中昌宏・池谷毅：津波氾濫シミュレーションの水力模型実験による検証，土木学会論文集B3（海洋開発），Vol. 69, No. 3. 2. 2-32, 2013</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>浸水量の算定にあたっては、取水路及び放水路の開口部に設置する防潮壁から越流した津波は全量敷地内に留まるものとし、排水施設からの排水は考慮していない。</li> </ul> <p>b. 浸水解析結果</p> <p>敷地内最大浸水深分布を補図1-4に示す。</p> <p>津波高さO.P.+29m未満においては、発電所敷地内への浸水がほぼ発生せず、津波によるプラントへの影響がないため、津波を起因として炉心損傷に至る事故シークエンスはない。</p>	<p>追而</p> <p>【茶津入構トンネル及びアクセスルートトンネルに関する評価方針は、津波ハザード評価結果を踏まえて記載する</p> <p>(c) 浸水の検討</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>開口部からの浸水については、泊1号、2号及び3号炉の取水口及び放水口前面におけるT.P.16.5m津波の水位時刻歴波形を用いて、1号及び2号炉については、取水口～取水ピットスクリーン室に至る経路、3号炉については取水口～取水ピットスクリーン室に至る経路及び放水口～放水ピット～一次系放水ピットに至る経路からの溢水を考慮した数値シミュレーションを実施した<sup>*</sup>。取水・放水施設の一例として、泊3号炉の取水施設を第4図に示す。</li> </ul> <p>※ 高橋俊彦・福山貴子・新保裕美・秋山義信・田中昌宏・池谷毅：津波氾濫シミュレーションの水力模型実験による検証，土木学会論文集B3（海洋開発），Vol. 69, No. 3. 2. 2-32, 2013</p> <p>追而</p> <p>【茶津入構トンネル及びアクセスルートトンネルに関する評価方針は、津波ハザード評価結果を踏まえて記載する</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>浸水量の算定にあたっては、取水路、放水路等の開口部から浸水した津波は全量敷地内に留まるものとし、排水施設からの排水は考慮していない。</li> </ul> <p>b. 浸水解析結果</p> <p>追而</p> <p>【T.P.16.5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載表現の相違</li> <li>・申請プラント名称 (以下、相違理由説明を省略)</li> <li>【女川】</li> <li>■設計の相違</li> <li>・想定する流入経路の相違</li> <li>・流入経路の詳細は前述の「(b) 流入経路の設定」に記載</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・泊は3号炉取水ピットスクリーン室上端開口部のみ防水壁を設置している。</li> </ul>



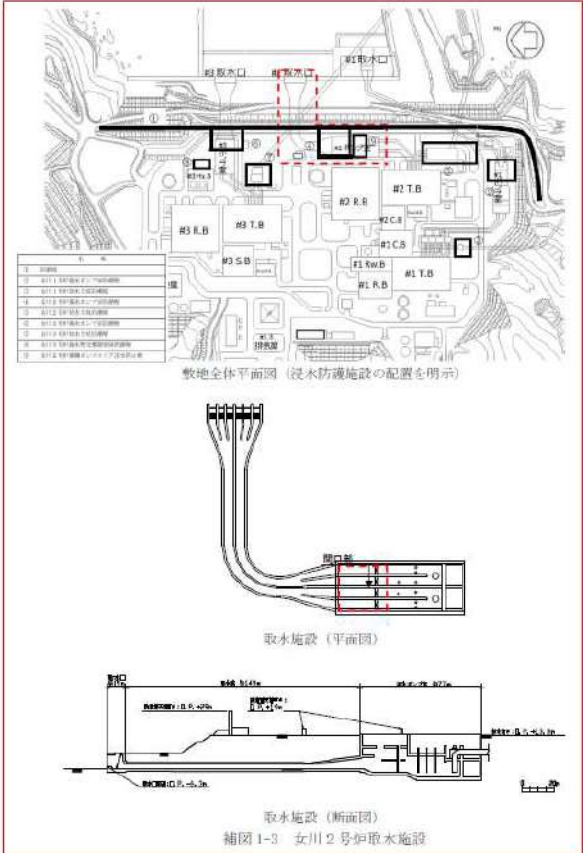
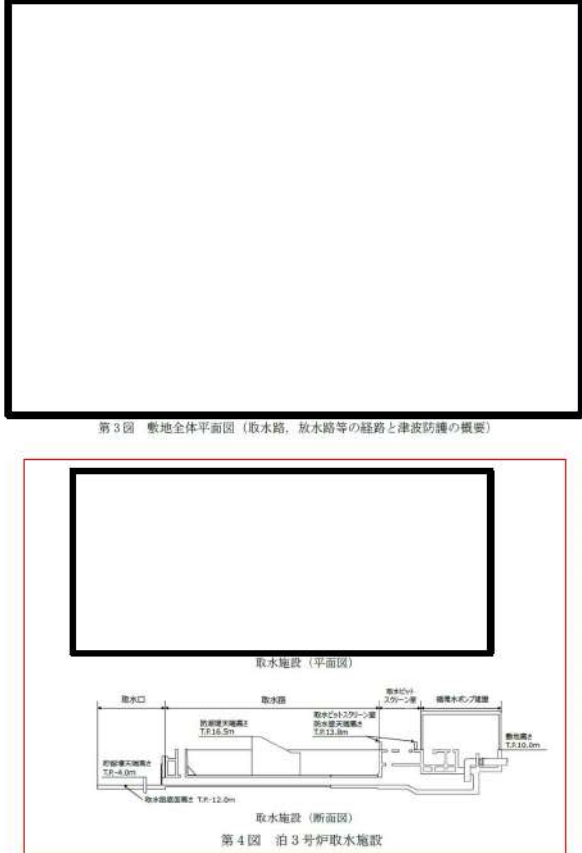
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>最大水位上昇量</p> <p>津波水位 40 (m) 30 20 10 0 (m)</p> <p>注) 図上の津波水位は、T.P.表示。              T.P.+28.38m=0.P.+29.12m (0.P.±0.0m=T.P.-0.74m)              なお、同地震に伴い発電所敷地は7cm隆起している。</p> <p>補図1-1 敷地前面（防潮堤前面）最高水位地点（最大水位上昇量分布）</p>  <p>水 位 (m)</p> <p>時間 (分)</p> <p>28.38m(42.2分)</p> <p>地盤高:T.F.+16.33m (0.P.+17.07m)</p> <p>注) 図上の津波水位は、T.F.表示。              T.P.+28.38m=0.P.+29.12m (0.P.±0.0m=T.P.-0.74m)              なお、同地震に伴い発電所敷地は7cm隆起している。</p> <p>補図1-2 敷地前面（防潮堤前面）最高水位地点（水位時刻歴波形）</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>追而 【T.P.16.5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】</p> <p>第1図 敷地前面（防潮堤前面）最高水位地点（最大水位上昇量分布）</p> <p>追而 【T.P.16.5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】</p> <p>第2図 敷地前面（防潮堤前面）最高水位地点（水位時刻歴波形）</p>	<p>相違理由</p>

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

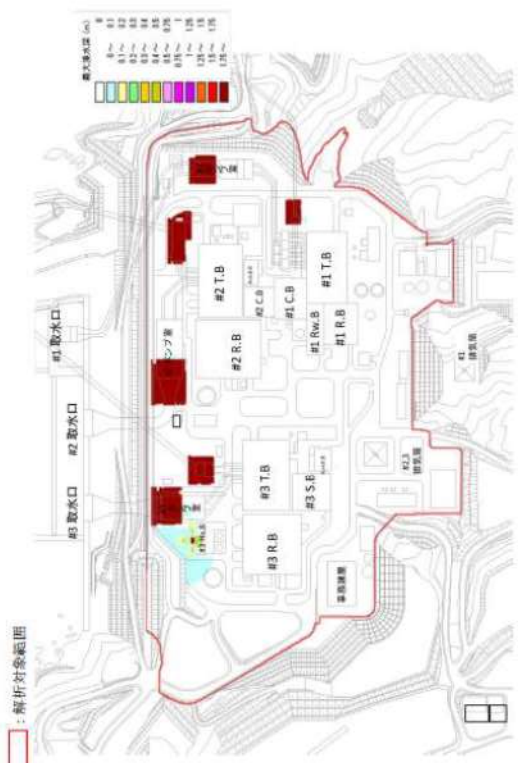
第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添3. 補足3.2.2.d-1 津波による敷地内浸水解析について

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

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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

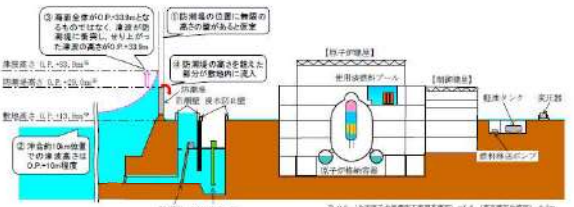
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>補図1-4 0.P.+2m津波による敷地内最大浸水深分布</p>	<p>追而                  【T.P.16.5m津波による敷地浸水解析結果を反映】</p>	

第5図 T.P.16.5m津波による敷地内最大浸水深分布



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

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

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

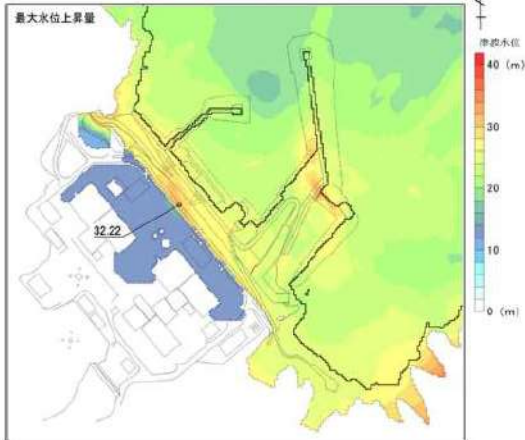
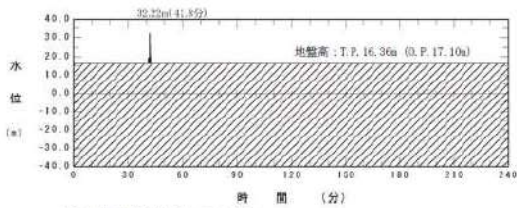
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

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

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

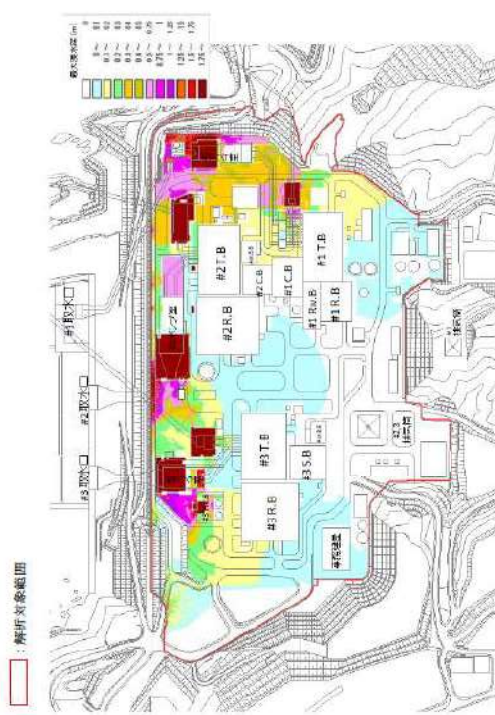
第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添3. 補足3.2.2.d-1 津波による敷地内浸水解析について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>注) 図上の津波水位は、T.P.表示。              T.P.+32.22m(O.P.+32.96m (O.P.±0.0m=T.P.-0.74m))              なお、同地震に伴い発電所敷地は10cm隆起している。</p> <p>補図2-2 敷地前面(防潮堤前面)最高水位地点(最大水位上昇量分布)</p>  <p>注) 図上の津波水位は、T.P.表示。              T.P.+32.22m(O.P.+32.96m (O.P.±0.0m=T.P.-0.74m))              なお、同地震に伴い発電所敷地は10cm隆起している。</p> <p>補図2-3 敷地前面(防潮堤前面)最高水位地点(水位時刻歴波形)</p>	<div style="border: 1px solid black; border-radius: 20px; padding: 40px; text-align: center;"> <p>追而                  【津波ハザード評価結果及び敷地浸水解析結果を踏まえて記載する】</p> </div>	



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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>補図2-1 0.1~1.5m津波による敷地内最大浸水深分布</p>	<p>追而                  【津波ハザード評価結果及び敷地浸水解析結果を踏まえて記載する】</p>	

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

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

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

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>正弦波を入射 周期: 720秒</p> <p>正弦波を入射</p> <p>補図3-1 水理模型実験概要 (高橋ほか(2013)に一部加筆)</p> <p>浸水深[m]</p> <p>時刻[s]</p> <p>（点が解析結果、線が実験値を示す。）</p> <p>補図3-2 陸域部における水位時刻歴波形（高橋ほか(2013)）</p>	<p>追而  <b>【津波ハザード評価結果及び敷地内浸水解析結果を踏まえて記載する】</b></p>	<p>以上</p>



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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

**比較結果等を取りまとめた資料**

**1. 先行審査実績を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)**

1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した箇所と理由

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

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

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

**2. まとめ資料との比較結果の概要**

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

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



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

項目	詳細項目	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
4.1.1.b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度	レベル1PRAの事故シーケンスのプラント損傷状態への分類結果、レベル1結果との関係	炉心損傷評価用のレベル1PRAのイベントツリーでは不要としていた分岐及びヘディングを考慮したレベル1.5PRA用のイベントツリーを構築し、得られた炉心損傷に至る事故シーケンスを分類し、格納容器イベントツリーの初期状態になるようにする。	レベル1PRAで得られた炉心損傷に至る事故シーケンスを分類し、格納容器イベントツリーの初期状態になるようにする。	炉心損傷評価用のレベル1PRAのイベントツリーでは不要としていた分岐及びヘディングを考慮したレベル1.5PRA用のイベントツリーを構築し、得られた炉心損傷に至る事故シーケンスを分類し、格納容器イベントツリーの初期状態になるようにする。	【女川】 ・泊はレベル1PRAで得られたイベントツリーを基にレベル1.5PRA用イベントツリーを構築している。女川はレベル1PRAのイベントツリー構築時に原子炉格納容器内での事故進展を把握するための分岐を設け、レベル1.5PRA用のイベントツリーとしても活用している（大飯と同様）
	プラント損傷状態ごとの発生頻度	・プラント損傷状態ごとの発生頻度については、第2.1.1.b-4表を参照（以下、相違例を示す） ・AEDの炉心損傷頻度：2.4E-09（/炉年）	・プラント損傷状態ごとの発生頻度については、第4.1.1.b-4表を参照（以下、相違例を示す） ・AEの炉心損傷頻度：4.2E-14（/炉年）	・プラント損傷状態ごとの発生頻度については、第4.1.1.b-5表を参照（以下、相違例を示す） ・AEDの炉心損傷頻度：5.3E-09（/炉年）	【女川】【大飯】 ・炉型、個別評価による相違により、泊の第4.1.1.b-5表で整理したプラント損傷状態ごとの発生頻度が相違している
4.1.1.c. 格納容器破損モード	格納容器破損モードの一覧	選定した格納容器破損モードは以下の通り。 ・水蒸気爆発（αモード、ηモード） ・可燃性ガス（水素）の燃焼、爆轟（γモード、γ'モード、γ''モード） ・水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧（δモード） ・水蒸気（崩壊熱）による過圧（θモード） ・格納容器雰囲気直接加熱（σモード） ・格納容器への直接接触（μモード） ・ベースマツト熔融貫通（εモード） ・過温破損（τモード） ・格納容器隔離機能喪失（βモード） ・格納容器バイパス（gモード、vモード）	選定した格納容器破損モードは以下の通り。 ・水蒸気爆発 ・水素燃焼  ・過圧破損（長期冷却失敗）  ・過圧破損（崩壊熱除去失敗） ・格納容器雰囲気直接加熱 ・熔融物直接接触 ・コア・コンクリート反応継続 ・過温破損 ・隔離失敗 ・インターフェイスシステムLOCA ・過圧破損（未臨界確保失敗）	選定した格納容器破損モードは以下の通り。 ・水蒸気爆発（αモード、ηモード） ・可燃性ガス（水素）の燃焼、爆轟（γモード、γ'モード、γ''モード） ・水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧（δモード） ・水蒸気（崩壊熱）による過圧（θモード） ・格納容器雰囲気直接加熱（σモード） ・格納容器への直接接触（μモード） ・ベースマツト熔融貫通（εモード） ・過温破損（τモード） ・格納容器隔離機能喪失（βモード） ・格納容器バイパス（gモード、vモード）	【女川】 ・設計の相違により、泊は格納容器破損モードとしてgモード（蒸気発生器伝熱管破損）を選定しており、女川は過圧破損（未臨界確保失敗）を選定している（大飯と同様） ・炉型の相違により、泊と女川で格納容器破損モードの名称が一部異なっている（大飯と同様）
	各破損モードに関する説明（格納容器への直接接触）	(6) 格納容器への直接接触（μモード） 1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納容器壁に付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。	⑨ 熔融物直接接触 原子炉圧力容器破損後にベDESTAL床からドライウェル床に拡がった場合、高温のデブリがドライウェル壁に接触し、ドライウェル壁の一部が熔融貫通する破損モードである。	(6) 格納容器への直接接触（μモード） 1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納容器壁に付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る破損モードである。	【女川】 ・PWRは原子炉格納容器が大きく熔融炉心が壁面に流れる構造ではないことから、1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に熔融炉心が急激に分散し原子炉格納容器壁に付着する事象を熔融物直接接触として分類する（大飯と同様）



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

項目	詳細項目	大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
4.1.1.e. 事故進展解析	事故進展解析の目的	(該当記載なし)	格納容器破損頻度を評価するにあたっての事故進展解析の目的は、以下の2点である。 ・ 緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価 ・ 物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷 このうち、後者の物理化学現象の発生と格納容器への負荷については、現象の不確実性などを考慮した分岐確率を評価しているため、ここでは緩和系の復旧操作等のための時間余裕を評価することを目的とする。したがって、緩和系が機能しない状態で物理化学現象が発生せず、格納容器が過圧又は過温破損に至る事故シーケンスを評価する。	格納容器破損頻度を評価するにあたっての事故進展解析の目的は、以下の2点である。 ・ 緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価 ・ 物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷 このうち、前者の緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価については、本評価では格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、緩和系の復旧操作は考慮していないため、ここでは物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を評価することを目的とする。	【女川】 ・泊は各プラント損傷状態(PDS)における物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を確認する観点から事故進展解析を実施している(大飯に記載がないが、泊と同様の評価である) ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない(大飯に記載がないが、泊と同様の評価である) 【大飯】 ・女川の実績を反映し、記載を追加している
	事故シーケンス選定の考え方	a. 解析対象PDSの選定 事故進展解析の対象とするPDSとして ・全CDFに対する割合の大きいPDS ・物理化学現象に係るヘディングの推定に必要となる代表的なPDSを選定した。具体的には全CDFへの寄与の観点からSED(約67%)、TEI(約15%)、TED(約13%)を選定し、事故進展が早く他のPDSによる解析からの推定が困難であるAED、AEW、AEIについても解析対象として選定しており、PDSごとに代表する事故シーケンスを選定している。 b. 解析対象事故シーケンスの選定 事故シーケンスの選定に際しては、 ・CDFが大きく確率的にそのPDSを代表する ・事故進展が相対的に速い(安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなるため)の2点を考慮し選定した。	事故進展解析では、8つのベースシナリオ(TQUV, TQUX, 長期TB, TW, TC, AE, S1E, S2E)を対象に、事故の緩和策を考慮しない場合について、準静的荷重(過温・過圧)のみにより格納容器破損に至る事故シーケンス挙動を評価する。 さらに、「PCV内除熱長期冷却」(残留熱除去系起動)の時間余裕を評価するため、TQUX及びTQUVにおいて、低圧ECCS起動に成功し原子炉圧力容器内で事象収束(RPV健全)させた場合の格納容器圧力1Pd(最高使用圧力)到達時間を評価する。	a. 解析対象PDSの選定 事故進展解析の対象とするPDSとして ・全CDFに対する割合の大きいPDS ・物理化学現象に係るヘディングの推定に必要となる代表的なPDSを選定した。具体的には全CDFへの寄与の観点からSED(約89%)、TEI(約6%)、TED(約5%)を選定し、事故進展が早く他のPDSによる解析からの推定が困難であるAED, AEW, AEIについても解析対象として選定しており、PDSごとに代表する事故シーケンスを選定している。 b. 解析対象事故シーケンスの選定 事故シーケンスの選定に際しては ・CDFが大きく確率的にそのPDSを代表する ・事故進展が相対的に速い(安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなるため)の2点を考慮し選定した。	【女川】 ・泊と女川で事故進展解析の目的が異なることから、解析対象事故シーケンス選定の考え方が相違している(女川は緩和系の復旧操作等のための時間余裕を評価する観点、泊は物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を評価する観点で適切となるよう解析対象事故シーケンスを選定している)(大飯と同様) 【大飯】 ・個別評価結果の相違により、PDSの全CDFに対する寄与割合が泊と大飯で相違している



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

項目	詳細項目	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
4.1.1.f. 格納容器破損 頻度	格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率	・格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率の設定については、第2.1.1.f-2表を参照	・格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率の設定については、第4.1.1.f-1、2表を参照	・格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率の設定については、第4.1.1.f-2表を参照	【女川】 ・モデル化している格納容器イベントツリーのヘディングの相違や評価手法の相違により、泊の第4.1.1.f-2表で整理した格納容器イベントツリー分岐確率の設定が相違している（大飯と同様）
	格納容器破損頻度の評価結果	・全格納容器破損頻度（CFF）は $5.3 \times 10^{-5}$ （/炉年）、条件付き格納容器破損確率（CCFP）は0.82 ・プラント損傷状態別格納容器破損頻度等については、第2.1.1.f-3～5表及び第4.1.1.f-1～3図を参照	・全格納容器破損頻度（CFF）は $5.5 \times 10^{-5}$ /炉年、条件付き格納容器破損確率（CCFP）は1.00 ・プラント損傷状態別格納容器破損頻度等については、第4.1.1.f-3,4表及び第4.1.1.f-1～4図を参照	・全格納容器破損頻度（CFF）は $2.1 \times 10^{-4}$ /炉年、条件付き格納容器破損確率（CCFP）は0.94 ・プラント損傷状態別格納容器破損頻度等については、第4.1.1.f-3～5表及び第4.1.1.f-1～6図を参照	【女川】【大飯】 ・設計及び評価手法の相違により、泊の第4.1.1.f-3～5表及び第4.1.1.f-1～6図で整理した格納容器破損頻度等の評価結果が相違している
4.1.1.g. 不確実さ解析 及び感度解析	不確実解析結果	・格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果については、第2.1.1.g-2表及び第2.1.1.g-2図を参照	・全格納容器破損頻度の平均値は $5.6 \times 10^{-5}$ /炉年、エラーファクターは4.4、95%上限値と5%下限値の間には約20倍の不確実さがあるという結果となった ・格納容器破損モード別格納容器破損頻度の不確実さ解析結果については、第4.1.1.g-1表及び第4.1.1.g-1図を参照	・全格納容器破損頻度の平均値は $2.1 \times 10^{-4}$ /炉年、エラーファクターは8.0、95%上限値と5%下限値の間には約63倍の不確実さがあるという結果となった ・格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果については、第4.1.1.g-3表及び第4.1.1.g-2図を参照	【女川】【大飯】 ・設計及び評価手法の相違により、泊の第4.1.1.g-3表及び第4.1.1.g-2図で整理した不確実解析結果が相違している 【大飯】 ・全格納容器破損頻度の平均値、エラーファクター、95%上限値/5%下限値については、女川の実績を反映し、記載を追加している
	感度解析結果	・プラント損傷状態 SED の工学的判断に基づく溶融物分散放出の分岐確率の設定に関する感度解析を実施 ・感度解析結果については、第2.1.1.g-4表及び第2.1.1.g-4図を参照	・格納容器破損頻度の外部電源復旧に関する感度解析を実施 ・感度解析結果については、第4.1.1.g-2表及び第4.1.1.g-2図を参照	・プラント損傷状態 SED の工学的判断に基づく溶融物分散放出の分岐確率の設定に関する感度解析を実施 ・感度解析結果については、第4.1.1.g-5表及び第4.1.1.g-4図を参照	【女川】 ・泊ではプラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的なプラント損傷状態 SED の溶融物分散放出に対する事故進展解析結果が判断基準に非常に近い値であったことから、泊はプラント損傷状態 SED の溶融物分散放出を感度解析の対象としている。女川は外部電源復旧に関する感度解析を実施しているが、泊は外部電源復旧に期待しておらず、感度解析の対象としていない（大飯と同様） 【女川】【大飯】 ・設計及び評価手法の相違により、泊の第4.1.1.g-5表及び第4.1.1.g-4図で整理した感度解析結果が相違している



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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象PRA 4.1.1 出力運転時PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. レベル1.5PRA</p> <p>2.1 内部事象PRA</p> <p>2.1.1 出力運転時PRA</p> <p>出力運転時レベル1.5PRAは、一般社団法人日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル2PSA編）：2008（以下「レベル2PSA学会標準」という。）」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。</p> <p>2.1.1.a プラントの構成・特性</p> <p>① 対象プラントに関する説明</p> <p>(1) 機器・系統の配置及び形状・設備容量</p> <p>主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は「1.レベル1PRA」での記載と同様である。</p> <p>(2) 事故の緩和操作</p> <p>事故時の熱水力的事故進展解析では、運転員による事故時影響緩和操作も事故進展に大きく影響するが、本評価では格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、事故時の緩和操作については考慮していない。</p>	<p>4. レベル1.5PRA</p> <p>4.1 内部事象PRA</p> <p>4.1.1 出力運転時PRA</p> <p>出力運転時レベル1.5PRAは、一般社団法人日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル2PSA編）：2008」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第4.1.1-1図に示す。</p> <p>4.1.1.a プラントの構成・特性</p> <p>① 対象プラントに関する説明</p> <p>(1) 機器・系統の配置及び形状・設備容量</p> <p>主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は、「3.レベル1PRA」での記載と同様である。レベル1.5PRAに関する格納容器の特性を第4.1.1.a-1表に示す。</p> <p>(2) 事故の緩和操作</p> <p>事故時の対応として手順化されている以下の操作を期待している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源復旧</li> <li>・格納容器スプレイ（残留熱除去系）手動起動</li> </ul>	<p>4. レベル1.5PRA</p> <p>4.1 内部事象PRA</p> <p>4.1.1 出力運転時PRA</p> <p>出力運転時レベル1.5PRAは、一般社団法人日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル2PSA編）：2008」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第4.1.1-1図に示す。</p> <p>4.1.1.a プラントの構成・特性</p> <p>① 対象プラントに関する説明</p> <p>(1) 機器・系統の配置及び形状・設備容量</p> <p>主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は、「3.レベル1PRA」での記載と同様である。レベル1.5PRAに関する格納容器の特性を第4.1.1.a-1表に示す。</p> <p>(2) 事故の緩和操作</p> <p>事故時の熱水力的事故進展解析では、運転員による事故時影響緩和操作も事故進展に大きく影響するが、本評価では格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、事故時の緩和操作については考慮していない。</p>	<p>【大飯】</p> <p>■付番の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川実績反映による項目番号の相違</li> </ul> <p>（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川に記載統一</li> </ul> <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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川実績の反映</li> <li>・泊は第4.1.1-1図にてレベル1.5PRA評価フローを記載している</li> </ul> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川実績の反映</li> <li>・泊は第4.1.1.a-1表にてレベル1.5PRAに関する格納容器の特性について記載している</li> </ul> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、泊は運転員による事故時の緩和操作につ</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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p>(3) 燃料及び溶融炉心の移動経路</p> <p>事故時の燃料、溶融炉心等の熱源の移動は、水素発生、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）、原子炉格納容器内の熱水力挙動及び核分裂生成物（FP）移行挙動に影響する。燃料、溶融炉心の移動経路を以下に示す。</p> <table border="1" data-bbox="107 798 678 917"> <thead> <tr> <th></th> <th>原子炉容器（RV）破損時放出先</th> <th>移動経路</th> <th>移動先区画</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重力による移動</td> <td>原子炉下部キャビティ</td> <td>最下区画のため移動なし</td> <td>なし</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力による分散放出</td> <td>原子炉下部キャビティ</td> <td>シールテーブル</td> <td>下部一般部</td> </tr> </tbody> </table> <p>2.1.1.b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度</p> <p>内部事象レベル1PRA（出力運転時）で得られた炉心損傷に至るすべての事故シーケンスについて、事故の進展及び緩和操作の類似性からプラント損傷状態（PDS）を定義し、PDSの分類及び発生頻度を評価する。</p> <p>① プラント損傷状態の一覧</p> <p>(1) プラント損傷状態の考え方及び定義</p> <p>PDSは熱水力挙動の類似性として、事故進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ及び1次冷却材圧力、並びに炉心損傷時期により分類する。さらに、事故の緩和操作の類似性と</p>		原子炉容器（RV）破損時放出先	移動経路	移動先区画	重力による移動	原子炉下部キャビティ	最下区画のため移動なし	なし	1次冷却材圧力による分散放出	原子炉下部キャビティ	シールテーブル	下部一般部	<p>(3) 燃料及びデブリの移動経路</p> <p>事故時の燃料及びデブリなどの熱源の移動は、水素発生、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）及び格納容器内の熱水力挙動、FP 移行挙動に影響する。</p> <p>燃料及びデブリの移動経路は第4.1.1.a-1 図に示す通りであり、次表のように整理される。</p> <table border="1" data-bbox="772 790 1220 933"> <thead> <tr> <th>挙動</th> <th>RPV破損時放出先</th> <th>移動経路</th> <th>移動先区画</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重力による移動</td> <td>ベDESTAL</td> <td>最下区画のため移動なし</td> <td>なし</td> </tr> <tr> <td>高速ガス流による噴出</td> <td>ベDESTAL</td> <td>ベDESTAL開口部</td> <td>ドライウエル</td> </tr> </tbody> </table> <p>4.1.1.b プラント損傷状態の分類及び発生頻度</p> <p>内部事象レベル1PRA（出力運転時）で得られた炉心損傷に至る全ての事故シーケンスについて、事象進展及び事故の緩和操作の類似性からプラント損傷状態（PDS）に分類し、プラント損傷状態の発生頻度を評価する。</p> <p>① プラント損傷状態の一覧</p> <p>(1) プラント損傷状態の考え方、定義</p> <p>プラント損傷状態は、熱水力挙動の類似性として、事象進展の相違から、格納容器破損時期、原子炉圧力、炉心損傷時期により分類する。さらに、利用可能な事故の緩和設備及び緩和操</p>	挙動	RPV破損時放出先	移動経路	移動先区画	重力による移動	ベDESTAL	最下区画のため移動なし	なし	高速ガス流による噴出	ベDESTAL	ベDESTAL開口部	ドライウエル	<p>(3) 燃料及び溶融炉心の移動経路</p> <p>事故時の燃料、溶融炉心等の熱源の移動は、水素発生、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）及び原子炉格納容器内の熱水力挙動、FP移行挙動に影響する。</p> <p>燃料及び溶融炉心の移動経路は第4.1.1.a-1図に示す通りであり、次表のように整理される。</p> <table border="1" data-bbox="1321 790 1904 933"> <thead> <tr> <th></th> <th>原子炉容器（RV）破損時放出先</th> <th>移動経路</th> <th>移動先区画</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>重力による移動</td> <td>原子炉下部キャビティ</td> <td>最下区画のため移動なし</td> <td>なし</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力による分散放出</td> <td>原子炉下部キャビティ</td> <td>シールテーブル</td> <td>下部一般部</td> </tr> </tbody> </table> <p>4.1.1.b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度</p> <p>内部事象レベル1PRA（出力運転時）で得られた炉心損傷に至るすべての事故シーケンスについて、事象進展及び事故の緩和操作の類似性からプラント損傷状態（PDS）に分類し、プラント損傷状態の発生頻度を評価する。</p> <p>① プラント損傷状態の一覧</p> <p>(1) プラント損傷状態の考え方、定義</p> <p>プラント損傷状態は、熱水力挙動の類似性として、事象進展の相違から、独立に考慮すべき事故のタイプ及び1次冷却材圧力、炉心損傷時期により分類する。さらに、事故の緩和操作の</p>		原子炉容器（RV）破損時放出先	移動経路	移動先区画	重力による移動	原子炉下部キャビティ	最下区画のため移動なし	なし	1次冷却材圧力による分散放出	原子炉下部キャビティ	シールテーブル	下部一般部	<p>いはレベル 1.5PRA では考慮していない（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載表現の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・デブリ⇄溶融炉心（以下、相違理由説明を省略）</li> </ul> </li> <li>■設備名称の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器⇄原子炉格納容器（以下、相違理由説明を省略）</li> </ul> </li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川実績の反映</li> <li>・泊は第 4.1.1.a-1 図にて燃料及びデブリの移動経路を記載している</li> </ul> </li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違（大飯と同様）</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載表現の相違（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> </ul>
	原子炉容器（RV）破損時放出先	移動経路	移動先区画																																				
重力による移動	原子炉下部キャビティ	最下区画のため移動なし	なし																																				
1次冷却材圧力による分散放出	原子炉下部キャビティ	シールテーブル	下部一般部																																				
挙動	RPV破損時放出先	移動経路	移動先区画																																				
重力による移動	ベDESTAL	最下区画のため移動なし	なし																																				
高速ガス流による噴出	ベDESTAL	ベDESTAL開口部	ドライウエル																																				
	原子炉容器（RV）破損時放出先	移動経路	移動先区画																																				
重力による移動	原子炉下部キャビティ	最下区画のため移動なし	なし																																				
1次冷却材圧力による分散放出	原子炉下部キャビティ	シールテーブル	下部一般部																																				



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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>して、溶融炉心の冷却手段及び除熱手段を踏まえた原子炉格納容器（C/V）内の事故進展により分類する。</p> <p>a. 事故のタイプと1次冷却材圧力                      事故進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ（LOCA（RCPシールLOCAを含む）、トランジェント（LOCAの発生がない過渡事象等）、格納容器先行破損、格納容器バイパス事象）により分類する。また、原子炉容器破損時の原子炉格納容器圧力上昇や、溶融炉心の飛散とその冷却性への影響の観点から原子炉容器破損前の1次冷却系の圧力状態（高圧状態あるいは低圧状態）でも分類する。</p>	<p>作の類似性に着目するとともに、電源確保の状況により分類する。</p> <p>b. 原子炉圧力</p> <p>炉心損傷後、原子炉圧力容器が破損に至るまでに、原子炉圧力容器内が、高圧状態か低圧状態かで分類する。この原子炉圧力の違いによって、原子炉圧力容器破損時の格納容器雰囲気の圧力上昇の程度、デブリの飛散の程度、デブリと格納容器バウンダリとの直接接触の可能性など、原子炉圧力容器破損後の事故進展が異なる。（別紙4.1.1.b-1）</p>	<p>類似性として、溶融炉心の冷却手段及び除熱手段を踏まえた原子炉格納容器（C/V）内の事故進展により分類する。</p> <p>a. 事故のタイプと1次冷却材圧力                      事故進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ（LOCA（RCPシールLOCAを含む）、トランジェント（LOCAの発生がない過渡事象等）、格納容器先行破損、格納容器バイパス事象）により分類する。</p> <p>また、炉心損傷後、原子炉容器が破損に至るまでに、原子炉容器内が、高圧状態か低圧状態かで分類する。この1次冷却材圧力の違いによって、原子炉容器破損時の格納容器雰囲気の圧力上昇の程度、溶融炉心の飛散の程度、溶融炉心と格納容器バウンダリとの直接接触の可能性等、原子炉容器破損後の事故進展が異なる。</p>	<p>・炉型の相違により、PDSを分類するに当たって着目している属性が異なる（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■構成の相違</p> <p>・女川の4.1.1.b①(i)a.～d.については、泊の構成に合わせて女川の記載順序を入替</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は事故のタイプをPDSを分類するに当たって着目する属性としている（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・原子炉圧力⇔1次冷却材圧力</p> <p>【女川】</p> <p>■設備名称の相違</p> <p>・原子炉圧力容器⇔原子炉容器                      （以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載箇所の相違</p> <p>・女川はシナシスが高圧状態か低圧状態かの分類に影響する解析条件や解析結果からの分類の判断方法について別紙4.1.1.b-1にて説明しているが、泊は事故進展解析の解析条件を第4.1.1.e-1～3表に、解析結果を第4.1.1.e-1～12図に記載して</p>



