

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

7.5 要員資源（添付資料 7.5.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について）

大阪発電所3/4号炉				泊発電所3号炉		相違理由																																																																																																																
必要な要員と作業項目 3.4-① 水素燃焼 【中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故】 (2/3)				必要な要員と作業項目 7.2.4-① 水素燃焼 【中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故】 (2/4)																																																																																																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員</th> <th rowspan="2">作業項目</th> <th rowspan="2">作業内容</th> </tr> <tr> <th>3号</th> <th>4号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転員D</td> <td>1</td> <td>2次冷却系強制冷却操作</td> <td>●現場移動/主蒸気逃がし弁開操作 ●現場移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量調整弁開度調整 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>運転員E</td> <td>1</td> <td>恒設代替低圧注水ポンプ起動操作</td> <td>●現場移動/恒設代替低圧注水ポンプ起動準備、起動～スプレイ開始操作 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>運転員F</td> <td>1</td> <td>B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作</td> <td>●B充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>運転員G</td> <td>1</td> <td>被ばく低減操作</td> <td>●現場移動/窒素ポンプによるアニュラス空気浄化系タンバ空気供給操作 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>運転員H</td> <td>1</td> <td>可搬型格納容器水素ガス濃度計起動</td> <td>●現場移動/可搬型格納容器水素ガス濃度計起動準備 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員I</td> <td>1</td> <td>電源確保作業</td> <td>●現場移動/空冷式非常用発電装置起動確認 (現場確認)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員J</td> <td>2</td> <td>2次冷却系強制冷却操作</td> <td>●現場移動/主蒸気逃がし弁開操作 ●現場移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量調整弁開度調整 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員K</td> <td>1</td> <td>可搬型計測器取付け</td> <td>●現場移動/プラントパラメータ監視用可搬型計測器取付け (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員L</td> <td>1</td> <td>2次冷却系強制冷却操作</td> <td>●現場移動/主蒸気逃がし弁開操作 ●現場移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量調整弁開度調整 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員M</td> <td>2</td> <td>B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作</td> <td>●現場移動/ B充てんポンプ(自己冷却)ディスタンスピース取替え (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員N</td> <td>1</td> <td>被ばく低減操作</td> <td>●現場移動/中央制御室非常用循環系タンバ開処置 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員O</td> <td>1</td> <td>B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作</td> <td>●現場移動/ B充てんポンプ(自己冷却)ディスタンスピース取替え (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員P</td> <td>2</td> <td>可搬式エリアモニタ設置、カメラ冷却装置の設置</td> <td>●現場移動/ 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置の設置 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員Q</td> <td>2</td> <td>可搬式水位計の設置</td> <td>●現場移動/可搬式使用済燃料ピット水位の設置 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員R</td> <td>2</td> <td>蒸気発生器、使用済燃料ピット及び仮設水槽への送水車による注水</td> <td>○現場移動/送水車配置、可搬型ホース敷設 ○現場移動/送水車の起動、可搬型ホース監視 (現場操作)</td> </tr> </tbody> </table>				要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員		作業項目	作業内容	3号	4号	運転員D	1	2次冷却系強制冷却操作	●現場移動/主蒸気逃がし弁開操作 ●現場移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量調整弁開度調整 (現場操作)	運転員E	1	恒設代替低圧注水ポンプ起動操作	●現場移動/恒設代替低圧注水ポンプ起動準備、起動～スプレイ開始操作 (現場操作)	運転員F	1	B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	●B充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水 (現場操作)	運転員G	1	被ばく低減操作	●現場移動/窒素ポンプによるアニュラス空気浄化系タンバ空気供給操作 (現場操作)	運転員H	1	可搬型格納容器水素ガス濃度計起動	●現場移動/可搬型格納容器水素ガス濃度計起動準備 (現場操作)	緊急安全対策要員I	1	電源確保作業	●現場移動/空冷式非常用発電装置起動確認 (現場確認)	緊急安全対策要員J	2	2次冷却系強制冷却操作	●現場移動/主蒸気逃がし弁開操作 ●現場移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量調整弁開度調整 (現場操作)	緊急安全対策要員K	1	可搬型計測器取付け	●現場移動/プラントパラメータ監視用可搬型計測器取付け (現場操作)	緊急安全対策要員L	1	2次冷却系強制冷却操作	●現場移動/主蒸気逃がし弁開操作 ●現場移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量調整弁開度調整 (現場操作)	緊急安全対策要員M	2	B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	●現場移動/ B充てんポンプ(自己冷却)ディスタンスピース取替え (現場操作)	緊急安全対策要員N	1	被ばく低減操作	●現場移動/中央制御室非常用循環系タンバ開処置 (現場操作)	緊急安全対策要員O	1	B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	●現場移動/ B充てんポンプ(自己冷却)ディスタンスピース取替え (現場操作)	緊急安全対策要員P	2	可搬式エリアモニタ設置、カメラ冷却装置の設置	●現場移動/ 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置の設置 (現場操作)	緊急安全対策要員Q	2	可搬式水位計の設置	●現場移動/可搬式使用済燃料ピット水位の設置 (現場操作)	緊急安全対策要員R	2	蒸気発生器、使用済燃料ピット及び仮設水槽への送水車による注水	○現場移動/送水車配置、可搬型ホース敷設 ○現場移動/送水車の起動、可搬型ホース監視 (現場操作)	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員</th> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">手順の内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転員B</td> <td>【1】</td> <td>電源確保作業</td> <td>●非常用母線受電準備及び受電 ●充電器受電 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">運転員B</td> <td rowspan="3">【1】</td> <td>蓄電池室排気ファン起動</td> <td>●蓄電池室排気ファン起動 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>燃料取替用水ビットへの補給確保(海水)</td> <td>●燃料取替用水ビット補給系統構成 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水)</td> <td>●格納容器内自然対流冷却系統構成 ●可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)取付け (現場操作)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">運転員C</td> <td rowspan="4">1</td> <td>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動</td> <td>○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備、起動 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>被ばく低減操作</td> <td>●B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンバへの代替空気供給 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>B-充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作</td> <td>●B-充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水)</td> <td>●格納容器内自然対流冷却系統構成 ●可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)取付け (現場操作)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">運転員D</td> <td rowspan="2">1</td> <td>代替格納容器スプレイポンプ起動操作</td> <td>●代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ●代替格納容器スプレイポンプ起動～スプレイ開始 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動</td> <td>○可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動準備、起動 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員A</td> <td>1</td> <td>電源確保作業</td> <td>●非常用母線受電準備及び受電 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員B</td> <td>1</td> <td>電源確保作業</td> <td>●非常用母線受電準備及び受電 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">災害対策要員C</td> <td rowspan="2">1</td> <td>被ばく低減操作</td> <td>●B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンバへの代替空気供給 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>B-充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作</td> <td>●B-充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水 (現場操作)</td> </tr> </tbody> </table>		要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員		手順の項目	手順の内容	運転員B	【1】	電源確保作業	●非常用母線受電準備及び受電 ●充電器受電 (現場操作)	運転員B	【1】	蓄電池室排気ファン起動	●蓄電池室排気ファン起動 (現場操作)	燃料取替用水ビットへの補給確保(海水)	●燃料取替用水ビット補給系統構成 (現場操作)	原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水)	●格納容器内自然対流冷却系統構成 ●可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)取付け (現場操作)	運転員C	1	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動	○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備、起動 (現場操作)	被ばく低減操作	●B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンバへの代替空気供給 (現場操作)	B-充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	●B-充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水 (現場操作)	原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水)	●格納容器内自然対流冷却系統構成 ●可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)取付け (現場操作)	運転員D	1	代替格納容器スプレイポンプ起動操作	●代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ●代替格納容器スプレイポンプ起動～スプレイ開始 (現場操作)	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動	○可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動準備、起動 (現場操作)	災害対策要員A	1	電源確保作業	●非常用母線受電準備及び受電 (現場操作)	災害対策要員B	1	電源確保作業	●非常用母線受電準備及び受電 (現場操作)	災害対策要員C	1	被ばく低減操作	●B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンバへの代替空気供給 (現場操作)	B-充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	●B-充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水 (現場操作)	
要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員		作業項目	作業内容																																																																																																																			
3号	4号																																																																																																																					
運転員D	1	2次冷却系強制冷却操作	●現場移動/主蒸気逃がし弁開操作 ●現場移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量調整弁開度調整 (現場操作)																																																																																																																			
運転員E	1	恒設代替低圧注水ポンプ起動操作	●現場移動/恒設代替低圧注水ポンプ起動準備、起動～スプレイ開始操作 (現場操作)																																																																																																																			
運転員F	1	B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	●B充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水 (現場操作)																																																																																																																			
運転員G	1	被ばく低減操作	●現場移動/窒素ポンプによるアニュラス空気浄化系タンバ空気供給操作 (現場操作)																																																																																																																			
運転員H	1	可搬型格納容器水素ガス濃度計起動	●現場移動/可搬型格納容器水素ガス濃度計起動準備 (現場操作)																																																																																																																			
緊急安全対策要員I	1	電源確保作業	●現場移動/空冷式非常用発電装置起動確認 (現場確認)																																																																																																																			
緊急安全対策要員J	2	2次冷却系強制冷却操作	●現場移動/主蒸気逃がし弁開操作 ●現場移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量調整弁開度調整 (現場操作)																																																																																																																			
緊急安全対策要員K	1	可搬型計測器取付け	●現場移動/プラントパラメータ監視用可搬型計測器取付け (現場操作)																																																																																																																			
緊急安全対策要員L	1	2次冷却系強制冷却操作	●現場移動/主蒸気逃がし弁開操作 ●現場移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量調整弁開度調整 (現場操作)																																																																																																																			
緊急安全対策要員M	2	B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	●現場移動/ B充てんポンプ(自己冷却)ディスタンスピース取替え (現場操作)																																																																																																																			
緊急安全対策要員N	1	被ばく低減操作	●現場移動/中央制御室非常用循環系タンバ開処置 (現場操作)																																																																																																																			
緊急安全対策要員O	1	B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	●現場移動/ B充てんポンプ(自己冷却)ディスタンスピース取替え (現場操作)																																																																																																																			
緊急安全対策要員P	2	可搬式エリアモニタ設置、カメラ冷却装置の設置	●現場移動/ 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置の設置 (現場操作)																																																																																																																			