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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 炉心損傷時期</p> <p>炉心損傷時に放出される放射性物質の量、炉心損傷後の原子炉容器破損時期、又は原子炉格納容器圧力や温度上昇による原子炉格納容器の破損時期への影響の観点から、炉心損傷時期が事故発生後短期か長期かで分類する。</p> <p>c. 原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器の破損時期、熔融炉心の冷却手段）</p> <p>原子炉格納容器内の事故進展では放射性物質放出挙動の観点から原子炉格納容器の破損時期が炉心損傷前か炉心損傷後かで分類する。また、原子炉格納容器内に流出した熔融炉心を冷却する観点でECCSや格納容器スプレイ系の使用可否により分類する。</p>	<p>c. 炉心損傷時期</p> <p>事故後に、炉心損傷が事故発生後早期か後期か（<b>事象発生から8時間後を目安</b>）で分類する。この時期の違いによって、原子炉圧力容器の破損時期、格納容器雰囲気圧力及び温度上昇の時期が大きく変化し、格納容器破損の時期が影響を受ける。このため、事故の緩和操作の時間余裕が大きく異なる。（別紙4.1.1.b-2）</p> <p>a. 格納容器破損時期</p> <p>炉心損傷後に格納容器破損が生じる場合と格納容器破損後に炉心損傷が生じる場合で分類する。この前後関係によって、事故の防止手段及び緩和手段の種類が大きく異なる。</p>	<p>b. 炉心損傷時期</p> <p>事故後に、炉心損傷が事故発生後早期か後期かで分類する。この時期の違いによって、原子炉容器の破損時期、原子炉格納容器雰囲気圧力及び温度上昇の時期が大きく変化し、格納容器破損の時期が影響を受ける。このため、事故の緩和操作の時間余裕が大きく異なる。（補足4.1.1.b-1）</p> <p>c. 原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器の破損時期、熔融炉心の冷却手段）</p> <p>炉心損傷後に格納容器破損が生じる場合と格納容器破損後に炉心損傷が生じる場合で分類する。この前後関係によって、事故の防止手段及び緩和手段の種類が大きく異なる。また、原子炉格納容器内に流出した熔融炉心を冷却する観点でECCSや格納容器スプレイ系の使用可否により分類する。</p>	<p>おり、解析条件、解析結果を記載していることから、本資料の作成は不要と判断した</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は事象発生からの時間で炉心損傷時期を分類せず、起因事象や緩和策の成否によって分類している（泊における分類基準は補足4.1.1.b-1参照）（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</li> </ul> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川実績の反映</li> <li>・泊は炉心損傷時期の分類基準について、補足4.1.1.b-1に記載している</li> </ul> <p>【女川】</p> <p>■資料名称の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・別紙⇄補足</li> </ul> <p>（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>■付番の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・資料番号の相違</li> </ul> <p>（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は原子炉格納容器の破損時期及び熔融炉心の冷却手段を合わせて原子炉格納容器内事故進展として分類している</li> </ul> <p>【女川】</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第2.1.1.b-1表に上記の考え方に基づく分類記号・状態、第2.1.1.b-2表に各分類の組み合わせにより定義されるPDSの一覧を示す。</p>	<p>d. 電源有無                      利用可能な事故の緩和設備及び緩和操作の類似性に着目して、電源が確保されている場合と、電源が喪失している場合で分類する。電源が喪失している場合、電源復旧により緩和設備が使用可能になることを考慮する。</p> <p>BWRのPRAにおいて用いる事故シーケンスの識別子を第4.1.1.b-1表に、レベル1PRAで得られた炉心損傷に至る事故シーケンスの特徴を第4.1.1.b-2表に示す。</p>	<p>PWRのPRAにおいて用いる事故シーケンスの識別子を第4.1.1.b-1表に示す。</p>	<p>■評価方針の相違                      ・泊は溶融炉心の冷却手段をPDSを分類するに当たって着目する属性としている（大飯と同様）</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・泊は電源有無をPDS分類に当たって着目する属性としていない（大飯と同様）                      （女川は電源有無に着目することで事故時の緩和手段の使用可能性を分類しており、泊は溶融炉心の冷却手段に着目することで事故時の緩和手段の使用可能性を分類している）</p> <p>【大飯】                      ■記載箇所の相違                      ・女川実績の反映                      ・大飯の第2.1.1.b-2表は、泊の第4.1.1.b-4表に対応しており、泊では4.1.1.b ①(2)にて記載している</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・泊はレベル1PRAで得られたイベントツリーを基に構築したレベル1.5PRA用イベントツリーにより炉心損傷に至る事故シーケンスを得ている（詳細は4.1.1.b①(2)参照）（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) レベル1 PRAの事故シーケンスのプラント損傷状態への分類結果</p> <p>レベル1 PRAのイベントツリーでは炉心損傷に至るシーケンスに対し、それ以上の分岐をモデル化していないが、レベル1.5 PRAでは原子炉格納容器内での事故進展を把握することが重要となることから、炉心損傷評価用のレベル1 PRAのイベントツリーでは不要としていた分岐及びヘディングを考慮したレベル1.5 PRA用のイベントツリーを構築する。</p> <p>具体的には炉心損傷時の原子炉格納容器内の状態への影響の観点で、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環の分岐及びヘディングを考慮しており、その結果を第2.1.1.b-1図に、また、構築したイベントツリーから抽出されるPDSと事故シーケンスの対応を第2.1.1.b-3表に示す。</p>	<p>(2) レベル1PRAの事故シーケンスのプラント損傷状態への分類結果</p> <p>レベル1.5PRAで使用するプラント損傷状態は、<b>レベル1 PRA</b>で得られた炉心損傷に至る事故シーケンスを、第4.1.1.b-1図のとおり上述の考え方で分類し、格納容器イベントツリーの初期状態になるようにする。</p>	<p>(2) レベル1 PRAの事故シーケンスのプラント損傷状態への分類結果</p> <p>レベル1 PRAのイベントツリーでは炉心損傷に至るシーケンスに対し、それ以上の分岐をモデル化していないが、レベル1.5PRAでは原子炉格納容器内での事故進展を把握することが重要となることから、炉心損傷評価用のレベル1 PRAのイベントツリーでは不要としていた分岐及びヘディングを考慮したレベル1.5PRA用のイベントツリーを構築する。</p> <p>具体的には炉心損傷時の原子炉格納容器内の状態への影響の観点で、高圧注入/再循環、格納容器スプレイ注入/再循環の分岐及びヘディングを考慮しており、その結果を第4.1.1.b-1図に、また、構築したイベントツリーから抽出される<b>プラント損傷状態</b>と事故シーケンスの対応を第4.1.1.b-2表に示す。</p> <p><b>上記にて得られた炉心損傷に至る事故シーケンスの特徴を第4.1.1.b-3表に示す。</b>レベル1.5PRAで使用するプラント損傷状態は、<b>上記にて得られた炉心損傷に至る事故シーケンス</b>を第4.1.1.b-2図のとおり上述の考え方で分類し、格納容器イベントツリーの初期状態になるようにする。</p>	<p>■記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川の第4.1.1.b-2表は泊の第4.1.1.b-3表に対応しており、泊では4.1.1.b④(2)にて記載している</li> </ul> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊はレベル1PRAで得られたイベントツリーを基にレベル1.5PRA用イベントツリーを構築している。女川はレベル1 PRAのイベントツリー構築時に原子炉格納容器内での事故進展を把握するための分岐を設け、レベル1.5PRA用のイベントツリーとしても活用している</li> <li>・女川には本記載がないため、大飯と比較する</li> </ul> <p>【大飯】</p> <p>■付番の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川実績反映による図番の相違 (以下、相違理由説明を省略)</li> </ul> <p>【女川】</p> <p>■記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊の第4.1.1.b-3表は女川の第4.1.1.b-2表に対応しており、女川では4.1.1.b④(1)にて記載している</li> </ul> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川実績の反映</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 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>② プラント損傷状態ごとの発生頻度</p> <p>PDSごとに炉心損傷頻度を整理した結果を第2.1.1.b-4表に示す。レベル1 PRAにて全炉心損傷頻度への寄与が大きい以下の事故シナリオグループが支配的となっている。原子炉補機冷却機能喪失が約67%を占める理由は、レベル1 PRAにおいて原子炉補機冷却機能喪失に伴い<b>一定の確率で発生するRCPシールLOCA（小破断LOCAに分類）が発生すると、使用可能な緩和策がなくそのまま炉心損傷となるためである。</b>レベル1 PRAにおいて、炉心損傷頻度への寄与が高かった事故シナリオグループについてその寄与割合及びPDSの内訳を以下に示す。</p>	<p>このように、プラント損傷状態を分類した結果を第4.1.1.b-3表に示す。このうち、次のa. からc. の事故シナリオについては、プラント損傷状態の分類方法を個別に検討する。</p> <p>a. TCとISLOCA                  TCとISLOCAは同じプラント損傷状態に分類されたが、TCは未臨界確保の失敗、ISLOCAは格納容器外での原子炉冷却材圧力パウンダリの破損によるもので、異なるプラント損傷状態とする。また、これらは格納容器先行破損の事故シナリオであるため、格納容器イベントツリーは作成しない。</p> <p>b. TQXとS2E                  TQXとS2Eは同じプラント損傷状態に分類されたが、緩和手段と事象進展が相違することから、異なるプラント損傷状態として、各々個別の格納容器イベントツリーを作成する。</p> <p>c. TQV, AEとS1E                  TQV, AEとS1Eは同じプラント損傷状態に分類されたが、事象進展が相違することから、異なるプラント損傷状態として、各々個別の格納容器イベントツリーを作成する。</p> <p>② プラント損傷状態ごとの発生頻度</p> <p>プラント損傷状態（PDS）ごとの発生頻度を整理した結果を第4.1.1.b-4表に示す。レベル1 PRAにて<b>全体</b>炉心損傷頻度への寄与が大きい以下の事故シナリオグループに関連するプラント損傷状態の寄与が支配的となっている。</p>	<p>このように、プラント損傷状態を分類した結果を第4.1.1.b-4表に示す。</p> <p>② プラント損傷状態ごとの発生頻度</p> <p>プラント損傷状態（PDS）ごとに発生頻度を整理した結果を第4.1.1.b-5表に示す。レベル1 PRAにて全炉心損傷頻度への寄与が大きい以下の事故シナリオグループに関連するプラント損傷状態の寄与が支配的となっている。<b>原子炉補機冷却機能喪失が約89%を占める理由は、レベル1 PRAにおいて原子炉補機冷却機能喪失に伴い必ず発生するとしているRCPシールLOCA（小破断LOCAに分類）により、使用可能な緩和策がなくそのまま炉心損傷となるためである。</b>レベル1 PRAにおいて、炉心損傷頻度への寄与が高かった事故シナリオグループについてその寄与割合及びPDSの内訳を以下に示す。</p>	<p>・泊は第4.1.1.b-3表にて炉心損傷にいたる事故シナリオの特徴を記載している</p> <p>【大飯】                  ■記載箇所の相違                  ・女川実績の反映                  ・泊の第4.1.1.b-4表は、大飯の第2.1.1.b-2表に対応しており、大飯では4.1.1.b①(1)にて記載している</p> <p>【女川】                  ■個別評価による相違                  ・女川は4.1.1.b①(1)に記載している観点にてPDSを分類しきれていない一部の事故シナリオ（女川の第4.1.1.b-1図参照）について、本文中に記載の方法にて分類している。泊は4.1.1.b①(1)に記載している観点にて全PDSを分類している（泊の第4.1.1.b-1図参照）ため、本記載は不要（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】                  ■記載方針の相違                  ・泊は原子炉補機冷却機能喪失が全炉心損傷頻度への寄与が大きい理由について記載している（大飯と同様）</p> <p>【大飯】</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・ 原子炉補機冷却機能喪失（寄与：約67%、PDS：SED、TED）</p> <p>・ 2次冷却系からの除熱機能喪失（寄与：約15%、PDS：SED、SEW、SEI、TED、TEW、TEI、G）</p> <p>・ 全交流動力電源喪失（寄与：約13%、PDS：TED）</p> <p>2.1.1.c. 格納容器破損モード</p> <p>① 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明</p> <p>原子炉格納容器の破損に至る事故シナリオに対して、原子炉格納容器の破損形態を分類するため、原子炉格納容器の破損に至る負荷の分析から格納容器破損モードを設定する。</p> <p>第2.1.1.c-1図にPWRのシビアアクシデントで考えられている事故進展を示す。事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷を抽出した結果を第2.1.1.c-1表に示す。また、これらの負荷を事故のタイプと発生時期に着目して系統的に整理したものを第2.1.1.c-2表に示す。さらに、選定した格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準を第2.1.1.c-3表に整理する。</p> <p>事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響する負荷から整理される物理的破損事象に加え、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象も考慮して選定した破損モードは以下のとおり。</p>	<p>・ 崩壊熱除去機能喪失（寄与：99.7%、PDS：TW）</p> <p>・ 高圧注水・減圧機能喪失（寄与：0.3%、PDS：TQUX）</p> <p>4.1.1.c. 格納容器破損モード</p> <p>格納容器破損に至る事故シナリオに対して、格納容器の破損形態を分類するため、格納容器破損に至る負荷の分析から格納容器破損モードを設定する。</p> <p>第4.1.1.c-1図にBWRのシビアアクシデントで考えられる事故進展を示す。事故進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷を抽出した結果を第4.1.1.c-1表に示す。また、これらの負荷を発生時期に着目して系統的に整理したものを第4.1.1.c-2表に整理する。事故進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響する負荷から整理される物理的破損事象に加えて、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象も考慮して選定した破損モードは以下のとおりである。</p> <p>なお、評価から除外した破損モードについては、別紙4.1.1.c-1に示す。（別紙4.1.1.c-1）</p>	<p>・ 原子炉補機冷却機能喪失（寄与：約89%、PDS：SED、TED）</p> <p>・ 2次冷却系からの除熱機能喪失（寄与：約9%、PDS：SED、SEW、SEI、TED、TEW、TEI、G）</p> <p>・ 全交流動力電源喪失（寄与：約2%、PDS：TED）</p> <p>4.1.1.c. 格納容器破損モード</p> <p>原子炉格納容器破損に至る事故シナリオに対して、原子炉格納容器の破損形態を分類するため、原子炉格納容器破損に至る負荷の分析から格納容器破損モードを設定する。</p> <p>第4.1.1.c-1図にPWRのシビアアクシデントで考えられる事故進展を示す。事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷を抽出した結果を第4.1.1.c-1表に示す。また、これらの負荷を発生時期に着目して系統的に整理したものを第4.1.1.c-2表に整理する。さらに、選定した格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準を第4.1.1.c-3表に整理する。</p> <p>事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響する負荷から整理される物理的破損事象に加えて、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象も考慮して選定した破損モードは以下のとおりである。</p>	<p>■設計の相違</p> <p>・ 耐熱 O リングの設計の相違により、泊と大飯でRCP シール LOCA 発生確率が相違している（伊方、玄海と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・ 抽出される事故シナリオグループやPDSが異なる（大飯と同様）</p> <p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・ 泊は第4.1.1.c-3表にて格納容器負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準について記載している（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・ 女川は別紙4.1.1.c-1にて除外したPCV破損モードについて整理しているが、泊は評価から除外した格納容器破</p>



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

第37条 付録1 事故シナシケンスグループ及び重要事故シナシケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(1) 水蒸気爆発（<math>\alpha</math>モード、<math>\eta</math>モード）                      高温の溶融炉心と水が接触して生じる水蒸気爆発又は圧カスパイクにより原子炉格納容器の健全性が脅かされる事象であり、原子炉容器内での水蒸気爆発（<math>\alpha</math>モード）と原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は圧カスパイク（<math>\eta</math>モード）に分類する。</p> <p>(2) 可燃性ガス（水素）の燃焼、爆轟（<math>\gamma</math>モード、<math>\gamma'</math>モード、<math>\gamma''</math>モード）                      燃料被覆管と水蒸気の反応（ジルコニウム-水反応）、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素等の可燃性ガスが、大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象や、さらにガス濃度が高い場合に爆燃又は爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象であり、発生時期により原子炉容器破損以前（<math>\gamma</math>モード）、直後（<math>\gamma'</math>モード）、長時間経過後（<math>\gamma''</math>モード）に分類する。</p>	<p>⑥ 水蒸気爆発                      溶融物がベDESTALの冷却水中に落下した場合、また、格納容器内に放出されたデブリに対して、格納容器スプレイ冷却系などによる注水を実施した場合に、水蒸気爆発が発生して格納容器破損に至る破損モードである。</p> <p>⑧ 水素燃焼                      水-ジルコニウム反応あるいは水の放射線分解により発生した水素の爆発により格納容器破損に至る破損モードである。</p>	<p>(1) 水蒸気爆発（<math>\alpha</math>モード、<math>\eta</math>モード）                      溶融物が原子炉容器の下部プレナムの冷却水中若しくは原子炉下部キャビティの冷却水中に落下した場合、水蒸気爆発が発生する可能性がある。また、原子炉格納容器内に放出された溶融炉心に対して、格納容器スプレイ冷却系等による注水を実施した場合に、水蒸気爆発又は圧カスパイクが発生する可能性がある。いずれも原子炉格納容器破損に至る破損モードであり、原子炉容器内での水蒸気爆発（<math>\alpha</math>モード）と原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は圧カスパイク（<math>\eta</math>モード）に分類する。</p> <p>(2) 可燃性ガス（水素）の燃焼、爆轟（<math>\gamma</math>モード、<math>\gamma'</math>モード、<math>\gamma''</math>モード）                      燃料被覆管と水蒸気の反応（ジルコニウム-水反応）、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素等の可燃性ガスが、大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象や、さらにガス濃度が高い場合に爆燃又は爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象であり、発生時期により原子炉容器破損以前（<math>\gamma</math>モード）、直後（<math>\gamma'</math>モード）、長時間経過後（<math>\gamma''</math>モード）に分類する。</p>	<p>損モードはないことから、本資料の作成は不可と判断した</p> <p>【女川】                      ■構成の相違                      ・女川の 4.1.1.c⑩～⑪については、泊の構成に合わせて女川の記事順序を入れ替                      ■記載表現の相違                      ・泊は格納容器破損モードのギリシャ文字での割り当てを記載している                      （以下、相違理由説明を省略）                      ■設備名称の相違                      ・ベDESTAL⇔原子炉下部キャビティ                      ■記載表現の相違                      ・泊は原子炉容器内と原子炉容器外の双方における水蒸気爆発に加えて圧カスパイクについて記載するとともに、<math>\alpha</math>モード、<math>\eta</math>モードの分類について説明を加えている</p> <p>【女川】                      ■名称の相違                      ・格納容器破損モードの名称が相違している（内容は相違なし）                      （以下、相違理由説明を省略）                      ■記載表現の相違                      ・泊は水素燃焼及び水素爆轟それぞれについて説明を記載するとともに、<math>\gamma</math>、<math>\gamma'</math>、<math>\gamma''</math>モードの分類について</p>



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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等を選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧（δモード）                  熔融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気及び熔融炉心・コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガス（CO<sub>2</sub>等）の蓄積によって、原子炉格納容器が過圧破損する事象として分類する。</p> <p>(4) 水蒸気（崩壊熱）による過圧（θモード）                  熔融炉心の崩壊熱により水蒸気の発生が継続し、原子炉格納容器圧力が徐々に上昇し原子炉格納容器が炉心損傷前に過圧破損する事象として分類する。</p> <p>(5) 格納容器雰囲気直接加熱（σモード）                  1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程及びイベントレイメント現象で微粒化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱及び加圧により原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>(6) 格納容器への直接接触（μモード）                  1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納容器壁に</p>	<p>③ 過圧破損（長期冷却失敗）                  炉心損傷後にデブリの冷却が達成される中で、損傷炉心冷却に伴う発生蒸気によってサブプレッションプール水温が上昇し、格納容器圧力が上昇する破損モードである。</p> <p>② 過圧破損（崩壊熱除去失敗）                  崩壊熱除去失敗のシナシにおいて、炉心冷却が達成される中で、崩壊熱によって発生する水蒸気が継続的にサブプレッションプールに放出され、格納容器の圧力が徐々に上昇していく。このとき、格納容器から除熱ができなければ、水蒸気によって格納容器内は加圧され、格納容器破損に至る破損モードであり、プラント損傷状態TWに対応する。</p> <p>⑤ 格納容器雰囲気直接加熱                  高圧状態で原子炉圧力容器が破損した場合に、デブリが格納容器雰囲気中を飛散する過程及びイベントレイメント現象で微粒化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達及び金属成分の酸化・発熱反応が発生する可能性がある。このときの急激な加熱・加圧で格納容器破損に至る破損モードである。</p> <p>⑨ 溶融物直接接触                  原子炉圧力容器破損後にベDESTALへ落下した溶融デブリが、ベDESTAL床からドライウエル床に拡がった場合、高温の</p>	<p>(3) 水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧（δモード）                  炉心損傷後に熔融炉心の冷却が達成される中で、損傷炉心冷却に伴う発生蒸気及び熔融炉心・コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガス（CO<sub>2</sub>等）の蓄積によって原子炉格納容器圧力が上昇する破損モードである。</p> <p>(4) 水蒸気（崩壊熱）による過圧（θモード）                  原子炉格納容器の除熱機能喪失のシナシにおいて、炉心冷却が達成される中で、崩壊熱によって発生する水蒸気が継続的に原子炉格納容器に放出され、原子炉格納容器の圧力が徐々に上昇していく。このとき、原子炉格納容器から除熱ができなければ、水蒸気によって原子炉格納容器内は加圧され、原子炉格納容器破損に至る破損モードであり、プラント損傷状態ALC、SLCに対応する。</p> <p>(5) 格納容器雰囲気直接加熱（σモード）                  1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程及びイベントレイメント現象で微粒化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達及び金属成分の酸化・発熱反応が発生する可能性がある。このときの急激な加熱・加圧で原子炉格納容器破損に至る破損モードである。</p> <p>(6) 格納容器への直接接触（μモード）                  1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納容器壁に</p>	<p>説明を加えている（大飯と同様）</p> <p>【女川】                  ■記載表現の相違                  ・泊は熔融炉心・コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガスによって圧力上昇することを記載している（大飯と同様）</p> <p>【女川】                  ■設計の相違                  ・PWRとBWRの設計の相違により、炉心損傷に至る事故シナシグループが異なる                  ・PWRにはサブプレッションプールは存在しない                  ・設計の相違により、プラント損傷状態(PDS)が相違している（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</p> <p>【女川】                  ■設計の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>(7) ベースマット溶融貫通（εモード）                      溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下した後、冷却ができない場合に崩壊熱によりコンクリートが侵食される状況となり、原子炉格納容器のベースマットが貫通する事象として分類する。</p> <p>(8) 過温破損（τモード）                      原子炉格納容器内温度が異常に上昇して過熱している状態で貫通部の熱的に脆弱な部分が過温破損する事象として分類する。</p> <p>(9) 格納容器隔離機能喪失（βモード）                      事故時には原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能維持のために原子炉格納容器の隔離を行うが、この隔離操作に失敗する事象として分類する。</p> <p>(10) 格納容器バイパス（gモード、vモード）                      蒸気発生器伝熱管破損事故（gモード）又はインターフェイスシステムLOCA（vモード）を起回事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器外へ放射性物質が放出される事象を想定して分類する。炉心損傷後の限定的な条件下で発生する温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）もgモードに含める。</p>	<p>デブリがドライウェル壁に接触し、ドライウェル壁の一部が溶融貫通する破損モードである。</p> <p>⑦ コア・コンクリート反応継続                      原子炉圧力容器破損後に、格納容器内に放出されたデブリが冷却できないと、コア・コンクリート相互作用（MCCI）によって、コンクリート侵食が継続し、ペDESTAL破損に伴い格納容器破損に至る破損モードである。</p> <p>④ 過温破損                      格納容器内に高温デブリが存在する場合、格納容器雰囲気がかゆつくりと加熱され、格納容器貫通部あるいはフランジ部が熱的に損傷する場合がある。これら過温破損によって格納容器破損に至る破損モードである。</p> <p>⑩ 隔離失敗                      炉心が損傷した時点で、格納容器の隔離に失敗している破損モードである。</p> <p>⑪ インターフェイスシステムLOCA                      インターフェイスシステムLOCAから炉心損傷に至った場合には、放射性物質が格納容器をバイパスして放出される破損モードであり、プラント損傷状態ISLOCAに対応する。</p>	<p>付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る破損モードである。</p> <p>(7) ベースマット溶融貫通（εモード）                      原子炉容器破損後に、原子炉格納容器内に放出された溶融炉心が冷却できないと、溶融炉心・コンクリート相互作用によって、コンクリート侵食が継続し、原子炉格納容器のベースマットが貫通することにより原子炉格納容器破損に至る破損モードである。</p> <p>(8) 過温破損（τモード）                      原子炉格納容器内に高温溶融炉心が存在する場合、原子炉格納容器雰囲気がゆつくりと加熱され、原子炉格納容器貫通部あるいはフランジ部が熱的に損傷する場合がある。これら過温破損によって原子炉格納容器破損に至る破損モードである。</p> <p>(9) 格納容器隔離機能喪失（βモード）                      炉心が損傷した時点で、原子炉格納容器の隔離に失敗している破損モードである。</p> <p>(10) 格納容器バイパス（gモード、vモード）                      蒸気発生器伝熱管破損事故（gモード）又はインターフェイスシステムLOCA（vモード）から炉心損傷に至った場合には、放射性物質が原子炉格納容器をバイパスして放出される破損モードであり、プラント損傷状態G、Vに対応する。炉心損傷後の限定的な条件下で発生する温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）もgモードに含める。</p>	<p>・PWRは原子炉格納容器が大きく溶融炉心が壁面に流れる構造ではないことから、1次冷却系が高压状態で原子炉容器が破損した場合に溶融炉心が急激に分散し原子炉格納容器壁に付着する事象を溶融物直接接触として分類する</p> <p>【女川】                      ■記載表現の相違                      ・コア・コンクリート相互作用（MCCI）⇔溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>【女川】                      ■設計の相違                      ・蒸気発生器の有無により、格納容器破損モードが相違している（大飯と同様）</p>



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>さらに、原子炉格納容器の物理的破損事象を、<b>原子炉容器破損までに破損する早期格納容器破損</b>とそれ以降に破損する<b>後期格納容器破損</b>に分類して選定した格納容器破損モードを第2.1.1.c-4表に示す。</p> <p>2.1.1.d. 事故シーケンス</p> <p>① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス</p> <p>PDSごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全施設等の緩和設備の<b>作動状態</b>及び物理化学現象の発生状態を分析して、これらの<b>組み合わせ</b>から事故の進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。</p> <p>② 格納容器イベントツリー</p> <p>(1) 格納容器イベントツリー構築に当たって検討した重要な物理<b>化学現象</b>、対処設備の<b>作動及び不</b>作動、運転員操作、ヘディング間の従属性</p> <p>a. 重要な物理<b>化学現象並びに</b>対処設備の<b>作動及び不</b>作動</p>	<p>① 過圧破損（未臨界確保失敗）</p> <p>原子炉停止失敗のシーケンスにおいて、炉心で発生した大量の水蒸気が格納容器へ放出され、格納容器圧力が早期に上昇して、格納容器が過圧破損に至る破損モードであり、プラント損傷状態TCに対応する。</p> <p>さらに、<b>格納容器</b>の物理的破損事象を、炉心損傷以前に破損する格納容器先行破損と炉心損傷後の格納容器破損に分類して、整理した格納容器破損モードを第4.1.1.c-3表に示す。</p> <p>4.1.1.d 事故シーケンス</p> <p>① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス</p> <p>プラント損傷状態ごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、<b>工学的安全設備</b>などの緩和設備の動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組合せから事故の進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。</p> <p>なお、<b>格納容器先行破損</b>となるプラント損傷状態（TW及びTC）及び<b>格納容器バイパス事象</b>であるプラント損傷状態（ISLOCA）については、炉心損傷時点で既に格納容器の閉じ込め機能が喪失しているため、<b>格納容器イベントツリー</b>は構築しない。</p> <p>② 格納容器イベントツリー</p> <p>(1) 格納容器イベントツリー構築に当たって検討した重要な物理現象、対処設備の<b>作動・不</b>作動、運転員操作、ヘディング間の従属性</p> <p>a. 重要な物理現象、対処設備の<b>作動・不</b>作動</p>	<p>さらに、<b>原子炉格納容器</b>の物理的破損事象を炉心損傷以前に破損する格納容器先行破損と炉心損傷後の格納容器破損に分類して、整理した格納容器破損モードを第4.1.1.c-4表に示す。</p> <p>4.1.1.d. 事故シーケンス</p> <p>① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス</p> <p>プラント損傷状態ごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、<b>工学的安全施設</b>等の緩和設備の動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組合せから事故の進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。</p> <p>② 格納容器イベントツリー</p> <p>(1) 格納容器イベントツリー構築に当たって検討した重要な物理現象、対処設備の<b>作動・不</b>作動、運転員操作、ヘディング間の従属性</p> <p>a. 重要な物理現象、対処設備の<b>作動・不</b>作動</p>	<p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・PWR, BWR でのプラント構成及び原子炉格納容器の体積の違いにより、原子炉停止失敗で即座に原子炉格納容器破損に至るような大量の水蒸気が炉心損傷前に放出されることはないため、PWRでは格納容器破損モードとして抽出していない</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は格納容器先行破損及び格納容器バイパス事象についても格納容器イベントツリーの対象としている（大飯についても泊と同様）</p>



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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器イベントツリーの構築に際し、炉心損傷から原子炉格納容器の破損に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象について各PDSを考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事故進展を検討した。</p> <p>第2.1.1.d-1表に示す検討結果に基づき、PDSごとにシステムの動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析し、格納容器イベントツリーのヘディングとその定義を第2.1.1.d-2表のとおり選定した。</p> <p>b. 運転員操作                      事故の緩和及び格納容器破損防止に係る運転員操作については考慮していない。</p> <p>c. ヘディング間の従属性</p> <p>第2.1.1.d-2表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、他の複数のヘディングの状態に<b>従属して決定される場合</b>があるため、ヘディングの順序及び分岐確率の設定に際してヘディング間の従属性を調査しており、結果を第2.1.1.d-3表に示す。</p>	<p>格納容器イベントツリーの構築に際し、炉心損傷から<b>格納容器破損</b>に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象について各プラント損傷状態を考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事故進展を第4.1.1.d-1表に整理した。</p> <p>b. 運転員操作                      事故の影響緩和及び格納容器破損防止に係る運転員操作として、<b>格納容器スプレイ（残留熱除去系）の手动起動を考慮した。</b></p> <p>c. ヘディング間の従属性                      a. 及びb.における検討からプラント損傷状態ごとにシステムの動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析することにより、格納容器イベントツリーのヘディングとその定義を第4.1.1.d-2表のとおり設定した。第4.1.1.d-2表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、他の複数のヘディング間の従属性を考慮する必要があるため、ヘディングの順序及び分岐確率の設定に際してヘディング間の従属性を調査しており、結果を第4.1.1.d-3表に示す。</p>	<p>格納容器イベントツリーの構築に際し、炉心損傷から<b>原子炉格納容器破損</b>に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象について各プラント損傷状態を考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事故進展を第4.1.1.d-1表に整理した。</p> <p>b. 運転員操作                      事故の影響緩和及び格納容器破損防止に係る運転員操作については<b>考慮していない。</b></p> <p>c. ヘディング間の従属性                      a.における検討からプラント損傷状態ごとにシステムの動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析することにより、格納容器イベントツリーのヘディングとその定義を第4.1.1.d-2表のとおり設定した。第4.1.1.d-2表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、他の複数のヘディング間の従属性を考慮する必要があるため、ヘディングの順序及び分岐確率の設定に際してヘディング間の従属性を調査しており、結果を第4.1.1.d-3表に示す。</p>	<p>【大飯】                      ■記載箇所の相違                      ・女川実績の反映                      ・大飯の第2.1.1.d-2表は、泊の第4.1.1.d-2表に対応しており、泊では4.1.1.d.②(1)c.にて記載している</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない（大飯と同様）</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していないため、a.における検討からヘディング間の従属性を設定している（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</p> <p>【大飯】                      ■記載箇所の相違                      ・女川実績の反映                      ・泊の4.1.1.d.②(1)c.の1行目の記載については、大飯は4.1.1.d.②(1)a.に記載して</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 格納容器イベントツリー</p> <p>選定したヘディングについてヘディング間の従属性を考慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表す物理事象ヘディングをイベントツリーの終端として破損モードに対応付けすることで第2.1.1.d-1図のとおり格納容器イベントツリーを作成した。</p> <p>なお、イベントツリーは扱いを容易にするため以下の3つの期間で分割して作成している。</p> <p>T1：事故発生から原子炉容器破損まで                      T2：原子炉容器破損直後                      T3：原子炉容器破損後長時間経過後</p> <p>2.1.1.e. 事故進展解析</p>	<p>(2) 格納容器イベントツリー</p> <p>選定したヘディングについてヘディング間の従属性及び順序を考慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表す物理事象ヘディングをイベントツリーの終端として破損モードに対応付けすることで格納容器イベントツリーを作成した。ただし、TC、TW及びISLOCAは、炉心損傷の前に格納容器が先行破損しているPDSであり、レベル1.5PRAにおける緩和手段が存在しないことから、格納容器イベントツリー作成の対象から除外した。</p> <p>格納容器イベントツリーについては別紙4.1.1.d-1に示す。</p> <p>4.1.1.e 事故進展解析</p> <p>格納容器破損頻度を評価するにあたっての事故進展解析の目的は、以下の2点である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価</li> <li>・ 物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷</li> </ul> <p>このうち、後者の物理化学現象の発生と格納容器への負荷については、現象の不確実性などを考慮した分岐確率を評価しているため、ここでは緩和系の復旧操作等のための時間余裕を評価することを目的とする。したがって、緩和系が機能しない状態で物理</p>	<p>(2) 格納容器イベントツリー</p> <p>選定したヘディングについてヘディング間の従属性及び順序を考慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表す物理事象ヘディングをイベントツリーの終端として破損モードに対応付けすることで格納容器イベントツリーを作成した。</p> <p>格納容器イベントツリーについては補足4.1.1.d-1に示す。</p> <p>なお、イベントツリーは扱いを容易にするため以下の3つの期間で分割して作成している。</p> <p>T1：事故発生から原子炉容器破損まで                      T2：原子炉容器破損直後                      T3：原子炉容器破損後長時間経過後</p> <p>4.1.1.e. 事故進展解析</p> <p>格納容器破損頻度を評価するに当たっての事故進展解析の目的は、以下の2点である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価</li> <li>・ 物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷</li> </ul> <p>このうち、前者の緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価については、本評価では格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、緩和系の復旧操作は考慮していないため、ここでは物理化学現象の発生</p>	<p>いる</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・ 泊は格納容器が先行破損しているPDSについても格納容器イベントツリーの対象としている（大飯についても泊と同様）</p> <p>【大飯】                      ■記載箇所の相違                      ・ 女川実績の反映                      ・ 大飯は格納容器イベントツリーを第2.1.1.d-1図に、泊は補足4.1.1.d-1に記載している</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・ 泊は扱いを容易にするため格納容器イベントツリーを期間で分割している（大飯と同様）</p> <p>【大飯】                      ■記載方針の相違                      ・ 女川実績の反映</p> <p>【女川】                      ■記載表現の相違</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・ 泊は各プラント損傷状態</p>



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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>① 解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明                      プラントの熱水力挙動、炉心損傷、原子炉容器破損等の事象の発生時期、シビアアクシデント現象による原子炉格納容器負荷を解析するとともに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る事を目的として、各PDSを代表する事故進展解析を実施する。</p> <p>(1) 解析対象事故シナリオの選定                      a. 解析対象PDSの選定                      事故進展解析の対象とするPDSとして                      ・全CDFに対する割合の大きいPDS                      ・物理化学現象に係るヘディングの推定に必要な代表的なPDSを選定した。具体的には全CDFへの寄与の観点からSED（約67%）、TEI（約15%）、TED（約13%）を選定し、事故進展が早く他のPDSによる解析からの推定が困難であるAED、AEW、AEIについても解析対象として選定しており、PDSごとに代表する事故シナリオを選定している。                      b. 解析対象事故シナリオの選定                      事故シナリオの選定に際しては、                      ・CDFが大きく確率的にそのPDSを代表する</p>	<p>化学現象が発生せずに、格納容器が過圧又は過温破損に至る事故シナリオを評価する。</p> <p>① 解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明                      格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る事を目的として、各PDSを代表する事故シナリオについて事故進展解析を実施する。事故進展解析では、プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損などの事象の発生時期、事象の緩和手段に係る運転員操作の余裕時間、シビアアクシデント現象による格納容器負荷を解析する。</p> <p>(1) 解析対象事故シナリオの選定                      事故進展解析では、8つのベースシナリオ（TQUV、TQUX、長期TB、TW、TC、AE、S1E、S2E）を対象に、事故の緩和策を考慮しない場合について、準静的荷重（過温・過圧）のみにより格納容器破損に至る事故シナリオ挙動を評価する。                      さらに、「PCV内除熱長期冷却」（残留熱除去系起動）の時間余裕を評価するため、TQUX及びTQUVにおいて、低圧ECCS起動に成功し原子炉圧力容器内で事象収束（RPV健全）させた場合の格納容器圧力1Pd（最高使用圧力）到達時間を評価する。選定した事故シナリオを第4.1.1.e-1表に示す。</p>	<p>有無と格納容器への負荷を評価することを目的とする。</p> <p>① 解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明                      格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る事を目的として、各PDSを代表する事故シナリオについて事故進展解析を実施する。事故進展解析では、プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損等の事象の発生時期、シビアアクシデント現象による原子炉格納容器負荷を解析する。</p> <p>(1) 解析対象事故シナリオの選定                      a. 解析対象PDSの選定                      事故進展解析の対象とするPDSとして                      ・全CDFに対する割合の大きいPDS                      ・物理化学現象に係るヘディングの推定に必要な代表的なPDSを選定した。具体的には全CDFへの寄与の観点からSED（約89%）、TEI（約6%）、TED（約5%）を選定し、事故進展が早く他のPDSによる解析からの推定が困難であるAED、AEW、AEIについても解析対象として選定しており、PDSごとに代表する事故シナリオを選定している。                      b. 解析対象事故シナリオの選定                      事故シナリオの選定に際しては                      ・CDFが大きく確率的にそのPDSを代表する</p>	<p>(PDS)における物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を確認する観点から事故進展解析を実施している（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）                      ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】                      ■記載表現の相違                      【女川】                      ■評価方針の相違                      ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・泊と女川で事故進展解析の目的が異なることから、解析対象事故シナリオ選定の考え方が相違している（女川は緩和系の復旧操作等のための時間余裕を評価する観点、泊は物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を評価する観点で適切となるよう解析対象事故シナリオを選定している）（大飯</p>



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・事故進展が相対的に速い（安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなるため）                  の2点を考慮し選定した。上記の観点から選定した事故シーケンスを第2.1.1.e-1表に示す。</p> <p>(2) 事故進展解析の解析条件                  プラント構成及び特性の調査より、すべての事故シーケンスに対し共通するプラント構成及び特徴に依存した基本解析条件を第2.1.1.e-2表に示す。また、解析対象の事故シーケンスの事故状態及び設備作動状況に関する解析条件を第2.1.1.e-3表に示す。</p>	<p>(2) 事故進展解析の解析条件                  プラント構成・特性の調査より、全ての事故シーケンスに対し共通するプラント構成・特徴に依存した基本解析条件を第4.1.1.e-2表に示す。（別紙4.1.1.e-1）</p> <p>また、解析対象の各事故シーケンスの事故進展解析条件の事故状態及び設備作動状況に関する解析条件を第4.1.1.e-3表に示す。（別紙4.1.1.e-2, 3）</p>	<p>・事故進展が相対的に速い（安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなるため）                  の2点を考慮し選定した。上記の観点から選定した事故シーケンスを第4.1.1.e-1表に示す。</p> <p>(2) 事故進展解析の解析条件                  プラント構成・特性の調査より、すべての事故シーケンスに対し共通するプラント構成・特徴に依存した基本解析条件を第4.1.1.e-2表に示す。</p> <p>また、解析対象の各事故シーケンスの事故進展解析条件の事故状態及び設備作動状況に関する解析条件を第4.1.1.e-3表に示す。</p>	<p>と同様）                  【大飯】                  ■個別評価による相違</p> <p>【女川】                  ■記載方針の相違                  ・女川は本別紙にてCV限界圧力/温度の判定基準を適用するにあたって福島第一原子力発電所事故の知見を考慮していることを説明している。泊は付録2にて福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえたCV限界圧力/温度の妥当性を確認しており、本資料の作成は不要と判断した</p> <p>【女川】                  ■評価方針の相違                  ・女川は解析で得た各PDSの炉心溶融開始・炉心支持板破損・原子炉圧力容器破損の時間をもとに時間余裕を検討し、格納容器イベントツリーのヘディングにあてはめる分岐確率を設定しており、本別紙4.1.1.e-2にて上記項目の定義を整理している。泊はL1.5PRAでは事故の緩和操作を考慮しておらず、炉心溶融開始や原子炉容器破損の時</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>なお、事故進展解析には、事故シーケンスに含まれる物理化学現象並びに機器及び系統の動作を模擬することができるMAAP4コードを使用した。</p> <p>② 事故シーケンスの解析結果</p> <p>選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果及び事故進展例を第2.1.1.e-1～e-12図に示す。1次冷却系内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事故進展を表す主要事象発生時刻を第2.1.1.e-4表に示す。</p> <p>また、格納容器イベントツリーの定量化に必要なシビアアクシデント時の水素燃焼、格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、水蒸気爆発、ベースマツト溶融貫通等の物理化学現象に伴う負荷の確</p>	<p>なお、事故進展解析には、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、機器・系統の動作を模擬することができるMAAP4コードを使用した。</p> <p>② 事故シーケンスの解析結果</p> <p>選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果を第4.1.1.e-1図に示す。格納容器内の熱水力挙動の事象進展を表す主要事象発生時刻を第4.1.1.e-4表に示す。</p>	<p>なお、事故進展解析には、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、機器・系統の動作を模擬することができるMAAP4コードを使用した。</p> <p>② 事故シーケンスの解析結果</p> <p>選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果及び事故進展例を第4.1.1.e-1～e-12図に示す。1次冷却系内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事象進展を表す主要事象発生時刻を第4.1.1.e-4表に示す。</p> <p>また、格納容器イベントツリーの定量化に必要なシビアアクシデント時の水素燃焼、格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、水蒸気爆発、ベースマツト溶融貫通等の物理化学現象に伴う負荷の確率</p>	<p>間を分岐確率の設定に活用しておらず、評価方法が異なることから、本資料の作成は不可と判断した</p> <p>・女川は低圧 ECCS による RPV 内注水が成功すれば RPV 破損は無いと判定しているが、この判定条件に関して不確かさを含んでいることから、不確かさを取り入れた感度解析について別紙4.1.1.e-3にて整理している。泊は RV 内注水が成功した場合の RV 破損確率についてはTMI事故報告書等を参考にあてはめ法によって設定しており、評価方法が異なることから、本資料の作成は不可と判断した</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は第4.1.1.e-2, 4, 6, 8, 10, 12 図にて解析結果に基づいた事故進展例を記載している（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■設計の相違（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は事故進展解析にて物理</p>



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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>率評価に必要な解析結果の情報を第2.1.1.e-5表に示す。</p> <p>それぞれの事故シナシスの解析結果から読み取った特徴的な事故進展を以下に整理する。</p> <p>(1) プラント損傷状態：AED                      AEDのシナシスは、大中破断LOCAが発生する一方、原子炉格納容器への燃料取替用水ピット（以下「RWSP」という。）水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約21時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約189℃、ベースマット侵食深さは約1.9mである。</p> <p>(分岐確率の定量化に参考となる知見)                      ・水素濃度は、事故早期から原子炉容器破損直後（事故発生後約1.4時間）にかけては4vol%未満となり、事故後期（原子炉容器破損以降の期間）では、水蒸気濃度が高く推移するため水素燃焼の可能性は低い。</p>	<p>それぞれの事故シナシスの解析結果から、後述する分岐確率の定量化において参考になる知見を以下に整理する。このうち、緩和操作に関する分岐確率の評価に必要な時間余裕の検討結果を第4.1.1.e-5表にまとめる。</p> <p>(6) プラント損傷状態：AE                      本事故シナシスでは、大破断LOCA（再循環吸込み配管側の完全破断を想定）を起因事象とし、高圧ECCS及び低圧ECCSの注水に失敗するため早期に炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は低圧状態で破損し、炉外デブリによりドライウェルが加熱され、格納容器過温破損に至る。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)                      ・原子炉圧力容器破損時にはペDESTAL内に破断水が蓄積していることから（別紙4.1.1.e-4）、ヘディング「P/D内水中落下時水蒸気爆発なし」の分岐を設定し、原子炉圧力容器破損時の熔融炉心落下挙動の知見から、その分岐確率を</p>	<p>評価に必要な解析結果の情報を第4.1.1.e-5表に示す。</p> <p>それぞれの事故シナシスの解析結果から、後述する分岐確率の定量化において参考になる知見を以下に整理する。</p> <p>(1) プラント損傷状態：AED                      AEDのシナシスは、大中破断LOCAが発生する一方、原子炉格納容器への燃料取替用水ピット（以下「RWSP」という。）水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約9.5時間で限界圧力0.566MPa [gage]に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約170℃、ベースマット侵食深さは約0.2mである。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)                      ・水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。</p>	<p>化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を評価している（大飯と同様）</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】                      ■個別評価による相違                      ・設計、PDS、格納容器イベントツリーの違いにより、事故進展解析結果や分岐確率の設定が相違している                      ・事故シナシスの解析結果については泊と大飯を比較する（女川着色せず）</p> <p>【女川】                      ■構成の相違                      ・女川の4.1.1.e②(1)～(10)については、泊の構成に合わせて女川の記載順序を代替</p> <p>【大飯】                      ■個別評価による相違                      【大飯】                      ■記載表現の相違                      (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】                      ■個別評価による相違                      ・水素濃度の解析結果が異なる（水素燃焼の可能性が低い）</p>