緊急安全対策要員Q	2	可搬式水位計の設置	●現場移動/可搬式使用済燃料ピット水位の設置 (現場操作)																																																																																																																			
緊急安全対策要員R	2	蒸気発生器、使用済燃料ピット及び仮設水槽への送水車による注水	○現場移動/送水車配置、可搬型ホース敷設 ○現場移動/送水車の起動、可搬型ホース監視 (現場操作)																																																																																																																			
要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員		手順の項目	手順の内容																																																																																																																			
運転員B	【1】			電源確保作業	●非常用母線受電準備及び受電 ●充電器受電 (現場操作)																																																																																																																	
運転員B	【1】	蓄電池室排気ファン起動	●蓄電池室排気ファン起動 (現場操作)																																																																																																																			
		燃料取替用水ビットへの補給確保(海水)	●燃料取替用水ビット補給系統構成 (現場操作)																																																																																																																			
		原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水)	●格納容器内自然対流冷却系統構成 ●可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)取付け (現場操作)																																																																																																																			
運転員C	1	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動	○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備、起動 (現場操作)																																																																																																																			
		被ばく低減操作	●B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンバへの代替空気供給 (現場操作)																																																																																																																			
		B-充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	●B-充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水 (現場操作)																																																																																																																			
		原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水)	●格納容器内自然対流冷却系統構成 ●可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)取付け (現場操作)																																																																																																																			
運転員D	1	代替格納容器スプレイポンプ起動操作	●代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ●代替格納容器スプレイポンプ起動～スプレイ開始 (現場操作)																																																																																																																			
		可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動	○可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動準備、起動 (現場操作)																																																																																																																			
災害対策要員A	1	電源確保作業	●非常用母線受電準備及び受電 (現場操作)																																																																																																																			
災害対策要員B	1	電源確保作業	●非常用母線受電準備及び受電 (現場操作)																																																																																																																			
災害対策要員C	1	被ばく低減操作	●B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンバへの代替空気供給 (現場操作)																																																																																																																			
		B-充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	●B-充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水 (現場操作)																																																																																																																			

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）

7.5 要員資源（添付資料 7.5.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について）

大阪発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																																																																																																														
・必要な要員と作業項目 3.4-① 水素燃焼 【中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故】 (3/3)		・必要な要員と作業項目 7.2.4-① 水素燃焼 【中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故】 (3/4)																																																																																																																																
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">必要な要員と作業項目</th> </tr> <tr> <th rowspan="2">要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員</th> <th colspan="2">作業項目</th> <th rowspan="2">作業内容</th> </tr> <tr> <th>3号</th> <th>4号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>緊急安全対策要員 K, O, P, Q</td> <td>【4】</td> <td>【4】</td> <td>○現場移動/仮設水槽の配備、可搬型ホース敷設、接続、電源ケーブル屋外敷設、電源車準備 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員 J</td> <td>【2】</td> <td>【2】</td> <td>可搬式代替低圧注入ポンプ準備 ○現場移動/可搬式ポンプから建屋内の可搬型ホース接続 (現場操作) ○現場移動/可搬式代替低圧注水ポンプ起動 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員 R</td> <td>【1】</td> <td>【1】</td> <td>○現場移動/可搬式ポンプ通水ライン準備(弁操作) ○現場移動/可搬式代替低圧注水ポンプ起動 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員 L, M, N</td> <td>【3】</td> <td>【3】</td> <td>○現場移動/大容量ポンプ配備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) ○現場移動/大容量ポンプ準備(海水系統~冷却水系統接続)(※2) (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員 J, O, P, Q, R, S</td> <td>【6】</td> <td>【6】</td> <td>大容量ポンプ準備 ○現場移動/大容量ポンプ配備 ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) ○現場移動/大容量ポンプ準備(海水系統、格納容器再循環ユニット通水ライン準備(弁操作)) (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員 I</td> <td>【2】</td> <td></td> <td>○現場移動/大容量ポンプ配備 ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員 