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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・原子炉下部キャビティ室に水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。</p> <p>⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・貫通部過温破損の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>(2) プラント損傷状態：AEW                      AEWのシナシは、大中破断LOCAが発生し、原子炉</p>	<p>評価する。</p> <p>・原子炉圧力容器破損時の原子炉は低圧であるとの知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐は設定しない。</p> <p>(7) プラント損傷状態：S1E                      本事故シナシでは、中破断LOCA（再循環吸込み配管側のスプリット破断を想定）を起回事象とし、高圧ECCS及び低圧ECCSの注水に失敗するため早期に炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は低圧状態で破損し、炉外デブリによりドライウエルが加熱され、格納容器過温破損に至る。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <p>・原子炉圧力容器破損時にはベデスタル内に破断水が蓄積していることから、ヘディング「P/D内水中落下時水蒸気爆発なし」の分岐を設定する。</p> <p>・原子炉圧力容器破損時の原子炉は低圧であるとの知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐は設定しない。</p>	<p>⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・原子炉下部キャビティに水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。</p> <p>⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・貫通部過温破損の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>(2) プラント損傷状態：AEW                      AEWのシナシは、大中破断LOCAが発生し、原子炉</p>	<p>点は泊と大飯で同様（高浜3/4と同様）</p> <p>【大飯】                      ■記載表現の相違</p>

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等を選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器内へのRWSP水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約7秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約23時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内の温度は約169℃、ベースマツト侵食はごくわずかである。</p> <p>(分岐確率の定量化に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期は4vol%程度で水素燃焼の可能性がある。原子炉容器破損直後から事故後期には4vol%未満となり、水素燃焼の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定。HB2（水素燃焼：RV破損直後）、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性がある。                  ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>貫通部過温破損の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> </ul> <p>(3) プラント損傷状態：AEI                  AEIのシナシは、大中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、溶融炉心は冷却され原子炉格納容器圧力は低く維持される。また、ベースマツトの侵食はない。</p>	<p>格納容器内へのRWSP水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約4秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約14時間で限界圧力0.566MPa [gage]に達する。このときの原子炉格納容器内の温度は約158℃、ベースマツト侵食はごくわずかである。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングHB1, HB2, HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性はある。                  ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>貫通部過温破損の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> </ul> <p>(3) プラント損傷状態：AEI                  AEIのシナシは、大中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、溶融炉心は冷却され原子炉格納容器圧力は低く維持される。また、ベースマツトの侵食はない。</p>	<p>格納容器内へのRWSP水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約4秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約14時間で限界圧力0.566MPa [gage]に達する。このときの原子炉格納容器内の温度は約158℃、ベースマツト侵食はごくわずかである。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングHB1, HB2, HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性はある。                  ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>貫通部過温破損の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> </ul> <p>(3) プラント損傷状態：AEI                  AEIのシナシは、大中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、溶融炉心は冷却され原子炉格納容器圧力は低く維持される。また、ベースマツトの侵食はない。</p>	<p>【大飯】                  ■個別評価による相違</p> <p>【大飯】                  ■個別評価による相違                  ・水素濃度の解析結果が異なることから、ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として異なる値を設定している（高浜3/4と同様）</p>

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(分岐確率の定量化に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期は4vol%未満で水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損直後から事故後期にかけて4vol%以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。                  ⇒ ヘディングHB1（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定。なお、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）については、<input type="text"/>  <input type="text"/>と設定しており、この場合には<input type="text"/>  <input type="text"/>を考慮しHB3の分岐確率は<input type="text"/>を設定</li> <li>原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性はある。                  ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>                  に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>ベースマット溶融貫通の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定（前段となる原子炉格納容器内除熱のヘディングNCCで<input type="text"/>  <input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定）</li> <li>格納容器スプレイで雰囲気の除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングNCC（格納容器内気相部冷却）の失敗確率を<input type="text"/>  <input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> </ul> <p>(4) プラント損傷状態：SED                  SEDのシナリオは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWSP水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約28時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内の温度は約192℃、ベースマット侵食深さは約1.7mである。</p>	<p>(8) プラント損傷状態：S2E                  本事故シナリオでは、小破断LOCA（再循環吸込み配管側のスプリット破断を想定）を起因事象とし、高圧ECCS及び低圧ECCSの注水に失敗するため早期に炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は高圧状態で破損し、炉外デブリによりドライウエルが加熱され、格納容器過温破損に至る。</p>	<p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は事故早期から事故後期にかけて4 vol %以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。                  ⇒ ヘディングHB1, HB2, HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定。なお、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）については、<input type="text"/>  <input type="text"/>と設定しており、この場合には<input type="text"/>を考慮しHB3の分岐確率は<input type="text"/>を設定</li> <li>原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性はある。                  ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>                  に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>ベースマット溶融貫通の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定（前段となる原子炉格納容器内除熱のヘディングNCCで溶融炉心冷却失敗の分岐確率として、<input type="text"/>  <input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定）</li> <li>格納容器スプレイで雰囲気の除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングNCC（格納容器内気相部冷却）の失敗確率を<input type="text"/>  <input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> </ul> <p>(4) プラント損傷状態：SED                  SEDのシナリオは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWSP水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約13時間で限界圧力0.56MPa[gage]に達し、このときの原子炉格納容器内の温度は約167℃、ベースマット侵食深さは約0.2mである。</p>	<p>【大飯】                  ■個別評価による相違                  ・水素濃度の解析結果が異なることから、ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として異なる値を設定している（高浜3/4と同様）</p> <p>【大飯】                  ■個別評価による相違</p>

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(分岐確率の定量化に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期から原子炉容器破損直後にかけて4vol%未満であり、事故後期では水蒸気濃度が高いため水素燃焼の可能性は低い。 ⇒ ヘディングHB1、HB2及びHB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>原子炉下部キャビティに水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。 ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。 ⇒ ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>貫通部過温破損の可能性は低い。 ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> </ul> <p>(5) プラント損傷状態：TED                      TEDのシーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWSP水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態に至る。事故発生から約32時間で原子炉格納容器内温度は200℃に達し、約36時間で最高使用圧力の2倍に達する。そのため、TEDシーケンスでは、過温破損が過圧破損より先行する。原子炉格納容器内温度が200℃に到達した時点でのベースマット侵食深さは約1.6mである。</p> <p>(分岐確率の定量化に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期は4vol%以上であり、水素燃焼の可</li> </ul>	<p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器破損時にはベDESTAL内に破断水が蓄積していることから、ヘディング「P/D内水中落下時水蒸気爆発なし」の分岐を設定する。</li> <li>原子炉圧力容器破損時の原子炉は高圧であるとの知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐を設定する。</li> </ul> <p>(1) プラント損傷状態：TQUV                      本事故シーケンスでは、過渡事象後、高圧ECCSの注水に失敗し、自動減圧には成功するが、さらに低圧ECCSの注水に失敗するため早期に炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は低圧状態で破損し、炉外デブリによりドライウェルが加熱され、格納容器過温破損に至る。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器破損時の原子炉は低圧であるとの知見か</li> </ul>	<p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。 ⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>原子炉下部キャビティに水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。 ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。 ⇒ ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> <li>貫通部過温破損の可能性は低い。 ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/> <input type="text"/> <input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</li> </ul> <p>(5) プラント損傷状態：TED                      TEDのシーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWSP水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生から約16時間で限界圧力0.566MPa[gage]に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約175℃、ベースマット侵食深さは約0.2mである。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期は約4vol%以上であるが、水蒸気</li> </ul>	<p>【大飯】                      ■個別評価による相違                      ・水素濃度の解析結果が異なる（水素燃焼の可能性が低い点は泊と大飯と同様）（高浜3/4と同様）</p> <p>【大飯】                      ■個別評価による相違                      ・TEDのシーケンスでは、泊は過圧破損、大飯は過温破損が先行する解析結果となっている（高浜3/4と同様）</p>

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>能性がある。一方、RV破損直後から事故後期にかけては水蒸気濃度が高く水素燃焼の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定。HB2（水素燃焼：RV破損直後）、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず水蒸気爆発の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・ベースマット溶融貫通より格納容器過温破損が先行する可能性が高い。</p> <p>⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/>  <input type="text"/>  <input type="text"/>  <input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p>	<p>ら、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐は設定しない。</p> <p>・炉心支持板破損及び原子炉圧力容器破損をもとに検討した時間余裕の知見から、同じ早期低圧炉心損傷シークエンスであるTBPの電源復旧の分岐確率を設定する。</p> <p>(2) プラント損傷状態：TQUX                  本事故シークエンスでは、過渡事象後、高圧ECCSの注水に失敗し、さらに減圧にも失敗するため早期に炉心損傷に至る。その後、緩和系の作動にも失敗し、原子炉圧力容器は高圧状態で破損し、炉外デブリによりドライウェルが加熱され、格納容器過温破損に至る。</p>	<p>濃度が高く水素燃焼の可能性は低い。RV破損直後から事故後期にかけて水素濃度は4 vol%未満となり水素燃焼の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず水蒸気爆発の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。                  ⇒ ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・貫通部過温破損の可能性は低い。                  ⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、<input type="text"/>  <input type="text"/>  <input type="text"/>  <input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p>	<p>■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・水蒸気濃度の解析結果が異なることから、ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として異なる値を設定している（高浜3/4と同様）</li> </ul> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊はTEDのヘディングBMの分岐確率について記載している（高浜3/4と同様）</li> </ul> <p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は過圧破損、大飯は過温破損が先行することから、ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として異なる値を設定している（高浜3/4と同様）</li> </ul>

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(6) プラント損傷状態：TEI</p> <p>TEIのシークエンスでは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。</p> <p>(分岐確率の定量化に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期では4vol%以上、原子炉容器破損直後から事故後期にかけては8vol%以上であり、水素燃焼の可能性が高い。</li> </ul>	<p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器破損時の原子炉は高圧であるとの知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐を設定し、原子炉圧力容器破損直前のジルコニウム酸化割合及び格納容器内の状態量等の知見から、その分岐確率を評価する。</li> <li>原子炉圧力容器破損時のデブリ組成、崩壊熱及び原子炉圧力容器破損後のコンクリート侵食挙動を参考に、ヘディング「PCV注水時MCCI継続なし」の分岐確率を評価する。</li> <li>炉心支持板破損及び原子炉圧力容器破損時刻をもとに検討した時間余裕の知見から、同じ早期高圧炉心損傷シークエンスであるTBUにおける電源復旧の分岐確率を設定する。</li> </ul> <p>(3) プラント損傷状態：長期TB</p> <p>本事故シークエンスでは、全交流動力電源喪失後、RCICの起動に成功するが、バッテリーの枯渇によりRCICの注水が停止し、炉心損傷に至る。その後、原子炉圧力容器は高圧状態で破損し、炉外デブリによりドライウェルが加熱され、格納容器過温破損に至る。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器破損時の原子炉は高圧であるとの知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐を設定し、原子炉圧力容器破損直前のジルコニウム酸化割合及び格納容器内の状態量等の知見から、ヘディング「減圧失敗時DCHなし」の分岐確率を評価する。</li> </ul>	<p>(6) プラント損傷状態：TEI</p> <p>TEIのシークエンスでは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4vol%以上であり、水素燃焼の可能性が高い。</li> </ul>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>個別評価による相違</li> <li>水素濃度の解析結果が異なる</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 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>⇒ ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定。HB2（水素燃焼：RV破損直後）、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）の分岐確率として、水素濃度8vol%以上に適用される0.9を設定</p> <p>・原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性がある。</p> <p>⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・格納容器スプレイによる雰囲気除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングNCC（格納容器内気相部冷却）の失敗確率を<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p>	<p>(4) プラント損傷状態：TW                  本事故シナシでは、過渡事象後、原子炉スクラムには成功し、高圧ECCS及びRCICによる注水に成功するが、崩壊熱除去に失敗しているため、格納容器が先行過圧破損する。格納容器破損によって、サブプレッションチェンバ内のプール水を水源とするECCSが機能喪失することにより、炉心損傷から原子炉压力容器破損に至る。</p> <p>(5) プラント損傷状態：TC                  本事故シナシでは、原子炉停止失敗後、ECCSによる原子炉注水は成功するが、格納容器が先行過圧破損する。格納容器破損によって、サブプレッションチェンバ内のプール水を水源とするECCSが機能喪失することにより、炉心損傷から原子炉压力容器破損に至る。</p> <p>(9) プラント損傷状態：TQUV（RPV健全）                  本事故シナシは、低圧炉心損傷シナシ（TQUV）において、低圧ECCS（LPCI 1台）により、炉心及び炉心溶融物の冷却に成功するシナシである。</p>	<p>⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定。</p> <p>・原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p> <p>・格納容器スプレイによる雰囲気除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。</p> <p>⇒ ヘディングNCC（格納容器内気相部冷却）の失敗確率を<input type="text"/>に適用される<input type="text"/>を設定</p>	<p>ることから、ヘディングHB2（水素燃焼：RV破損直後）、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）の分岐確率として異なる値を設定している（高浜3/4と同様）</p> <p>【大飯】                  ■個別評価による相違                  ・原子炉下部キャビティ室水量の解析結果が異なることから、ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として異なる値を設定している（高浜3/4と同様）</p>

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>なお、事故進展解析の対象外としたPDSにおける分岐確率については類似のPDSの解析結果から第2.1.1.e-6表のとおり推定して設定している。</p>	<p>低圧ECCS開始は、原子炉圧力容器内で事象収束させるため、炉心支持板破損直前の事故後2時間とする。炉心溶融物は原子炉圧力容器内で冷却されるが、除熱機能が喪失しているため、サブプレッションプール水温の上昇により格納容器圧力も徐々に上昇する。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力1Pd到達時刻をもとに検討した時間余裕の知見から、ヘディング「PCV内除熱長期冷却」の分岐確率を設定する。</li> </ul> <p>(10) プラント損傷状態：TQUX (RPV健全)</p> <p>本事故シナシは、高圧炉心損傷シナシ (TQUX) において、原子炉減圧 (ADS自動起動) 及び低圧ECCS (LPCI 1台) により、炉心及び炉心溶融物の冷却に成功するシナシである。原子炉減圧及び低圧ECCS 開始は、原子炉圧力容器内で事象収束させるため、炉心支持板破損直前の事故後2時間である。炉心溶融物は原子炉圧力容器内で冷却されるが、除熱機能が喪失しているため、サブプレッションプール水温の上昇により格納容器圧力も徐々に上昇する。</p> <p>(分岐確率の設定に参考となる知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力1Pd到達時刻をもとに検討した時間余裕の知見から、ヘディング「PCV内除熱長期冷却」の分岐確率を設定する。</li> </ul> <p>なお、事故進展解析の対象外としたプラント損傷状態の格納容器イベントツリー分岐確率については、TBD及びTBUは早期高圧炉心損傷シナシとしてTQUX、TBPは早期低圧炉心損傷シナシとしてTQUV で代表させて設定する。</p>	<p>なお、事故進展解析の対象外としたプラント損傷状態の格納容器イベントツリー分岐確率については、類似のPDSの解析結果から第4.1.1.e-6表のとおり推定して設定している。</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> <li>・事故進展解析の対象としたPDSが相違している（大飯と同様）</li> </ul> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載箇所の相違</li> <li>・泊は第4.1.1.e-6表にて事故進展解析の対象外としたPDSのイベントツリー分岐確</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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.1.1.f 格納容器破損頻度</p> <p>① 格納容器破損頻度の評価方法</p> <p>格納容器イベントツリーのヘディングに、シビアアクシデント解析コードによる事故進展解析結果、シビアアクシデントの各物理化学現象に対する研究成果に関する知見等により分岐確率を設定し、格納容器破損頻度を算出する。</p> <p>② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率</p> <p>ヘディングの分岐確率は、シビアアクシデント現象に関する知見、事故進展解析結果及び工学的判断により設定した。十分に解明されていない物理化学現象に対する分岐確率のあてはめ方法として、NUREG/CR-4700手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ、分岐確率を定量化する手法を採用した。</p> <p>評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を第2.1.1.f-1表に示す。また、格納容器イベントツリーの分岐確率の設定について第2.1.1.f-2表に示す。</p>	<p>4.1.1.f 格納容器破損頻度</p> <p>① 格納容器破損頻度の評価方法</p> <p>格納容器破損頻度の定量化はRiskSpectrum*PSAを使用し、炉心損傷頻度、格納容器イベントツリーヘディングに対する分岐確率を入力条件として、プラント損傷状態毎の条件付き格納容器破損確率(CCFP)、格納容器破損頻度(CFF)を算出する。</p> <p>② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率</p> <p>ヘディングの分岐確率は、シビアアクシデント現象に関する知見や事故進展解析結果及び工学的判断により設定した。ここでは、ヘディングの種類を、緩和操作及び物理化学現象の2つに分類し評価した。</p> <p>(1)物理化学現象に関する分岐確率の設定</p> <p>本評価では、炉外溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)、格納容器雰囲気直接加熱(DCH)、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の3つの物理化学現象について、分岐確率を設定した。</p> <p>シビアアクシデント現象のヘディングにおいて、不確実さが大きい現象に対しては、当該現象の支配要因、不確実さ幅及び格納容器の構造健全性への影響の因果関係を明らかにし、ROAM手法等を用いて、分岐確率を設定した。物理化学現象に</p>	<p>4.1.1.f. 格納容器破損頻度</p> <p>① 格納容器破損頻度の評価方法</p> <p>格納容器破損頻度の定量化はCVETを使用し、炉心損傷頻度、格納容器イベントツリーヘディングに対する分岐確率を入力条件として、プラント損傷状態ごとの条件付き格納容器破損確率(CCFP)、格納容器破損頻度(CFF)を算出する。</p> <p>② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率</p> <p>ヘディングの分岐確率は、シビアアクシデント現象に関する知見や事故進展解析結果及び工学的判断により設定した。十分に解明されていない物理化学現象に対する分岐確率のあてはめ方法として、NUREG/CR-4700手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ、分岐確率を定量化する手法を採用した。</p> <p>評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を第4.1.1.f-1表に示す。また、格納容器イベントツリーの分岐確率の設定について第4.1.1.f-2表に示す。(補足4.1.1.f-1, 2)</p>	<p>率の設定について記載している</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊と女川で格納容器破損頻度の定量化に用いているソフトウェアが相違している(大飯に記載はないが、泊と同様のソフトウェアを用いている)</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】</p> <p>■評価手法の相違</p> <p>・泊は物理化学現象に対する分岐確率の設定方法として、NUREG/CR-4700手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ分岐確率を定量化する手法を採用しており、女川はROAM手法等を用いて分岐確率を設定している(大飯と同様)</p>

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



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

第37条 付録1 事故シナシケンスグループ及び重要事故シナシケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>③ 格納容器破損頻度の評価結果                      格納容器破損頻度の評価結果を第2.1.1.f-3表に示す。</p> <p>全格納容器破損頻度（CFF）は<math>5.3 \times 10^{-5}</math>（/炉年）、条件付格納容器破損確率（CCFP）は0.82であった。</p> <p>本評価ではAM策を考慮しておらず、格納容器スプレイ系による</p>	<p>関する格納容器イベントツリー分岐確率の設定を第4.1.1.f-1表に示す。（別紙4.1.1.f-1, 2, 3, 4）</p> <p>なお、格納容器破損に至る物理化学現象のうち、水素燃焼については、運転時には格納容器内は不活性化されていることから発生確率をゼロとした。また、溶融物直接接触については、ベDESTAL内に堆積した溶融炉心はドライウェル床上には拡がらない格納容器構造となっているため、発生確率をゼロとした。</p> <p>(2) 事故の緩和手段に関する分岐確率の設定                      緩和操作に関するヘディングの分岐確率はフォールトツリー（FT）を作成して設定した。FT作成にあたっては、運転員の操作性及び期待する機器の事故時の条件、事故進展解析の結果（緩和操作までの時間余裕）及びレベル1PRAとの従属性を考慮し、機器故障率はレベル1PRAと同じ値を使用した。緩和操作に関する分岐確率を第4.1.1.f-2表に示す。（別紙4.1.1.f-5）</p> <p>③ 格納容器破損頻度の評価結果                      プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の評価結果を第4.1.1.f-3表及び第4.1.1.f-1図に、プラント損傷状態別の炉心損傷頻度の円グラフを第4.1.1.f-2図に、格納容器破損割合の円グラフを第4.1.1.f-3図に示す。</p> <p>全格納容器破損頻度（CFF）は<math>5.5 \times 10^{-5}</math>/炉年、条件付き格納容器破損確率（CCFP）は1.00であった。</p> <p>事故の影響緩和手段が喪失しているプラント損傷状態のCCFPは</p>	<p>③ 格納容器破損頻度の評価結果                      プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の評価結果を第4.1.1.f-3表及び第4.1.1.f-1図に、プラント損傷状態別の炉心損傷頻度の円グラフを第4.1.1.f-2図に、格納容器破損頻度の円グラフを第4.1.1.f-3図に示す。</p> <p>全格納容器破損頻度（CFF）は<math>2.1 \times 10^{-4}</math>/炉年、条件付き格納容器破損確率（CCFP）は0.94であった。</p> <p>本評価ではAM策を考慮しておらず、格納容器スプレイ系による</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】                      ■評価方針の相違                      ・泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない（大飯についても泊と同様）</p> <p>【大飯】                      ■記載方針の相違                      ・女川実績の反映                      ・泊はプラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の評価結果を第4.1.1.f-1図に、プラント損傷状態別の炉心損傷頻度の円グラフを第4.1.1.f-2図に、格納容器破損割合の円グラフを第4.1.1.f-3図に記載している</p> <p>【女川】【大飯】                      ■個別評価による相違</p> <p>【女川】</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器内の除熱が継続されるPDS（AEI、SEI、SLI及びTEI）では大部分が原子炉格納容器の破損を回避できる（CCFPが0.01～0.09）一方、原子炉格納容器の除熱機能がないその他のPDSのCCFPは1となるため、全体のCCFPが高くなっている。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>泊と大飯の格納容器破損頻度の記載を比較するため、30ページ（実線部分）に再掲</p> </div> <p>また、格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度を第2.1.1.f-4表に示す。全CCFPのうち格納容器破損モードについて、「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が約80.3%、「εモード（過温破損）」の寄与割合が約14.4%、「εモード（ベースマツト溶融貫通）」の寄与が約2.5%を占め、以下、「gモード（蒸気発生器伝熱管破損）」、「σモード（格納容器雰囲気直接加熱）」、「βモード（格納容器隔離失敗）」、「γ'モード（水素燃焼（原子炉容器破損直後）」）の寄与が続き、これら以外の破損モードの寄与は0.1%以下であった。</p> <p>PDS別CDFで全体の約66.7%を占めるSEDは、原子炉補機冷却機能喪失によりRCPシールLOCAが発生する一方、RWSPからの注入がなく炉心及び原子炉格納容器内が除熱されないことから、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇する。事故進展解析の結果から貫通部過温破損より先行して「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」に至る可能性が高く、「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が非常に高くなっている。また、全体の約13.4%を占めるTEDは、事故進展解析の結果から「εモード（過温破損）」に至る可能性が高いことから、「εモード（過温破損）」の寄与も高くなっている。</p> <p>なお、PDS別CDFで全体の約14.7%を占めるTEIは、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱が継続されることから原子炉格納容器の健全性が維持される可能性が高い（CCFPが0.09）。（第2.1.1.f-3表、第2.1.1.f-1図～f-3図）</p>	<p>1であり、このようなプラント損傷状態が大部分を占めるため、全体のCCFPが高くなっている。</p> <p>プラント損傷状態別炉心損傷頻度で全体の99.7%を占めるTWは、崩壊熱の除去に失敗しているため、格納容器が過圧により先行破損するもので、「過圧破損（崩壊熱除去失敗）」の寄与が非常に高く、全格納容器破損頻度のほぼ100%を占める結果である。</p> <p>TQVシーケンスでは、低圧ECCS及び格納容器スプレイに期待できないことからCCFPは1である。これに対して、TQXでは、炉心</p>	<p>格納容器内の除熱が継続されるPDS（AEI、SEI、SLI及びTEI）では大部分が原子炉格納容器の破損を回避できる（CCFPが0.01～0.08）一方、原子炉格納容器の除熱機能がないその他PDSのCCFPは1となるため、全体のCCFPが高くなっている。</p> <p>プラント損傷状態別炉心損傷頻度で全体の約89%を占めるSEDは、原子炉補機冷却機能喪失によりRCPシールLOCAが発生する一方、RWSPからの注入がなく炉心及び原子炉格納容器内が除熱されないことから、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇する。事故進展解析の結果から貫通部過温破損より先行して「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」に至る可能性が高く、「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が非常に高くなっている。また、全体の約4.8%を占めるTEDも、事故進展解析の結果から「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」に至る可能性が高い。</p> <p>なお、PDS別CDFで全体の約5.7%を占めるTEIは、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱が継続されることから原子炉格納容器の健全性が維持される可能性が高い（CCFPが0.08）。（第4.1.1.f-3表、第4.1.1.f-4図～f-6図）</p>	<p>■個別評価による相違</p> <p>【大飯】              ■記載箇所の相違              ・女川実績の反映</p> <p>【女川】【大飯】              ■個別評価による相違</p> <p>【女川】              ■個別評価による相違</p>



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
<p>泊と大飯の格納容器破損頻度の記載を比較するため、29 ページ（点線部分）の記載を再掲</p> <p>また、格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度を第2.1.1.f-4表に示す。全CCFFのうち格納容器破損モードについて、「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が約80.3%、「εモード（過温破損）」の寄与割合が約14.4%、「εモード（ベースマット溶融貫通）」の寄与が約2.5%を占め、以下、「gモード（蒸気発生器伝熱管破損）」、「σモード（格納容器雰囲気直接加熱）」、「βモード（格納容器隔離失敗）」、「γ'モード（水素燃焼（原子炉容器破損直後）」の寄与が続き、これら以外の破損モードの寄与は0.1%以下であった。</p> <p>(1) SED (CCFF : <math>4.3 \times 10^{-5}</math> (／炉年)、全CCFFへの寄与割合 : 81.3%)                  ・代表的なシーケンス：原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA (PDS別CDFへの寄与割合:約98%)</p>	<p>損傷後においても以下の緩和手段に期待できることからCCFPが0.01であり、また、その発生確率がTWに次いで全炉心損傷頻度の0.3%であることにより、全体のCCFPの低減に寄与している。</p> <p>全交流動力電源喪失シーケンスのうち、長期TBでは、バッテリー枯渇後に利用可能な緩和手段がないことからCCFPは1である。これに対して、TBU及びTBPについては、外部電源復旧及び以下の緩和手段に期待できることからCCFPは0.51である。</p> <p>なお、それらの発生確率が全炉心損傷頻度の0.1%未満と小さいため、全体のCCFPの低減への寄与は小さい。</p> <p style="text-align: center;">期待できる緩和手段</p> <table border="1" data-bbox="712 614 1292 737"> <thead> <tr> <th>シーケンス</th> <th>RPV 減圧 (炉心損傷後)</th> <th>RPV 注水 (低圧 ECCS)</th> <th>PCV 注水 (低圧 ECCS)</th> <th>PCV 内除熱 長期冷却</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>TQUX</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>TBU (電源復旧後)</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>TBP (電源復旧後)</td> <td>(不要)</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>格納容器破損モード別の格納容器破損割合を第4.1.1.f-4表及び第4.1.1.f-4図に示す。全格納容器破損頻度のうち、「過圧破損(崩壊熱除去失敗)」の寄与がほぼ100%であり、その他の破損モードが0.1%未満であった。</p> <p>なお、格納容器破損頻度に支配的な因子は、全格納容器破損頻度に対して格納容器過圧破損が先行するTWの「過圧破損(崩壊熱除去失敗)」がほぼ100%を占めることから、レベル1PRAの重要度評価より残留熱除去系手動操作失敗であり、崩壊熱除去機能に係</p>	シーケンス	RPV 減圧 (炉心損傷後)	RPV 注水 (低圧 ECCS)	PCV 注水 (低圧 ECCS)	PCV 内除熱 長期冷却	TQUX	○	○	○	○	TBU (電源復旧後)	○	○	○	○	TBP (電源復旧後)	(不要)	○	○	○	<p>格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度を第4.1.1.f-4表及び第4.1.1.f-6図に示す。全格納容器破損頻度のうち、「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が約96.4%、「σモード（格納容器雰囲気直接加熱）」の寄与が約1.0%を占め、以下、「εモード（過温破損）」、「εモード（ベースマット溶融貫通）」、「βモード（格納容器隔離失敗）」、「gモード（蒸気発生器伝熱管破損）」の寄与が続き、これら以外の破損モードの寄与は0.1%未満であった。</p> <p>(1) SED (CCFF : <math>2.0 \times 10^{-4}</math> (／炉年)、全CCFFへの寄与割合 : 約94.1%)                  ・代表的なシーケンス：原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA (PDS別CDFへの寄与割合 : 約99.5%)</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】                  ■評価方針の相違                  ・泊は格納容器破損カテゴリ別の整理を行っている（大飯と同様）</p> <p>【女川】【大飯】                  ■個別評価による相違</p> <p>【女川】                  ■個別評価による相違                  ・泊は SED、女川は TW が格納容器破損頻度に支配的とな</p>
シーケンス	RPV 減圧 (炉心損傷後)	RPV 注水 (低圧 ECCS)	PCV 注水 (低圧 ECCS)	PCV 内除熱 長期冷却																			
TQUX	○	○	○	○																			
TBU (電源復旧後)	○	○	○	○																			
TBP (電源復旧後)	(不要)	○	○	○																			



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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>RCPシールLOCAにより小破断LOCA相当の1次冷却材が流出して、炉心損傷に至る。その後もECCSによる炉内へのRWSP水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器貫通部の過温破損やベースマットの熔融貫通に至る前に格納容器圧力が2Pdに到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。</p> <p>(2) TED (CFF : <math>8.6 \times 10^{-6}</math> (／炉年)、全CFFへの寄与割合 : 16.3%)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代表的なシナシ : 外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失 (PDS別CDFへの寄与割合 : 約100%)</li> </ul> <p>SBO等が発生する一方、原子炉格納容器内へのRWSP水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器の過圧破損やベースマットの熔融貫通に至る前に原子炉格納容器内の温度が200℃に到達することで、原子炉格納容器の貫通部が過温破損に至る。</p> <p>(3) TEI (CFF : <math>8.4 \times 10^{-7}</math> (／炉年)、全CFFへの寄与割合 : 1.6%)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代表的なシナシ : 手動停止 + 補助給水失敗 (PDS別CDFへの寄与割合 : 約59%)</li> </ul> <p>手動停止等のトランジェントが発生し補助給水に失敗することで炉心損傷に至る。</p> <p>格納容器スプレイ系は健全であり、原子炉格納容器内へのRWSP水の持込があり、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱に期待できるPDSである。原子炉格納容器内から崩壊熱のエネルギーを取り除くことができるため、原子炉格納容器が過圧破損や過温破損に至ることはなく、原子炉格納容器が健全に維持される可能性が高い。</p>	<p>る強化対策によって格納容器破損を防止することができる。</p>	<p>RCPシールLOCAにより小破断LOCA相当の1次冷却材が流出して、炉心損傷に至る。その後もECCSによる炉内へのRWSP水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器貫通部の過温破損やベースマットの熔融貫通に至る前に格納容器圧力が2Pdに到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。</p> <p>(2) TED (CFF : <math>1.1 \times 10^{-5}</math> (／炉年)、全CFFへの寄与割合 : 約5.1%)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代表的なシナシ : 手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗 (PDS別CDFへの寄与割合 : 約46.0%)</li> </ul> <p>手動停止等のトランジェントが発生する一方、原子炉格納容器内へのRWSP水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器の過温破損やベースマットの熔融貫通に至る前に原子炉格納容器圧力が2Pdに到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。</p> <p>(3) TEI (CFF : <math>1.0 \times 10^{-6}</math> (／炉年)、全CFFへの寄与割合 : 約0.5%)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代表的なシナシ : 手動停止 + 補助給水失敗 (PDS別CDFへの寄与割合 : 約61.2%)</li> </ul> <p>手動停止等のトランジェントが発生し補助給水に失敗することで炉心損傷に至る。</p> <p>格納容器スプレイ系は健全であり、原子炉格納容器内へのRWSP水の持込があり、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱に期待できるPDSである。原子炉格納容器内から崩壊熱のエネルギーを取り除くことができるため、原子炉格納容器が過圧破損や過温破損に至ることはなく、原子炉格納容器が健全に維持される可能性が高い。</p>	<p>る因子となっている</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・泊は(1)～(3)にて格納容器破損頻度が支配的となるプラント損傷状態(PDS)上位3位を記載していることから、4.1.1.F③(1)～(3)については大飯と比較する</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> </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>■個別評価による相違</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 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、CFFをレベル1PRAの起回事象別に整理したものを第2.1.1.f-5表に示す。この整理結果によると、CFFに支配的な起回事象は原子炉補機冷却機能喪失であり、外部電源喪失及び手動停止がこれに続いている。原子炉補機冷却機能喪失を起因とする事故シーケンスでCDFに寄与が大きい事故シーケンスは、原子炉補機冷却機能の喪失によりRCPシールLOCAが発生する事故シーケンスであり、外部電源喪失を起因とする事故シーケンスでCDFに寄与が大きい事故シーケンスは、外部電源が喪失し非常用所内交流電源の確立に失敗する事故シーケンスである。また、手動停止では手動停止時に補助給水に失敗する事故シーケンスがCDFに寄与が大きい事故シーケンスとなる。これらの事故シーケンスが主に該当するPDSはSED、TED及びTEIであり、上述したCFFに寄与が大きいPDSに該当することが確認できる。したがって、レベル1PRAでCDFに寄与が大きい事故シーケンスがレベル1.5PRAにおけるCFFに対しても大きな寄与率をもっていることが確認される。</p> <p>④ 重要度評価について                  レベル1.5PRAとして重要度評価は実施していないが、レベル1PRAで算出された炉心損傷頻度をPDSとして整理して格納容器破損頻度評価の入力としており、特にAM策を考慮しない（条件付格納容器破損確率（CCFP）が大きい）条件下ではレベル1PRAの結果に強く依存する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」ではCFFの約97%がSEDの「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」シーケンスであり、レベル1PRAの原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様にRCPシール部（シールLOCA発生）及び加圧器安全弁（閉失敗）、復水ピット（閉塞）の寄与が大きくなるものと考えられるが、いずれの場合においても代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。</li> <li>「τモード（過温破損）」ではCFFの約94%がTEDの「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」シーケンスであり、レ</li> </ul>	<p>高浜3号炉及び4号炉 付録1（平成27年2月2日提出版）より引用</p> <p>前者が主に該当するPDSはSEDであり、CFFに寄与が大きいPDSに該当する。また、後者が主に該当するPDSはTEI及びTEWである。TEIについては、格納容器スプレイ系による格納容器内除熱が継続され、条件付格納容器破損確率が減少（0.08）するため、CFFに寄与が大きいPDSに該当せず、TEWが寄与が大きいPDSとなっている。したがって、レベル1PRAでCDFに寄与が大きい事故シーケンスのうち、格納容器スプレイ系による緩和手段に期待できない事故シーケンスがレベル1.5PRAにおけるCFFに対しても大きな寄与率をもっていることが確認される。</p>	<p>また、CFFをレベル1PRAの起回事象別に整理したものを第4.1.1.f-5表に示す。この整理結果によると、CFFに支配的な起回事象は原子炉補機冷却機能喪失であり、手動停止がこれに続いている。原子炉補機冷却機能喪失を起因とする事故シーケンスでCDFに寄与が大きい事故シーケンスは、原子炉補機冷却機能の喪失によりRCPシールLOCAが発生する事故シーケンスである。また、手動停止では手動停止時に補助給水に失敗する事故シーケンスがCDFに寄与が大きい事故シーケンスとなる。前者が主に該当するPDSはSEDであり、CFFに寄与が大きいPDSに該当する。また、後者が主に該当するPDSはTED及びTEIである。TEIについては、格納容器スプレイ系による格納容器内除熱が継続され、条件付き格納容器破損確率が減少（0.08）するため、CFFに寄与が大きいPDSに該当せず、TEDが寄与が大きいPDSとなっている。したがって、レベル1PRAでCDFに寄与が大きい事故シーケンスのうち、格納容器スプレイ系による緩和手段に期待できない事故シーケンスがレベル1.5PRAにおけるCFFに対しても大きな寄与率をもっていることが確認される。</p> <p>④ 重要度評価について                  レベル1.5PRAとして重要度評価は実施していないが、レベル1PRAで算出された炉心損傷頻度をPDSとして整理して格納容器破損頻度評価の入力としており、特にAM策を考慮しない（条件付き格納容器破損確率（CCFP）が大きい）条件下ではレベル1PRAの結果に強く依存する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」ではCFFの約95%がSEDの「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」シーケンスであり、レベル1PRAの原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様にRCPシール部（シールLOCA発生）及び加圧器安全弁（閉失敗）、補助給水ポンプ起動信号失敗共通原因故障の寄与が大きくなるものと考えられるが、いずれの場合においても代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。</li> <li>「σモード（格納容器雰囲気直接加熱）」ではCFFの約96%がSEDの「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」シーケンス</li> </ul>	<p>【女川】                  ■記載方針の相違                  ・女川は起回事象別格納容器破損頻度の評価結果を記載していないため、大飯と比較する                  【大飯】                  ■個別評価による相違                  【大飯】                  ■記載方針の相違                  ・格納容器スプレイ系による格納容器内除熱のため、TEIがCFFに与える寄与が小さくなることは泊と大飯と同様だが、泊はその旨を明記している（高浜3/4と同様）                  【高浜】                  ■個別評価による相違                  【女川】                  ■記載方針の相違                  ・女川は重要度評価について記載していないため、大飯と比較する                  【大飯】                  ■個別評価による相違                  【大飯】                  ■設備名称の相違                  ・代替低圧注水ポンプ⇔代替格納容器スプレイポンプ                  【大飯】                  ■個別評価による相違</p>



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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 別添 4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>レベル1PRAの全交流動力電源喪失の場合と同様に、DG-A(B)の継続運転失敗+DG-B(A)の試験による待機除外の寄与が大きくなるものと考えられるが、いずれの場合においても代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p> <p>2.1.1.g 不確かさ解析及び感度解析                  ① 不確かさ解析</p> <p>(1)プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確かさ解析                  プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確かさ解析結果を第2.1.1.g-1表及び第2.1.1.g-1図に示す。不確かさ解析の結果、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値は不確かさ分布内にあり、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値と不確かさ解析結果の傾向に大きな差はなく、SEDが支</p>	<p>4.1.1.g 不確かさ解析及び感度解析                  ① 不確かさ解析</p> <p>プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器イベントツリーの分岐確率の不確かさに着目した不確かさ解析を実施した評価結果を第4.1.1.g-1表及び第4.1.1.g-1図に示す。全格納容器破損頻度の平均値は点推定値と同等で<math>5.6 \times 10^{-4}</math>/炉年、エラーファクターは4.4と評価され、95%上限値と5%下限値の間には約20倍の不確かさがあるという結果になった。また、破損モード別の不確かさについても確認した結果、点推定値と不確かさ解析結果の傾向に大きな差はなく、今回のPRAの目的である格納容器破損モードの選定に際して重要となるプラント個別の格納容器破損頻度の相対的な割合に不確かさが大きな影響を与えないことを確認した。</p> <p>各プラント損傷状態、破損モード別の不確かさについても評価結果を確認した結果、点推定値と不確かさ解析結果の傾向に大きな差はなく、今回のPRAの目的である格納容器破損モードの選定に際して重要となるプラント個別の格納容器破損頻度の相対的な割合に不確かさが大きな影響を与えないことを確認した。</p>	<p>であり、レベル1PRAの原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様にRCPシール部（シールLOCA発生）の寄与が大きくなるものと考えられるが、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。</p> <p>4.1.1.g 不確かさ解析及び感度解析                  ① 不確かさ解析</p> <p>プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器イベントツリーの分岐確率の不確かさに着目した不確かさ解析を実施した評価結果を第4.1.1.g-1表に示す。全格納容器破損頻度の平均値は点推定値と同等で<math>2.1 \times 10^{-4}</math>/炉年、エラーファクターは8.0と評価され、95%上限値と5%下限値の間には約63倍の不確かさがあるという結果になった。</p> <p>(1)プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確かさ解析                  プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確かさ解析結果を第4.1.1.g-2表及び第4.1.1.g-1図に示す。不確かさ解析の結果、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値は不確かさ分布内にあり、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値と不確かさ解析結果の傾向に大きな差はなく、SEDが支</p>	<p>・泊はσモードの次に大きなCFFとなるのはσモード、大飯はεモードとなっている（伊方と同様）</p> <p>【大飯】                  ■記載方針の相違                  ・女川実績の反映                  ・泊は不確かさ解析結果を本文中に記載している</p> <p>【女川】                  ■個別評価による相違                  【女川】                  ■記載方針の相違                  ・女川は各プラント損傷状態、破損モード別の不確かさについて評価結果をまとめて記載しており、泊は各プラント損傷状態、破損モード及び格納容器破損カテゴリ別の不確かさ解析について以下(1)～(3)に詳細に記載している                  ・4.1.1.g①(1)～(3)については女川には記載がないため、大飯と比較する</p>