K</td> <td>【2】</td> <td></td> <td>○現場移動/送水車給油作業 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員 I</td> <td>【2】</td> <td></td> <td>各機器への給油作業 ○現場移動/電源車(可搬代替低圧注水ポンプ用)、大容量ポンプ給油作業 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員 H</td> <td>【2】</td> <td></td> <td>○現場移動/空冷式非常用発電装置給油作業 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>48</td> <td>※1</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		必要な要員と作業項目			要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	作業項目		作業内容	3号	4号	緊急安全対策要員 K, O, P, Q	【4】	【4】	○現場移動/仮設水槽の配備、可搬型ホース敷設、接続、電源ケーブル屋外敷設、電源車準備 (現場操作)	緊急安全対策要員 J	【2】	【2】	可搬式代替低圧注入ポンプ準備 ○現場移動/可搬式ポンプから建屋内の可搬型ホース接続 (現場操作) ○現場移動/可搬式代替低圧注水ポンプ起動 (現場操作)	緊急安全対策要員 R	【1】	【1】	○現場移動/可搬式ポンプ通水ライン準備(弁操作) ○現場移動/可搬式代替低圧注水ポンプ起動 (現場操作)	緊急安全対策要員 L, M, N	【3】	【3】	○現場移動/大容量ポンプ配備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) ○現場移動/大容量ポンプ準備(海水系統~冷却水系統接続)(※2) (現場操作)	緊急安全対策要員 J, O, P, Q, R, S	【6】	【6】	大容量ポンプ準備 ○現場移動/大容量ポンプ配備 ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) ○現場移動/大容量ポンプ準備(海水系統、格納容器再循環ユニット通水ライン準備(弁操作)) (現場操作)	緊急安全対策要員 I	【2】		○現場移動/大容量ポンプ配備 ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) (現場操作)	緊急安全対策要員 K	【2】		○現場移動/送水車給油作業 (現場操作)	緊急安全対策要員 I	【2】		各機器への給油作業 ○現場移動/電源車(可搬代替低圧注水ポンプ用)、大容量ポンプ給油作業 (現場操作)	緊急安全対策要員 H	【2】		○現場移動/空冷式非常用発電装置給油作業 (現場操作)	合計	48	※1		<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">必要な要員と作業項目</th> </tr> <tr> <th rowspan="2">要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員</th> <th colspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">手順の内容</th> </tr> <tr> <th>手続</th> <th>内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>災害対策要員 D</td> <td>1</td> <td>代替格納容器スプレイポンプ起動操作</td> <td>●代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>被ばく低減操作</td> <td>●中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>蓄電池室換気系ダンパ開処置</td> <td>●蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 E</td> <td>1</td> <td>可搬型計測器接続</td> <td>●可搬型計測器接続 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 F</td> <td>1</td> <td>被ばく低減操作</td> <td>●試料採取室排気系ダンパ開処置 ●中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>蓄電池室換気系ダンパ開処置</td> <td>●蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 A, B, C</td> <td>【3】</td> <td></td> <td>●可搬型ホース接続、敷設、ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 E, F, G</td> <td>【2】</td> <td>燃料取替用水ビットへの補給確保(海水)</td> <td>●ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 D</td> <td>【1】</td> <td></td> <td>●可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 A, B, C</td> <td>【3】</td> <td>原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水)</td> <td>●可搬型大型送水ポンプ車Aによる燃料取替用水ビットへの補給 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 E, F, G</td> <td>【3】</td> <td></td> <td>●ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Bの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 D</td> <td>【1】</td> <td></td> <td>●可搬型ホース敷設、接続 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 A, B, C</td> <td>【3】</td> <td></td> <td>●可搬型大型送水ポンプ車Bによる原子炉補機冷却水系統への通水 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 E, F, G</td> <td>【3】</td> <td>使用済燃料ビットへの注水確保(海水)</td> <td>●ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 ●可搬型ホース敷設、ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 D</td> <td>【1】</td> <td></td> <td>●可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 (支援) A, B</td> <td>2</td> <td></td> <td>●可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ビットへの注水 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>●可搬型ホース敷設 (現場操作)</td> </tr> </tbody> </table>		必要な要員と作業項目			要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目		手順の内容	手続	内容	災害対策要員 D	1	代替格納容器スプレイポンプ起動操作	●代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (現場操作)			被ばく低減操作	●中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)			蓄電池室換気系ダンパ開処置	●蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)	災害対策要員 E	1	可搬型計測器接続	●可搬型計測器接続 (現場操作)	災害対策要員 F	1	被ばく低減操作	●試料採取室排気系ダンパ開処置 ●中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)			蓄電池室換気系ダンパ開処置	●蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)	災害対策要員 A, B, C	【3】		●可搬型ホース接続、敷設、ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 (現場操作)	災害対策要員 E, F, G	【2】	燃料取替用水ビットへの補給確保(海水)	●ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 (現場操作)	災害対策要員 D	【1】		●可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)	災害対策要員 A, B, C	【3】	原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水)	●可搬型大型送水ポンプ車Aによる燃料取替用水ビットへの補給 (現場操作)	災害対策要員 E, F, G	【3】		●ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Bの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)	災害対策要員 D	【1】		●可搬型ホース敷設、接続 (現場操作)	災害対策要員 A, B, C	【3】		●可搬型大型送水ポンプ車Bによる原子炉補機冷却水系統への通水 (現場操作)	災害対策要員 E, F, G	【3】	使用済燃料ビットへの注水確保(海水)	●ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 ●可搬型ホース敷設、ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 (現場操作)	災害対策要員 D	【1】		●可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)	災害対策要員 (支援) A, B	2		●可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ビットへの注水 (現場操作)				●可搬型ホース敷設 (現場操作)	
必要な要員と作業項目																																																																																																																																		
要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	作業項目		作業内容																																																																																																																															