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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等を選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>配的であることが確認できた。したがって、プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。</p> <p>(2) 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析                  格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第2.1.1.g-2表及び第2.1.1.g-2図に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>不確実さ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、過圧破損(δ)が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。</li> <li>点推定値が不確実さ分布内でないμ(格納容器直接接触)については、PDS別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く(判断基準2.0MPa[gage]に対して2.4MPa[gage])、溶融物分散放出の不確実さを考慮すると分散放出しない可能性が高いと評価したことによる影響である。ただし、これらの格納容器破損モードの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。</li> <li>今回のPRAを格納容器破損モードの選定に適用する際には、格納容器破損頻度の絶対値よりも相対値に注目している。格納容器破損モードの選定において格納容器破損頻度が小さいことを不採用の理由としているg(温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TISGTR))とα(原子炉容器内水蒸気爆発)は、g(温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR))にg(蒸気発生器伝熱管破損)の格納容器破損頻度を加えても、それぞれの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して2~4桁小さく、不確実さを考えても全体の格納容器破損頻度に対して十分に小さいことを確認した。</li> </ul> <p>(3) 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析                  格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解</p>		<p>配的であることが確認できた。したがって、プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。</p> <p>(2) 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析                  格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第4.1.1.g-3表及び第4.1.1.g-2図に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>不確実さ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、過圧破損(δ)が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。</li> <li>点推定値が不確実さ分布内でないσ(格納容器雰囲気直接加熱)、μ(格納容器直接接触)、τ(過温破損)については、PDS別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く(判断基準2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage])、溶融物分散放出の不確実さを考慮すると分散放出しない可能性が高いと評価したことによる影響である。ただし、これらの格納容器破損モードの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。</li> <li>今回のPRAを格納容器破損モードの選定に適用する際には、格納容器破損頻度の絶対値よりも相対値に注目している。格納容器破損モードの選定において格納容器破損頻度が小さいことを不採用の理由としているg(温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR))とα(原子炉容器内水蒸気爆発)は、g(温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR))にg(蒸気発生器伝熱管破損)の格納容器破損頻度を加えても、それぞれの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して3~5桁小さく、不確実さを考えても全体の格納容器破損頻度に対して十分に小さいことを確認した。</li> </ul> <p>(3) 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析                  格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解</p>	<p>【大飯】                  ■個別評価による相違                  ・泊はσ、τモードについても点推定値が不確実さ分布内でない結果となっている(高浜3/4と同様)</p> <p>【大飯】                  ■個別評価による相違</p>



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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>析結果を第2.1.1.g-3表及び第2.1.1.g-3図に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>不確実さ解析の結果、格納容器破損カテゴリ別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損カテゴリ別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。</li> <li>点推定値が不確実さ分布内にない「格納容器への直接接</li> </ul> <p>② 感度解析</p> <p>プラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的なプラント損傷状態 SED の溶融物分散放出に対する事故進展解析結果は、判断基準に非常に近い値であった（判断基準2.0MPa[gage]に対して2.4MPa[gage]）。SEDはプラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的であり、プラント損傷状態 SED の工学的判断に基づく溶融物分散放出の分岐確率の設定が格納容器破損頻度の内訳を変化させる可能性があることから、感度解析の対象とした。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ベースケース（ケース1）：プラント損傷状態S**に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として <input type="checkbox"/> を設定</li> <li>感度解析（ケース2）：プラント損傷状態S**に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として <input type="checkbox"/> を設定。</li> </ul> <p>格納容器破損頻度の感度解析結果を第2.1.1.g-4表及び第</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>② 感度解析</p> <p>格納容器破損頻度の外部電源復旧に関する感度解析を実施し</p>	<p>析結果を第4.1.1.g-4表及び第4.1.1.g-3図に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>不確実さ解析の結果、格納容器破損カテゴリ別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損カテゴリ別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。</li> <li>点推定値が不確実さ分布内にない「格納容器への直接接</li> </ul> <p>② 感度解析</p> <p>プラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的なプラント損傷状態SEDの溶融物分散放出に対する事故進展解析結果は、判断基準に非常に近い値であった（判断基準2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage]）。SEDはプラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的であり、プラント損傷状態SEDの工学的判断に基づく溶融物分散放出の分岐確率の設定が格納容器破損頻度の内訳を変化させる可能性があることから、感度解析の対象とした。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ベースケース（ケース1）：プラント損傷状態S**に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として <input type="checkbox"/> を設定</li> <li>感度解析（ケース2）：プラント損傷状態S**に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として <input type="checkbox"/> を設定。</li> </ul> <p>格納容器破損頻度の感度解析を実施した評価結果を第</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> <li>・泊は格納容器雰囲気直接加熱、貫通部過温についても点推定値が不確実さ分布内にはない結果となっている（高浜3/4と同様）</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>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価方針の相違</li> <li>・泊はプラント損傷状態 SED の溶融物分散放出、女川は外部電源復旧に関する感度解析を実施しており、感度解析のケースが相違しているため、大飯と比較する</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>【女川】</p>

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.1.1.g-4図に示す。本感度解析の結果、全体の格納容器破損頻度はほとんど変化がなく、本現象の全体の格納容器破損頻度に与える影響は小さいことが確認できた。また、次のとおり格納容器破損モードごとに多少の増減はあるが、全体的な傾向は変わらず、<math>\delta</math>（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）が支配的であり格納容器破損頻度の内訳に与える影響は小さいことが確認できた。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・プラント損傷状態別炉心損傷頻度で支配的なプラント損傷状態SEDにおいて、溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、<math>\sigma</math>（格納容器雰囲気直接加熱）、<math>\tau</math>（過温破損）、<math>\mu</math>（格納容器直接接触）が減少した。また、逆に溶融物分散放出の発生により緩和されていた<math>\varepsilon</math>（ペースマツト溶融貫通）が増加した。</li> <li>・SEDと同じ小破断LOCAのプラント損傷状態であり、溶融物分散放出に関してSEDと同じ分岐確率を設定しているが、原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティ内に水があるSEW、SEI、SLW、SLIにおいて溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、<math>\eta</math>（原子炉容器外水蒸気爆発）が増加した。</li> </ul>	<p>た評価結果を第4.1.1.g-2表及び第4.1.1.g-2図に示す。評価の結果、コア・コンクリート反応継続については、外部電源復旧を考慮しないことにより、全交流動力電源喪失シナシにおける炉心損傷頻度が増加することに加え、デブリ及び格納容器の冷却手段確保の可能性が減少することから、格納容器破損頻度が増加した。格納容器破損モード別格納容器破損割合、格納容器破損モード別格納容器破損頻度に大きな影響は無い。</p>	<p>4.1.1.g-5表及び第4.1.1.g-4図に示す。評価の結果、全体の格納容器破損頻度はほとんど変化がなく、本現象の全体の格納容器破損頻度に与える影響は小さいことが確認できた。また、次のとおり格納容器破損モードごとに多少の増減はあるが、全体的な傾向は変わらず、<math>\delta</math>（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）が支配的であり格納容器破損頻度の内訳に与える影響は小さいことが確認できた。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・プラント損傷状態別炉心損傷頻度で支配的なプラント損傷状態SEDにおいて、溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、<math>\sigma</math>（格納容器雰囲気直接加熱）、<math>\tau</math>（過温破損）、<math>\mu</math>（格納容器直接接触）が減少した。また、逆に溶融物分散放出の発生により緩和されていた<math>\varepsilon</math>（ペースマツト溶融貫通）が増加した。</li> <li>・SEDと同じ小破断LOCAのプラント損傷状態であり、溶融物分散放出に関してSEDと同じ分岐確率を設定しているが、原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティ内に水があるSEW、SEI、SLW、SLIにおいて溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、<math>\eta</math>（原子炉容器外水蒸気爆発）が増加した。</li> </ul>	<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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																									
	<p style="text-align: center;">第4.1.1.a-1表 格納容器の主要仕様</p> <table border="1" data-bbox="719 288 1272 735"> <thead> <tr> <th colspan="2">項目</th> <th>仕様等</th> </tr> <tr> <th colspan="2">型式</th> <th>圧力抑制形 (マーク1改良型)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">容 積</td> <td>ドライウエル空気体積 (ベント系含む)</td> <td>7950m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバ体積</td> <td>7950m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">最高使用圧力</td> <td>ドライウエル</td> <td>427kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバ</td> <td>427kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">最高使用温度</td> <td>ドライウエル</td> <td>171℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチェンバ</td> <td>104℃</td> </tr> <tr> <td colspan="2">限界圧力</td> <td>854kPa[gage] (最高使用圧力の2倍)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">限界温度</td> <td>200℃</td> </tr> </tbody> </table>	項目		仕様等	型式		圧力抑制形 (マーク1改良型)	容 積	ドライウエル空気体積 (ベント系含む)	7950m <sup>3</sup>	サブプレッションチェンバ体積	7950m <sup>3</sup>	最高使用圧力	ドライウエル	427kPa[gage]	サブプレッションチェンバ	427kPa[gage]	最高使用温度	ドライウエル	171℃	サブプレッションチェンバ	104℃	限界圧力		854kPa[gage] (最高使用圧力の2倍)	限界温度		200℃	<p style="text-align: center;">第4.1.1.a-1表 原子炉格納容器の主要仕様</p> <table border="1" data-bbox="1352 296 1877 600"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>仕様等</th> </tr> <tr> <th>型式</th> <td>鋼製上部半球形下部さら形円筒形</td> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>自由体積</td> <td>約66000m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>0.283MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>132℃</td> </tr> <tr> <td>限界圧力</td> <td>0.566MPa[gage] (最高使用圧力の2倍)</td> </tr> <tr> <td>限界温度</td> <td>200℃</td> </tr> </tbody> </table>	項目	仕様等	型式	鋼製上部半球形下部さら形円筒形	自由体積	約66000m <sup>3</sup>	最高使用圧力	0.283MPa[gage]	最高使用温度	132℃	限界圧力	0.566MPa[gage] (最高使用圧力の2倍)	限界温度	200℃	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■設計の相違</li> <li>・設計の相違により、原子炉格納容器の仕様が相違している</li> </ul> <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> <li>・泊は第4.1.1.a-1表にて原子炉格納容器の主要仕様を記載している</li> </ul>
項目		仕様等																																										
型式		圧力抑制形 (マーク1改良型)																																										
容 積	ドライウエル空気体積 (ベント系含む)	7950m <sup>3</sup>																																										
	サブプレッションチェンバ体積	7950m <sup>3</sup>																																										
最高使用圧力	ドライウエル	427kPa[gage]																																										
	サブプレッションチェンバ	427kPa[gage]																																										
最高使用温度	ドライウエル	171℃																																										
	サブプレッションチェンバ	104℃																																										
限界圧力		854kPa[gage] (最高使用圧力の2倍)																																										
限界温度		200℃																																										
項目	仕様等																																											
型式	鋼製上部半球形下部さら形円筒形																																											
自由体積	約66000m <sup>3</sup>																																											
最高使用圧力	0.283MPa[gage]																																											
最高使用温度	132℃																																											
限界圧力	0.566MPa[gage] (最高使用圧力の2倍)																																											
限界温度	200℃																																											

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																						
<p>第2.1.1.b-1表 <b>プラント損傷状態の分類記号</b>                      (事故のタイプと1次冷却材圧力の分類)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類記号</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が遅いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては、大中破断LOCAで代表される（低圧）</td> </tr> <tr> <td>S</td> <td>1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA（RCPシールLOCA及び加圧器速がし弁/安全弁LOCA）に至る事故シーケンスも含む（中圧）</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に分類する（高圧）</td> </tr> <tr> <td>G</td> <td>FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである（中圧）</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである（低圧）</td> </tr> </tbody> </table> <p>(炉心損傷時期の分類)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類記号</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>E</td> <td>事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの</td> </tr> <tr> <td>L</td> <td>事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの</td> </tr> </tbody> </table> <p>(原子炉格納容器内事故進展の分類)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類記号</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>D</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの</td> </tr> <tr> <td>W</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの</td> </tr> <tr> <td>I</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの</td> </tr> <tr> <td>C</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの</td> </tr> </tbody> </table>	分類記号	説明	A	1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が遅いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては、大中破断LOCAで代表される（低圧）	S	1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA（RCPシールLOCA及び加圧器速がし弁/安全弁LOCA）に至る事故シーケンスも含む（中圧）	T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に分類する（高圧）	G	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである（中圧）	V	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである（低圧）	分類記号	説明	E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの	L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの	分類記号	説明	D	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの	W	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの	I	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの	C	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの	<p>第4.1.1.b-1表 事故シーケンスの識別子</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>識別子</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>大破断LOCA</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>工学的安全施設に対する電源の故障状態</td> </tr> <tr> <td>C</td> <td>原子炉保護系の故障状態</td> </tr> <tr> <td>D</td> <td>工学的安全施設に対する直流電源の故障状態</td> </tr> <tr> <td>E</td> <td>非常用炉心冷却系による注水の故障状態</td> </tr> <tr> <td>P</td> <td>主蒸気速がし安全弁の再閉失敗</td> </tr> <tr> <td>Q</td> <td>給水系による注水の故障状態</td> </tr> <tr> <td>S1</td> <td>中破断LOCA</td> </tr> <tr> <td>S2</td> <td>小破断LOCA</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>過渡事象</td> </tr> <tr> <td>U</td> <td>高圧注水系による注水の故障状態</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>低圧非常用炉心冷却系による注水の故障状態</td> </tr> <tr> <td>W</td> <td>残留熱除去の失敗状態</td> </tr> <tr> <td>X</td> <td>原子炉の急速減圧の失敗状態</td> </tr> </tbody> </table>	識別子	内容	A	大破断LOCA	B	工学的安全施設に対する電源の故障状態	C	原子炉保護系の故障状態	D	工学的安全施設に対する直流電源の故障状態	E	非常用炉心冷却系による注水の故障状態	P	主蒸気速がし安全弁の再閉失敗	Q	給水系による注水の故障状態	S1	中破断LOCA	S2	小破断LOCA	T	過渡事象	U	高圧注水系による注水の故障状態	V	低圧非常用炉心冷却系による注水の故障状態	W	残留熱除去の失敗状態	X	原子炉の急速減圧の失敗状態	<p>第4.1.1.b-1表 事故シーケンスの識別子                      (事故のタイプと1次冷却材圧力の分類)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>識別子</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が遅いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては、大中破断LOCAで代表される（低圧）</td> </tr> <tr> <td>S</td> <td>1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA（RCPシールLOCA及び加圧器速がし弁/安全弁LOCA）に至るシーケンスも含む（中圧）</td> </tr> <tr> <td>T</td> <td>過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に分類する（高圧）</td> </tr> <tr> <td>G</td> <td>FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである（中圧）</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである（低圧）</td> </tr> </tbody> </table> <p>(炉心損傷時期の分類)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>識別子</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>E</td> <td>事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの</td> </tr> <tr> <td>L</td> <td>事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの</td> </tr> </tbody> </table> <p>(原子炉格納容器内事故進展の分類)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>識別子</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>D</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの</td> </tr> <tr> <td>W</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの</td> </tr> <tr> <td>I</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの</td> </tr> <tr> <td>C</td> <td>ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの</td> </tr> </tbody> </table>	識別子	内容	A	1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が遅いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては、大中破断LOCAで代表される（低圧）	S	1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA（RCPシールLOCA及び加圧器速がし弁/安全弁LOCA）に至るシーケンスも含む（中圧）	T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に分類する（高圧）	G	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである（中圧）	V	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである（低圧）	識別子	内容	E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの	L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの	識別子	内容	D	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの	W	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの	I	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの	C	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価方針の相違</li> <li>・ PDS を分類するに当たって着目している属性や分類記号が異なる（大飯と同様）</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 記載表現の相違</li> <li>・ 女川に記載統一</li> <li>（図表タイトルの相違については、以下相違理由説明を省略）</li> </ul>
分類記号	説明																																																																																								
A	1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が遅いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては、大中破断LOCAで代表される（低圧）																																																																																								
S	1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA（RCPシールLOCA及び加圧器速がし弁/安全弁LOCA）に至る事故シーケンスも含む（中圧）																																																																																								
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に分類する（高圧）																																																																																								
G	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである（中圧）																																																																																								
V	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである（低圧）																																																																																								
分類記号	説明																																																																																								
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの																																																																																								
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの																																																																																								
分類記号	説明																																																																																								
D	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの																																																																																								
W	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの																																																																																								
I	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの																																																																																								
C	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの																																																																																								
識別子	内容																																																																																								
A	大破断LOCA																																																																																								
B	工学的安全施設に対する電源の故障状態																																																																																								
C	原子炉保護系の故障状態																																																																																								
D	工学的安全施設に対する直流電源の故障状態																																																																																								
E	非常用炉心冷却系による注水の故障状態																																																																																								
P	主蒸気速がし安全弁の再閉失敗																																																																																								
Q	給水系による注水の故障状態																																																																																								
S1	中破断LOCA																																																																																								
S2	小破断LOCA																																																																																								
T	過渡事象																																																																																								
U	高圧注水系による注水の故障状態																																																																																								
V	低圧非常用炉心冷却系による注水の故障状態																																																																																								
W	残留熱除去の失敗状態																																																																																								
X	原子炉の急速減圧の失敗状態																																																																																								
識別子	内容																																																																																								
A	1次冷却系の破断口径が大きく、1次冷却系の減圧が遅いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては、大中破断LOCAで代表される（低圧）																																																																																								
S	1次冷却系の破断口径が小さく、1次冷却系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次冷却系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA（RCPシールLOCA及び加圧器速がし弁/安全弁LOCA）に至るシーケンスも含む（中圧）																																																																																								
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に分類する（高圧）																																																																																								
G	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次冷却系から大気中にFPが直接放出されるSGTRシーケンスである（中圧）																																																																																								
V	FPの移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中にFPが直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである（低圧）																																																																																								
識別子	内容																																																																																								
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの																																																																																								
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの																																																																																								
識別子	内容																																																																																								
D	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの																																																																																								
W	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの																																																																																								
I	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの																																																																																								
C	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの																																																																																								

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3 / 4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由			
第 2.1.1.b-3 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される 事故シーケンス(1/2)				第 4.1.1.b-2 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス (1/2)		<p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川はプラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンスについて表での整理を記載していないことから、本表については大飯と比較する</p>			
PDS	事故シーケンス	PDS	事故シーケンス	PDS	事故シーケンス				
AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗			AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗				
AEW	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗			AEW	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗				
	AEI	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗 大破断LOCA+低圧注入失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗 中破断LOCA+高圧注入失敗				AEI	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗 大破断LOCA+低圧注入失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗 中破断LOCA+高圧注入失敗		
		ALC	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗					AEI	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗 中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 大破断LOCA+低圧再循環失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗
			SED		原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA 原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA 小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗				
		SEW			小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗				SED
	SEW		小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗				SEW	小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																
<p>第 2.1.1.b-3 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される                      事故シーケンス(2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>PDS</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>SEI</td><td>小破断 LOCA+高圧注入失敗</td></tr> <tr><td></td><td>小破断 LOCA+補助給水失敗</td></tr> <tr><td></td><td>小破断 LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗</td></tr> <tr><td>SLW</td><td>小破断 LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td></tr> <tr><td></td><td>小破断 LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td></tr> <tr><td>SLI</td><td>小破断 LOCA+高圧再循環失敗</td></tr> <tr><td>SLC</td><td>小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗</td></tr> <tr><td></td><td>小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗</td></tr> <tr><td rowspan="10">TED</td><td>手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td></tr> <tr><td>過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td></tr> <tr><td>外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失</td></tr> <tr><td>主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗</td></tr> <tr><td>ATWS+格納容器スプレイ注入失敗</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td></tr> <tr><td>外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td></tr> <tr><td>手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td></tr> <tr><td>過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td></tr> <tr><td>ATWS+格納容器スプレイ再循環失敗</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td></tr> <tr><td>主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td></tr> <tr><td>外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td></tr> <tr><td>手動停止+補助給水失敗</td></tr> <tr><td>過渡事象+補助給水失敗</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断+補助給水失敗</td></tr> <tr><td>主給水流量喪失+補助給水失敗</td></tr> <tr><td>外部電源喪失+補助給水失敗</td></tr> <tr><td>ATWS</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗</td></tr> <tr><td>G</td><td>蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗</td></tr> <tr><td></td><td>蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗</td></tr> <tr><td>V</td><td>インターフェイスシステム LOCA</td></tr> </tbody> </table>	PDS	事故シーケンス	SEI	小破断 LOCA+高圧注入失敗		小破断 LOCA+補助給水失敗		小破断 LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗	SLW	小破断 LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗		小破断 LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	SLI	小破断 LOCA+高圧再循環失敗	SLC	小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	TED	手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	ATWS+格納容器スプレイ注入失敗	2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗	手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	ATWS+格納容器スプレイ再循環失敗	2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	手動停止+補助給水失敗	過渡事象+補助給水失敗	2次冷却系の破断+補助給水失敗	主給水流量喪失+補助給水失敗	外部電源喪失+補助給水失敗	ATWS	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	G	蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗		蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	V	インターフェイスシステム LOCA		<p>第 4.1.1.b-2 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>PDS</th> <th>事故シーケンス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>SEI</td><td>小破断 LOCA+高圧注入失敗</td></tr> <tr><td></td><td>小破断 LOCA+補助給水失敗</td></tr> <tr><td></td><td>小破断 LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗</td></tr> <tr><td>SLW</td><td>小破断 LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td></tr> <tr><td></td><td>小破断 LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td></tr> <tr><td>SLI</td><td>小破断 LOCA+高圧再循環失敗</td></tr> <tr><td>SLC</td><td>小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗</td></tr> <tr><td></td><td>小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗</td></tr> <tr><td rowspan="10">TED</td><td>手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td></tr> <tr><td>過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td></tr> <tr><td>外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失</td></tr> <tr><td>主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗</td></tr> <tr><td>ATWS+格納容器スプレイ注入失敗</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td></tr> <tr><td>外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗</td></tr> <tr><td>手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td></tr> <tr><td>過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td></tr> <tr><td>ATWS+格納容器スプレイ再循環失敗</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td></tr> <tr><td>主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td></tr> <tr><td>外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ再循環失敗</td></tr> <tr><td>手動停止+補助給水失敗</td></tr> <tr><td>過渡事象+補助給水失敗</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断+補助給水失敗</td></tr> <tr><td>主給水流量喪失+補助給水失敗</td></tr> <tr><td>外部電源喪失+補助給水失敗</td></tr> <tr><td>ATWS</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗</td></tr> <tr><td>G</td><td>蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗</td></tr> <tr><td></td><td>蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗</td></tr> <tr><td>V</td><td>インターフェイスシステム LOCA</td></tr> </tbody> </table>	PDS	事故シーケンス	SEI	小破断 LOCA+高圧注入失敗		小破断 LOCA+補助給水失敗		小破断 LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗	SLW	小破断 LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗		小破断 LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	SLI	小破断 LOCA+高圧再循環失敗	SLC	小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	TED	手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	ATWS+格納容器スプレイ注入失敗	2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗	手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	ATWS+格納容器スプレイ再循環失敗	2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	手動停止+補助給水失敗	過渡事象+補助給水失敗	2次冷却系の破断+補助給水失敗	主給水流量喪失+補助給水失敗	外部電源喪失+補助給水失敗	ATWS	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	G	蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗		蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	V	インターフェイスシステム LOCA	<p>【女川】                      ■記載方針の相違                      ・女川はプラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンスについて表での整理を記載していないことから、本表については大飯と比較する</p>
PDS	事故シーケンス																																																																																																		
SEI	小破断 LOCA+高圧注入失敗																																																																																																		
	小破断 LOCA+補助給水失敗																																																																																																		
	小破断 LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗																																																																																																		
SLW	小破断 LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																																		
	小破断 LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																																																		
SLI	小破断 LOCA+高圧再循環失敗																																																																																																		
SLC	小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																																		
	小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗																																																																																																		
TED	手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																																																		
	過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																																																		
	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失																																																																																																		
	主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																																																		
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗																																																																																																		
	ATWS+格納容器スプレイ注入失敗																																																																																																		
	2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																																																		
	外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																																																		
	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																																																		
	手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																																		
過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																																			
ATWS+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																																			
2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																																			
主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																																			
外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																																			
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																																			
手動停止+補助給水失敗																																																																																																			
過渡事象+補助給水失敗																																																																																																			
2次冷却系の破断+補助給水失敗																																																																																																			
主給水流量喪失+補助給水失敗																																																																																																			
外部電源喪失+補助給水失敗																																																																																																			
ATWS																																																																																																			
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗																																																																																																			
G	蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗																																																																																																		
	蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗																																																																																																		
V	インターフェイスシステム LOCA																																																																																																		
PDS	事故シーケンス																																																																																																		
SEI	小破断 LOCA+高圧注入失敗																																																																																																		
	小破断 LOCA+補助給水失敗																																																																																																		
	小破断 LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗																																																																																																		
SLW	小破断 LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																																		
	小破断 LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																																																		
SLI	小破断 LOCA+高圧再循環失敗																																																																																																		
SLC	小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																																		
	小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗																																																																																																		
TED	手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																																																		
	過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																																																		
	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失																																																																																																		
	主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																																																		
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗																																																																																																		
	ATWS+格納容器スプレイ注入失敗																																																																																																		
	2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																																																		
	外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																																																		
	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗																																																																																																		
	手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																																		
過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																																			
ATWS+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																																			
2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																																			
主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																																			
外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																																			
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ再循環失敗																																																																																																			
手動停止+補助給水失敗																																																																																																			
過渡事象+補助給水失敗																																																																																																			
2次冷却系の破断+補助給水失敗																																																																																																			
主給水流量喪失+補助給水失敗																																																																																																			
外部電源喪失+補助給水失敗																																																																																																			
ATWS																																																																																																			
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗																																																																																																			
G	蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗																																																																																																		
	蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗																																																																																																		
V	インターフェイスシステム LOCA																																																																																																		

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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

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

第37条 付録1 事故シナシケンスグループ及び重要事故シナシケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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



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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																
<p>第2.1.1.b-4表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>プラント損傷状態</th> <th>炉心損傷頻度 (/炉年)</th> <th>割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>AED</td><td>2.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>AEW</td><td>3.3E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>AEI</td><td>7.0E-07</td><td>1.1%</td></tr> <tr><td>ALC</td><td>1.3E-08</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>SED</td><td>4.3E-05</td><td>66.7%</td></tr> <tr><td>SEW</td><td>1.9E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>SEI</td><td>2.2E-06</td><td>3.5%</td></tr> <tr><td>SLW</td><td>6.2E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>SLI</td><td>1.1E-08</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>SLC</td><td>4.1E-08</td><td>0.1%</td></tr> <tr><td>TED</td><td>8.6E-06</td><td>13.4%</td></tr> <tr><td>TEW</td><td>1.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>TEI</td><td>9.4E-06</td><td>14.7%</td></tr> <tr><td>V</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>G</td><td>3.2E-07</td><td>0.5%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>6.4E-05</td><td>100.0%</td></tr> </tbody> </table>	プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合	AED	2.4E-09	<0.1%	AEW	3.3E-09	<0.1%	AEI	7.0E-07	1.1%	ALC	1.3E-08	<0.1%	SED	4.3E-05	66.7%	SEW	1.9E-09	<0.1%	SEI	2.2E-06	3.5%	SLW	6.2E-09	<0.1%	SLI	1.1E-08	<0.1%	SLC	4.1E-08	0.1%	TED	8.6E-06	13.4%	TEW	1.4E-09	<0.1%	TEI	9.4E-06	14.7%	V	3.0E-11	<0.1%	G	3.2E-07	0.5%	合計	6.4E-05	100.0%	<p>第4.1.1.b-4表 プラント損傷状態の発生頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>プラント損傷状態</th> <th>炉心損傷頻度 (/炉年)</th> <th>割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>TQUV</td><td>2.9E-11</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>TQUX</td><td>1.9E-07</td><td>0.3%</td></tr> <tr><td>長期TB</td><td>6.1E-11</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>TBD</td><td>4.5E-12</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>TBU</td><td>1.3E-12</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>TBP</td><td>9.3E-13</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>TW</td><td>5.5E-05</td><td>99.7%</td></tr> <tr><td>TC</td><td>3.9E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>AE</td><td>4.2E-14</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>S1E</td><td>3.3E-12</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>S2E</td><td>5.5E-14</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>ISLOCA</td><td>2.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.5E-05</td><td>100%</td></tr> </tbody> </table>	プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合	TQUV	2.9E-11	<0.1%	TQUX	1.9E-07	0.3%	長期TB	6.1E-11	<0.1%	TBD	4.5E-12	<0.1%	TBU	1.3E-12	<0.1%	TBP	9.3E-13	<0.1%	TW	5.5E-05	99.7%	TC	3.9E-09	<0.1%	AE	4.2E-14	<0.1%	S1E	3.3E-12	<0.1%	S2E	5.5E-14	<0.1%	ISLOCA	2.4E-09	<0.1%	合計	5.5E-05	100%	<p>第4.1.1.b-5表 プラント損傷状態の発生頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>プラント損傷状態</th> <th>炉心損傷頻度 (/炉年)</th> <th>割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>AED</td><td>5.3E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>AEW</td><td>6.8E-08</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>AEI</td><td>4.3E-08</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>ALC</td><td>2.0E-08</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>SED</td><td>2.0E-04</td><td>88.6%</td></tr> <tr><td>SEW</td><td>3.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>SEI</td><td>1.3E-06</td><td>0.6%</td></tr> <tr><td>SLW</td><td>1.7E-07</td><td>0.1%</td></tr> <tr><td>SLI</td><td>3.7E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>SLC</td><td>6.2E-08</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>TED</td><td>1.1E-05</td><td>4.8%</td></tr> <tr><td>TEW</td><td>1.3E-08</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>TEI</td><td>1.3E-05</td><td>5.7%</td></tr> <tr><td>V</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>G</td><td>3.9E-07</td><td>0.2%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>2.3E-04</td><td>100.0%</td></tr> </tbody> </table>	プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合	AED	5.3E-09	<0.1%	AEW	6.8E-08	<0.1%	AEI	4.3E-08	<0.1%	ALC	2.0E-08	<0.1%	SED	2.0E-04	88.6%	SEW	3.4E-09	<0.1%	SEI	1.3E-06	0.6%	SLW	1.7E-07	0.1%	SLI	3.7E-09	<0.1%	SLC	6.2E-08	<0.1%	TED	1.1E-05	4.8%	TEW	1.3E-08	<0.1%	TEI	1.3E-05	5.7%	V	3.0E-11	<0.1%	G	3.9E-07	0.2%	合計	2.3E-04	100.0%	<p>【女川】【大飯】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違</p>
プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合																																																																																																																																																	
AED	2.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
AEW	3.3E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
AEI	7.0E-07	1.1%																																																																																																																																																	
ALC	1.3E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
SED	4.3E-05	66.7%																																																																																																																																																	
SEW	1.9E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
SEI	2.2E-06	3.5%																																																																																																																																																	
SLW	6.2E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
SLI	1.1E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
SLC	4.1E-08	0.1%																																																																																																																																																	
TED	8.6E-06	13.4%																																																																																																																																																	
TEW	1.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
TEI	9.4E-06	14.7%																																																																																																																																																	
V	3.0E-11	<0.1%																																																																																																																																																	
G	3.2E-07	0.5%																																																																																																																																																	
合計	6.4E-05	100.0%																																																																																																																																																	
プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合																																																																																																																																																	
TQUV	2.9E-11	<0.1%																																																																																																																																																	
TQUX	1.9E-07	0.3%																																																																																																																																																	
長期TB	6.1E-11	<0.1%																																																																																																																																																	
TBD	4.5E-12	<0.1%																																																																																																																																																	
TBU	1.3E-12	<0.1%																																																																																																																																																	
TBP	9.3E-13	<0.1%																																																																																																																																																	
TW	5.5E-05	99.7%																																																																																																																																																	
TC	3.9E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
AE	4.2E-14	<0.1%																																																																																																																																																	
S1E	3.3E-12	<0.1%																																																																																																																																																	
S2E	5.5E-14	<0.1%																																																																																																																																																	
ISLOCA	2.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
合計	5.5E-05	100%																																																																																																																																																	
プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合																																																																																																																																																	
AED	5.3E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
AEW	6.8E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
AEI	4.3E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
ALC	2.0E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
SED	2.0E-04	88.6%																																																																																																																																																	
SEW	3.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
SEI	1.3E-06	0.6%																																																																																																																																																	
SLW	1.7E-07	0.1%																																																																																																																																																	
SLI	3.7E-09	<0.1%																																																																																																																																																	
SLC	6.2E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
TED	1.1E-05	4.8%																																																																																																																																																	
TEW	1.3E-08	<0.1%																																																																																																																																																	
TEI	1.3E-05	5.7%																																																																																																																																																	
V	3.0E-11	<0.1%																																																																																																																																																	
G	3.9E-07	0.2%																																																																																																																																																	
合計	2.3E-04	100.0%																																																																																																																																																	

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3 / 4号炉			女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉			相違理由																																																																																																																															
第2.1.1.e-1表 格納容器の健全性に影響を与える負荷の種類抽出 <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損状態</th> <th>破損形態</th> <th>記号</th> <th>破損形態の解説</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">格納容器 バイパス</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td rowspan="2">ε</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>誘因蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離失敗</td> <td>β</td> <td>格納容器隔離に失敗する</td> </tr> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>ν</td> <td>インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td rowspan="12">格納容器 破損</td> <td>水蒸気による過圧</td> <td>δ</td> <td>炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>先行破損</td> <td>θ</td> <td>炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>ベースマット溶融貫通</td> <td>ε</td> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通</td> </tr> <tr> <td>格納容器貫通部過温</td> <td>τ</td> <td>崩壊熱による格納容器貫通部過温破損</td> </tr> <tr> <td>炉内水蒸気爆発</td> <td>α</td> <td>原子炉格納容器内での水蒸気爆発による格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>炉外水蒸気爆発</td> <td>η</td> <td>原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼 (原子炉容器破損以前)</td> <td>γ</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼 (原子炉容器破損直後)</td> <td>γ'</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼 (原子炉容器破損後期)</td> <td>γ''</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>σ</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器直接接触</td> <td>μ</td> <td>溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損</td> </tr> </tbody> </table>			破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説	格納容器 バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	ε	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス	誘因蒸気発生器伝熱管破損	炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス	格納容器隔離失敗	β	格納容器隔離に失敗する	インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス	格納容器 破損	水蒸気による過圧	δ	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損	先行破損	θ	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損	ベースマット溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通	格納容器貫通部過温	τ	崩壊熱による格納容器貫通部過温破損	炉内水蒸気爆発	α	原子炉格納容器内での水蒸気爆発による格納容器破損	炉外水蒸気爆発	η	原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損	水素燃焼 (原子炉容器破損以前)	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損	水素燃焼 (原子炉容器破損直後)	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損	水素燃焼 (原子炉容器破損後期)	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損	格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損	格納容器直接接触	μ	溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損	第4.1.1.e-1表 格納容器の健全性に影響を与える負荷の抽出 <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損状態</th> <th>破損形態</th> <th>破損形態の解説</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">格納容器 バイパス</td> <td>隔離失敗</td> <td>PCV 隔離に失敗する</td> </tr> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">格納容器の 物理的破損</td> <td>過圧破損（未臨界確保失敗）</td> <td>未臨界確保失敗時の水蒸気発生に伴うPCVの過圧先行破損</td> </tr> <tr> <td>過圧破損（崩壊熱除去失敗）</td> <td>崩壊熱除去失敗時の水蒸気蓄積に伴うPCV過圧先行破損</td> </tr> <tr> <td>水蒸気爆発</td> <td>格納容器内での水蒸気爆発によるPCV破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱によってPCVが破損</td> </tr> <tr> <td>溶融物直接接触</td> <td>シェルアタックによりPCV破損</td> </tr> <tr> <td>過温破損</td> <td>PCV貫通部が加熱されフランジシール部等が熱的に損傷してPCVが破損</td> </tr> <tr> <td>過圧破損（長期冷却失敗）</td> <td>損傷炉心冷却時の水蒸気発生に伴うPCV過圧破損</td> </tr> <tr> <td>コア・コンクリート反応継続</td> <td>コア・コンクリート反応に伴うRPV支持機能喪失によるPCV破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>水素燃焼によるPCV過圧破損</td> </tr> </tbody> </table>			破損状態	破損形態	破損形態の解説	格納容器 バイパス	隔離失敗	PCV 隔離に失敗する	インターフェイスシステムLOCA	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス	格納容器の 物理的破損	過圧破損（未臨界確保失敗）	未臨界確保失敗時の水蒸気発生に伴うPCVの過圧先行破損	過圧破損（崩壊熱除去失敗）	崩壊熱除去失敗時の水蒸気蓄積に伴うPCV過圧先行破損	水蒸気爆発	格納容器内での水蒸気爆発によるPCV破損	格納容器雰囲気直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱によってPCVが破損	溶融物直接接触	シェルアタックによりPCV破損	過温破損	PCV貫通部が加熱されフランジシール部等が熱的に損傷してPCVが破損	過圧破損（長期冷却失敗）	損傷炉心冷却時の水蒸気発生に伴うPCV過圧破損	コア・コンクリート反応継続	コア・コンクリート反応に伴うRPV支持機能喪失によるPCV破損	水素燃焼	水素燃焼によるPCV過圧破損	第4.1.1.e-1表 原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の抽出 <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損状態</th> <th>破損形態</th> <th>記号</th> <th>破損形態の解説</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">格納容器 バイパス</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損</td> <td rowspan="2">ε</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>誘因蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離失敗</td> <td>β</td> <td>原子炉格納容器の隔離に失敗</td> </tr> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>ν</td> <td>インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">格納容器 破損</td> <td>水蒸気による過圧</td> <td>δ</td> <td>炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>先行破損</td> <td>θ</td> <td>炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>ベースマット溶融貫通</td> <td>ε</td> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通</td> </tr> <tr> <td>格納容器貫通部過温</td> <td>τ</td> <td>崩壊熱による格納容器貫通部過温破損</td> </tr> <tr> <td>炉内水蒸気爆発</td> <td>α</td> <td>原子炉格納容器内での水蒸気爆発による格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>炉外水蒸気爆発</td> <td>η</td> <td>原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼 (原子炉容器破損以前)</td> <td>γ</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼 (原子炉容器破損直後)</td> <td>γ'</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼 (原子炉容器破損後期)</td> <td>γ''</td> <td>水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>σ</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器直接接触</td> <td>μ</td> <td>溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損</td> </tr> </tbody> </table>			破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説	格納容器 バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	ε	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス	誘因蒸気発生器伝熱管破損	炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス	格納容器隔離失敗	β	原子炉格納容器の隔離に失敗	インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス	格納容器 破損	水蒸気による過圧	δ	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損	先行破損	θ	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損	ベースマット溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通	格納容器貫通部過温	τ	崩壊熱による格納容器貫通部過温破損	炉内水蒸気爆発	α	原子炉格納容器内での水蒸気爆発による格納容器破損	炉外水蒸気爆発	η	原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損	水素燃焼 (原子炉容器破損以前)	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損	水素燃焼 (原子炉容器破損直後)	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損	水素燃焼 (原子炉容器破損後期)	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損	格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損	格納容器直接接触	μ	溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損	【女川】 ■設計の相違 ・設計の相違により、抽出された負荷の種類が異なる（大飯と同様） 【女川】 ■記載方針の相違 ・泊は格納容器破損モードのギリシヤ文字での割り当てを記載している（大飯と同様）
破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説																																																																																																																																					
格納容器 バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	ε	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス																																																																																																																																					
	誘因蒸気発生器伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス																																																																																																																																					
	格納容器隔離失敗	β	格納容器隔離に失敗する																																																																																																																																					
	インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス																																																																																																																																					
格納容器 破損	水蒸気による過圧	δ	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	先行破損	θ	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	ベースマット溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通																																																																																																																																					
	格納容器貫通部過温	τ	崩壊熱による格納容器貫通部過温破損																																																																																																																																					
	炉内水蒸気爆発	α	原子炉格納容器内での水蒸気爆発による格納容器破損																																																																																																																																					
	炉外水蒸気爆発	η	原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損																																																																																																																																					
	水素燃焼 (原子炉容器破損以前)	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	水素燃焼 (原子炉容器破損直後)	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	水素燃焼 (原子炉容器破損後期)	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損																																																																																																																																					
	格納容器直接接触	μ	溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損																																																																																																																																					
	破損状態	破損形態	破損形態の解説																																																																																																																																					
格納容器 バイパス	隔離失敗	PCV 隔離に失敗する																																																																																																																																						
	インターフェイスシステムLOCA	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス																																																																																																																																						
格納容器の 物理的破損	過圧破損（未臨界確保失敗）	未臨界確保失敗時の水蒸気発生に伴うPCVの過圧先行破損																																																																																																																																						
	過圧破損（崩壊熱除去失敗）	崩壊熱除去失敗時の水蒸気蓄積に伴うPCV過圧先行破損																																																																																																																																						
	水蒸気爆発	格納容器内での水蒸気爆発によるPCV破損																																																																																																																																						
	格納容器雰囲気直接加熱	格納容器雰囲気直接加熱によってPCVが破損																																																																																																																																						
	溶融物直接接触	シェルアタックによりPCV破損																																																																																																																																						
	過温破損	PCV貫通部が加熱されフランジシール部等が熱的に損傷してPCVが破損																																																																																																																																						
	過圧破損（長期冷却失敗）	損傷炉心冷却時の水蒸気発生に伴うPCV過圧破損																																																																																																																																						
	コア・コンクリート反応継続	コア・コンクリート反応に伴うRPV支持機能喪失によるPCV破損																																																																																																																																						
	水素燃焼	水素燃焼によるPCV過圧破損																																																																																																																																						
	破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説																																																																																																																																				
格納容器 バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	ε	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス																																																																																																																																					
	誘因蒸気発生器伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス																																																																																																																																					
	格納容器隔離失敗	β	原子炉格納容器の隔離に失敗																																																																																																																																					
	インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス																																																																																																																																					
格納容器 破損	水蒸気による過圧	δ	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	先行破損	θ	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	ベースマット溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通																																																																																																																																					
	格納容器貫通部過温	τ	崩壊熱による格納容器貫通部過温破損																																																																																																																																					
	炉内水蒸気爆発	α	原子炉格納容器内での水蒸気爆発による格納容器破損																																																																																																																																					
	炉外水蒸気爆発	η	原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損																																																																																																																																					
	水素燃焼 (原子炉容器破損以前)	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	水素燃焼 (原子炉容器破損直後)	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	水素燃焼 (原子炉容器破損後期)	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損																																																																																																																																					
	格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損																																																																																																																																					
格納容器直接接触	μ	溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損																																																																																																																																						

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3／4号炉				女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由				
第 2.1.1.c-2 表 プラント損傷状態と負荷の対応												【女川】 ■設計の相違 ・設計の相違により、プラント損傷状態 (PDS)、原子炉格納容器の健全性に影響を与える各負荷及び負荷の発生時期が相違している (大飯と同様)				
プラント損傷状態	炉心損傷まで	RV 破損まで	RV 破損直後	RV 破損以降	事故後期	プラント損傷状態	炉心損傷前	RPV 破損前	RPV 破損直後	事故後期	プラント損傷状態		炉心損傷まで	RV 破損まで	RV 破損直後	RV 破損以降
大破断 LOCA (A)	格納容器隔離失敗(β)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ')	水素燃焼(γ)	大破断 LOCA (A)	格納容器隔離失敗(β)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ')	水素燃焼(γ)	大破断 LOCA (A)		格納容器隔離失敗(β)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ')	水素燃焼(γ)
小破断 LOCA (S)	先行破損(θ) (A又はSのみ可能性あり)	炉内水蒸気爆発(α)	炉内水蒸気爆発(α)	炉外水蒸気爆発(η)	格納容器の水蒸気による過 過圧(δ)	小破断 LOCA (S)	先行破損(θ) (A/Sのみ可能性あり)	炉内水蒸気爆発(α)	炉外水蒸気爆発(η)	格納容器の水蒸気による過 過圧(δ)	小破断 LOCA (S)		先行破損(θ) (A/Sのみ可能性あり)	炉内水蒸気爆発(α)	炉外水蒸気爆発(η)	格納容器の水蒸気による過 過圧(δ)
トランジェント (T)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)	過温破損 コア・コンクリート反応継続 水素燃焼	トランジェント (T)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S/Tのみ可能性あり)	過温破損 コア・コンクリート反応継続 水素燃焼	トランジェント (T)		温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S又はTのみ可能性あり)	過温破損 コア・コンクリート反応継続 水素燃焼
蒸気発生器伝熱管破損 (G)	2次冷却系から環境へのFP 放出(g)	2次冷却系から環境へのFP 放出(g)	2次冷却系から環境へのFP 放出(g)	格納容器雰囲気直接加熱 (σ) (S又はTのみ可能性あり)	ベースマット溶融貫通	蒸気発生器伝熱管破損 (G)	2次冷却系から環境へのFP 放出(g)	2次冷却系から環境へのFP 放出(g)	格納容器雰囲気直接加熱 (σ) (S/Tのみ可能性あり)	ベースマット溶融貫通	蒸気発生器伝熱管破損 (G)		2次冷却系から環境へのFP 放出(g)	2次冷却系から環境へのFP 放出(g)	格納容器雰囲気直接加熱 (σ) (S又はTのみ可能性あり)	ベースマット溶融貫通
インターフェイシステム LOCA (V)	補助建屋から環境への大量 FP放出(v)	補助建屋から環境への大量 FP放出(v)	補助建屋から環境への大量 FP放出(v)			インターフェイシステム LOCA (V)	補助建屋から環境への大量 FP放出(v)	補助建屋から環境への大量 FP放出(v)			インターフェイシステム LOCA (V)	補助建屋から環境への大量 FP放出(v)	補助建屋から環境への大量 FP放出(v)			
第 4.1.1.c-2 表 プラント損傷状態と負荷の対応												【女川】 ■設計の相違 ・設計の相違により、プラント損傷状態 (PDS)、原子炉格納容器の健全性に影響を与える各負荷及び負荷の発生時期が相違している (大飯と同様)				
プラント損傷状態	炉心損傷前	RPV 破損前	RPV 破損直後	事故後期	プラント損傷状態	炉心損傷前	RPV 破損前	RPV 破損直後	事故後期	プラント損傷状態	炉心損傷前		RPV 破損前	RPV 破損直後	事故後期	
AE			水蒸気爆発 溶融物直接接点	過圧破損 (長期冷却失敗) 過温破損 コア・コンクリート反応継続 水素燃焼	AE			水蒸気爆発 溶融物直接接点	過圧破損 (長期冷却失敗) 過温破損 コア・コンクリート反応継続 水素燃焼	AE				水蒸気爆発 溶融物直接接点	過圧破損 (長期冷却失敗) 過温破損 コア・コンクリート反応継続 水素燃焼	
SIE			格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接接点		SIE			格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接接点		SIE				格納容器雰囲気直接加熱 水蒸気爆発 溶融物直接接点		
SZE		隔離失敗	格納容器雰囲気直接加熱 溶融物直接接点		SZE		隔離失敗	格納容器雰囲気直接加熱 溶融物直接接点		SZE			隔離失敗	格納容器雰囲気直接加熱 溶融物直接接点		
TQIV TQIX TB			格納容器雰囲気直接加熱 溶融物直接接点		TQIV TQIX TB			格納容器雰囲気直接加熱 溶融物直接接点		TQIV TQIX TB				格納容器雰囲気直接加熱 溶融物直接接点		
TW	過圧破損 (崩壊熱除去失敗)				TW	過圧破損 (崩壊熱除去失敗)				TW	過圧破損 (崩壊熱除去失敗)					
TC	過圧破損 (未臨界確率失敗)				TC	過圧破損 (未臨界確率失敗)				TC	過圧破損 (未臨界確率失敗)					
ISLOCA	ISLOCA による原子炉建屋への 冷却材流出継続				ISLOCA	ISLOCA による原子炉建屋への 冷却材流出継続				ISLOCA	ISLOCA による原子炉建屋への 冷却材流出継続					
第 4.1.1.e-2 表 プラント損傷状態と負荷の対応												【女川】 ■設計の相違 ・設計の相違により、プラント損傷状態 (PDS)、原子炉格納容器の健全性に影響を与える各負荷及び負荷の発生時期が相違している (大飯と同様)				
プラント損傷状態	炉心損傷前	RPV 破損前	RPV 破損直後	事故後期	プラント損傷状態	炉心損傷前	RPV 破損前	RPV 破損直後	事故後期	プラント損傷状態	炉心損傷前		RPV 破損前	RPV 破損直後	事故後期	
大破断 LOCA (A)	格納容器隔離失敗(β)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ')	大破断 LOCA (A)	格納容器隔離失敗(β)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ')	大破断 LOCA (A)	格納容器隔離失敗(β)		水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ)	水素燃焼(γ')	
小破断 LOCA (S)	先行破損(θ) (A/Sのみ可能性あり)	炉内水蒸気爆発(α)	炉内水蒸気爆発(α)	炉外水蒸気爆発(η)	小破断 LOCA (S)	先行破損(θ) (A/Sのみ可能性あり)	炉内水蒸気爆発(α)	炉内水蒸気爆発(α)	炉外水蒸気爆発(η)	小破断 LOCA (S)	先行破損(θ) (A/Sのみ可能性あり)		炉内水蒸気爆発(α)	炉内水蒸気爆発(α)	炉外水蒸気爆発(η)	
トランジェント (T)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S/Tのみ可能性あり)	トランジェント (T)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S/Tのみ可能性あり)	トランジェント (T)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)		温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	温度誘因SG伝熱管破損 (g)(Tのみ可能性あり)	格納容器直接加熱(μ) (S/Tのみ可能性あり)	
蒸気発生器伝熱管破損 (G)	2次冷却系から環境への FP放出(g)	2次冷却系から環境への FP放出(g)	2次冷却系から環境への FP放出(g)	格納容器雰囲気直接加熱 (σ) (S/Tのみ可能性あり)	蒸気発生器伝熱管破損 (G)	2次冷却系から環境への FP放出(g)	2次冷却系から環境への FP放出(g)	2次冷却系から環境への FP放出(g)	格納容器雰囲気直接加熱 (σ) (S/Tのみ可能性あり)	蒸気発生器伝熱管破損 (G)	2次冷却系から環境への FP放出(g)		2次冷却系から環境への FP放出(g)	2次冷却系から環境への FP放出(g)	格納容器雰囲気直接加熱 (σ) (S/Tのみ可能性あり)	
インターフェイシステム LOCA (V)	補助建屋から環境への 大量 FP 放出 (v)	補助建屋から環境への 大量 FP 放出 (v)	補助建屋から環境への 大量 FP 放出 (v)		インターフェイシステム LOCA (V)	補助建屋から環境への 大量 FP 放出 (v)	補助建屋から環境への 大量 FP 放出 (v)	補助建屋から環境への 大量 FP 放出 (v)		インターフェイシステム LOCA (V)	補助建屋から環境への 大量 FP 放出 (v)	補助建屋から環境への 大量 FP 放出 (v)	補助建屋から環境への 大量 FP 放出 (v)			



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3 / 4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																																											
<p>第2.1.1.e-3表 格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損カテゴリ</th> <th>対応する破損モード</th> <th>判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水蒸気（崩壊熱）による過圧</td> <td><math>\delta, \theta</math></td> <td>原子炉格納容器バウングダリにかかる圧力が原子炉格納容器の<b>最高使用圧力の2倍</b>を上回ること。</td> </tr> <tr> <td>コンクリート侵食</td> <td><math>\epsilon</math></td> <td>溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベームスマト厚さを上回ること。</td> </tr> <tr> <td>貫通部過温</td> <td><math>\zeta</math></td> <td>原子炉格納容器バウングダリにかかる温度が<b>200℃</b>を上回ること。</td> </tr> <tr> <td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td> <td><math>\nu, \xi</math></td> <td>炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離機能喪失</td> <td><math>\beta</math></td> <td>炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。</td> </tr> <tr> <td>炉内水蒸気爆発による過圧</td> <td><math>\alpha, \eta</math></td> <td>炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器ふたのエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次運転壁スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。 水蒸気スバイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の<b>最高使用圧力の2倍</b>を上回ること。</td> </tr> <tr> <td>水蒸気爆発（水蒸気スバイク）</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器空回気直接加熱</td> <td><math>\sigma</math></td> <td>格納容器空回気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の<b>最高使用圧力の2倍</b>を上回ること。</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td> <td><math>\gamma, \gamma', \gamma''</math></td> <td>可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。（注1）</td> </tr> <tr> <td>格納容器への直接接触</td> <td><math>\mu</math></td> <td>格納容器直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注2）</td> </tr> </tbody> </table> <p>（注1）爆発が発生すると衝撃波やそれによる飛来物が発生し、原子炉格納容器に動的な荷重がかかる。                  （注2）原子炉容器破損時に分散放出した溶融炉心が原子炉格納容器本体に付着し、ライナーを溶融侵食する。</p>	破損カテゴリ	対応する破損モード	判断基準	水蒸気（崩壊熱）による過圧	$\delta, \theta$	原子炉格納容器バウングダリにかかる圧力が原子炉格納容器の <b>最高使用圧力の2倍</b> を上回ること。	コンクリート侵食	$\epsilon$	溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベームスマト厚さを上回ること。	貫通部過温	$\zeta$	原子炉格納容器バウングダリにかかる温度が <b>200℃</b> を上回ること。	漏えい箇所の隔離機能喪失	$\nu, \xi$	炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。	格納容器隔離機能喪失	$\beta$	炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。	炉内水蒸気爆発による過圧	$\alpha, \eta$	炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器ふたのエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次運転壁スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。 水蒸気スバイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の <b>最高使用圧力の2倍</b> を上回ること。	水蒸気爆発（水蒸気スバイク）			格納容器空回気直接加熱	$\sigma$	格納容器空回気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の <b>最高使用圧力の2倍</b> を上回ること。	可燃性ガスの高濃度での燃焼	$\gamma, \gamma', \gamma''$	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。（注1）	格納容器への直接接触	$\mu$	格納容器直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注2）	<p>第4.1.1.e-3表 格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損カテゴリ</th> <th>対応する破損モード</th> <th>判断基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水蒸気（崩壊熱）による過圧</td> <td><math>\delta, \theta</math></td> <td>原子炉格納容器バウングダリにかかる圧力が原子炉格納容器の<b>限界圧力 0.366MPa (gase)</b>を上回ること。</td> </tr> <tr> <td>コンクリート侵食</td> <td><math>\epsilon</math></td> <td>溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベームスマト厚さを上回ること。</td> </tr> <tr> <td>貫通部過温</td> <td><math>\zeta</math></td> <td>原子炉格納容器バウングダリにかかる温度が<b>原子炉格納容器の限界温度 200℃</b>を上回ること。</td> </tr> <tr> <td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td> <td><math>\nu, \xi</math></td> <td>炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離機能喪失</td> <td><math>\beta</math></td> <td>炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。</td> </tr> <tr> <td>水蒸気爆発（水蒸気スバイク）</td> <td><math>\alpha, \eta</math></td> <td>炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器上蓋のエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次運転壁スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。 水蒸気スバイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の<b>限界圧力 0.366MPa (gase)</b>を上回ること。</td> </tr> <tr> <td>格納容器空回気直接加熱</td> <td><math>\sigma</math></td> <td>格納容器空回気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の<b>限界圧力 0.366MPa (gase)</b>を上回ること。</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td> <td><math>\gamma, \gamma', \gamma''</math></td> <td>可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。（注1）</td> </tr> <tr> <td>格納容器への直接接触</td> <td><math>\mu</math></td> <td>格納容器直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注2）</td> </tr> </tbody> </table> <p>（注1）爆発が発生すると衝撃波やそれによる飛来物が発生し、原子炉格納容器に動的な荷重がかかる。                  （注2）原子炉容器破損時に分散放出した溶融炉心が原子炉格納容器本体に付着し、ライナーを溶融侵食する。</p>	破損カテゴリ	対応する破損モード	判断基準	水蒸気（崩壊熱）による過圧	$\delta, \theta$	原子炉格納容器バウングダリにかかる圧力が原子炉格納容器の <b>限界圧力 0.366MPa (gase)</b> を上回ること。	コンクリート侵食	$\epsilon$	溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベームスマト厚さを上回ること。	貫通部過温	$\zeta$	原子炉格納容器バウングダリにかかる温度が <b>原子炉格納容器の限界温度 200℃</b> を上回ること。	漏えい箇所の隔離機能喪失	$\nu, \xi$	炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。	格納容器隔離機能喪失	$\beta$	炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。	水蒸気爆発（水蒸気スバイク）	$\alpha, \eta$	炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器上蓋のエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次運転壁スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。 水蒸気スバイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の <b>限界圧力 0.366MPa (gase)</b> を上回ること。	格納容器空回気直接加熱	$\sigma$	格納容器空回気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の <b>限界圧力 0.366MPa (gase)</b> を上回ること。	可燃性ガスの高濃度での燃焼	$\gamma, \gamma', \gamma''$	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。（注1）	格納容器への直接接触	$\mu$	格納容器直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注2）	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>記載方針の相違                     <ul style="list-style-type: none"> <li>泊は第4.1.1.e-3表にて格納容器負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準について記載している</li> <li>女川には本表がないため、大飯と比較する</li> </ul> </li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>記載表現の相違</li> </ul>
破損カテゴリ	対応する破損モード	判断基準																																																															
水蒸気（崩壊熱）による過圧	$\delta, \theta$	原子炉格納容器バウングダリにかかる圧力が原子炉格納容器の <b>最高使用圧力の2倍</b> を上回ること。																																																															
コンクリート侵食	$\epsilon$	溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベームスマト厚さを上回ること。																																																															
貫通部過温	$\zeta$	原子炉格納容器バウングダリにかかる温度が <b>200℃</b> を上回ること。																																																															
漏えい箇所の隔離機能喪失	$\nu, \xi$	炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。																																																															
格納容器隔離機能喪失	$\beta$	炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。																																																															
炉内水蒸気爆発による過圧	$\alpha, \eta$	炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器ふたのエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次運転壁スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。 水蒸気スバイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の <b>最高使用圧力の2倍</b> を上回ること。																																																															
水蒸気爆発（水蒸気スバイク）																																																																	
格納容器空回気直接加熱	$\sigma$	格納容器空回気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の <b>最高使用圧力の2倍</b> を上回ること。																																																															
可燃性ガスの高濃度での燃焼	$\gamma, \gamma', \gamma''$	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。（注1）																																																															
格納容器への直接接触	$\mu$	格納容器直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注2）																																																															
破損カテゴリ	対応する破損モード	判断基準																																																															
水蒸気（崩壊熱）による過圧	$\delta, \theta$	原子炉格納容器バウングダリにかかる圧力が原子炉格納容器の <b>限界圧力 0.366MPa (gase)</b> を上回ること。																																																															
コンクリート侵食	$\epsilon$	溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベームスマト厚さを上回ること。																																																															
貫通部過温	$\zeta$	原子炉格納容器バウングダリにかかる温度が <b>原子炉格納容器の限界温度 200℃</b> を上回ること。																																																															
漏えい箇所の隔離機能喪失	$\nu, \xi$	炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。																																																															
格納容器隔離機能喪失	$\beta$	炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。																																																															
水蒸気爆発（水蒸気スバイク）	$\alpha, \eta$	炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器上蓋のエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次運転壁スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。 水蒸気スバイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の <b>限界圧力 0.366MPa (gase)</b> を上回ること。																																																															
格納容器空回気直接加熱	$\sigma$	格納容器空回気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の <b>限界圧力 0.366MPa (gase)</b> を上回ること。																																																															
可燃性ガスの高濃度での燃焼	$\gamma, \gamma', \gamma''$	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。（注1）																																																															
格納容器への直接接触	$\mu$	格納容器直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注2）																																																															

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3 / 4号炉			女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉			相違理由																																																																																																																											
<p>第 2.1.1.d-1 表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>物理化学現象</th> <th>発生条件</th> <th>発生後の事故進展</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心冷却失敗</td> <td>・ 安全注入系の喪失</td> <td></td> </tr> <tr> <td>配管クリップ破損</td> <td>・ 1次冷却系高圧 (ホットレグ、サージライン破損)</td> <td>1次冷却系減圧</td> </tr> <tr> <td>バイパス</td> <td>・ プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・ 1次冷却系高圧 (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)</td> <td>v、gモードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>炉内水蒸気爆発</td> <td>・ 溶融炉心がRV下部ヘッドへ落下 ・ 1次冷却系低圧</td> <td>αモードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>・ 水素濃度 4vol% 上方、6vol% 側方、8vol% 下方伝播 ・ 水蒸気濃度 55vol% 以下</td> <td>γ、γ'、γ''モードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>RV破損</td> <td>・ 炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない</td> <td>溶融炉心の原子炉容器外への放出</td> </tr> <tr> <td>溶融物分散放出</td> <td>・ RV破損時に1次冷却系高圧</td> <td>溶融炉心のキャビティ外への放出</td> </tr> <tr> <td>キャビティ内水量</td> <td>・ RWS P水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態</td> <td>溶融炉心とキャビティ水の接触</td> </tr> <tr> <td>炉外水蒸気爆発</td> <td>・ RV破損時に溶融炉心が重力落下 ・ 溶融炉心落下質量大</td> <td>σモードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>格納容器等囲気直接加熱</td> <td>・ 溶融物分散放出あり</td> <td>αモードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>格納容器への直接接触</td> <td>・ 溶融物分散放出あり</td> <td>μモードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>格納容器気相部冷却</td> <td>・ プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象</td> <td>原子炉格納容器圧力上昇抑制</td> </tr> <tr> <td>ベースマット溶融貫通</td> <td>・ RV破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし (不確実性が大きい。水ありの場合でも現象が進む可能性あり)</td> <td>εモードによる格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器過温破損</td> <td>・ RV破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし</td> <td>εモードによる格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器過圧破損</td> <td>・ 崩壊熱による水蒸気生成 ・ 非凝縮性ガス生成</td> <td>δ、θモードによる格納容器破損</td> </tr> </tbody> </table>			物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展	炉心冷却失敗	・ 安全注入系の喪失		配管クリップ破損	・ 1次冷却系高圧 (ホットレグ、サージライン破損)	1次冷却系減圧	バイパス	・ プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・ 1次冷却系高圧 (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)	v、gモードによる格納容器破損の可能性	炉内水蒸気爆発	・ 溶融炉心がRV下部ヘッドへ落下 ・ 1次冷却系低圧	αモードによる格納容器破損の可能性	水素燃焼	・ 水素濃度 4vol% 上方、6vol% 側方、8vol% 下方伝播 ・ 水蒸気濃度 55vol% 以下	γ、γ'、γ''モードによる格納容器破損の可能性	RV破損	・ 炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出	溶融物分散放出	・ RV破損時に1次冷却系高圧	溶融炉心のキャビティ外への放出	キャビティ内水量	・ RWS P水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心とキャビティ水の接触	炉外水蒸気爆発	・ RV破損時に溶融炉心が重力落下 ・ 溶融炉心落下質量大	σモードによる格納容器破損の可能性	格納容器等囲気直接加熱	・ 溶融物分散放出あり	αモードによる格納容器破損の可能性	格納容器への直接接触	・ 溶融物分散放出あり	μモードによる格納容器破損の可能性	格納容器気相部冷却	・ プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象	原子炉格納容器圧力上昇抑制	ベースマット溶融貫通	・ RV破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし (不確実性が大きい。水ありの場合でも現象が進む可能性あり)	εモードによる格納容器破損	格納容器過温破損	・ RV破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし	εモードによる格納容器破損	格納容器過圧破損	・ 崩壊熱による水蒸気生成 ・ 非凝縮性ガス生成	δ、θモードによる格納容器破損	<p>第 4.1.1.d-1 表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>物理化学現象</th> <th>発生条件</th> <th>発生後の事故進展</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水蒸気 (崩壊熱) による過圧</td> <td>S/P 水温の上昇抑制に失敗</td> <td>発生する蒸気によって PCV 圧力がゆっくりと上昇、PCV の過圧破損に至る。</td> </tr> <tr> <td>未臨界確保失敗時の過圧</td> <td>原子炉停止に失敗</td> <td>発生する蒸気によって PCV 圧力が急速に上昇、PCV の過圧破損に至る。</td> </tr> <tr> <td>PCV 過温</td> <td>落下デブリへの注水に失敗</td> <td>PCV 貫通部が加熱されフランジシール部等が熱的に損傷して格納容器破損に至る。</td> </tr> <tr> <td>格納容器等囲気直接加熱 (DCH)</td> <td>3PV が高圧の状態での破損</td> <td>雰囲気ガスが直接加熱加压されることにより格納容器破損に至る。</td> </tr> <tr> <td>水蒸気爆発 (PCI)</td> <td>水中へのデブリの落下又はデブリへの注水 (LOCA 時においては格納容器下部に蓄水されている可能性があることから関連操作に関係なく発生する可能性がある)</td> <td>デブリの持つ熱エネルギーが瞬時に機械的エネルギーに変換されることにより格納容器破損に至る。</td> </tr> <tr> <td>コア・コンクリート反応 (MCCI) 継続</td> <td>デブリへの注水に失敗又は注水に成功するがデブリ冷却に失敗</td> <td>格納容器下部におけるコンクリート侵食が継続することにより圧力容器支持機能が喪失、格納容器破損に至る。</td> </tr> <tr> <td>シェルアタック</td> <td>溶融炉心が格納容器下部から D/W 床へ広がる格納容器形状</td> <td>溶融炉心が D/W シェルを溶融貫通して格納容器破損に至る。</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>水素及び酸素濃度が可燃限界に到達</td> <td>可燃限界に達した場合、水素の燃焼によって PCV 破損に至ることがある。</td> </tr> </tbody> </table>			物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展	水蒸気 (崩壊熱) による過圧	S/P 水温の上昇抑制に失敗	発生する蒸気によって PCV 圧力がゆっくりと上昇、PCV の過圧破損に至る。	未臨界確保失敗時の過圧	原子炉停止に失敗	発生する蒸気によって PCV 圧力が急速に上昇、PCV の過圧破損に至る。	PCV 過温	落下デブリへの注水に失敗	PCV 貫通部が加熱されフランジシール部等が熱的に損傷して格納容器破損に至る。	格納容器等囲気直接加熱 (DCH)	3PV が高圧の状態での破損	雰囲気ガスが直接加熱加压されることにより格納容器破損に至る。	水蒸気爆発 (PCI)	水中へのデブリの落下又はデブリへの注水 (LOCA 時においては格納容器下部に蓄水されている可能性があることから関連操作に関係なく発生する可能性がある)	デブリの持つ熱エネルギーが瞬時に機械的エネルギーに変換されることにより格納容器破損に至る。	コア・コンクリート反応 (MCCI) 継続	デブリへの注水に失敗又は注水に成功するがデブリ冷却に失敗	格納容器下部におけるコンクリート侵食が継続することにより圧力容器支持機能が喪失、格納容器破損に至る。	シェルアタック	溶融炉心が格納容器下部から D/W 床へ広がる格納容器形状	溶融炉心が D/W シェルを溶融貫通して格納容器破損に至る。	水素燃焼	水素及び酸素濃度が可燃限界に到達	可燃限界に達した場合、水素の燃焼によって PCV 破損に至ることがある。	<p>第 4.1.1.d-1 表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>物理化学現象</th> <th>発生条件</th> <th>発生後の事故進展</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心冷却失敗</td> <td>・ 安全注入系の喪失</td> <td></td> </tr> <tr> <td>配管クリップ破損</td> <td>・ 1次冷却系高圧 (ホットレグ、サージライン破損)</td> <td>1次冷却系減圧</td> </tr> <tr> <td>バイパス</td> <td>・ プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・ 1次冷却系高圧 (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)</td> <td>v、gモードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>炉内水蒸気爆発</td> <td>・ 溶融炉心がRV下部ヘッドへ落下 ・ 1次冷却系低圧</td> <td>αモードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>・ 水素濃度 4 vol % 上方、6 vol % 側方、8 vol % 下方伝播 ・ 水蒸気濃度 55 vol % 以下</td> <td>γ、γ'、γ''モードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>RV破損</td> <td>・ 炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない</td> <td>溶融炉心の原子炉容器外への放出</td> </tr> <tr> <td>溶融物分散放出</td> <td>・ RV破損時に1次冷却系高圧</td> <td>溶融炉心のキャビティ外への放出</td> </tr> <tr> <td>キャビティ内水量</td> <td>・ RWS P水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態</td> <td>溶融炉心とキャビティ水の接触</td> </tr> <tr> <td>炉外水蒸気爆発</td> <td>・ RV破損時に溶融炉心が重力落下 ・ 溶融炉心落下質量大</td> <td>σモードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>格納容器等囲気直接加熱</td> <td>・ 溶融物分散放出あり</td> <td>αモードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>格納容器への直接接触</td> <td>・ 溶融物分散放出あり</td> <td>μモードによる格納容器破損の可能性</td> </tr> <tr> <td>格納容器内気相部冷却</td> <td>・ プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象</td> <td>原子炉格納容器圧力上昇抑制</td> </tr> <tr> <td>ベースマット溶融貫通</td> <td>・ RV破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし (不確実性が大きい。水ありの場合でも現象が進む可能性あり)</td> <td>εモードによる格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器過温破損</td> <td>・ RV破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし</td> <td>εモードによる格納容器破損</td> </tr> <tr> <td>格納容器過圧破損</td> <td>・ 崩壊熱による水蒸気生成 ・ 非凝縮性ガス生成</td> <td>δ、θモードによる格納容器破損</td> </tr> </tbody> </table>			物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展	炉心冷却失敗	・ 安全注入系の喪失		配管クリップ破損	・ 1次冷却系高圧 (ホットレグ、サージライン破損)	1次冷却系減圧	バイパス	・ プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・ 1次冷却系高圧 (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)	v、gモードによる格納容器破損の可能性	炉内水蒸気爆発	・ 溶融炉心がRV下部ヘッドへ落下 ・ 1次冷却系低圧	αモードによる格納容器破損の可能性	水素燃焼	・ 水素濃度 4 vol % 上方、6 vol % 側方、8 vol % 下方伝播 ・ 水蒸気濃度 55 vol % 以下	γ、γ'、γ''モードによる格納容器破損の可能性	RV破損	・ 炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出	溶融物分散放出	・ RV破損時に1次冷却系高圧	溶融炉心のキャビティ外への放出	キャビティ内水量	・ RWS P水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心とキャビティ水の接触	炉外水蒸気爆発	・ RV破損時に溶融炉心が重力落下 ・ 溶融炉心落下質量大	σモードによる格納容器破損の可能性	格納容器等囲気直接加熱	・ 溶融物分散放出あり	αモードによる格納容器破損の可能性	格納容器への直接接触	・ 溶融物分散放出あり	μモードによる格納容器破損の可能性	格納容器内気相部冷却	・ プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象	原子炉格納容器圧力上昇抑制	ベースマット溶融貫通	・ RV破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし (不確実性が大きい。水ありの場合でも現象が進む可能性あり)	εモードによる格納容器破損	格納容器過温破損	・ RV破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし	εモードによる格納容器破損	格納容器過圧破損	・ 崩壊熱による水蒸気生成 ・ 非凝縮性ガス生成	δ、θモードによる格納容器破損	<p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <p>・設計の相違により、シビアアクシデント時の物理化学現象の整理が異なる (大飯と同様)</p>
物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展																																																																																																																																		
炉心冷却失敗	・ 安全注入系の喪失																																																																																																																																			
配管クリップ破損	・ 1次冷却系高圧 (ホットレグ、サージライン破損)	1次冷却系減圧																																																																																																																																		
バイパス	・ プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・ 1次冷却系高圧 (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)	v、gモードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																																		
炉内水蒸気爆発	・ 溶融炉心がRV下部ヘッドへ落下 ・ 1次冷却系低圧	αモードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																																		
水素燃焼	・ 水素濃度 4vol% 上方、6vol% 側方、8vol% 下方伝播 ・ 水蒸気濃度 55vol% 以下	γ、γ'、γ''モードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																																		
RV破損	・ 炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出																																																																																																																																		
溶融物分散放出	・ RV破損時に1次冷却系高圧	溶融炉心のキャビティ外への放出																																																																																																																																		
キャビティ内水量	・ RWS P水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心とキャビティ水の接触																																																																																																																																		
炉外水蒸気爆発	・ RV破損時に溶融炉心が重力落下 ・ 溶融炉心落下質量大	σモードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																																		
格納容器等囲気直接加熱	・ 溶融物分散放出あり	αモードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																																		
格納容器への直接接触	・ 溶融物分散放出あり	μモードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																																		
格納容器気相部冷却	・ プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象	原子炉格納容器圧力上昇抑制																																																																																																																																		
ベースマット溶融貫通	・ RV破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし (不確実性が大きい。水ありの場合でも現象が進む可能性あり)	εモードによる格納容器破損																																																																																																																																		
格納容器過温破損	・ RV破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし	εモードによる格納容器破損																																																																																																																																		
格納容器過圧破損	・ 崩壊熱による水蒸気生成 ・ 非凝縮性ガス生成	δ、θモードによる格納容器破損																																																																																																																																		
物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展																																																																																																																																		
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	S/P 水温の上昇抑制に失敗	発生する蒸気によって PCV 圧力がゆっくりと上昇、PCV の過圧破損に至る。																																																																																																																																		
未臨界確保失敗時の過圧	原子炉停止に失敗	発生する蒸気によって PCV 圧力が急速に上昇、PCV の過圧破損に至る。																																																																																																																																		
PCV 過温	落下デブリへの注水に失敗	PCV 貫通部が加熱されフランジシール部等が熱的に損傷して格納容器破損に至る。																																																																																																																																		
格納容器等囲気直接加熱 (DCH)	3PV が高圧の状態での破損	雰囲気ガスが直接加熱加压されることにより格納容器破損に至る。																																																																																																																																		
水蒸気爆発 (PCI)	水中へのデブリの落下又はデブリへの注水 (LOCA 時においては格納容器下部に蓄水されている可能性があることから関連操作に関係なく発生する可能性がある)	デブリの持つ熱エネルギーが瞬時に機械的エネルギーに変換されることにより格納容器破損に至る。																																																																																																																																		
コア・コンクリート反応 (MCCI) 継続	デブリへの注水に失敗又は注水に成功するがデブリ冷却に失敗	格納容器下部におけるコンクリート侵食が継続することにより圧力容器支持機能が喪失、格納容器破損に至る。																																																																																																																																		
シェルアタック	溶融炉心が格納容器下部から D/W 床へ広がる格納容器形状	溶融炉心が D/W シェルを溶融貫通して格納容器破損に至る。																																																																																																																																		
水素燃焼	水素及び酸素濃度が可燃限界に到達	可燃限界に達した場合、水素の燃焼によって PCV 破損に至ることがある。																																																																																																																																		
物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展																																																																																																																																		
炉心冷却失敗	・ 安全注入系の喪失																																																																																																																																			
配管クリップ破損	・ 1次冷却系高圧 (ホットレグ、サージライン破損)	1次冷却系減圧																																																																																																																																		
バイパス	・ プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・ 1次冷却系高圧 (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)	v、gモードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																																		
炉内水蒸気爆発	・ 溶融炉心がRV下部ヘッドへ落下 ・ 1次冷却系低圧	αモードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																																		
水素燃焼	・ 水素濃度 4 vol % 上方、6 vol % 側方、8 vol % 下方伝播 ・ 水蒸気濃度 55 vol % 以下	γ、γ'、γ''モードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																																		
RV破損	・ 炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出																																																																																																																																		
溶融物分散放出	・ RV破損時に1次冷却系高圧	溶融炉心のキャビティ外への放出																																																																																																																																		
キャビティ内水量	・ RWS P水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心とキャビティ水の接触																																																																																																																																		
炉外水蒸気爆発	・ RV破損時に溶融炉心が重力落下 ・ 溶融炉心落下質量大	σモードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																																		
格納容器等囲気直接加熱	・ 溶融物分散放出あり	αモードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																																		
格納容器への直接接触	・ 溶融物分散放出あり	μモードによる格納容器破損の可能性																																																																																																																																		
格納容器内気相部冷却	・ プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象	原子炉格納容器圧力上昇抑制																																																																																																																																		
ベースマット溶融貫通	・ RV破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし (不確実性が大きい。水ありの場合でも現象が進む可能性あり)	εモードによる格納容器破損																																																																																																																																		
格納容器過温破損	・ RV破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし	εモードによる格納容器破損																																																																																																																																		
格納容器過圧破損	・ 崩壊熱による水蒸気生成 ・ 非凝縮性ガス生成	δ、θモードによる格納容器破損																																																																																																																																		