	3号	4号																																																																																																																																
緊急安全対策要員 K, O, P, Q	【4】	【4】	○現場移動/仮設水槽の配備、可搬型ホース敷設、接続、電源ケーブル屋外敷設、電源車準備 (現場操作)																																																																																																																															
緊急安全対策要員 J	【2】	【2】	可搬式代替低圧注入ポンプ準備 ○現場移動/可搬式ポンプから建屋内の可搬型ホース接続 (現場操作) ○現場移動/可搬式代替低圧注水ポンプ起動 (現場操作)																																																																																																																															
緊急安全対策要員 R	【1】	【1】	○現場移動/可搬式ポンプ通水ライン準備(弁操作) ○現場移動/可搬式代替低圧注水ポンプ起動 (現場操作)																																																																																																																															
緊急安全対策要員 L, M, N	【3】	【3】	○現場移動/大容量ポンプ配備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) ○現場移動/大容量ポンプ準備(海水系統~冷却水系統接続)(※2) (現場操作)																																																																																																																															
緊急安全対策要員 J, O, P, Q, R, S	【6】	【6】	大容量ポンプ準備 ○現場移動/大容量ポンプ配備 ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) ○現場移動/大容量ポンプ準備(海水系統、格納容器再循環ユニット通水ライン準備(弁操作)) (現場操作)																																																																																																																															
緊急安全対策要員 I	【2】		○現場移動/大容量ポンプ配備 ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) (現場操作)																																																																																																																															
緊急安全対策要員 K	【2】		○現場移動/送水車給油作業 (現場操作)																																																																																																																															
緊急安全対策要員 I	【2】		各機器への給油作業 ○現場移動/電源車(可搬代替低圧注水ポンプ用)、大容量ポンプ給油作業 (現場操作)																																																																																																																															
緊急安全対策要員 H	【2】		○現場移動/空冷式非常用発電装置給油作業 (現場操作)																																																																																																																															
合計	48	※1																																																																																																																																
必要な要員と作業項目																																																																																																																																		
要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目		手順の内容																																																																																																																															
	手続	内容																																																																																																																																
災害対策要員 D	1	代替格納容器スプレイポンプ起動操作	●代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (現場操作)																																																																																																																															
		被ばく低減操作	●中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)																																																																																																																															
		蓄電池室換気系ダンパ開処置	●蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)																																																																																																																															
災害対策要員 E	1	可搬型計測器接続	●可搬型計測器接続 (現場操作)																																																																																																																															
災害対策要員 F	1	被ばく低減操作	●試料採取室排気系ダンパ開処置 ●中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)																																																																																																																															
		蓄電池室換気系ダンパ開処置	●蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)																																																																																																																															
災害対策要員 A, B, C	【3】		●可搬型ホース接続、敷設、ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 (現場操作)																																																																																																																															
災害対策要員 E, F, G	【2】	燃料取替用水ビットへの補給確保(海水)	●ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 (現場操作)																																																																																																																															
災害対策要員 D	【1】		●可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)																																																																																																																															
災害対策要員 A, B, C	【3】	原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水)	●可搬型大型送水ポンプ車Aによる燃料取替用水ビットへの補給 (現場操作)																																																																																																																															
災害対策要員 E, F, G	【3】		●ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Bの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)																																																																																																																															
災害対策要員 D	【1】		●可搬型ホース敷設、接続 (現場操作)																																																																																																																															
災害対策要員 A, B, C	【3】		●可搬型大型送水ポンプ車Bによる原子炉補機冷却水系統への通水 (現場操作)																																																																																																																															