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4 レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3 / 4号炉			女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉			相違理由																																																																																																																																																																																																						
<p>第2.1.1.d-2表 ヘディングの選定及び定義</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No</th> <th>ヘディング</th> <th>記号</th> <th>ヘディングの定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>C/V 隔離</td> <td>CI</td> <td>事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>1次冷却系の圧力状態</td> <td>FD</td> <td>T1-SGTRや1次冷却系クリップ破損による1次冷却材圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>バイパス</td> <td>BP</td> <td>格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシーケンスである場合、及びT1-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>炉心への注水</td> <td>LR</td> <td>過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>炉内水蒸気爆発</td> <td>ISX</td> <td>炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>水素燃焼</td> <td>HB1</td> <td>原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>C/V破損</td> <td>OP1</td> <td>原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>RV破損</td> <td>RV</td> <td>ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>溶融物分散放出</td> <td>RPV</td> <td>RV破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心物質が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注1）</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>キャビティ内水量</td> <td>DC</td> <td>RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>炉外水蒸気爆発</td> <td>ESX</td> <td>炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>C/V直接加熱</td> <td>DCH</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td>水素燃焼</td> <td>HB2</td> <td>原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>14</td> <td>C/V破損</td> <td>OP2</td> <td>原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接加熱による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>C/V内気相部冷却</td> <td>NCC</td> <td>原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注2）</td> </tr> <tr> <td>16</td> <td>水素燃焼</td> <td>HB3</td> <td>事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>17</td> <td>C/V破損</td> <td>OP3</td> <td>事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>18</td> <td>ベースマット溶融貫通</td> <td>BM</td> <td>キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>19</td> <td>C/V過温破損</td> <td>OT</td> <td>原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 2.0MPa[gage]は海外での実験、指標値を参考とした溶融炉心が分散放出しない目安値である。                  (注2) NCCに失敗し、ヘディング17,18,19でC/V破損に至らない場合は過圧破損となる。</p>			No	ヘディング	記号	ヘディングの定義	1	C/V 隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。	2	1次冷却系の圧力状態	FD	T1-SGTRや1次冷却系クリップ破損による1次冷却材圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。	3	バイパス	BP	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシーケンスである場合、及びT1-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。	4	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。	5	炉内水蒸気爆発	ISX	炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。	6	水素燃焼	HB1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。	7	C/V破損	OP1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。	8	RV破損	RV	ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。	9	溶融物分散放出	RPV	RV破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心物質が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注1）	10	キャビティ内水量	DC	RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。	11	炉外水蒸気爆発	ESX	炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。	12	C/V直接加熱	DCH	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。	13	水素燃焼	HB2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。	14	C/V破損	OP2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接加熱による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。	15	C/V内気相部冷却	NCC	原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注2）	16	水素燃焼	HB3	事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。	17	C/V破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。	18	ベースマット溶融貫通	BM	キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。	19	C/V過温破損	OT	原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。	<p>第4.1.1.d-2表 ヘディングの選定及び定義</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>状態</th> <th>ヘディング</th> <th>定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">RPV破損前</td> <td>PCV 隔離</td> <td>事故後のPCV 隔離が正常に実施されない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>RPV破損前 AC 復旧</td> <td>RPV破損前、外部電源復旧できない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>RPV減圧</td> <td>炉心損傷後、DC 電源復旧後のD/W圧力高による自動減圧ができない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>RPV注水(低圧ECCS)</td> <td>低圧ECCSによるRPV注水ができない場合、失敗とする。PCV内の温度・圧力は上昇しているため、起動信号として水位低に加えてD/W圧力高にも期待できる。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">RPV破損後</td> <td>RPV破損なし</td> <td>上記ヘディング「RPV注水(低圧ECCS)」に失敗すればRPV破損とする。</td> </tr> <tr> <td>P/W内水中部下時水蒸気爆発なし</td> <td>格納容器下部内に水プールが存在し、落下溶融炉心とのFCIにより水蒸気爆発が発生、格納容器が破損すれば失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>減圧失敗時DCHなし</td> <td>RPV 高圧破損時に、溶融炉心が微粒化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達や金属成分の酸化・発熱反応が生じて、PCVが破損すれば失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>シェルアタックなし</td> <td>格納容器下部内に堆積した溶融炉心がD/W床へ流出することにより格納容器が破損すれば失敗とする。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">事故後期</td> <td>RPV破損後 AC 復旧</td> <td>RPV破損後、AC 電源復旧できなかった場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>PCV注水(低圧ECCS)</td> <td>残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）（熱交換器による冷却なし）を起動できない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>PCV注水時水蒸気爆発なし</td> <td>PCV スプレイにより、格納容器下部内に水プールが存在し、落下溶融炉心とのFCIにより水蒸気爆発が発生、格納容器が破損すれば失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>PCV注水時MCCI継続なし</td> <td>PCV内の炉心デブリ冷却に失敗し、コンクリート侵食が継続、格納容器下部破損に伴いPCVが破損すれば失敗とする。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">事故後期</td> <td>PCV過温破損なし</td> <td>破損前のRPV、あるいはRPV破損後の溶融炉心からの輻射熱や対流熱伝達により、PCV貫通部あるいはプラウジシル部が加熱されて損傷すれば失敗とする。本評価においては、上記ヘディング「PCV注水時MCCI継続なし」に成功した場合、過温破損とする。</td> </tr> <tr> <td>PCV内除熱長期冷却</td> <td>S/P冷却モード及びPCV スプレイ冷却モード（熱交換器による冷却あり）が起動できない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>水素燃焼なし</td> <td>水-燃料/コウム反応あるいは水素の放射線分解により発生した水素の燃焼によりPCV破損すれば失敗とする。</td> </tr> </tbody> </table>			状態	ヘディング	定義	RPV破損前	PCV 隔離	事故後のPCV 隔離が正常に実施されない場合、失敗とする。	RPV破損前 AC 復旧	RPV破損前、外部電源復旧できない場合、失敗とする。	RPV減圧	炉心損傷後、DC 電源復旧後のD/W圧力高による自動減圧ができない場合、失敗とする。	RPV注水(低圧ECCS)	低圧ECCSによるRPV注水ができない場合、失敗とする。PCV内の温度・圧力は上昇しているため、起動信号として水位低に加えてD/W圧力高にも期待できる。	RPV破損後	RPV破損なし	上記ヘディング「RPV注水(低圧ECCS)」に失敗すればRPV破損とする。	P/W内水中部下時水蒸気爆発なし	格納容器下部内に水プールが存在し、落下溶融炉心とのFCIにより水蒸気爆発が発生、格納容器が破損すれば失敗とする。	減圧失敗時DCHなし	RPV 高圧破損時に、溶融炉心が微粒化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達や金属成分の酸化・発熱反応が生じて、PCVが破損すれば失敗とする。	シェルアタックなし	格納容器下部内に堆積した溶融炉心がD/W床へ流出することにより格納容器が破損すれば失敗とする。	事故後期	RPV破損後 AC 復旧	RPV破損後、AC 電源復旧できなかった場合、失敗とする。	PCV注水(低圧ECCS)	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）（熱交換器による冷却なし）を起動できない場合、失敗とする。	PCV注水時水蒸気爆発なし	PCV スプレイにより、格納容器下部内に水プールが存在し、落下溶融炉心とのFCIにより水蒸気爆発が発生、格納容器が破損すれば失敗とする。	PCV注水時MCCI継続なし	PCV内の炉心デブリ冷却に失敗し、コンクリート侵食が継続、格納容器下部破損に伴いPCVが破損すれば失敗とする。	事故後期	PCV過温破損なし	破損前のRPV、あるいはRPV破損後の溶融炉心からの輻射熱や対流熱伝達により、PCV貫通部あるいはプラウジシル部が加熱されて損傷すれば失敗とする。本評価においては、上記ヘディング「PCV注水時MCCI継続なし」に成功した場合、過温破損とする。	PCV内除熱長期冷却	S/P冷却モード及びPCV スプレイ冷却モード（熱交換器による冷却あり）が起動できない場合、失敗とする。		水素燃焼なし	水-燃料/コウム反応あるいは水素の放射線分解により発生した水素の燃焼によりPCV破損すれば失敗とする。	<p>第4.1.1.d-2表 ヘディングの選定及び定義</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No</th> <th>ヘディング</th> <th>記号</th> <th>ヘディングの定義</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>C/V 隔離</td> <td>CI</td> <td>事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>1次冷却系の圧力状態</td> <td>FD</td> <td>T1-SGTR や1次冷却系クリップ破損による1次冷却材圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>バイパス</td> <td>BP</td> <td>格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシーケンスである場合、及びT1-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>炉心への注水</td> <td>LR</td> <td>過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>炉内水蒸気爆発</td> <td>ISX</td> <td>炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>水素燃焼</td> <td>HB1</td> <td>原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>C/V破損</td> <td>OP1</td> <td>原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>RV破損</td> <td>RV</td> <td>ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>溶融物分散放出</td> <td>RPV</td> <td>RV 破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注1）</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>キャビティ内水量</td> <td>DC</td> <td>RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>炉外水蒸気爆発</td> <td>ESX</td> <td>炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>C/V直接加熱</td> <td>DCH</td> <td>格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td>水素燃焼</td> <td>HB2</td> <td>原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>14</td> <td>C/V破損</td> <td>OP2</td> <td>原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接加熱による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>C/V内気相部冷却</td> <td>NCC</td> <td>原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注2）</td> </tr> <tr> <td>16</td> <td>水素燃焼</td> <td>HB3</td> <td>事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>17</td> <td>C/V破損</td> <td>OP3</td> <td>事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>18</td> <td>ベースマット溶融貫通</td> <td>BM</td> <td>キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。</td> </tr> <tr> <td>19</td> <td>C/V過温破損</td> <td>OT</td> <td>原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 2.0MPa[gage]は海外での実験、指標値を参考とした溶融炉心が分散放出しない目安値である。                  (注2) NCCに失敗し、ヘディング17, 18, 19でC/V破損に至らない場合は過圧破損となる。</p>			No	ヘディング	記号	ヘディングの定義	1	C/V 隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。	2	1次冷却系の圧力状態	FD	T1-SGTR や1次冷却系クリップ破損による1次冷却材圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。	3	バイパス	BP	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシーケンスである場合、及びT1-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。	4	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。	5	炉内水蒸気爆発	ISX	炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。	6	水素燃焼	HB1	原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。	7	C/V破損	OP1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。	8	RV破損	RV	ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。	9	溶融物分散放出	RPV	RV 破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注1）	10	キャビティ内水量	DC	RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。	11	炉外水蒸気爆発	ESX	炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。	12	C/V直接加熱	DCH	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。	13	水素燃焼	HB2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。	14	C/V破損	OP2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接加熱による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。	15	C/V内気相部冷却	NCC	原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注2）	16	水素燃焼	HB3	事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。	17	C/V破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。	18	ベースマット溶融貫通	BM	キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。	19	C/V過温破損	OT	原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。	<p>【女川】</p> <p>■設計及び評価方針の相違</p> <p>・設計及び評価方針の相違により、選定したヘディングが相違している（大飯と同様）</p>
No	ヘディング	記号	ヘディングの定義																																																																																																																																																																																																												
1	C/V 隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
2	1次冷却系の圧力状態	FD	T1-SGTRや1次冷却系クリップ破損による1次冷却材圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
3	バイパス	BP	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシーケンスである場合、及びT1-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。																																																																																																																																																																																																												
4	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
5	炉内水蒸気爆発	ISX	炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
6	水素燃焼	HB1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
7	C/V破損	OP1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
8	RV破損	RV	ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
9	溶融物分散放出	RPV	RV破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心物質が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注1）																																																																																																																																																																																																												
10	キャビティ内水量	DC	RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
11	炉外水蒸気爆発	ESX	炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
12	C/V直接加熱	DCH	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
13	水素燃焼	HB2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
14	C/V破損	OP2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接加熱による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
15	C/V内気相部冷却	NCC	原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注2）																																																																																																																																																																																																												
16	水素燃焼	HB3	事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
17	C/V破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
18	ベースマット溶融貫通	BM	キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
19	C/V過温破損	OT	原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
状態	ヘディング	定義																																																																																																																																																																																																													
RPV破損前	PCV 隔離	事故後のPCV 隔離が正常に実施されない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
	RPV破損前 AC 復旧	RPV破損前、外部電源復旧できない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
	RPV減圧	炉心損傷後、DC 電源復旧後のD/W圧力高による自動減圧ができない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
	RPV注水(低圧ECCS)	低圧ECCSによるRPV注水ができない場合、失敗とする。PCV内の温度・圧力は上昇しているため、起動信号として水位低に加えてD/W圧力高にも期待できる。																																																																																																																																																																																																													
RPV破損後	RPV破損なし	上記ヘディング「RPV注水(低圧ECCS)」に失敗すればRPV破損とする。																																																																																																																																																																																																													
	P/W内水中部下時水蒸気爆発なし	格納容器下部内に水プールが存在し、落下溶融炉心とのFCIにより水蒸気爆発が発生、格納容器が破損すれば失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
	減圧失敗時DCHなし	RPV 高圧破損時に、溶融炉心が微粒化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達や金属成分の酸化・発熱反応が生じて、PCVが破損すれば失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
	シェルアタックなし	格納容器下部内に堆積した溶融炉心がD/W床へ流出することにより格納容器が破損すれば失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
事故後期	RPV破損後 AC 復旧	RPV破損後、AC 電源復旧できなかった場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
	PCV注水(低圧ECCS)	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）（熱交換器による冷却なし）を起動できない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
	PCV注水時水蒸気爆発なし	PCV スプレイにより、格納容器下部内に水プールが存在し、落下溶融炉心とのFCIにより水蒸気爆発が発生、格納容器が破損すれば失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
	PCV注水時MCCI継続なし	PCV内の炉心デブリ冷却に失敗し、コンクリート侵食が継続、格納容器下部破損に伴いPCVが破損すれば失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
事故後期	PCV過温破損なし	破損前のRPV、あるいはRPV破損後の溶融炉心からの輻射熱や対流熱伝達により、PCV貫通部あるいはプラウジシル部が加熱されて損傷すれば失敗とする。本評価においては、上記ヘディング「PCV注水時MCCI継続なし」に成功した場合、過温破損とする。																																																																																																																																																																																																													
	PCV内除熱長期冷却	S/P冷却モード及びPCV スプレイ冷却モード（熱交換器による冷却あり）が起動できない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
	水素燃焼なし	水-燃料/コウム反応あるいは水素の放射線分解により発生した水素の燃焼によりPCV破損すれば失敗とする。																																																																																																																																																																																																													
No	ヘディング	記号	ヘディングの定義																																																																																																																																																																																																												
1	C/V 隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
2	1次冷却系の圧力状態	FD	T1-SGTR や1次冷却系クリップ破損による1次冷却材圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
3	バイパス	BP	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシーケンスである場合、及びT1-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。																																																																																																																																																																																																												
4	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
5	炉内水蒸気爆発	ISX	炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
6	水素燃焼	HB1	原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
7	C/V破損	OP1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
8	RV破損	RV	ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
9	溶融物分散放出	RPV	RV 破損の時点で1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注1）																																																																																																																																																																																																												
10	キャビティ内水量	DC	RV破損の時点で、キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
11	炉外水蒸気爆発	ESX	炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
12	C/V直接加熱	DCH	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
13	水素燃焼	HB2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
14	C/V破損	OP2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接加熱による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
15	C/V内気相部冷却	NCC	原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。（注2）																																																																																																																																																																																																												
16	水素燃焼	HB3	事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
17	C/V破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器破損が生じた場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
18	ベースマット溶融貫通	BM	キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												
19	C/V過温破損	OT	原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。																																																																																																																																																																																																												

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																										
<p>第2.1.1.d-3表 ヘディングの従属性</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>ヘディング (影響を与える側)</th> <th>C/V冷却</th> <th>1次冷却系の圧力状態 (FD)</th> <th>ポンプ系 (BP)</th> <th>炉心への注水 (LR)</th> <th>炉内水蒸気発生 (ISS)</th> <th>水素燃焼 (HB1)</th> <th>C/V破損 (OP1)</th> <th>B/V破損 (RV)</th> <th>溶融物分散放出 (RPV)</th> <th>キャビティ内水量 (DC)</th> <th>炉外水蒸気発生 (ESS)</th> <th>C/V直接加熱 (DCH)</th> <th>水素燃焼 (HB2)</th> <th>C/V破損 (OP2)</th> <th>C/V内気相冷却 (NCC)</th> <th>水素燃焼 (HB3)</th> <th>C/V破損 (OP3)</th> <th>ベスマット/溶融貫通 (BM)</th> <th>C/V過熱破損 (OT)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ヘディング (影響を受ける側)</td> <td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>備考                  C/V破損 (C1) なし。                  1次冷却系の圧力状態 (FD) (C/V破損 (C1) 成功の場合に適用 (従属)、他のヘディングも同様)。                  ポンプ系 (BP) 1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) にT1-SGRが従属。                  炉心への注水 (LR) なし。                  炉内水蒸気発生 (ISS) 水素気発生率または1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) に従属。                  水素燃焼 (HB1) ジルコニウム-水反応による水素発生量は炉心への注水 (LR) に従属。                  C/V破損 (OP1) 水素燃焼 (HB1) の有無及びDDTの発生率 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属。                  B/V破損 (RV) 炉心溶融進展の停止可能性 (すなわちLR) に従属。                  溶融物分散放出 (RPV) RV破損の有無 (RV)、1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) に従属。                  キャビティ内水量 (DC) RV破損の有無 (RV)、炉心への注水 (すなわちLR) に従属。                  炉外水蒸気発生 (ESS) RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) の有無とキャビティ水量 (DC) に従属。                  C/V直接加熱 (DCH) RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) の有無とキャビティ水量 (DC) に従属。                  水素燃焼 (HB2) RV破損の有無 (RV)、ジルコニウム-水反応の促進の有無 (すなわちLR)、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1) に従属。                  C/V破損 (OP2) RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) の有無、水素燃焼 (HB2) の有無 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属。                  C/V内気相冷却 (NCC) 気相冷却管に1つは溶融物冷却性を喪失するため、溶融物心への有無 (すなわちRV破損の有無 (RV))、溶融物心分岐量 (すなわちRPV)、溶融物心破水の有無 (すなわちDC) に従属。                  水素燃焼 (HB3) RV破損の有無 (RV)、ジルコニウム-水反応の促進の有無 (すなわちLR)、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1) に従属。                  C/V破損 (OP3) RV破損の有無 (RV)、水素燃焼 (HB3) の有無及びDDTの発生率 (水素発生量の増加すなわちLR)、水素気発生率による水素消費の増加の有無 (NCC) に従属。                  ベスマット/溶融貫通 (BM) 床下の溶融物心への有無 (すなわちRV破損の有無 (RV))、溶融物心分岐量 (すなわちRPV)、溶融物心破水の有無 (すなわちDC) に従属。                  C/V過熱破損 (OT) 炉心冷却管内の水の有無 (すなわちDC) 及び、溶融物心の場所 (すなわちRV破損の有無 (RV))、溶融物心分岐量 (すなわちRPV) に従属。</p>	ヘディング (影響を与える側)	C/V冷却	1次冷却系の圧力状態 (FD)	ポンプ系 (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気発生 (ISS)	水素燃焼 (HB1)	C/V破損 (OP1)	B/V破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPV)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気発生 (ESS)	C/V直接加熱 (DCH)	水素燃焼 (HB2)	C/V破損 (OP2)	C/V内気相冷却 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	C/V破損 (OP3)	ベスマット/溶融貫通 (BM)	C/V過熱破損 (OT)	ヘディング (影響を受ける側)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	<p>第4.1.1.d-3表 ヘディングの従属性</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>ヘディング (影響を与える側)</th> <th>C/V冷却</th> <th>1次冷却系の圧力状態 (FD)</th> <th>ポンプ系 (BP)</th> <th>炉心への注水 (LR)</th> <th>炉内水蒸気発生 (ISS)</th> <th>水素燃焼 (HB1)</th> <th>C/V破損 (OP1)</th> <th>B/V破損 (RV)</th> <th>溶融物分散放出 (RPV)</th> <th>キャビティ内水量 (DC)</th> <th>炉外水蒸気発生 (ESS)</th> <th>C/V直接加熱 (DCH)</th> <th>水素燃焼 (HB2)</th> <th>C/V破損 (OP2)</th> <th>C/V内気相冷却 (NCC)</th> <th>水素燃焼 (HB3)</th> <th>C/V破損 (OP3)</th> <th>ベスマット/溶融貫通 (BM)</th> <th>C/V過熱破損 (OT)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ヘディング (影響を受ける側)</td> <td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>備考                  C/V破損 (C1) なし。                  1次冷却系の圧力状態 (FD) (C/V破損 (C1) 成功の場合に適用 (従属)、他のヘディングも同様)。                  ポンプ系 (BP) 1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) にT1-SGRが従属。                  炉心への注水 (LR) なし。                  炉内水蒸気発生 (ISS) 水素気発生率または1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) に従属。                  水素燃焼 (HB1) ジルコニウム-水反応による水素発生量は炉心への注水 (LR) に従属。                  C/V破損 (OP1) 水素燃焼 (HB1) の有無及びDDTの発生率 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属。                  B/V破損 (RV) 炉心溶融進展の停止可能性 (すなわちLR) に従属。                  溶融物分散放出 (RPV) RV破損の有無 (RV)、1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) に従属。                  キャビティ内水量 (DC) RV破損の有無 (RV)、炉心への注水 (すなわちLR) に従属。                  炉外水蒸気発生 (ESS) RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) の有無とキャビティ水量 (DC) に従属。                  C/V直接加熱 (DCH) RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) の有無とキャビティ水量 (DC) に従属。                  水素燃焼 (HB2) RV破損の有無 (RV)、ジルコニウム-水反応の促進の有無 (すなわちLR)、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1) に従属。                  C/V破損 (OP2) RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) の有無、水素燃焼 (HB2) の有無 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属。                  C/V内気相冷却 (NCC) 気相冷却管に1つは溶融物冷却性を喪失するため、溶融物心への有無 (すなわちRV破損の有無 (RV))、溶融物心分岐量 (すなわちRPV)、溶融物心破水の有無 (すなわちDC) に従属。                  水素燃焼 (HB3) RV破損の有無 (RV)、ジルコニウム-水反応の促進の有無 (すなわちLR)、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1) に従属。                  C/V破損 (OP3) RV破損の有無 (RV)、水素燃焼 (HB3) の有無及びDDTの発生率 (水素発生量の増加すなわちLR)、水素気発生率による水素消費の増加の有無 (NCC) に従属。                  ベスマット/溶融貫通 (BM) 床下の溶融物心への有無 (すなわちRV破損の有無 (RV))、溶融物心分岐量 (すなわちRPV)、溶融物心破水の有無 (すなわちDC) に従属。                  C/V過熱破損 (OT) 炉心冷却管内の水の有無 (すなわちDC) 及び、溶融物心の場所 (すなわちRV破損の有無 (RV))、溶融物心分岐量 (すなわちRPV) に従属。</p>	ヘディング (影響を与える側)	C/V冷却	1次冷却系の圧力状態 (FD)	ポンプ系 (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気発生 (ISS)	水素燃焼 (HB1)	C/V破損 (OP1)	B/V破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPV)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気発生 (ESS)	C/V直接加熱 (DCH)	水素燃焼 (HB2)	C/V破損 (OP2)	C/V内気相冷却 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	C/V破損 (OP3)	ベスマット/溶融貫通 (BM)	C/V過熱破損 (OT)	ヘディング (影響を受ける側)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	<p>第4.1.1.d-3表 ヘディングの従属性</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>ヘディング (影響を与える側)</th> <th>C/V冷却</th> <th>1次冷却系の圧力状態 (FD)</th> <th>ポンプ系 (BP)</th> <th>炉心への注水 (LR)</th> <th>炉内水蒸気発生 (ISS)</th> <th>水素燃焼 (HB1)</th> <th>C/V破損 (OP1)</th> <th>B/V破損 (RV)</th> <th>溶融物分散放出 (RPV)</th> <th>キャビティ内水量 (DC)</th> <th>炉外水蒸気発生 (ESS)</th> <th>C/V直接加熱 (DCH)</th> <th>水素燃焼 (HB2)</th> <th>C/V破損 (OP2)</th> <th>C/V内気相冷却 (NCC)</th> <th>水素燃焼 (HB3)</th> <th>C/V破損 (OP3)</th> <th>ベスマット/溶融貫通 (BM)</th> <th>C/V過熱破損 (OT)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ヘディング (影響を受ける側)</td> <td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>備考                  C/V破損 (C1) なし。                  1次冷却系の圧力状態 (FD) (C/V破損 (C1) 成功の場合に適用 (従属)、他のヘディングも同様)。                  1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) にT1-SGRが従属。                  炉心への注水 (LR) なし。                  炉内水蒸気発生 (ISS) 水素気発生率または1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) に従属。                  水素燃焼 (HB1) ジルコニウム-水反応による水素発生量は炉心への注水 (LR) に従属。                  C/V破損 (OP1) 水素燃焼 (HB1) の有無及びDDTの発生率 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属。                  B/V破損 (RV) 炉心溶融進展の停止可能性 (すなわちLR) に従属。                  溶融物分散放出 (RPV) RV破損の有無 (RV)、1次冷却系圧力状態 (すなわちFD) に従属。                  キャビティ内水量 (DC) RV破損の有無 (RV)、炉心への注水 (すなわちLR) に従属。                  炉外水蒸気発生 (ESS) RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) の有無とキャビティ水量 (DC) に従属。                  C/V直接加熱 (DCH) RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) の有無とキャビティ水量 (DC) に従属。                  水素燃焼 (HB2) RV破損の有無 (RV)、ジルコニウム-水反応の促進の有無 (すなわちLR)、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1) に従属。                  C/V破損 (OP2) RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) の有無、水素燃焼 (HB2) の有無 (水素発生量の増加すなわちLR) に従属。                  C/V内気相冷却 (NCC) 気相冷却管に1つは炉心溶融物冷却性を喪失するため、溶融物心への有無 (すなわちRV破損の有無 (RV))、溶融物心分岐量 (すなわちRPV)、溶融物心破水の有無 (すなわちDC) に従属。                  水素燃焼 (HB3) RV破損の有無 (RV)、ジルコニウム-水反応の促進の有無 (すなわちLR)、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1) に従属。                  C/V破損 (OP3) RV破損の有無 (RV)、水素燃焼 (HB3) の有無及びDDTの発生率 (水素発生量の増加すなわちLR)、水素気発生率による水素消費の増加の有無 (NCC) に従属。                  ベスマット/溶融貫通 (BM) 床下の溶融物心への有無 (すなわちRV破損の有無 (RV))、溶融物心分岐量 (すなわちRPV)、溶融物心破水の有無 (すなわちDC) に従属。                  C/V過熱破損 (OT) 炉心冷却管内の水の有無 (すなわちDC) 及び、溶融物心の場所 (すなわちRV破損の有無 (RV))、溶融物心分岐量 (すなわちRPV) に従属。</p>	ヘディング (影響を与える側)	C/V冷却	1次冷却系の圧力状態 (FD)	ポンプ系 (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気発生 (ISS)	水素燃焼 (HB1)	C/V破損 (OP1)	B/V破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPV)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気発生 (ESS)	C/V直接加熱 (DCH)	水素燃焼 (HB2)	C/V破損 (OP2)	C/V内気相冷却 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	C/V破損 (OP3)	ベスマット/溶融貫通 (BM)	C/V過熱破損 (OT)	ヘディング (影響を受ける側)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	<p>【女川】                  ■設計及び評価方針の相違                  ・設計及び評価方針の相違により、選定したヘディング及びヘディングの従属性が相違している (大飯と同様)</p>
ヘディング (影響を与える側)	C/V冷却	1次冷却系の圧力状態 (FD)	ポンプ系 (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気発生 (ISS)	水素燃焼 (HB1)	C/V破損 (OP1)	B/V破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPV)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気発生 (ESS)	C/V直接加熱 (DCH)	水素燃焼 (HB2)	C/V破損 (OP2)	C/V内気相冷却 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	C/V破損 (OP3)	ベスマット/溶融貫通 (BM)	C/V過熱破損 (OT)																																																																																																										
ヘディング (影響を受ける側)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																										
ヘディング (影響を与える側)	C/V冷却	1次冷却系の圧力状態 (FD)	ポンプ系 (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気発生 (ISS)	水素燃焼 (HB1)	C/V破損 (OP1)	B/V破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPV)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気発生 (ESS)	C/V直接加熱 (DCH)	水素燃焼 (HB2)	C/V破損 (OP2)	C/V内気相冷却 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	C/V破損 (OP3)	ベスマット/溶融貫通 (BM)	C/V過熱破損 (OT)																																																																																																										
ヘディング (影響を受ける側)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																									
ヘディング (影響を与える側)	C/V冷却	1次冷却系の圧力状態 (FD)	ポンプ系 (BP)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気発生 (ISS)	水素燃焼 (HB1)	C/V破損 (OP1)	B/V破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPV)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気発生 (ESS)	C/V直接加熱 (DCH)	水素燃焼 (HB2)	C/V破損 (OP2)	C/V内気相冷却 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	C/V破損 (OP3)	ベスマット/溶融貫通 (BM)	C/V過熱破損 (OT)																																																																																																										
ヘディング (影響を受ける側)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○																																																																																																									

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

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

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

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



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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の一覧について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉										女川原子力発電所2号炉										泊発電所3号炉						相違理由					
第 2.1.1.e-3 表 各事故シナシの事故進展解析条件										第 4.1.1.e-3 表 各事故シナシの事故進展解析条件										第 4.1.1.e-3 表 各事故シナシの事故進展解析条件						【女川】 ■設計の相違 ・設計の相違により、プラント損傷状態(PDS)や期待する緩和設備が相違している(大飯と同様) 【大飯】 ■設計の相違 ・泊と大飯でループ数が相違しており、機器数が相違している(高浜3/4と同様)					
PDS	起因事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	スプレイ注入	高圧再循環	低圧再循環	スプレイ再循環	補助給水	PDS	起因事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	高圧再循環	低圧再循環	格納容器スプレイ再循環	補助給水	PDS	起因事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入		高圧再循環	低圧再循環	格納容器スプレイ再循環	補助給水	
AED	ホットレグ完全両端破断	不動作	不動作	4基	不動作	不動作	不動作	不動作	作動	AED	ホットレグ完全両端破断	不動作	不動作	3基	不動作	不動作	不動作	不動作	作動	AED	ホットレグ完全両端破断	不動作	不動作	3基	不動作		不動作	不動作	不動作	作動	
AEW	ホットレグ完全両端破断	2系統	2系統	4基	2系統	不動作	不動作	不動作	作動	AEW	ホットレグ完全両端破断	2系統	2系統	3基	2系統	不動作	不動作	不動作	作動	AEW	ホットレグ完全両端破断	2系統	2系統	3基	2系統		不動作	不動作	不動作	作動	
AEI	ホットレグ完全両端破断	不動作	不動作	4基	2系統	不動作	不動作	不動作	作動	AEI	ホットレグ完全両端破断	不動作	不動作	3基	2系統	不動作	不動作	不動作	作動	AEI	ホットレグ完全両端破断	不動作	不動作	3基	2系統		不動作	不動作	不動作	作動	
SED	ホットレグ2inch破断	不動作	不動作	4基	不動作	不動作	不動作	不動作	作動	SED	ホットレグ2inch破断	不動作	不動作	3基	不動作	不動作	不動作	不動作	作動	SED	ホットレグ2インチ破断	不動作	不動作	3基	不動作		不動作	不動作	不動作	作動	
TED	全交流動力電源喪失	不動作	不動作	4基	不動作	不動作	不動作	不動作	不動作	TED	全交流動力電源喪失	不動作	不動作	3基	不動作	不動作	不動作	不動作	不動作	不動作	TED	全交流動力電源喪失	不動作	不動作	3基		不動作	不動作	不動作	不動作	不動作
TEI	全給水喪失	不動作	不動作	4基	2系統	不動作	不動作	不動作	不動作	TEI	全給水喪失	不動作	不動作	3基	2系統	不動作	不動作	2系統	不動作	不動作	TEI	全給水喪失	不動作	不動作	3基		2系統	不動作	2系統	不動作	不動作

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

第37条 付録1 事故シナシケンスグループ及び重要事故シナシケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
<p>第 2.1.1.e-4 表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>主要事象</th> <th>AED</th> <th>AEW</th> <th>AEI</th> <th>SED</th> <th>TED</th> <th>TEI</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉トリップ</td><td>0.0秒</td><td>0.5秒</td><td>0.5秒</td><td>0.0秒</td><td>0.0秒</td><td>50秒</td></tr> <tr><td>補助給水系作動</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>充てん系作動</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>高圧注入系作動</td><td>—</td><td>0.5秒</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>低圧注入系作動</td><td>—</td><td>13秒</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>蓄圧注入作動</td><td>11秒</td><td>31秒</td><td>11秒</td><td>1.5時間</td><td>4.3時間</td><td>2.6時間</td></tr> <tr><td>蓄圧注入終了</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>3.5時間</td><td>4.3時間</td><td>2.6時間</td></tr> <tr><td>ラプチャーディスク破損</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>1.9時間</td><td>33分</td></tr> <tr><td>格納容器スプレイ作動</td><td>—</td><td>6.6秒</td><td>7.6秒</td><td>—</td><td>—</td><td>1.6時間</td></tr> <tr><td>圧縮機切替</td><td>—</td><td>—</td><td>33分</td><td>—</td><td>—</td><td>2.2時間</td></tr> <tr><td>炉心露出</td><td>5.6分</td><td>26分</td><td>6.8分</td><td>53分</td><td>2.2時間</td><td>1.1時間</td></tr> <tr><td>被覆管破損</td><td>13分</td><td>37分</td><td>15分</td><td>1.2時間</td><td>2.6時間</td><td>1.3時間</td></tr> <tr><td>炉心溶融開始</td><td>21分</td><td>47分</td><td>27分</td><td>1.4時間</td><td>3.1時間</td><td>1.6時間</td></tr> <tr><td>下部ヘッドへの溶融炉心移動開始</td><td>37分</td><td>1.5時間</td><td>1.1時間</td><td>2.4時間</td><td>4.2時間</td><td>2.5時間</td></tr> <tr><td>格納容器最高使用圧力到達</td><td>1.4時間</td><td>2.3時間</td><td>1.4時間</td><td>3.5時間</td><td>4.2時間</td><td>2.5時間</td></tr> <tr><td>2P炉格納容器最高使用圧力の2倍到達<sup>*1</sup></td><td>4.6時間</td><td>10時間</td><td>—</td><td>5.6時間</td><td>8.9時間</td><td>—</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気温度 200℃到達<sup>*2</sup></td><td>21時間</td><td>23時間</td><td>—</td><td>28時間</td><td>36時間</td><td>—</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気温度 200℃到達<sup>*3</sup></td><td>32時間</td><td>—</td><td>—</td><td>37時間</td><td>52時間</td><td>—</td></tr> <tr><td>境界圧力到達<sup>*3</sup></td><td>39時間</td><td>34時間</td><td>—</td><td>49時間</td><td>58時間</td><td>—</td></tr> </tbody> </table> <p>*1：格納容器圧力 2Pd 到達時間を格納容器過圧破損時間とする。                  *2：格納容器雰囲気温度 200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。                  *3：平成6年度 AMI技術ヘルプ報告書（大飯3号炉）にて評価した境界圧力 11.6MPa とする。</p>	主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI	原子炉トリップ	0.0秒	0.5秒	0.5秒	0.0秒	0.0秒	50秒	補助給水系作動	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	—	—	充てん系作動	—	—	—	—	—	—	高圧注入系作動	—	0.5秒	—	—	—	—	低圧注入系作動	—	13秒	—	—	—	—	蓄圧注入作動	11秒	31秒	11秒	1.5時間	4.3時間	2.6時間	蓄圧注入終了	1.0分	1.0分	1.0分	3.5時間	4.3時間	2.6時間	ラプチャーディスク破損	—	—	—	—	1.9時間	33分	格納容器スプレイ作動	—	6.6秒	7.6秒	—	—	1.6時間	圧縮機切替	—	—	33分	—	—	2.2時間	炉心露出	5.6分	26分	6.8分	53分	2.2時間	1.1時間	被覆管破損	13分	37分	15分	1.2時間	2.6時間	1.3時間	炉心溶融開始	21分	47分	27分	1.4時間	3.1時間	1.6時間	下部ヘッドへの溶融炉心移動開始	37分	1.5時間	1.1時間	2.4時間	4.2時間	2.5時間	格納容器最高使用圧力到達	1.4時間	2.3時間	1.4時間	3.5時間	4.2時間	2.5時間	2P炉格納容器最高使用圧力の2倍到達 <sup>*1</sup>	4.6時間	10時間	—	5.6時間	8.9時間	—	格納容器雰囲気温度 200℃到達 <sup>*2</sup>	21時間	23時間	—	28時間	36時間	—	格納容器雰囲気温度 200℃到達 <sup>*3</sup>	32時間	—	—	37時間	52時間	—	境界圧力到達 <sup>*3</sup>	39時間	34時間	—	49時間	58時間	—	<p>第 4.1.1.e-4 表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>主要事象</th> <th>TEI<sup>1)</sup></th> <th>TEI<sup>2)</sup></th> <th>長期TE</th> <th>TE</th> <th>AE</th> <th>SE</th> <th>SEE</th> <th>TEI<sup>3)</sup></th> <th>TEI<sup>4)</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>炉心溶融開始</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>炉心大粒化破損</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>原子炉圧力容器破損</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>格納容器最高使用圧力の1.1倍到達<sup>(1)</sup></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>格納容器最高使用圧力の2倍到達<sup>(2)</sup></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>ドライウェルシールド温度200℃到達<sup>(3)</sup></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> </tbody> </table> <p>注1：格納容器圧力 2Pd 到達時間を格納容器過圧破損時間とする。                  注2：ドライウェルシールド温度 200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。                  枠囲みの内容は審査機密の観点から公開できません。</p>	主要事象	TEI <sup>1)</sup>	TEI <sup>2)</sup>	長期TE	TE	AE	SE	SEE	TEI <sup>3)</sup>	TEI <sup>4)</sup>	炉心溶融開始										炉心大粒化破損										原子炉圧力容器破損										格納容器最高使用圧力の1.1倍到達 <sup>(1)</sup>										格納容器最高使用圧力の2倍到達 <sup>(2)</sup>										ドライウェルシールド温度200℃到達 <sup>(3)</sup>										<p>第 4.1.1.e-4 表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>主要事象</th> <th>AED</th> <th>AEW</th> <th>AEI</th> <th>SED</th> <th>TED</th> <th>TEI</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉トリップ</td><td>0.0秒</td><td>0.4秒</td><td>0.4秒</td><td>0.0秒</td><td>0.0秒</td><td>46秒</td></tr> <tr><td>補助給水系作動</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>1.0分</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>充てん系作動</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>高圧注入系作動</td><td>—</td><td>0.4秒</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>低圧注入系作動</td><td>—</td><td>11秒</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> <tr><td>蓄圧注入作動</td><td>9.4秒</td><td>9.4秒</td><td>9.5秒</td><td>1.2時間</td><td>4.7時間</td><td>3.3時間</td></tr> <tr><td>蓄圧注入終了</td><td>1.4分</td><td>1.1分</td><td>1.4分</td><td>3.6時間</td><td>4.7時間</td><td>3.3時間</td></tr> <tr><td>ラプチャーディスク破損</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>1.7時間</td><td>35分</td></tr> <tr><td>格納容器スプレイ作動</td><td>—</td><td>3.8秒</td><td>3.8秒</td><td>—</td><td>—</td><td>3.0時間</td></tr> <tr><td>再循環切替</td><td>—</td><td>—</td><td>34分</td><td>—</td><td>—</td><td>3.6時間</td></tr> <tr><td>炉心露出</td><td>5.6分</td><td>27分</td><td>5.5分</td><td>42分</td><td>2.2時間</td><td>1.1時間</td></tr> <tr><td>被覆管破損</td><td>11分</td><td>36分</td><td>11分</td><td>54分</td><td>2.5時間</td><td>1.3時間</td></tr> <tr><td>炉心溶融開始</td><td>19分</td><td>45分</td><td>19分</td><td>1.1時間</td><td>3.0時間</td><td>1.6時間</td></tr> <tr><td>下部ヘッドへの溶融物移動開始</td><td>55分</td><td>1.5時間</td><td>55分</td><td>2.0時間</td><td>4.6時間</td><td>3.0時間</td></tr> <tr><td>格納容器最高使用圧力到達</td><td>1.6時間</td><td>2.8時間</td><td>1.6時間</td><td>3.6時間</td><td>4.7時間</td><td>3.3時間</td></tr> <tr><td>2Pd（格納容器最高使用圧力の2倍）到達<sup>*1</sup></td><td>2.2時間</td><td>5.9時間</td><td>—</td><td>4.1時間</td><td>6.3時間</td><td>—</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気温度 200℃到達<sup>*2</sup></td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td><td>—</td></tr> </tbody> </table> <p>*1：格納容器圧力 2Pd 到達時間を格納容器過圧破損時間とする。                  *2：格納容器雰囲気温度 200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。</p>	主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI	原子炉トリップ	0.0秒	0.4秒	0.4秒	0.0秒	0.0秒	46秒	補助給水系作動	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	—	—	充てん系作動	—	—	—	—	—	—	高圧注入系作動	—	0.4秒	—	—	—	—	低圧注入系作動	—	11秒	—	—	—	—	蓄圧注入作動	9.4秒	9.4秒	9.5秒	1.2時間	4.7時間	3.3時間	蓄圧注入終了	1.4分	1.1分	1.4分	3.6時間	4.7時間	3.3時間	ラプチャーディスク破損	—	—	—	—	1.7時間	35分	格納容器スプレイ作動	—	3.8秒	3.8秒	—	—	3.0時間	再循環切替	—	—	34分	—	—	3.6時間	炉心露出	5.6分	27分	5.5分	42分	2.2時間	1.1時間	被覆管破損	11分	36分	11分	54分	2.5時間	1.3時間	炉心溶融開始	19分	45分	19分	1.1時間	3.0時間	1.6時間	下部ヘッドへの溶融物移動開始	55分	1.5時間	55分	2.0時間	4.6時間	3.0時間	格納容器最高使用圧力到達	1.6時間	2.8時間	1.6時間	3.6時間	4.7時間	3.3時間	2Pd（格納容器最高使用圧力の2倍）到達 <sup>*1</sup>	2.2時間	5.9時間	—	4.1時間	6.3時間	—	格納容器雰囲気温度 200℃到達 <sup>*2</sup>	—	—	—	—	—	—	<p>【女川】【大飯】                  ■個別評価による相違</p>
主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
原子炉トリップ	0.0秒	0.5秒	0.5秒	0.0秒	0.0秒	50秒																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
補助給水系作動	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
充てん系作動	—	—	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
高圧注入系作動	—	0.5秒	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
低圧注入系作動	—	13秒	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
蓄圧注入作動	11秒	31秒	11秒	1.5時間	4.3時間	2.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
蓄圧注入終了	1.0分	1.0分	1.0分	3.5時間	4.3時間	2.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
ラプチャーディスク破損	—	—	—	—	1.9時間	33分																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
格納容器スプレイ作動	—	6.6秒	7.6秒	—	—	1.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
圧縮機切替	—	—	33分	—	—	2.2時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
炉心露出	5.6分	26分	6.8分	53分	2.2時間	1.1時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
被覆管破損	13分	37分	15分	1.2時間	2.6時間	1.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
炉心溶融開始	21分	47分	27分	1.4時間	3.1時間	1.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
下部ヘッドへの溶融炉心移動開始	37分	1.5時間	1.1時間	2.4時間	4.2時間	2.5時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
格納容器最高使用圧力到達	1.4時間	2.3時間	1.4時間	3.5時間	4.2時間	2.5時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
2P炉格納容器最高使用圧力の2倍到達 <sup>*1</sup>	4.6時間	10時間	—	5.6時間	8.9時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
格納容器雰囲気温度 200℃到達 <sup>*2</sup>	21時間	23時間	—	28時間	36時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
格納容器雰囲気温度 200℃到達 <sup>*3</sup>	32時間	—	—	37時間	52時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
境界圧力到達 <sup>*3</sup>	39時間	34時間	—	49時間	58時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
主要事象	TEI <sup>1)</sup>	TEI <sup>2)</sup>	長期TE	TE	AE	SE	SEE	TEI <sup>3)</sup>	TEI <sup>4)</sup>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
炉心溶融開始																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
炉心大粒化破損																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
原子炉圧力容器破損																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
格納容器最高使用圧力の1.1倍到達 <sup>(1)</sup>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
格納容器最高使用圧力の2倍到達 <sup>(2)</sup>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
ドライウェルシールド温度200℃到達 <sup>(3)</sup>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
原子炉トリップ	0.0秒	0.4秒	0.4秒	0.0秒	0.0秒	46秒																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
補助給水系作動	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
充てん系作動	—	—	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
高圧注入系作動	—	0.4秒	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
低圧注入系作動	—	11秒	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
蓄圧注入作動	9.4秒	9.4秒	9.5秒	1.2時間	4.7時間	3.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
蓄圧注入終了	1.4分	1.1分	1.4分	3.6時間	4.7時間	3.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
ラプチャーディスク破損	—	—	—	—	1.7時間	35分																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
格納容器スプレイ作動	—	3.8秒	3.8秒	—	—	3.0時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
再循環切替	—	—	34分	—	—	3.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
炉心露出	5.6分	27分	5.5分	42分	2.2時間	1.1時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
被覆管破損	11分	36分	11分	54分	2.5時間	1.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
炉心溶融開始	19分	45分	19分	1.1時間	3.0時間	1.6時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
下部ヘッドへの溶融物移動開始	55分	1.5時間	55分	2.0時間	4.6時間	3.0時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
格納容器最高使用圧力到達	1.6時間	2.8時間	1.6時間	3.6時間	4.7時間	3.3時間																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
2Pd（格納容器最高使用圧力の2倍）到達 <sup>*1</sup>	2.2時間	5.9時間	—	4.1時間	6.3時間	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
格納容器雰囲気温度 200℃到達 <sup>*2</sup>	—	—	—	—	—	—																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																												
	<p style="text-align: center;">第4.1.1.e-5表 緩和動作に対する時間余裕の検討結果</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>緩和動作</th> <th>ペーシング</th> <th>タイミング</th> <th>運用シーケンス</th> <th>事故進展順序との関連<sup>(注)</sup></th> <th>時間余裕</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心冷却</td> <td>炉心保護 RPM保護 RPM注水（配注XXX）</td> <td>事故発生から</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料冷却設備</td> <td>PCVA給排水設備 配注XXX 注水から</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">蒸気発生</td> <td></td> <td>事故発生から</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>配注XXX 注水から</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">(注)高圧及び低圧シーケンスの代表としてTRX及びTRVを選定</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <p>詳細な内容は箇条書きの欄から公開できません。</p> </div>	緩和動作	ペーシング	タイミング	運用シーケンス	事故進展順序との関連 <sup>(注)</sup>	時間余裕	炉心冷却	炉心保護 RPM保護 RPM注水（配注XXX）	事故発生から				燃料冷却設備	PCVA給排水設備 配注XXX 注水から				蒸気発生		事故発生から					配注XXX 注水から					<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価方針の相違</li> <li>・ 泊は運転員による事故時の緩和操作についてはレベル1.5PRAでは考慮していない（大飯についても泊と同様）</li> </ul>
緩和動作	ペーシング	タイミング	運用シーケンス	事故進展順序との関連 <sup>(注)</sup>	時間余裕																										
炉心冷却	炉心保護 RPM保護 RPM注水（配注XXX）	事故発生から																													
	燃料冷却設備	PCVA給排水設備 配注XXX 注水から																													
蒸気発生		事故発生から																													
		配注XXX 注水から																													

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等を選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第 2.1.1.e-5 表 事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）

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

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

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

第 4.1.1.e-5 表 事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）

PDS	原子炉容器破損前		原子炉格納容器破損前		原子炉容器破損後 (30分)		原子炉容器破損後後期 <sup>※1</sup>					
	1次冷却材圧力 (MPa[gage])	原子炉下部キャビティ内水量 (t)	格納容器雰囲気温度 (°C)	原子炉下部キャビティ貯留深さ (m)	水素濃度 (vol%)	全炉心シフト75%補正水素濃度 (vol%)*2	水素濃度 (vol%)	全炉心シフト75%補正水素濃度 (vol%)*2				
AED	0.2	57.6	170.2	0.2	2.5	47.7	5.7	57.6	4.6	2.6	75.3	2.9
AEW	0.1	179.9	157.7	0.0	3.4	35.4	6.9	43.8	6.1	1.4	74.8	2.8
AEI	0.1	169.1	-	-	4.2	18.6	8.7	23.3	8.2	4.6	16.1	9.0
SED	2.1	28.2	166.9	0.2	3.1	51.4	5.2	56.7	4.7	2.5	75.6	2.8
TED	17.1	8.3	174.7	0.2	4.4	68.3	6.4	48.5	5.5	3.1	74.5	3.1
TEI	15.6	41.8	-	-	5.7	13.0	8.1	15.8	8.9	7.0	15.9	8.9

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

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

- 【女川】
- 評価方針の相違
  - ・ 泊は事故進展解析にて物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を評価している
  - ・ 女川には本表がないため、大飯と比較する
- 【大飯】
- 個別評価による相違

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg);">第 2.1.1.e-6 表 事故進展解析を実施していないPDSの分岐確率の考え方</p> <div style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <p style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg); font-size: small;">枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはありません。</p>		<p style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg);">第 4.1.1.e-6 表 事故進展解析を表現していないPDSの分岐確率の考え方</p> <div style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <p style="writing-mode: vertical-rl; transform: rotate(180deg); font-size: small;">枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川は事故進展解析を実施していないPDSの分岐の設定について本文中に記載しており、表にはしていないことから、本表については大飯と比較する</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 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 2.1.1.f-1 表 分岐確率のあてはめ方法</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>		<p>第 1.1.1.f-1 表 分岐確率のあてはめ方法</p> <div style="border: 2px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価手法の相違</li> <li>・ 泊は物理化学現象に対する分岐確率の設定方法として、NUREG/CR-4700 手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ分岐確率を定量化する手法を採用しており、女川はROAM手法等を用いて分岐確率を設定している</li> <li>・ 女川には本表がないため、大飯と比較する</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 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																						
<p>第2.1.1.F2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(1/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器隔離 (C1)</td> <td></td> <td></td> <td>NUREG レポート等文献に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却系の圧力状態 (FD)</td> <td></td> <td></td> <td>NUREG レポート等の文献から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス (BP)</td> <td></td> <td></td> <td>NUREG 等の文献に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心への注水 (LR)</td> <td>低圧シナシ (A**)</td> <td>ECS再循環に失敗する確率</td> <td>低圧シナシ (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シナシ (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。中圧シナシ (S**) の炉心損傷シナシでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シナシ (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。(注水が無い場合に1を設定)</td> </tr> <tr> <td>中高圧シナシ (S**, T**)</td> <td>1</td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉内水蒸気爆発 (ISX)</td> <td></td> <td></td> <td>国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により格納容器破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態等を考慮して設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	格納容器隔離 (C1)			NUREG レポート等文献に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。	1次冷却系の圧力状態 (FD)			NUREG レポート等の文献から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。	格納容器バイパス (BP)			NUREG 等の文献に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。	炉心への注水 (LR)	低圧シナシ (A**)	ECS再循環に失敗する確率	低圧シナシ (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シナシ (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。中圧シナシ (S**) の炉心損傷シナシでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シナシ (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。(注水が無い場合に1を設定)	中高圧シナシ (S**, T**)	1		炉内水蒸気爆発 (ISX)			国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により格納容器破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態等を考慮して設定する。	<p>第4.1.1.F1表 物理化学現象に関する格納容器イベントツリー分岐確率の設定</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水蒸気爆発 (FCI)</td> <td></td> <td></td> <td>炉心損傷が炉心圧力格納容器破損に至った場合に、高圧/低圧再循環に失敗することから、格納容器内に含まれていた冷却材中に落下し、微粒子化して格納容器空間に移行する現象であり、格納物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との発熱・燃焼による発熱により、格納容器周囲気体温度が急激に上昇することにより、激しい水蒸気生成があるいは水蒸気爆発が生じる現象である。</td> </tr> <tr> <td>格納容器管割 (DCC)</td> <td>水中へのデブリ落下時 デブリへの注水時</td> <td></td> <td>圧力容器が高圧状態に陥った場合に、圧力容器破損口からベドスタルに噴出した炉心溶融物が、高速のガス流により巻き上げられ、微粒子化して格納容器空間に移行する現象であり、格納物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との発熱・燃焼による発熱により、格納容器周囲気体温度が急激に上昇することにより、激しい水蒸気生成があるいは水蒸気爆発が生じる現象である。</td> </tr> <tr> <td>デブリ冷却</td> <td>RPV高圧破損時 デブリへの注水時</td> <td></td> <td>溶融炉心 (デブリ) が十分に冷却されない、高温の溶融炉心からの熱の移行により、床や隔壁のコンクリート侵食が継続すると、ベドスタルには溶融炉心食される。コンクリート侵食が継続すると、ベドスタルからの熱能が喪失し、格納容器破損となる。</td> </tr> </tbody> </table> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	現象	発生条件	分岐確率	内容	水蒸気爆発 (FCI)			炉心損傷が炉心圧力格納容器破損に至った場合に、高圧/低圧再循環に失敗することから、格納容器内に含まれていた冷却材中に落下し、微粒子化して格納容器空間に移行する現象であり、格納物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との発熱・燃焼による発熱により、格納容器周囲気体温度が急激に上昇することにより、激しい水蒸気生成があるいは水蒸気爆発が生じる現象である。	格納容器管割 (DCC)	水中へのデブリ落下時 デブリへの注水時		圧力容器が高圧状態に陥った場合に、圧力容器破損口からベドスタルに噴出した炉心溶融物が、高速のガス流により巻き上げられ、微粒子化して格納容器空間に移行する現象であり、格納物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との発熱・燃焼による発熱により、格納容器周囲気体温度が急激に上昇することにより、激しい水蒸気生成があるいは水蒸気爆発が生じる現象である。	デブリ冷却	RPV高圧破損時 デブリへの注水時		溶融炉心 (デブリ) が十分に冷却されない、高温の溶融炉心からの熱の移行により、床や隔壁のコンクリート侵食が継続すると、ベドスタルには溶融炉心食される。コンクリート侵食が継続すると、ベドスタルからの熱能が喪失し、格納容器破損となる。	<p>第4.1.1.F2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (1/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器隔離 (C1)</td> <td></td> <td></td> <td>NUREGレポート等の文献に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却系の圧力状態 (FD)</td> <td></td> <td></td> <td>NUREGレポート等の文献から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス (BP)</td> <td></td> <td></td> <td>NUREGレポート等の文献に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心への注水 (LR)</td> <td>低圧シナシ (A**)</td> <td>ECS再循環に失敗する確率</td> <td>低圧シナシ (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シナシ (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。中圧シナシ (S**) の炉心損傷シナシでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シナシ (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。(注水が無い場合に1を設定)</td> </tr> <tr> <td>中高圧シナシ (S**, T**)</td> <td>1</td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉内水蒸気爆発 (ISX)</td> <td></td> <td></td> <td>国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により原子炉格納容器の破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態等を考慮して設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	格納容器隔離 (C1)			NUREGレポート等の文献に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。	1次冷却系の圧力状態 (FD)			NUREGレポート等の文献から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。	格納容器バイパス (BP)			NUREGレポート等の文献に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。	炉心への注水 (LR)	低圧シナシ (A**)	ECS再循環に失敗する確率	低圧シナシ (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シナシ (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。中圧シナシ (S**) の炉心損傷シナシでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シナシ (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。(注水が無い場合に1を設定)	中高圧シナシ (S**, T**)	1		炉内水蒸気爆発 (ISX)			国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により原子炉格納容器の破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態等を考慮して設定する。	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価手法の相違</li> <li>・格納容器イベントツリー分岐確率の設定が相違している (大飯と同様)</li> </ul>
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																																																						
格納容器隔離 (C1)			NUREG レポート等文献に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。																																																																						
1次冷却系の圧力状態 (FD)			NUREG レポート等の文献から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。																																																																						
格納容器バイパス (BP)			NUREG 等の文献に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。																																																																						
炉心への注水 (LR)	低圧シナシ (A**)	ECS再循環に失敗する確率	低圧シナシ (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シナシ (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。中圧シナシ (S**) の炉心損傷シナシでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シナシ (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。(注水が無い場合に1を設定)																																																																						
	中高圧シナシ (S**, T**)	1																																																																							
炉内水蒸気爆発 (ISX)			国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により格納容器破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態等を考慮して設定する。																																																																						
現象	発生条件	分岐確率	内容																																																																						
水蒸気爆発 (FCI)			炉心損傷が炉心圧力格納容器破損に至った場合に、高圧/低圧再循環に失敗することから、格納容器内に含まれていた冷却材中に落下し、微粒子化して格納容器空間に移行する現象であり、格納物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との発熱・燃焼による発熱により、格納容器周囲気体温度が急激に上昇することにより、激しい水蒸気生成があるいは水蒸気爆発が生じる現象である。																																																																						
格納容器管割 (DCC)	水中へのデブリ落下時 デブリへの注水時		圧力容器が高圧状態に陥った場合に、圧力容器破損口からベドスタルに噴出した炉心溶融物が、高速のガス流により巻き上げられ、微粒子化して格納容器空間に移行する現象であり、格納物の保有熱や溶融物の金属成分と水蒸気との発熱・燃焼による発熱により、格納容器周囲気体温度が急激に上昇することにより、激しい水蒸気生成があるいは水蒸気爆発が生じる現象である。																																																																						
デブリ冷却	RPV高圧破損時 デブリへの注水時		溶融炉心 (デブリ) が十分に冷却されない、高温の溶融炉心からの熱の移行により、床や隔壁のコンクリート侵食が継続すると、ベドスタルには溶融炉心食される。コンクリート侵食が継続すると、ベドスタルからの熱能が喪失し、格納容器破損となる。																																																																						
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																																																						
格納容器隔離 (C1)			NUREGレポート等の文献に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。																																																																						
1次冷却系の圧力状態 (FD)			NUREGレポート等の文献から、1次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。																																																																						
格納容器バイパス (BP)			NUREGレポート等の文献に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。																																																																						
炉心への注水 (LR)	低圧シナシ (A**)	ECS再循環に失敗する確率	低圧シナシ (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シナシ (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。中圧シナシ (S**) の炉心損傷シナシでは高圧注入に失敗しており、1次冷却系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シナシ (T**) では、補助給水の失敗等により2次冷却系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。(注水が無い場合に1を設定)																																																																						
	中高圧シナシ (S**, T**)	1																																																																							
炉内水蒸気爆発 (ISX)			国内外の専門家による評価を基に、水蒸気爆発により原子炉格納容器の破損に至る確率を設定する。1次冷却材の圧力状態等を考慮して設定する。																																																																						

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
<p>第 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (2/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉容器破損直前の水素燃焼 (HB1)</td> <td></td> <td></td> <td>事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損 (OP1)</td> <td></td> <td></td> <td>水素濃度 10vol%以下では火炎の伝播が遅いため、水素燃焼による格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度 13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損 (RV)</td> <td></td> <td></td> <td>TMI 事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>溶融物分散放出 (RPV)</td> <td></td> <td></td> <td>国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおよそ 2.0MPa[gage]以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断 LOCA では1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。</td> </tr> <tr> <td>キャビティ内水量 (DC)</td> <td></td> <td></td> <td>「溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定」 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、フロント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。</td> </tr> </tbody> </table>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	原子炉容器破損直前の水素燃焼 (HB1)			事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。	格納容器破損 (OP1)			水素濃度 10vol%以下では火炎の伝播が遅いため、水素燃焼による格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度 13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。	原子炉容器破損 (RV)			TMI 事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。	溶融物分散放出 (RPV)			国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおよそ 2.0MPa[gage]以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断 LOCA では1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。	キャビティ内水量 (DC)			「溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定」 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、フロント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。		<p>第 4.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (2/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉容器破損直前の水素燃焼 (HB1)</td> <td></td> <td></td> <td>事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損 (OP1)</td> <td></td> <td></td> <td>水素濃度 10vol%以下では火炎の伝播が遅いため、水素燃焼による原子炉格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度 13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損 (RV)</td> <td></td> <td></td> <td>TMI 事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>溶融物分散放出 (RPV)</td> <td></td> <td></td> <td>国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の原子炉格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおよそ 2.0MPa[gage]以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断 LOCA では1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。</td> </tr> <tr> <td>キャビティ内水量 (DC)</td> <td></td> <td></td> <td>「溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定」 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、フロント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。</td> </tr> </tbody> </table>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	原子炉容器破損直前の水素燃焼 (HB1)			事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。	格納容器破損 (OP1)			水素濃度 10vol%以下では火炎の伝播が遅いため、水素燃焼による原子炉格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度 13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。	原子炉容器破損 (RV)			TMI 事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。	溶融物分散放出 (RPV)			国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の原子炉格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおよそ 2.0MPa[gage]以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断 LOCA では1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。	キャビティ内水量 (DC)			「溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定」 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、フロント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。	<p>【女川】                  ■評価手法の相違                  ・格納容器イベントツリー分岐確率の設定が相違している（大飯と同様）</p>
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																																
原子炉容器破損直前の水素燃焼 (HB1)			事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。																																																
格納容器破損 (OP1)			水素濃度 10vol%以下では火炎の伝播が遅いため、水素燃焼による格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度 13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。																																																
原子炉容器破損 (RV)			TMI 事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。																																																
溶融物分散放出 (RPV)			国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおよそ 2.0MPa[gage]以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断 LOCA では1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。																																																
キャビティ内水量 (DC)			「溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定」 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、フロント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。																																																
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																																
原子炉容器破損直前の水素燃焼 (HB1)			事故進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。																																																
格納容器破損 (OP1)			水素濃度 10vol%以下では火炎の伝播が遅いため、水素燃焼による原子炉格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度 13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。このため、事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。																																																
原子炉容器破損 (RV)			TMI 事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。																																																
溶融物分散放出 (RPV)			国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の原子炉格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次冷却材圧力がおよそ 2.0MPa[gage]以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断 LOCA では1次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。																																																
キャビティ内水量 (DC)			「溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定」 事故進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また、フロント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。																																																
<p>特開みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>		<p>特開みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>																																																	



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																								
<p>第 2.1.1.F-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(3/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉外水蒸気爆発 (ESX)</td> <td></td> <td></td> <td>実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器直接加熱 (DCH)</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNURIBO等の文献を基に不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損 (OP2)</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉格納容器への負荷により格納容器破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による格納容器破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	炉外水蒸気爆発 (ESX)			実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。	格納容器直接加熱 (DCH)			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNURIBO等の文献を基に不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の分岐確率を設定する。	原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)			原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。	格納容器破損 (OP2)			原子炉格納容器への負荷により格納容器破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による格納容器破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。		<p>第 4.1.1.F-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (3/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉外水蒸気爆発 (EX)</td> <td></td> <td></td> <td>実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、原子炉格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器直接加熱 (DCH)</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNURIBO等の文献を基に不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損 (OP2)</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉格納容器への負荷により原子炉格納容器の破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	炉外水蒸気爆発 (EX)			実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、原子炉格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。	格納容器直接加熱 (DCH)			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNURIBO等の文献を基に不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の分岐確率を設定する。	原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)			原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。	格納容器破損 (OP2)			原子炉格納容器への負荷により原子炉格納容器の破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価手法の相違</li> <li>・ 格納容器イベントツリー分岐確率の設定が相違している（大飯と同様）</li> </ul>
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																								
炉外水蒸気爆発 (ESX)			実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。																																								
格納容器直接加熱 (DCH)			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNURIBO等の文献を基に不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損の分岐確率を設定する。																																								
原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)			原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。																																								
格納容器破損 (OP2)			原子炉格納容器への負荷により格納容器破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による格納容器破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。																																								
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																								
炉外水蒸気爆発 (EX)			実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、原子炉格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。																																								
格納容器直接加熱 (DCH)			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNURIBO等の文献を基に不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の分岐確率を設定する。																																								
原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)			原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。																																								
格納容器破損 (OP2)			原子炉格納容器への負荷により原子炉格納容器の破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。																																								

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

第37条 付録1 事故シナシケンスグループ及び重要事故シナシケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																
<p>第2.1.1.F2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(4/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内気相部冷却(NCC)</td> <td></td> <td></td> <td>格納容器除熱(格納容器スプレイ)に失敗する場合、あるいは格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態(原子炉格納容器への水の持込みの有無等)を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損後長期の水素燃焼(HB3)</td> <td></td> <td></td> <td>事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期(格納容器破損後長期)に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損(OP3)</td> <td></td> <td></td> <td>事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。</td> </tr> </tbody> </table>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	格納容器内気相部冷却(NCC)			格納容器除熱(格納容器スプレイ)に失敗する場合、あるいは格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態(原子炉格納容器への水の持込みの有無等)を考慮して設定する。	原子炉容器破損後長期の水素燃焼(HB3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期(格納容器破損後長期)に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。	格納容器破損(OP3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。		<p>第4.1.1.F-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(4/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器内気相部冷却(NCC)</td> <td></td> <td></td> <td>格納容器除熱(格納容器スプレイ)に失敗する場合、あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態(原子炉格納容器への水の持ち込みの有無等)を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損後長期の水素燃焼(HB3)</td> <td></td> <td></td> <td>事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期(格納容器破損後長期)に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器破損(OP3)</td> <td></td> <td></td> <td>事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。</td> </tr> </tbody> </table>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	格納容器内気相部冷却(NCC)			格納容器除熱(格納容器スプレイ)に失敗する場合、あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態(原子炉格納容器への水の持ち込みの有無等)を考慮して設定する。	原子炉容器破損後長期の水素燃焼(HB3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期(格納容器破損後長期)に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。	格納容器破損(OP3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■評価手法の相違</li> <li>・格納容器イベントツリー分岐確率の設定が相違している(大飯と同様)</li> </ul>
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																
格納容器内気相部冷却(NCC)			格納容器除熱(格納容器スプレイ)に失敗する場合、あるいは格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態(原子炉格納容器への水の持込みの有無等)を考慮して設定する。																																
原子炉容器破損後長期の水素燃焼(HB3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期(格納容器破損後長期)に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。																																
格納容器破損(OP3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。																																
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																																
格納容器内気相部冷却(NCC)			格納容器除熱(格納容器スプレイ)に失敗する場合、あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態(原子炉格納容器への水の持ち込みの有無等)を考慮して設定する。																																
原子炉容器破損後長期の水素燃焼(HB3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、事故後期(格納容器破損後長期)に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。																																
格納容器破損(OP3)			事故進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。																																
<p>特開みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>		<p>特開みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>																																	

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																							
<p>第 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(5/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースマツト溶融貫通 (DM)</td> <td></td> <td></td> <td>ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込の有無等）を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器過温破損 (OT)</td> <td></td> <td></td> <td>格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込等）を考慮して設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	ベースマツト溶融貫通 (DM)			ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込の有無等）を考慮して設定する。	格納容器過温破損 (OT)			格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込等）を考慮して設定する。	<p>第 4.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (5/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>現象等</th> <th>発生条件</th> <th>分岐確率</th> <th>分岐確率の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースマツト溶融貫通 (RM)</td> <td></td> <td></td> <td>ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の原子炉格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込の有無等）を考慮して設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器過温破損 (OT)</td> <td></td> <td></td> <td>格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込等）を考慮して設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方	ベースマツト溶融貫通 (RM)			ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の原子炉格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込の有無等）を考慮して設定する。	格納容器過温破損 (OT)			格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込等）を考慮して設定する。	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価手法の相違</li> <li>・ 格納容器イベントツリー分岐確率の設定が相違している（大飯と同様）</li> </ul>
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																							
ベースマツト溶融貫通 (DM)			ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込の有無等）を考慮して設定する。																							
格納容器過温破損 (OT)			格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込等）を考慮して設定する。																							
現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方																							
ベースマツト溶融貫通 (RM)			ベースマツト溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の原子炉格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込の有無等）を考慮して設定する。																							
格納容器過温破損 (OT)			格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込等）を考慮して設定する。																							





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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																			
<p>第 2.1.1.f-4 表 格納容器破損モード別、破損カテゴリ別格納容器破損頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損モード別</th> <th>格納容器破損頻度 (/炉年)</th> <th>割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>α (原子炉容器内水蒸気爆発)</td><td>1.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>β (格納容器隔離失敗)</td><td>3.2E-07</td><td>0.6%</td></tr> <tr><td>γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))</td><td>2.7E-10</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))</td><td>9.4E-08</td><td>0.2%</td></tr> <tr><td>γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))</td><td>1.5E-08</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)</td><td>4.2E-05</td><td>80.3%</td></tr> <tr><td>ε (ベースマツト溶融貫通)</td><td>1.3E-06</td><td>2.5%</td></tr> <tr><td>θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)</td><td>5.4E-08</td><td>0.1%</td></tr> <tr><td>η (原子炉容器外水蒸気爆発)</td><td>7.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>σ (格納容器雰囲気直接加熱)</td><td>4.7E-07</td><td>0.9%</td></tr> <tr><td>ν (インターフェイスシステムLOCA)</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>ξ (蒸気発生器伝熱管破損)</td><td>5.1E-07</td><td>1.0%</td></tr> <tr><td>τ (過温破損)</td><td>7.6E-06</td><td>14.4%</td></tr> <tr><td>μ (溶融物直接接触)</td><td>4.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td colspan="3">カテゴリ別</td></tr> <tr><td>水蒸気 (崩壊熱) による過圧</td><td>4.2E-05</td><td>80.4%</td></tr> <tr><td>コンクリート侵食</td><td>1.3E-06</td><td>2.5%</td></tr> <tr><td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td><td>0.1E-07</td><td>1.9%</td></tr> <tr><td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td><td>1.1E-07</td><td>0.2%</td></tr> <tr><td>格納容器隔離機能喪失</td><td>3.2E-07</td><td>0.6%</td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>8.7E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>貫通部過温</td><td>7.6E-06</td><td>14.4%</td></tr> <tr><td>格納容器への直接接触</td><td>4.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>4.7E-07</td><td>0.9%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.3E-05</td><td>100.0%</td></tr> </tbody> </table>	破損モード別	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合	α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-09	<0.1%	β (格納容器隔離失敗)	3.2E-07	0.6%	γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	2.7E-10	<0.1%	γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	9.4E-08	0.2%	γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	1.5E-08	<0.1%	δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.2E-05	80.3%	ε (ベースマツト溶融貫通)	1.3E-06	2.5%	θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.4E-08	0.1%	η (原子炉容器外水蒸気爆発)	7.4E-09	<0.1%	σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9%	ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1%	ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	5.1E-07	1.0%	τ (過温破損)	7.6E-06	14.4%	μ (溶融物直接接触)	4.4E-09	<0.1%	カテゴリ別			水蒸気 (崩壊熱) による過圧	4.2E-05	80.4%	コンクリート侵食	1.3E-06	2.5%	漏えい箇所の隔離機能喪失	0.1E-07	1.9%	可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.1E-07	0.2%	格納容器隔離機能喪失	3.2E-07	0.6%	水蒸気爆発	8.7E-09	<0.1%	貫通部過温	7.6E-06	14.4%	格納容器への直接接触	4.4E-09	<0.1%	格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	0.9%	合計	5.3E-05	100.0%	<p>第 4.1.1.f-4 表 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>格納容器破損頻度 (/炉年)</th> <th>割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>過温破損</td><td>9.4E-13</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>過圧破損 (長期冷却失敗)</td><td>1.3E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>過圧破損 (崩壊熱除去失敗)</td><td>5.5E-05</td><td>100%</td></tr> <tr><td>過圧破損 (未臨界確保失敗)</td><td>3.9E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>0.0E+00</td><td>0%</td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>5.0E-15</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>コア・コンクリート反応継続</td><td>1.1E-10</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>水素燃焼</td><td>0.0E+00</td><td>0%</td></tr> <tr><td>溶融物直接接触</td><td>0.0E+00</td><td>0%</td></tr> <tr><td>インターフェイスシステムLOCA</td><td>2.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>隔離失敗</td><td>9.4E-10</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.5E-05</td><td>100%</td></tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合	過温破損	9.4E-13	<0.1%	過圧破損 (長期冷却失敗)	1.3E-09	<0.1%	過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	5.5E-05	100%	過圧破損 (未臨界確保失敗)	3.9E-09	<0.1%	格納容器雰囲気直接加熱	0.0E+00	0%	水蒸気爆発	5.0E-15	<0.1%	コア・コンクリート反応継続	1.1E-10	<0.1%	水素燃焼	0.0E+00	0%	溶融物直接接触	0.0E+00	0%	インターフェイスシステムLOCA	2.4E-09	<0.1%	隔離失敗	9.4E-10	<0.1%	合計	5.5E-05	100%	<p>第 4.1.1.f-4 表 格納容器破損モード別、破損カテゴリ別の格納容器破損頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>破損モード別</th> <th>格納容器破損頻度 (/炉年)</th> <th>割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>α (原子炉容器内水蒸気爆発)</td><td>1.7E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>β (格納容器隔離失敗)</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td></tr> <tr><td>γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))</td><td>3.5E-10</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))</td><td>3.3E-10</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))</td><td>6.7E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)</td><td>2.0E-04</td><td>96.4</td></tr> <tr><td>ε (ベースマツト溶融貫通)</td><td>1.8E-06</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)</td><td>8.2E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>η (原子炉容器外水蒸気爆発)</td><td>1.3E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>σ (格納容器雰囲気直接加熱)</td><td>2.0E-06</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>ν (インターフェイスシステムLOCA)</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>ξ (蒸気発生器伝熱管破損)</td><td>4.5E-07</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>τ (過温破損)</td><td>2.0E-06</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>μ (溶融物直接接触)</td><td>2.0E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td colspan="3">カテゴリ別</td></tr> <tr><td>水蒸気 (崩壊熱) による過圧</td><td>2.1E-04</td><td>96.5</td></tr> <tr><td>コンクリート侵食</td><td>1.8E-06</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td><td>4.5E-07</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td><td>6.8E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>格納容器隔離機能喪失</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>3.0E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>貫通部過温</td><td>2.0E-06</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>格納容器への直接接触</td><td>2.0E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>2.0E-06</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>合計</td><td>2.1E-04</td><td>100.0</td></tr> </tbody> </table>	破損モード別	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合 (%)	α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	<0.1	β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5	γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	<0.1	γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.3E-10	<0.1	γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	<0.1	δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4	ε (ベースマツト溶融貫通)	1.8E-06	0.9	θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	<0.1	η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	<0.1	σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0	ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1	ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2	τ (過温破損)	2.0E-06	0.9	μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	<0.1	カテゴリ別			水蒸気 (崩壊熱) による過圧	2.1E-04	96.5	コンクリート侵食	1.8E-06	0.9	漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2	可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	<0.1	格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5	水蒸気爆発	3.0E-09	<0.1	貫通部過温	2.0E-06	0.9	格納容器への直接接触	2.0E-08	<0.1	格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0	合計	2.1E-04	100.0	<p>【女川】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違  <span style="color: red;">■</span> 評価方針の相違          ・ 泊は格納容器破損カテゴリ別の整理を行っている (大飯と同様)          【大飯】  <span style="color: red;">■</span> 個別評価による相違</p>
破損モード別	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合																																																																																																																																																																																																				
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
β (格納容器隔離失敗)	3.2E-07	0.6%																																																																																																																																																																																																				
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	2.7E-10	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	9.4E-08	0.2%																																																																																																																																																																																																				
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	1.5E-08	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.2E-05	80.3%																																																																																																																																																																																																				
ε (ベースマツト溶融貫通)	1.3E-06	2.5%																																																																																																																																																																																																				
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.4E-08	0.1%																																																																																																																																																																																																				
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	7.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9%																																																																																																																																																																																																				
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	5.1E-07	1.0%																																																																																																																																																																																																				
τ (過温破損)	7.6E-06	14.4%																																																																																																																																																																																																				
μ (溶融物直接接触)	4.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
カテゴリ別																																																																																																																																																																																																						
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	4.2E-05	80.4%																																																																																																																																																																																																				
コンクリート侵食	1.3E-06	2.5%																																																																																																																																																																																																				
漏えい箇所の隔離機能喪失	0.1E-07	1.9%																																																																																																																																																																																																				
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.1E-07	0.2%																																																																																																																																																																																																				
格納容器隔離機能喪失	3.2E-07	0.6%																																																																																																																																																																																																				
水蒸気爆発	8.7E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
貫通部過温	7.6E-06	14.4%																																																																																																																																																																																																				
格納容器への直接接触	4.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	0.9%																																																																																																																																																																																																				
合計	5.3E-05	100.0%																																																																																																																																																																																																				
格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合																																																																																																																																																																																																				
過温破損	9.4E-13	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
過圧破損 (長期冷却失敗)	1.3E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	5.5E-05	100%																																																																																																																																																																																																				
過圧破損 (未臨界確保失敗)	3.9E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
格納容器雰囲気直接加熱	0.0E+00	0%																																																																																																																																																																																																				
水蒸気爆発	5.0E-15	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
コア・コンクリート反応継続	1.1E-10	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
水素燃焼	0.0E+00	0%																																																																																																																																																																																																				
溶融物直接接触	0.0E+00	0%																																																																																																																																																																																																				
インターフェイスシステムLOCA	2.4E-09	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
隔離失敗	9.4E-10	<0.1%																																																																																																																																																																																																				
合計	5.5E-05	100%																																																																																																																																																																																																				
破損モード別	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合 (%)																																																																																																																																																																																																				
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																				
β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5																																																																																																																																																																																																				
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	<0.1																																																																																																																																																																																																				
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.3E-10	<0.1																																																																																																																																																																																																				
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																				
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4																																																																																																																																																																																																				
ε (ベースマツト溶融貫通)	1.8E-06	0.9																																																																																																																																																																																																				
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																				
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																				
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0																																																																																																																																																																																																				
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1																																																																																																																																																																																																				
ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2																																																																																																																																																																																																				
τ (過温破損)	2.0E-06	0.9																																																																																																																																																																																																				
μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																				
カテゴリ別																																																																																																																																																																																																						
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	2.1E-04	96.5																																																																																																																																																																																																				
コンクリート侵食	1.8E-06	0.9																																																																																																																																																																																																				
漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2																																																																																																																																																																																																				
可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																				
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5																																																																																																																																																																																																				
水蒸気爆発	3.0E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																				
貫通部過温	2.0E-06	0.9																																																																																																																																																																																																				
格納容器への直接接触	2.0E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																				
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0																																																																																																																																																																																																				
合計	2.1E-04	100.0																																																																																																																																																																																																				



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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																				
<p style="text-align: center;">第 2.1.1.f-5 表 起因事象別格納容器破損頻度</p> <table border="1" data-bbox="114 240 667 866"> <thead> <tr> <th>起因事象別</th> <th>格納容器破損頻度 (／炉年)</th> <th>割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉補機冷却機能喪失</td><td>4.3E-05</td><td>81.3%</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>8.6E-06</td><td>16.2%</td></tr> <tr><td>手動停止</td><td>5.1E-07</td><td>1.0%</td></tr> <tr><td>SGTR</td><td>3.2E-07</td><td>0.6%</td></tr> <tr><td>過渡事象</td><td>2.1E-07</td><td>0.4%</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断</td><td>1.0E-07</td><td>0.2%</td></tr> <tr><td>小破断LOCA</td><td>8.8E-08</td><td>0.2%</td></tr> <tr><td>中破断LOCA</td><td>3.4E-08</td><td>0.1%</td></tr> <tr><td>主給水流量喪失</td><td>2.4E-08</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>大破断LOCA</td><td>1.4E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>ATWS</td><td>1.1E-09</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>インターフェイスシステムLOCA</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1%</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.3E-05</td><td>100.0%</td></tr> </tbody> </table>	起因事象別	格納容器破損頻度 (／炉年)	割合	原子炉補機冷却機能喪失	4.3E-05	81.3%	外部電源喪失	8.6E-06	16.2%	手動停止	5.1E-07	1.0%	SGTR	3.2E-07	0.6%	過渡事象	2.1E-07	0.4%	2次冷却系の破断	1.0E-07	0.2%	小破断LOCA	8.8E-08	0.2%	中破断LOCA	3.4E-08	0.1%	主給水流量喪失	2.4E-08	<0.1%	大破断LOCA	1.4E-09	<0.1%	ATWS	1.1E-09	<0.1%	インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	<0.1%	合計	5.3E-05	100.0%		<p style="text-align: center;">第 4.1.1.f-5 表 起因事象別格納容器破損頻度</p> <table border="1" data-bbox="1323 252 1904 861"> <thead> <tr> <th>起因事象別</th> <th>格納容器破損頻度 (／炉年)</th> <th>割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉補機冷却機能喪失</td><td>2.0E-04</td><td>94.1</td></tr> <tr><td>手動停止</td><td>5.6E-06</td><td>2.7</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>3.5E-06</td><td>1.6</td></tr> <tr><td>過渡事象</td><td>2.4E-06</td><td>1.1</td></tr> <tr><td>SGTR</td><td>3.8E-07</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>主給水流量喪失</td><td>2.7E-07</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>小破断LOCA</td><td>2.5E-07</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断</td><td>1.1E-07</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>中破断LOCA</td><td>7.6E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>大破断LOCA</td><td>1.8E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>ATWS</td><td>7.5E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>インターフェイスシステムLOCA</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>合計</td><td>2.1E-04</td><td>100.0</td></tr> </tbody> </table>	起因事象別	格納容器破損頻度 (／炉年)	割合 (%)	原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-04	94.1	手動停止	5.6E-06	2.7	外部電源喪失	3.5E-06	1.6	過渡事象	2.4E-06	1.1	SGTR	3.8E-07	0.2	主給水流量喪失	2.7E-07	0.1	小破断LOCA	2.5E-07	0.1	2次冷却系の破断	1.1E-07	<0.1	中破断LOCA	7.6E-08	<0.1	大破断LOCA	1.8E-08	<0.1	ATWS	7.5E-09	<0.1	インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	<0.1	合計	2.1E-04	100.0	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川は起因事象別格納容器破損頻度の評価結果を記載していないため、大飯と比較する</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> </ul>
起因事象別	格納容器破損頻度 (／炉年)	割合																																																																																					
原子炉補機冷却機能喪失	4.3E-05	81.3%																																																																																					
外部電源喪失	8.6E-06	16.2%																																																																																					
手動停止	5.1E-07	1.0%																																																																																					
SGTR	3.2E-07	0.6%																																																																																					
過渡事象	2.1E-07	0.4%																																																																																					
2次冷却系の破断	1.0E-07	0.2%																																																																																					
小破断LOCA	8.8E-08	0.2%																																																																																					
中破断LOCA	3.4E-08	0.1%																																																																																					
主給水流量喪失	2.4E-08	<0.1%																																																																																					
大破断LOCA	1.4E-09	<0.1%																																																																																					
ATWS	1.1E-09	<0.1%																																																																																					
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	<0.1%																																																																																					
合計	5.3E-05	100.0%																																																																																					
起因事象別	格納容器破損頻度 (／炉年)	割合 (%)																																																																																					
原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-04	94.1																																																																																					
手動停止	5.6E-06	2.7																																																																																					
外部電源喪失	3.5E-06	1.6																																																																																					
過渡事象	2.4E-06	1.1																																																																																					
SGTR	3.8E-07	0.2																																																																																					
主給水流量喪失	2.7E-07	0.1																																																																																					
小破断LOCA	2.5E-07	0.1																																																																																					
2次冷却系の破断	1.1E-07	<0.1																																																																																					
中破断LOCA	7.6E-08	<0.1																																																																																					
大破断LOCA	1.8E-08	<0.1																																																																																					
ATWS	7.5E-09	<0.1																																																																																					
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	<0.1																																																																																					
合計	2.1E-04	100.0																																																																																					

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																													
	<p data-bbox="723 531 958 938" style="border: 1px solid red; padding: 2px;">第4.1.1.g-1表 格納容器破損頻度不確実さ解析</p> <table border="1" data-bbox="779 531 958 938"> <thead> <tr> <th colspan="2">全格納容器破損頻度 (CFF) (／炉年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>点推定解析</td> <td>5.5E-05</td> </tr> <tr> <td>5%確率値</td> <td>5.6E-05</td> </tr> <tr> <td>中央値</td> <td>8.7E-06</td> </tr> <tr> <td>95%確率値</td> <td>3.4E-05</td> </tr> <tr> <td>EF</td> <td>1.7E-04</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="958 304 1272 1174"> <thead> <tr> <th rowspan="2">格納容器破損モード</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度 (／炉年)</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>蒸気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</td> <td>1.5E-14</td> <td>1.7E-13</td> <td>2.7E-12</td> <td>7.1E-13</td> <td>9.4E-13</td> </tr> <tr> <td>過温破損(長期冷却失敗)</td> <td>7.0E-12</td> <td>1.5E-10</td> <td>3.2E-09</td> <td>9.0E-10</td> <td>1.3E-09</td> </tr> <tr> <td>過圧破損(前護熱除去失敗)</td> <td>8.4E-06</td> <td>3.4E-05</td> <td>1.7E-04</td> <td>5.5E-05</td> <td>5.5E-05</td> </tr> <tr> <td>過圧破損(未境界確保失敗)</td> <td>2.9E-10</td> <td>1.7E-09</td> <td>1.3E-08</td> <td>4.0E-09</td> <td>3.9E-09</td> </tr> <tr> <td>格納容器密閉気直接加熱</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> </tr> <tr> <td>水蒸気爆発</td> <td>5.8E-19</td> <td>5.5E-17</td> <td>5.6E-15</td> <td>3.7E-15</td> <td>4.9E-15</td> </tr> <tr> <td>コア・コンクリート反応継続</td> <td>1.7E-11</td> <td>6.3E-11</td> <td>3.1E-10</td> <td>1.0E-10</td> <td>1.1E-10</td> </tr> <tr> <td>水蒸気凝縮</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> </tr> <tr> <td>溶融物直接接触</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> <td>0.0E+00</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス</td> <td>7.5E-10</td> <td>2.0E-09</td> <td>5.6E-09</td> <td>2.4E-09</td> <td>2.4E-09</td> </tr> <tr> <td>隔離失敗</td> <td>1.0E-11</td> <td>1.5E-10</td> <td>2.3E-09</td> <td>6.7E-10</td> <td>9.4E-10</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>8.7E-06</td> <td>3.4E-05</td> <td>1.7E-04</td> <td>5.6E-05</td> <td>5.5E-05</td> </tr> </tbody> </table>	全格納容器破損頻度 (CFF) (／炉年)		点推定解析	5.5E-05	5%確率値	5.6E-05	中央値	8.7E-06	95%確率値	3.4E-05	EF	1.7E-04	格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (／炉年)					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	蒸気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	1.5E-14	1.7E-13	2.7E-12	7.1E-13	9.4E-13	過温破損(長期冷却失敗)	7.0E-12	1.5E-10	3.2E-09	9.0E-10	1.3E-09	過圧破損(前護熱除去失敗)	8.4E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.5E-05	5.5E-05	過圧破損(未境界確保失敗)	2.9E-10	1.7E-09	1.3E-08	4.0E-09	3.9E-09	格納容器密閉気直接加熱	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	水蒸気爆発	5.8E-19	5.5E-17	5.6E-15	3.7E-15	4.9E-15	コア・コンクリート反応継続	1.7E-11	6.3E-11	3.1E-10	1.0E-10	1.1E-10	水蒸気凝縮	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	溶融物直接接触	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	格納容器バイパス	7.5E-10	2.0E-09	5.6E-09	2.4E-09	2.4E-09	隔離失敗	1.0E-11	1.5E-10	2.3E-09	6.7E-10	9.4E-10	合計	8.7E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.6E-05	5.5E-05	<p data-bbox="1400 292 1836 316">第4.1.1.g-1表 格納容器破損頻度不確実さ解析</p> <table border="1" data-bbox="1344 352 1899 627"> <thead> <tr> <th colspan="2">全格納容器破損頻度 (CFF) (／炉年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>点推定解析</td> <td>2.1E-04</td> </tr> <tr> <td>平均値</td> <td>2.1E-04</td> </tr> <tr> <td>5%確率値</td> <td>1.2E-05</td> </tr> <tr> <td>中央値</td> <td>7.4E-05</td> </tr> <tr> <td>95%確率値</td> <td>7.6E-04</td> </tr> <tr> <td>EF</td> <td>8.0</td> </tr> </tbody> </table>	全格納容器破損頻度 (CFF) (／炉年)		点推定解析	2.1E-04	平均値	2.1E-04	5%確率値	1.2E-05	中央値	7.4E-05	95%確率値	7.6E-04	EF	8.0	<p data-bbox="1917 209 1984 229">【女川】</p> <p data-bbox="1917 240 2096 261">■個別評価による相違</p> <p data-bbox="1917 276 1984 296">【女川】</p> <p data-bbox="1917 311 2058 331">■記載方針の相違</p> <p data-bbox="1917 346 2148 675">・女川は全格納容器破損頻度の不確実さ解析結果と格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析結果をあわせて記載している          (泊の格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析結果については、第4.1.1.g-3表に記載している)</p> <p data-bbox="1917 687 1984 708">【大飯】</p> <p data-bbox="1917 722 2058 743">■記載方針の相違</p> <p data-bbox="1917 758 2058 778">・女川実績の反映</p> <p data-bbox="1917 793 2148 877">・大飯は全格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を記載していない</p>
全格納容器破損頻度 (CFF) (／炉年)																																																																																																																
点推定解析	5.5E-05																																																																																																															
5%確率値	5.6E-05																																																																																																															
中央値	8.7E-06																																																																																																															
95%確率値	3.4E-05																																																																																																															
EF	1.7E-04																																																																																																															
格納容器破損モード	格納容器破損頻度 (／炉年)																																																																																																															
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																											
蒸気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	1.5E-14	1.7E-13	2.7E-12	7.1E-13	9.4E-13																																																																																																											
過温破損(長期冷却失敗)	7.0E-12	1.5E-10	3.2E-09	9.0E-10	1.3E-09																																																																																																											
過圧破損(前護熱除去失敗)	8.4E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.5E-05	5.5E-05																																																																																																											
過圧破損(未境界確保失敗)	2.9E-10	1.7E-09	1.3E-08	4.0E-09	3.9E-09																																																																																																											
格納容器密閉気直接加熱	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00																																																																																																											
水蒸気爆発	5.8E-19	5.5E-17	5.6E-15	3.7E-15	4.9E-15																																																																																																											
コア・コンクリート反応継続	1.7E-11	6.3E-11	3.1E-10	1.0E-10	1.1E-10																																																																																																											
水蒸気凝縮	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00																																																																																																											
溶融物直接接触	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00																																																																																																											
格納容器バイパス	7.5E-10	2.0E-09	5.6E-09	2.4E-09	2.4E-09																																																																																																											
隔離失敗	1.0E-11	1.5E-10	2.3E-09	6.7E-10	9.4E-10																																																																																																											
合計	8.7E-06	3.4E-05	1.7E-04	5.6E-05	5.5E-05																																																																																																											
全格納容器破損頻度 (CFF) (／炉年)																																																																																																																
点推定解析	2.1E-04																																																																																																															
平均値	2.1E-04																																																																																																															
5%確率値	1.2E-05																																																																																																															
中央値	7.4E-05																																																																																																															
95%確率値	7.6E-04																																																																																																															
EF	8.0																																																																																																															