災害対策要員 E, F, G	【3】	使用済燃料ビットへの注水確保(海水)	●ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 ●可搬型ホース敷設、ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 (現場操作)																																																																																																																															
災害対策要員 D	【1】		●可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)																																																																																																																															
災害対策要員 (支援) A, B	2		●可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ビットへの注水 (現場操作)																																																																																																																															
			●可搬型ホース敷設 (現場操作)																																																																																																																															
※1:緊急時対策本部要員6名を含む ※2:各号炉3名で対応する ※3:3号炉及び4号炉の要員が共同で作業を実施する 以下のその他の事故シーケンスについても同様 3.4-②【大破断LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故】 3.4-③【大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故】 3.4-④【中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故】 3.4-⑤【中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故】																																																																																																																																		

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）

7.5 要員資源（添付資料 7.5.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について）

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
	<p>・必要な要員と作業項目</p> <p>7.2.4-① 水素燃焼</p> <p>【中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故】</p> <p style="text-align: right;">(4/4)</p> <table border="1" data-bbox="1111 312 1917 568"> <thead> <tr> <th colspan="3" data-bbox="1111 312 1917 336">必要な要員と作業項目</th> </tr> <tr> <th data-bbox="1111 336 1256 424">要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員</th> <th data-bbox="1256 336 1429 424">手順の項目</th> <th data-bbox="1429 336 1917 424">手順の内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1111 424 1256 515">災害対策要員 H: 1</td> <td data-bbox="1256 424 1429 515">2 燃料補給</td> <td data-bbox="1429 424 1917 515"> <ul style="list-style-type: none"> ●可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ●代替非常用発電機への燃料補給 ●可搬型タンクローリーへの燃料汲み上げ (現場操作) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1111 515 1256 568">合計</td> <td data-bbox="1256 515 1429 568">21※</td> <td data-bbox="1429 515 1917 568"></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">※災害対策本部要員4名を含む</p> <p>以下の事故シーケンスについても同様</p> <p>7.2.4-②【大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故】</p> <p>7.2.4-③【大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故】</p> <p>7.2.4-④【中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故】</p> <p>7.2.4-⑤【中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故】</p>	必要な要員と作業項目			要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	災害対策要員 H: 1	2 燃料補給	<ul style="list-style-type: none"> ●可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ●代替非常用発電機への燃料補給 ●可搬型タンクローリーへの燃料汲み上げ (現場操作) 	合計	21※		
必要な要員と作業項目														
要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容												
災害対策要員 H: 1	2 燃料補給	<ul style="list-style-type: none"> ●可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ●代替非常用発電機への燃料補給 ●可搬型タンクローリーへの燃料汲み上げ (現場操作) 												
合計	21※													

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

7.5 要員資源（添付資料 7.5.2.2 重要事故シナシス等以外の事故シナシスの要員の評価について）

大阪発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由
・必要な要員と作業項目 3.5-① 溶融炉心・コンクリート相互作用 【中破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故】(1/3)		・必要な要員と作業項目 7.2.5-① 溶融炉心・コンクリート相互作用 【中破断 LOCA 時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故】(1/4)		
必要要員と作業項目		必要要員と作業項目		
要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	作業項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	作業項目	
当直課長 当直主任	3号 4号 1 1	発電課長(当直) 副長	1 1	
方針決定 外部との連携 プラント全体監視他		運転員A, B	2	
運転員A	1 1	運転員A	【1】	
状況判断	○発電機トリップ確認 ○全交流動力電源喪失確認 (中央制御室確認)	中央監視、運転操作指揮、発電所対策本部連絡		
電源確保作業	○安全系補機C、SFP、O]操作 ○空冷式非常用発電装置給電準備、起動操作 ○非常用母線M/C、P/C受電 (中央制御室操作)	運転操作指揮		
恒設代替低圧注水ポンプ起動操作	○恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (中央制御室操作)	状況判断	○原子炉トリップ、タービントリップ確認 ○タービン動補助給水ポンプ運転、補助給水流量確認 ○所内電源及び外部電源喪失判断 ○早期の電源回復不能と判断 ○1次冷却材の満えいを判断 (中央制御室確認)	
可搬型格納容器水素ガス濃度計起動	○可搬型格納容器水素ガス濃度計起動準備、起動、水素濃度確認 (中央制御室操作)	電源確保作業	○代替非常用発電機からの給電準備、起動操作、起動確認 (中央制御室操作)	
水素濃度低減操作	○原子炉格納容器水素燃焼装置起動 (中央制御室操作)	水素濃度低減操作	○格納容器水素イグナイタ起動 (中央制御室操作)	
蓄電池室排気ファン起動	○蓄電池室排気ファン起動 (中央制御室操作)	1次冷却材ポンプシール隔離操作	○1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等閉操作 (中央制御室操作)	
状況判断	○原子炉トリップ確認 ○1次冷却材満えいを確認 ○タービン動補助給水ポンプ起動確認、補助給水流量確立の確認 (中央制御室確認)	代替格納容器スプレイポンプ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (中央制御室操作)	
電源確保作業	○安全系補機C、SFP、O]操作 (中央制御室操作)	可搬型格納容器水素濃度計測ユニット起動	○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備 ○原子炉格納容器内水素濃度確認 (中央制御室操作)	
1次冷却材ポンプシール隔離操作	○1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉操作 (中央制御室操作)	蓄圧タンク出口弁操作	○蓄圧タンク出口弁閉操作 (中央制御室操作)	
蓄圧タンク出口弁操作	○蓄圧タンク出口弁閉操作 (中央制御室操作)	被ばく低減操作	○被ばく低減操作 ○B-アニュラス空気浄化ファン起動操作 (中央制御室操作)	
B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	○B充てんポンプ(自己冷却)系統構成～起動 (中央制御室操作)	補助給水流量調整	○補助給水ポンプ出口流量調整弁開度調整 (中央制御室操作)	
被ばく低減操作	○アニュラス空気浄化ファン起動操作 (中央制御室操作) ○中央制御室非常用循環系起動操作 (中央制御室操作)	B-充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	○B-充てんポンプ(自己冷却)系統構成 ○B-充てんポンプ(自己冷却)起動 (中央制御室操作)	