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																																						
<p>第 2.1.1.g-1 表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">プラント 損傷状態</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度（/年）</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>AED</td><td>5.0E-11</td><td>6.6E-10</td><td>8.5E-09</td><td>2.2E-09</td><td>2.4E-09</td></tr> <tr><td>AEW</td><td>8.4E-11</td><td>9.4E-10</td><td>1.0E-08</td><td>2.7E-09</td><td>3.3E-09</td></tr> <tr><td>AEI</td><td>1.1E-10</td><td>2.5E-09</td><td>6.1E-08</td><td>1.6E-08</td><td>1.7E-08</td></tr> <tr><td>ALC</td><td>1.5E-10</td><td>2.6E-09</td><td>4.6E-08</td><td>1.1E-08</td><td>1.3E-08</td></tr> <tr><td>SED</td><td>1.7E-07</td><td>4.2E-06</td><td>1.0E-04</td><td>2.6E-05</td><td>4.3E-05</td></tr> <tr><td>SEW</td><td>1.5E-11</td><td>3.2E-10</td><td>6.7E-09</td><td>1.7E-09</td><td>1.9E-09</td></tr> <tr><td>SEI</td><td>2.9E-10</td><td>6.0E-09</td><td>2.0E-07</td><td>4.5E-08</td><td>3.2E-08</td></tr> <tr><td>SLW</td><td>6.3E-11</td><td>1.1E-09</td><td>2.0E-08</td><td>4.9E-09</td><td>6.2E-09</td></tr> <tr><td>SLI</td><td>1.2E-12</td><td>3.2E-11</td><td>7.5E-10</td><td>1.8E-10</td><td>1.6E-10</td></tr> <tr><td>SLC</td><td>4.6E-10</td><td>8.2E-09</td><td>1.4E-07</td><td>3.6E-08</td><td>4.1E-08</td></tr> <tr><td>TED</td><td>1.1E-06</td><td>5.4E-06</td><td>2.6E-05</td><td>8.5E-06</td><td>8.6E-06</td></tr> <tr><td>TEW</td><td>1.2E-10</td><td>6.9E-10</td><td>4.1E-09</td><td>1.2E-09</td><td>1.4E-09</td></tr> <tr><td>TEI</td><td>4.5E-08</td><td>1.8E-07</td><td>1.4E-06</td><td>4.2E-07</td><td>8.4E-07</td></tr> <tr><td>V</td><td>1.1E-13</td><td>3.5E-12</td><td>1.1E-10</td><td>2.8E-11</td><td>3.0E-11</td></tr> <tr><td>G</td><td>5.7E-09</td><td>7.7E-08</td><td>1.0E-06</td><td>2.6E-07</td><td>3.2E-07</td></tr> <tr><td>合計</td><td>3.1E-06</td><td>1.4E-05</td><td>1.2E-04</td><td>3.6E-05</td><td>5.3E-05</td></tr> </tbody> </table>	プラント 損傷状態	格納容器破損頻度（/年）					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	AED	5.0E-11	6.6E-10	8.5E-09	2.2E-09	2.4E-09	AEW	8.4E-11	9.4E-10	1.0E-08	2.7E-09	3.3E-09	AEI	1.1E-10	2.5E-09	6.1E-08	1.6E-08	1.7E-08	ALC	1.5E-10	2.6E-09	4.6E-08	1.1E-08	1.3E-08	SED	1.7E-07	4.2E-06	1.0E-04	2.6E-05	4.3E-05	SEW	1.5E-11	3.2E-10	6.7E-09	1.7E-09	1.9E-09	SEI	2.9E-10	6.0E-09	2.0E-07	4.5E-08	3.2E-08	SLW	6.3E-11	1.1E-09	2.0E-08	4.9E-09	6.2E-09	SLI	1.2E-12	3.2E-11	7.5E-10	1.8E-10	1.6E-10	SLC	4.6E-10	8.2E-09	1.4E-07	3.6E-08	4.1E-08	TED	1.1E-06	5.4E-06	2.6E-05	8.5E-06	8.6E-06	TEW	1.2E-10	6.9E-10	4.1E-09	1.2E-09	1.4E-09	TEI	4.5E-08	1.8E-07	1.4E-06	4.2E-07	8.4E-07	V	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	2.8E-11	3.0E-11	G	5.7E-09	7.7E-08	1.0E-06	2.6E-07	3.2E-07	合計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05		<p>第 4.1.1.g-2 表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">プラント 損傷状態</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度（/年）</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>AED</td><td>1.3E-10</td><td>1.6E-09</td><td>1.9E-08</td><td>4.9E-09</td><td>5.3E-09</td></tr> <tr><td>AEW</td><td>1.2E-09</td><td>1.7E-08</td><td>2.4E-07</td><td>6.2E-08</td><td>6.8E-08</td></tr> <tr><td>AEI</td><td>2.3E-11</td><td>3.1E-10</td><td>1.0E-08</td><td>3.2E-09</td><td>8.7E-10</td></tr> <tr><td>ALC</td><td>1.7E-10</td><td>3.5E-09</td><td>7.2E-08</td><td>1.8E-08</td><td>2.0E-08</td></tr> <tr><td>SED</td><td>4.6E-06</td><td>5.9E-05</td><td>7.5E-04</td><td>1.9E-04</td><td>2.0E-04</td></tr> <tr><td>SEW</td><td>1.8E-11</td><td>4.6E-10</td><td>1.2E-08</td><td>3.3E-09</td><td>3.4E-09</td></tr> <tr><td>SEI</td><td>2.2E-10</td><td>7.0E-09</td><td>2.8E-07</td><td>8.8E-08</td><td>7.3E-09</td></tr> <tr><td>SLW</td><td>1.3E-09</td><td>2.8E-08</td><td>5.9E-07</td><td>1.5E-07</td><td>1.7E-07</td></tr> <tr><td>SLI</td><td>7.5E-13</td><td>1.8E-11</td><td>1.2E-09</td><td>2.5E-10</td><td>2.1E-11</td></tr> <tr><td>SLC</td><td>4.9E-10</td><td>9.9E-09</td><td>2.0E-07</td><td>5.2E-08</td><td>6.2E-08</td></tr> <tr><td>TED</td><td>1.2E-06</td><td>6.1E-06</td><td>3.2E-05</td><td>1.0E-05</td><td>1.1E-05</td></tr> <tr><td>TEW</td><td>8.7E-10</td><td>6.0E-09</td><td>4.2E-08</td><td>1.2E-08</td><td>1.3E-08</td></tr> <tr><td>TEI</td><td>5.0E-08</td><td>5.2E-07</td><td>3.4E-06</td><td>9.8E-07</td><td>1.0E-06</td></tr> <tr><td>V</td><td>1.1E-13</td><td>3.5E-12</td><td>1.0E-10</td><td>3.1E-11</td><td>3.0E-11</td></tr> <tr><td>G</td><td>6.5E-09</td><td>9.4E-08</td><td>1.3E-06</td><td>3.4E-07</td><td>3.9E-07</td></tr> <tr><td>合計</td><td>1.2E-05</td><td>7.4E-05</td><td>7.6E-04</td><td>2.1E-04</td><td>2.1E-04</td></tr> </tbody> </table>	プラント 損傷状態	格納容器破損頻度（/年）					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	AED	1.3E-10	1.6E-09	1.9E-08	4.9E-09	5.3E-09	AEW	1.2E-09	1.7E-08	2.4E-07	6.2E-08	6.8E-08	AEI	2.3E-11	3.1E-10	1.0E-08	3.2E-09	8.7E-10	ALC	1.7E-10	3.5E-09	7.2E-08	1.8E-08	2.0E-08	SED	4.6E-06	5.9E-05	7.5E-04	1.9E-04	2.0E-04	SEW	1.8E-11	4.6E-10	1.2E-08	3.3E-09	3.4E-09	SEI	2.2E-10	7.0E-09	2.8E-07	8.8E-08	7.3E-09	SLW	1.3E-09	2.8E-08	5.9E-07	1.5E-07	1.7E-07	SLI	7.5E-13	1.8E-11	1.2E-09	2.5E-10	2.1E-11	SLC	4.9E-10	9.9E-09	2.0E-07	5.2E-08	6.2E-08	TED	1.2E-06	6.1E-06	3.2E-05	1.0E-05	1.1E-05	TEW	8.7E-10	6.0E-09	4.2E-08	1.2E-08	1.3E-08	TEI	5.0E-08	5.2E-07	3.4E-06	9.8E-07	1.0E-06	V	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11	G	6.5E-09	9.4E-08	1.3E-06	3.4E-07	3.9E-07	合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04	<p>【女川】                  ■記載方針の相違                  ・女川はプラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析の結果を記載していないため、大飯と比較する</p> <p>【大飯】                  ■個別評価による相違</p>
プラント 損傷状態		格納容器破損頻度（/年）																																																																																																																																																																																																																							
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																																																																																																				
AED	5.0E-11	6.6E-10	8.5E-09	2.2E-09	2.4E-09																																																																																																																																																																																																																				
AEW	8.4E-11	9.4E-10	1.0E-08	2.7E-09	3.3E-09																																																																																																																																																																																																																				
AEI	1.1E-10	2.5E-09	6.1E-08	1.6E-08	1.7E-08																																																																																																																																																																																																																				
ALC	1.5E-10	2.6E-09	4.6E-08	1.1E-08	1.3E-08																																																																																																																																																																																																																				
SED	1.7E-07	4.2E-06	1.0E-04	2.6E-05	4.3E-05																																																																																																																																																																																																																				
SEW	1.5E-11	3.2E-10	6.7E-09	1.7E-09	1.9E-09																																																																																																																																																																																																																				
SEI	2.9E-10	6.0E-09	2.0E-07	4.5E-08	3.2E-08																																																																																																																																																																																																																				
SLW	6.3E-11	1.1E-09	2.0E-08	4.9E-09	6.2E-09																																																																																																																																																																																																																				
SLI	1.2E-12	3.2E-11	7.5E-10	1.8E-10	1.6E-10																																																																																																																																																																																																																				
SLC	4.6E-10	8.2E-09	1.4E-07	3.6E-08	4.1E-08																																																																																																																																																																																																																				
TED	1.1E-06	5.4E-06	2.6E-05	8.5E-06	8.6E-06																																																																																																																																																																																																																				
TEW	1.2E-10	6.9E-10	4.1E-09	1.2E-09	1.4E-09																																																																																																																																																																																																																				
TEI	4.5E-08	1.8E-07	1.4E-06	4.2E-07	8.4E-07																																																																																																																																																																																																																				
V	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	2.8E-11	3.0E-11																																																																																																																																																																																																																				
G	5.7E-09	7.7E-08	1.0E-06	2.6E-07	3.2E-07																																																																																																																																																																																																																				
合計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05																																																																																																																																																																																																																				
プラント 損傷状態	格納容器破損頻度（/年）																																																																																																																																																																																																																								
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																																																																																																				
AED	1.3E-10	1.6E-09	1.9E-08	4.9E-09	5.3E-09																																																																																																																																																																																																																				
AEW	1.2E-09	1.7E-08	2.4E-07	6.2E-08	6.8E-08																																																																																																																																																																																																																				
AEI	2.3E-11	3.1E-10	1.0E-08	3.2E-09	8.7E-10																																																																																																																																																																																																																				
ALC	1.7E-10	3.5E-09	7.2E-08	1.8E-08	2.0E-08																																																																																																																																																																																																																				
SED	4.6E-06	5.9E-05	7.5E-04	1.9E-04	2.0E-04																																																																																																																																																																																																																				
SEW	1.8E-11	4.6E-10	1.2E-08	3.3E-09	3.4E-09																																																																																																																																																																																																																				
SEI	2.2E-10	7.0E-09	2.8E-07	8.8E-08	7.3E-09																																																																																																																																																																																																																				
SLW	1.3E-09	2.8E-08	5.9E-07	1.5E-07	1.7E-07																																																																																																																																																																																																																				
SLI	7.5E-13	1.8E-11	1.2E-09	2.5E-10	2.1E-11																																																																																																																																																																																																																				
SLC	4.9E-10	9.9E-09	2.0E-07	5.2E-08	6.2E-08																																																																																																																																																																																																																				
TED	1.2E-06	6.1E-06	3.2E-05	1.0E-05	1.1E-05																																																																																																																																																																																																																				
TEW	8.7E-10	6.0E-09	4.2E-08	1.2E-08	1.3E-08																																																																																																																																																																																																																				
TEI	5.0E-08	5.2E-07	3.4E-06	9.8E-07	1.0E-06																																																																																																																																																																																																																				
V	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11																																																																																																																																																																																																																				
G	6.5E-09	9.4E-08	1.3E-06	3.4E-07	3.9E-07																																																																																																																																																																																																																				
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04																																																																																																																																																																																																																				



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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

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

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																														
<p>第 2.1.1.g-3 表 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">格納容器 破損カテゴリ</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度 (/6年)</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水蒸気（崩壊熱）による過圧</td> <td>5.2E-07</td> <td>4.5E-06</td> <td>9.3E-05</td> <td>2.4E-05</td> <td>4.2E-05</td> </tr> <tr> <td>コンクリート侵食</td> <td>1.6E-07</td> <td>1.2E-06</td> <td>1.1E-05</td> <td>3.3E-06</td> <td>1.3E-06</td> </tr> <tr> <td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td> <td>1.5E-08</td> <td>1.6E-07</td> <td>1.7E-06</td> <td>4.7E-07</td> <td>5.1E-07</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td> <td>1.5E-09</td> <td>1.4E-08</td> <td>3.3E-07</td> <td>8.3E-08</td> <td>1.1E-07</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離機能喪失</td> <td>4.4E-08</td> <td>1.3E-07</td> <td>6.6E-07</td> <td>2.4E-07</td> <td>3.2E-07</td> </tr> <tr> <td>水蒸気爆発</td> <td>4.4E-10</td> <td>2.3E-09</td> <td>1.7E-08</td> <td>5.8E-09</td> <td>8.7E-09</td> </tr> <tr> <td>貫通部過温</td> <td>9.0E-07</td> <td>4.5E-06</td> <td>2.2E-05</td> <td>7.1E-06</td> <td>7.6E-06</td> </tr> <tr> <td>格納容器への直接接触</td> <td>1.1E-11</td> <td>1.3E-10</td> <td>1.7E-09</td> <td>4.9E-10</td> <td>4.4E-09</td> </tr> <tr> <td>格納容器周囲気直接加熱</td> <td>1.1E-09</td> <td>1.6E-08</td> <td>5.4E-07</td> <td>1.2E-07</td> <td>4.7E-07</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>3.1E-06</td> <td>1.4E-05</td> <td>1.2E-04</td> <td>3.6E-05</td> <td>5.3E-05</td> </tr> </tbody> </table>	格納容器 破損カテゴリ	格納容器破損頻度 (/6年)					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	水蒸気（崩壊熱）による過圧	5.2E-07	4.5E-06	9.3E-05	2.4E-05	4.2E-05	コンクリート侵食	1.6E-07	1.2E-06	1.1E-05	3.3E-06	1.3E-06	漏えい箇所の隔離機能喪失	1.5E-08	1.6E-07	1.7E-06	4.7E-07	5.1E-07	可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.5E-09	1.4E-08	3.3E-07	8.3E-08	1.1E-07	格納容器隔離機能喪失	4.4E-08	1.3E-07	6.6E-07	2.4E-07	3.2E-07	水蒸気爆発	4.4E-10	2.3E-09	1.7E-08	5.8E-09	8.7E-09	貫通部過温	9.0E-07	4.5E-06	2.2E-05	7.1E-06	7.6E-06	格納容器への直接接触	1.1E-11	1.3E-10	1.7E-09	4.9E-10	4.4E-09	格納容器周囲気直接加熱	1.1E-09	1.6E-08	5.4E-07	1.2E-07	4.7E-07	合計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05		<p>第 1.1.1.g-4 表 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">格納容器 破損カテゴリ</th> <th colspan="5">格納容器破損頻度 (/6年)</th> </tr> <tr> <th>5%値</th> <th>50%値</th> <th>95%値</th> <th>平均値</th> <th>点推定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水蒸気（崩壊熱）による過圧</td> <td>9.8E-06</td> <td>6.6E-05</td> <td>6.7E-04</td> <td>1.8E-04</td> <td>2.1E-04</td> </tr> <tr> <td>コンクリート侵食</td> <td>8.6E-07</td> <td>6.5E-06</td> <td>7.0E-05</td> <td>1.9E-05</td> <td>1.8E-06</td> </tr> <tr> <td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td> <td>1.6E-08</td> <td>2.1E-07</td> <td>2.2E-06</td> <td>6.5E-07</td> <td>4.5E-07</td> </tr> <tr> <td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td> <td>1.4E-09</td> <td>1.8E-08</td> <td>2.1E-07</td> <td>5.4E-08</td> <td>6.8E-08</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離機能喪失</td> <td>9.4E-08</td> <td>4.1E-07</td> <td>3.9E-06</td> <td>1.1E-06</td> <td>1.1E-06</td> </tr> <tr> <td>水蒸気爆発</td> <td>4.3E-10</td> <td>1.9E-09</td> <td>1.2E-08</td> <td>4.5E-09</td> <td>3.0E-09</td> </tr> <tr> <td>貫通部過温</td> <td>2.8E-09</td> <td>2.8E-08</td> <td>6.7E-07</td> <td>2.1E-07</td> <td>2.0E-06</td> </tr> <tr> <td>格納容器への直接接触</td> <td>3.1E-11</td> <td>3.3E-10</td> <td>6.4E-09</td> <td>2.1E-09</td> <td>2.0E-08</td> </tr> <tr> <td>格納容器周囲気直接加熱</td> <td>2.8E-09</td> <td>4.6E-08</td> <td>1.2E-06</td> <td>4.5E-07</td> <td>2.0E-06</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>1.2E-05</td> <td>7.4E-05</td> <td>7.6E-04</td> <td>2.1E-04</td> <td>2.1E-04</td> </tr> </tbody> </table>	格納容器 破損カテゴリ	格納容器破損頻度 (/6年)					5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値	水蒸気（崩壊熱）による過圧	9.8E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.1E-04	コンクリート侵食	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06	漏えい箇所の隔離機能喪失	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07	可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.4E-09	1.8E-08	2.1E-07	5.4E-08	6.8E-08	格納容器隔離機能喪失	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06	水蒸気爆発	4.3E-10	1.9E-09	1.2E-08	4.5E-09	3.0E-09	貫通部過温	2.8E-09	2.8E-08	6.7E-07	2.1E-07	2.0E-06	格納容器への直接接触	3.1E-11	3.3E-10	6.4E-09	2.1E-09	2.0E-08	格納容器周囲気直接加熱	2.8E-09	4.6E-08	1.2E-06	4.5E-07	2.0E-06	合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■記載方針の相違</li> <li>・女川はプラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析の結果を記載していないため、大飯と比較する</li> </ul> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■個別評価による相違</li> </ul>
格納容器 破損カテゴリ		格納容器破損頻度 (/6年)																																																																																																																																															
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																												
水蒸気（崩壊熱）による過圧	5.2E-07	4.5E-06	9.3E-05	2.4E-05	4.2E-05																																																																																																																																												
コンクリート侵食	1.6E-07	1.2E-06	1.1E-05	3.3E-06	1.3E-06																																																																																																																																												
漏えい箇所の隔離機能喪失	1.5E-08	1.6E-07	1.7E-06	4.7E-07	5.1E-07																																																																																																																																												
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.5E-09	1.4E-08	3.3E-07	8.3E-08	1.1E-07																																																																																																																																												
格納容器隔離機能喪失	4.4E-08	1.3E-07	6.6E-07	2.4E-07	3.2E-07																																																																																																																																												
水蒸気爆発	4.4E-10	2.3E-09	1.7E-08	5.8E-09	8.7E-09																																																																																																																																												
貫通部過温	9.0E-07	4.5E-06	2.2E-05	7.1E-06	7.6E-06																																																																																																																																												
格納容器への直接接触	1.1E-11	1.3E-10	1.7E-09	4.9E-10	4.4E-09																																																																																																																																												
格納容器周囲気直接加熱	1.1E-09	1.6E-08	5.4E-07	1.2E-07	4.7E-07																																																																																																																																												
合計	3.1E-06	1.4E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.3E-05																																																																																																																																												
格納容器 破損カテゴリ	格納容器破損頻度 (/6年)																																																																																																																																																
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値																																																																																																																																												
水蒸気（崩壊熱）による過圧	9.8E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.1E-04																																																																																																																																												
コンクリート侵食	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06																																																																																																																																												
漏えい箇所の隔離機能喪失	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07																																																																																																																																												
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.4E-09	1.8E-08	2.1E-07	5.4E-08	6.8E-08																																																																																																																																												
格納容器隔離機能喪失	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06																																																																																																																																												
水蒸気爆発	4.3E-10	1.9E-09	1.2E-08	4.5E-09	3.0E-09																																																																																																																																												
貫通部過温	2.8E-09	2.8E-08	6.7E-07	2.1E-07	2.0E-06																																																																																																																																												
格納容器への直接接触	3.1E-11	3.3E-10	6.4E-09	2.1E-09	2.0E-08																																																																																																																																												
格納容器周囲気直接加熱	2.8E-09	4.6E-08	1.2E-06	4.5E-07	2.0E-06																																																																																																																																												
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04																																																																																																																																												

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について  
 別添 4. レベル 1.5PRA 4.1 内部事象 PRA 4.1.1 出力運転時 PRA

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
<p>第2.1.1.g-4表 格納容器破損モード別、破損カテゴリ別格納容器破損頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">破損モード別</th> <th colspan="2">ケース1</th> <th colspan="2">ケース2</th> </tr> <tr> <th>格納容器破損頻度 (/伊年)</th> <th>割合 (%)</th> <th>格納容器破損頻度 (/伊年)</th> <th>割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>α (原子炉容器内水蒸気爆発)</td><td>1.4E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.4E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>β (格納容器隔離失敗)</td><td>3.2E-07</td><td>0.6</td><td>3.2E-07</td><td>0.6</td></tr> <tr><td>γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))</td><td>2.7E-10</td><td>&lt;0.1</td><td>2.7E-10</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))</td><td>9.4E-08</td><td>0.2</td><td>9.4E-08</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))</td><td>1.5E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>1.5E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)</td><td>4.2E-05</td><td>80.3</td><td>4.1E-05</td><td>77.1</td></tr> <tr><td>ε (ベースマット溶融貫通)</td><td>1.3E-06</td><td>2.5</td><td>3.4E-06</td><td>6.5</td></tr> <tr><td>θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)</td><td>5.4E-08</td><td>0.1</td><td>5.4E-08</td><td>0.1</td></tr> <tr><td>η (原子炉容器外水蒸気爆発)</td><td>7.4E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.8E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>σ (格納容器雰囲気直接加熱)</td><td>4.7E-07</td><td>0.9</td><td>2.6E-07</td><td>0.5</td></tr> <tr><td>ν (インターフェイスシステムLOCA)</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>ξ (蒸気発生器伝熱管破損)</td><td>5.1E-07</td><td>1.0</td><td>5.1E-07</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>τ (過温破損)</td><td>7.6E-06</td><td>14.4</td><td>7.4E-06</td><td>14.0</td></tr> <tr><td>μ (溶融物直接接触)</td><td>4.4E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>2.4E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>カテゴリ別</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>水蒸気 (崩壊熱) による過圧</td><td>4.2E-05</td><td>80.4</td><td>4.1E-05</td><td>77.2</td></tr> <tr><td>コンクリート侵食</td><td>1.3E-06</td><td>2.5</td><td>3.4E-06</td><td>6.5</td></tr> <tr><td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td><td>5.1E-07</td><td>1.0</td><td>5.1E-07</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td><td>1.1E-07</td><td>0.2</td><td>1.1E-07</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>格納容器隔離機能喪失</td><td>3.2E-07</td><td>0.6</td><td>3.2E-07</td><td>0.6</td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>8.7E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>2.0E-08</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>貫通部過温</td><td>7.6E-06</td><td>14.4</td><td>7.4E-06</td><td>14.0</td></tr> <tr><td>格納容器への直接接触</td><td>4.4E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>2.4E-09</td><td>&lt;0.1</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>4.7E-07</td><td>0.9</td><td>2.6E-07</td><td>0.5</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.3E-05</td><td>100.0</td><td>5.3E-05</td><td>100.0</td></tr> </tbody> </table>	破損モード別	ケース1		ケース2		格納容器破損頻度 (/伊年)	割合 (%)	格納容器破損頻度 (/伊年)	割合 (%)	α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-09	<0.1	1.4E-09	<0.1	β (格納容器隔離失敗)	3.2E-07	0.6	3.2E-07	0.6	γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	2.7E-10	<0.1	2.7E-10	<0.1	γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	9.4E-08	0.2	9.4E-08	0.2	γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	1.5E-08	<0.1	1.5E-08	<0.1	δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.2E-05	80.3	4.1E-05	77.1	ε (ベースマット溶融貫通)	1.3E-06	2.5	3.4E-06	6.5	θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.4E-08	0.1	5.4E-08	0.1	η (原子炉容器外水蒸気爆発)	7.4E-09	<0.1	1.8E-08	<0.1	σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9	2.6E-07	0.5	ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1	ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	5.1E-07	1.0	5.1E-07	1.0	τ (過温破損)	7.6E-06	14.4	7.4E-06	14.0	μ (溶融物直接接触)	4.4E-09	<0.1	2.4E-09	<0.1	カテゴリ別				水蒸気 (崩壊熱) による過圧	4.2E-05	80.4	4.1E-05	77.2	コンクリート侵食	1.3E-06	2.5	3.4E-06	6.5	漏えい箇所の隔離機能喪失	5.1E-07	1.0	5.1E-07	1.0	可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.1E-07	0.2	1.1E-07	0.2	格納容器隔離機能喪失	3.2E-07	0.6	3.2E-07	0.6	水蒸気爆発	8.7E-09	<0.1	2.0E-08	<0.1	貫通部過温	7.6E-06	14.4	7.4E-06	14.0	格納容器への直接接触	4.4E-09	<0.1	2.4E-09	<0.1	格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	0.9	2.6E-07	0.5	合計	5.3E-05	100.0	5.3E-05	100.0	<p>第4.1.1.g-2表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度の比較 (外部電源復旧)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">格納容器破損モード</th> <th>外部電源復旧有り (ベースケース) (/伊年)</th> <th>外部電源復旧無し (/伊年)</th> <th>外部電源復旧無し/外部電源復旧有り (-)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>過温破損</td><td>9.4E-13</td><td>9.5E-13</td><td>1.01</td></tr> <tr><td>過圧破損 (長期冷却失敗)</td><td>1.3E-09</td><td>1.3E-09</td><td>1.03</td></tr> <tr><td>過圧破損 (崩壊熱除去失敗)</td><td>5.5E-05</td><td>5.6E-05</td><td>1.01</td></tr> <tr><td>過圧破損 (木論昇圧保失敗)</td><td>3.9E-09</td><td>3.9E-09</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>溶融物直接接触</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>コア・コンクリート</td><td>1.1E-10</td><td>2.9E-09</td><td>25.50</td></tr> <tr><td>反応継続</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>5.0E-15</td><td>5.0E-15</td><td>1.01</td></tr> <tr><td>水素燃焼</td><td>0.0E+00</td><td>0.0E+00</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>インターフェイスシステムLOCA</td><td>2.4E-09</td><td>2.4E-09</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>隔離失敗</td><td>9.4E-10</td><td>9.8E-10</td><td>1.05</td></tr> <tr><td>合計</td><td>5.5E-05</td><td>5.6E-05</td><td>1.01</td></tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	外部電源復旧有り (ベースケース) (/伊年)	外部電源復旧無し (/伊年)	外部電源復旧無し/外部電源復旧有り (-)	過温破損	9.4E-13	9.5E-13	1.01	過圧破損 (長期冷却失敗)	1.3E-09	1.3E-09	1.03	過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	5.5E-05	5.6E-05	1.01	過圧破損 (木論昇圧保失敗)	3.9E-09	3.9E-09	1.00	溶融物直接接触	0.0E+00	0.0E+00	1.00	格納容器雰囲気直接加熱	0.0E+00	0.0E+00	1.00	コア・コンクリート	1.1E-10	2.9E-09	25.50	反応継続				水蒸気爆発	5.0E-15	5.0E-15	1.01	水素燃焼	0.0E+00	0.0E+00	1.00	インターフェイスシステムLOCA	2.4E-09	2.4E-09	1.00	隔離失敗	9.4E-10	9.8E-10	1.05	合計	5.5E-05	5.6E-05	1.01	<p>第4.1.1.g-5表 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度の比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">破損モード別</th> <th colspan="2">ケース1 (ベースケース)</th> <th colspan="2">ケース2</th> <th rowspan="3">ケース2 / ケース1 (-)</th> </tr> <tr> <th rowspan="2">格納容器破損頻度 (/伊年)</th> <th rowspan="2">割合 (%)</th> <th rowspan="2">格納容器破損頻度 (/伊年)</th> <th rowspan="2">割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>α (原子炉容器内水蒸気爆発)</td><td>1.7E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.7E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>β (格納容器隔離失敗)</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))</td><td>3.5E-10</td><td>&lt;0.1</td><td>3.5E-10</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))</td><td>3.3E-10</td><td>&lt;0.1</td><td>3.3E-10</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))</td><td>6.7E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>6.8E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>1.01</td></tr> <tr><td>δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)</td><td>2.0E-04</td><td>96.4</td><td>2.0E-04</td><td>92.7</td><td>0.96</td></tr> <tr><td>ε (ベースマット溶融貫通)</td><td>1.8E-06</td><td>0.9</td><td>1.2E-05</td><td>5.5</td><td>6.29</td></tr> <tr><td>θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)</td><td>8.2E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>8.2E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>η (原子炉容器外水蒸気爆発)</td><td>1.3E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>8.5E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>6.52</td></tr> <tr><td>σ (格納容器雰囲気直接加熱)</td><td>2.0E-06</td><td>1.0</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td><td>0.52</td></tr> <tr><td>ν (インターフェイスシステムLOCA)</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1</td><td>3.0E-11</td><td>&lt;0.1</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>ξ (蒸気発生器伝熱管破損)</td><td>4.5E-07</td><td>0.2</td><td>4.5E-07</td><td>0.2</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>τ (過温破損)</td><td>2.0E-06</td><td>0.9</td><td>1.0E-06</td><td>0.5</td><td>0.52</td></tr> <tr><td>μ (溶融物直接接触)</td><td>2.0E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>1.0E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>0.52</td></tr> <tr><td>カテゴリ別</td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>水蒸気 (崩壊熱) による過圧</td><td>2.1E-04</td><td>96.5</td><td>2.0E-04</td><td>92.8</td><td>0.96</td></tr> <tr><td>コンクリート侵食</td><td>1.8E-06</td><td>0.9</td><td>1.2E-05</td><td>5.5</td><td>6.29</td></tr> <tr><td>漏えい箇所の隔離機能喪失</td><td>4.5E-07</td><td>0.2</td><td>4.5E-07</td><td>0.2</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>可燃性ガスの高濃度での燃焼</td><td>6.8E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>6.8E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>1.01</td></tr> <tr><td>格納容器隔離機能喪失</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>水蒸気爆発</td><td>3.0E-09</td><td>&lt;0.1</td><td>1.0E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>3.38</td></tr> <tr><td>貫通部過温</td><td>2.0E-06</td><td>0.9</td><td>1.0E-06</td><td>0.5</td><td>0.52</td></tr> <tr><td>格納容器への直接接触</td><td>2.0E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>1.0E-08</td><td>&lt;0.1</td><td>0.52</td></tr> <tr><td>格納容器雰囲気直接加熱</td><td>2.0E-06</td><td>1.0</td><td>1.1E-06</td><td>0.5</td><td>0.52</td></tr> <tr><td>合計</td><td>2.1E-04</td><td>100.0</td><td>2.1E-04</td><td>100.0</td><td>1.00</td></tr> </tbody> </table>	破損モード別	ケース1 (ベースケース)		ケース2		ケース2 / ケース1 (-)	格納容器破損頻度 (/伊年)	割合 (%)	格納容器破損頻度 (/伊年)	割合 (%)					α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	<0.1	1.7E-09	<0.1	1.00	β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00	γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	<0.1	3.5E-10	<0.1	1.00	γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.3E-10	<0.1	3.3E-10	<0.1	1.00	γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	<0.1	6.8E-08	<0.1	1.01	δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4	2.0E-04	92.7	0.96	ε (ベースマット溶融貫通)	1.8E-06	0.9	1.2E-05	5.5	6.29	θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	<0.1	8.2E-08	<0.1	1.00	η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	<0.1	8.5E-09	<0.1	6.52	σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52	ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1	1.00	ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00	τ (過温破損)	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5	0.52	μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	<0.1	1.0E-08	<0.1	0.52	カテゴリ別					水蒸気 (崩壊熱) による過圧	2.1E-04	96.5	2.0E-04	92.8	0.96	コンクリート侵食	1.8E-06	0.9	1.2E-05	5.5	6.29	漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00	可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	<0.1	6.8E-08	<0.1	1.01	格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00	水蒸気爆発	3.0E-09	<0.1	1.0E-08	<0.1	3.38	貫通部過温	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5	0.52	格納容器への直接接触	2.0E-08	<0.1	1.0E-08	<0.1	0.52	格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52	合計	2.1E-04	100.0	2.1E-04	100.0	1.00	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 評価方針の相違             <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 感度解析としたケースが相違している (大飯と同様)</li> <li>・ 泊は格納容器破損カテゴリ別の整理を行っている (大飯と同様)</li> </ul> </li> <li>【大飯】</li> <li>■ 個別評価による相違</li> <li>【大飯】</li> <li>■ 記載方針の相違             <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 女川実績の反映</li> <li>・ 泊はケース2 / ケース1について記載している</li> </ul> </li> </ul>
破損モード別		ケース1		ケース2																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
	格納容器破損頻度 (/伊年)	割合 (%)	格納容器破損頻度 (/伊年)	割合 (%)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-09	<0.1	1.4E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
β (格納容器隔離失敗)	3.2E-07	0.6	3.2E-07	0.6																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	2.7E-10	<0.1	2.7E-10	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	9.4E-08	0.2	9.4E-08	0.2																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	1.5E-08	<0.1	1.5E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.2E-05	80.3	4.1E-05	77.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
ε (ベースマット溶融貫通)	1.3E-06	2.5	3.4E-06	6.5																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.4E-08	0.1	5.4E-08	0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	7.4E-09	<0.1	1.8E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9	2.6E-07	0.5																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	5.1E-07	1.0	5.1E-07	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
τ (過温破損)	7.6E-06	14.4	7.4E-06	14.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
μ (溶融物直接接触)	4.4E-09	<0.1	2.4E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
カテゴリ別																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	4.2E-05	80.4	4.1E-05	77.2																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
コンクリート侵食	1.3E-06	2.5	3.4E-06	6.5																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
漏えい箇所の隔離機能喪失	5.1E-07	1.0	5.1E-07	1.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.1E-07	0.2	1.1E-07	0.2																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
格納容器隔離機能喪失	3.2E-07	0.6	3.2E-07	0.6																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
水蒸気爆発	8.7E-09	<0.1	2.0E-08	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
貫通部過温	7.6E-06	14.4	7.4E-06	14.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
格納容器への直接接触	4.4E-09	<0.1	2.4E-09	<0.1																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	0.9	2.6E-07	0.5																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
合計	5.3E-05	100.0	5.3E-05	100.0																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
格納容器破損モード	外部電源復旧有り (ベースケース) (/伊年)	外部電源復旧無し (/伊年)	外部電源復旧無し/外部電源復旧有り (-)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	過温破損	9.4E-13	9.5E-13	1.01																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
過圧破損 (長期冷却失敗)	1.3E-09	1.3E-09	1.03																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
過圧破損 (崩壊熱除去失敗)	5.5E-05	5.6E-05	1.01																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
過圧破損 (木論昇圧保失敗)	3.9E-09	3.9E-09	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
溶融物直接接触	0.0E+00	0.0E+00	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
格納容器雰囲気直接加熱	0.0E+00	0.0E+00	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
コア・コンクリート	1.1E-10	2.9E-09	25.50																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
反応継続																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
水蒸気爆発	5.0E-15	5.0E-15	1.01																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
水素燃焼	0.0E+00	0.0E+00	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
インターフェイスシステムLOCA	2.4E-09	2.4E-09	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
隔離失敗	9.4E-10	9.8E-10	1.05																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
合計	5.5E-05	5.6E-05	1.01																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
破損モード別	ケース1 (ベースケース)		ケース2		ケース2 / ケース1 (-)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
	格納容器破損頻度 (/伊年)	割合 (%)	格納容器破損頻度 (/伊年)	割合 (%)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	<0.1	1.7E-09	<0.1	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	<0.1	3.5E-10	<0.1	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.3E-10	<0.1	3.3E-10	<0.1	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	<0.1	6.8E-08	<0.1	1.01																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4	2.0E-04	92.7	0.96																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
ε (ベースマット溶融貫通)	1.8E-06	0.9	1.2E-05	5.5	6.29																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	<0.1	8.2E-08	<0.1	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	<0.1	8.5E-09	<0.1	6.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
τ (過温破損)	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	<0.1	1.0E-08	<0.1	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
カテゴリ別																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	2.1E-04	96.5	2.0E-04	92.8	0.96																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
コンクリート侵食	1.8E-06	0.9	1.2E-05	5.5	6.29																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	<0.1	6.8E-08	<0.1	1.01																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
水蒸気爆発	3.0E-09	<0.1	1.0E-08	<0.1	3.38																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
貫通部過温	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
格納容器への直接接触	2.0E-08	<0.1	1.0E-08	<0.1	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
合計	2.1E-04	100.0	2.1E-04	100.0	1.00																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														