状況判断	○タービントリップ確認 (中央制御室確認)	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット起動	○アニュラス水素濃度確認 (中央制御室操作)	
電源確保作業	○安全系補機C、SFP、O]操作 (中央制御室操作) ○現場移動/非常用母線M/C、P/C受電 ○現場移動/A及びB充電器復旧操作 (現場操作)	原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水)	○格納容器内自然対流冷却系統構成 (中央制御室操作)	
B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	○B充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンディング、通水 (現場操作)			

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）

7.5 要員資源（添付資料 7.5.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																																																																																																																			
・必要な要員と作業項目 3.5-① 溶融炉心・コンクリート相互作用 【中破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故】(2/3)		・必要な要員と作業項目 7.2.5-① 溶融炉心・コンクリート相互作用 【中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故】(2/4)																																																																																																																																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">必要な要員と作業項目</th> <th rowspan="2">作業項目</th> <th rowspan="2">作業内容</th> </tr> <tr> <th rowspan="2">要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員</th> <th colspan="2">3号 4号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転員D</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>2次冷却系強制冷却操作</td> <td>○現場移動/主蒸気逃がし弁開操作 ○現場移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量調整弁開度調整(現場操作)</td> </tr> <tr> <td>運転員E</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>恒設代替低圧注水ポンプ起動操作 B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作</td> <td>○現場移動/恒設代替低圧注水ポンプ起動準備、起動～スプレイ開始操作操作(現場操作) ○B充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水(現場操作)</td> </tr> <tr> <td>運転員F</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>被ばく低減操作</td> <td>○現場移動/窒素ポンプによるアナユラス空気浄化系ダンパ空気供給操作(現場操作)</td> </tr> <tr> <td>運転員G</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>可搬型格納容器水素ガス濃度計起動</td> <td>○現場移動/可搬型格納容器水素ガス濃度計起動準備(現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員H</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>電源確保作業</td> <td>○現場移動/空冷式非常用発電装置起動確認(現場確認)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員I, J</td> <td>2</td> <td>2</td> <td>2次冷却系強制冷却操作 可搬型計測器取付け</td> <td>○現場移動/主蒸気逃がし弁開操作 ○現場移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量調整弁開度調整(現場操作) ○現場移動/プラントパラメータ監視用可搬型計測器取付け(現場確認)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員K</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>2次冷却系強制冷却操作</td> <td>○現場移動/主蒸気逃がし弁開操作 ○現場移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量調整弁開度調整(現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員L, M</td> <td>2</td> <td>2</td> <td>B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作 被ばく低減操作</td> <td>○現場移動/ B充てんポンプ(自己冷却)ディスタンスピース取替え(現場操作) ○現場移動/中央制御室非常用循環系ダンパ開処置(現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員N</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作</td> <td>○現場移動/ B充てんポンプ(自己冷却)ディスタンスピース取替え(現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員O, P</td> <td>2</td> <td>2</td> <td>可搬式エリアモニタ設置、カメラ冷却装置の設置</td> <td>○現場移動/ 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置の設置(現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員Q, R</td> <td>2</td> <td>2</td> <td>可搬式水位計の設置</td> <td>○現場移動/ 可搬式使用済燃料ピット水位の設置(現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員L, M, N, S, T</td> <td>2 【3】</td> <td>2 【3】</td> <td>蒸気発生器、使用済燃料ピット及び仮設水槽への送水車による注水</td> <td>○現場移動/送水車配置、可搬型ホース敷設 ○現場移動/送水車の起動、可搬型ホース監視(現場操作)</td> </tr> </tbody> </table>		必要な要員と作業項目			作業項目	作業内容	要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員	3号 4号		運転員D	1	1	2次冷却系強制冷却操作	○現場移動/主蒸気逃がし弁開操作 ○現場移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量調整弁開度調整(現場操作)	運転員E	1	1	恒設代替低圧注水ポンプ起動操作 B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	○現場移動/恒設代替低圧注水ポンプ起動準備、起動～スプレイ開始操作操作(現場操作) ○B充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水(現場操作)	運転員F	1	1	被ばく低減操作	○現場移動/窒素ポンプによるアナユラス空気浄化系ダンパ空気供給操作(現場操作)	運転員G	1	1	可搬型格納容器水素ガス濃度計起動	○現場移動/可搬型格納容器水素ガス濃度計起動準備(現場操作)	緊急安全対策要員H	1	1	電源確保作業	○現場移動/空冷式非常用発電装置起動確認(現場確認)	緊急安全対策要員I, J	2	2	2次冷却系強制冷却操作 可搬型計測器取付け	○現場移動/主蒸気逃がし弁開操作 ○現場移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量調整弁開度調整(現場操作) ○現場移動/プラントパラメータ監視用可搬型計測器取付け(現場確認)	緊急安全対策要員K	1	1	2次冷却系強制冷却操作	○現場移動/主蒸気逃がし弁開操作 ○現場移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量調整弁開度調整(現場操作)	緊急安全対策要員L, M	2	2	B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作 被ばく低減操作	○現場移動/ B充てんポンプ(自己冷却)ディスタンスピース取替え(現場操作) ○現場移動/中央制御室非常用循環系ダンパ開処置(現場操作)	緊急安全対策要員N	1	1	B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	○現場移動/ B充てんポンプ(自己冷却)ディスタンスピース取替え(現場操作)	緊急安全対策要員O, P	2	2	可搬式エリアモニタ設置、カメラ冷却装置の設置	○現場移動/ 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置の設置(現場操作)	緊急安全対策要員Q, R	2	2	可搬式水位計の設置	○現場移動/ 可搬式使用済燃料ピット水位の設置(現場操作)	緊急安全対策要員L, M, N, S, T	2 【3】	2 【3】	蒸気発生器、使用済燃料ピット及び仮設水槽への送水車による注水	○現場移動/送水車配置、可搬型ホース敷設 ○現場移動/送水車の起動、可搬型ホース監視(現場操作)	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">必要な要員と作業項目</th> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">手順の内容</th> </tr> <tr> <th rowspan="2">要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員</th> <th colspan="2">3号 4号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転員B</td> <td>【1】</td> <td></td> <td>電源確保作業</td> <td>○非常用母線受電準備及び受電 ○充電器受電(現場操作)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>蓄電池室排気ファン起動</td> <td>○蓄電池室排気ファン起動(現場操作)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>燃料取替用水ピットへの補給確保(海水)</td> <td>○燃料取替用水ピット補給系統構成(現場操作)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水)</td> <td>○格納容器内自然対流冷却系統構成 ○可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)取付け(現場操作)</td> </tr> <tr> <td>運転員C</td> <td>1</td> <td></td> <td>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動 被ばく低減操作 B-充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作</td> <td>○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備、起動(現場操作) ○B-アナユラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給(現場操作) ○B-充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水(現場操作)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水)</td> <td>○格納容器内自然対流冷却系統構成 ○可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)取付け(現場操作)</td> </tr> <tr> <td>運転員D</td> <td>1</td> <td></td> <td>代替格納容器スプレイポンプ起動操作</td> <td>○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動～スプレイ開始(現場操作)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>可搬型アナユラス水素濃度計測ユニット起動</td> <td>○可搬型アナユラス水素濃度計測ユニット起動準備、起動(現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員A</td> <td>1</td> <td></td> <td>電源確保作業</td> <td>○非常用母線受電準備及び受電(現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員B</td> <td>1</td> <td></td> <td>電源確保作業</td> <td>○非常用母線受電準備及び受電(現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員C</td> <td>1</td> <td></td> <td>被ばく低減操作 B-充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作</td> <td>○B-アナユラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給(現場操作) ○B-充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水(現場操作)</td> </tr> </tbody> </table>		必要な要員と作業項目			手順の項目	手順の内容	要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員	3号 4号		運転員B	【1】		電源確保作業	○非常用母線受電準備及び受電 ○充電器受電(現場操作)				蓄電池室排気ファン起動	○蓄電池室排気ファン起動(現場操作)				燃料取替用水ピットへの補給確保(海水)	○燃料取替用水ピット補給系統構成(現場操作)				原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水)	○格納容器内自然対流冷却系統構成 ○可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)取付け(現場操作)	運転員C	1		可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動 被ばく低減操作 B-充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備、起動(現場操作) ○B-アナユラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給(現場操作) ○B-充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水(現場操作)				原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水)	○格納容器内自然対流冷却系統構成 ○可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)取付け(現場操作)	運転員D	1		代替格納容器スプレイポンプ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動～スプレイ開始(現場操作)				可搬型アナユラス水素濃度計測ユニット起動	○可搬型アナユラス水素濃度計測ユニット起動準備、起動(現場操作)	災害対策要員A	1		電源確保作業	○非常用母線受電準備及び受電(現場操作)	災害対策要員B	1		電源確保作業	○非常用母線受電準備及び受電(現場操作)	災害対策要員C	1		被ばく低減操作 B-充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	○B-アナユラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給(現場操作) ○B-充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水(現場操作)	
必要な要員と作業項目			作業項目	作業内容																																																																																																																																			
要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員	3号 4号																																																																																																																																						
	運転員D	1	1	2次冷却系強制冷却操作	○現場移動/主蒸気逃がし弁開操作 ○現場移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量調整弁開度調整(現場操作)																																																																																																																																		
運転員E	1	1	恒設代替低圧注水ポンプ起動操作 B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	○現場移動/恒設代替低圧注水ポンプ起動準備、起動～スプレイ開始操作操作(現場操作) ○B充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水(現場操作)																																																																																																																																			
運転員F	1	1	被ばく低減操作	○現場移動/窒素ポンプによるアナユラス空気浄化系ダンパ空気供給操作(現場操作)																																																																																																																																			
運転員G	1	1	可搬型格納容器水素ガス濃度計起動	○現場移動/可搬型格納容器水素ガス濃度計起動準備(現場操作)																																																																																																																																			
緊急安全対策要員H	1	1	電源確保作業	○現場移動/空冷式非常用発電装置起動確認(現場確認)																																																																																																																																			
緊急安全対策要員I, J	2	2	2次冷却系強制冷却操作 可搬型計測器取付け	○現場移動/主蒸気逃がし弁開操作 ○現場移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量調整弁開度調整(現場操作) ○現場移動/プラントパラメータ監視用可搬型計測器取付け(現場確認)																																																																																																																																			
緊急安全対策要員K	1	1	2次冷却系強制冷却操作	○現場移動/主蒸気逃がし弁開操作 ○現場移動/タービン動補助給水ポンプ給水流量調整弁開度調整(現場操作)																																																																																																																																			
緊急安全対策要員L, M	2	2	B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作 被ばく低減操作	○現場移動/ B充てんポンプ(自己冷却)ディスタンスピース取替え(現場操作) ○現場移動/中央制御室非常用循環系ダンパ開処置(現場操作)																																																																																																																																			
緊急安全対策要員N	1	1	B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	○現場移動/ B充てんポンプ(自己冷却)ディスタンスピース取替え(現場操作)																																																																																																																																			
緊急安全対策要員O, P	2	2	可搬式エリアモニタ設置、カメラ冷却装置の設置	○現場移動/ 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置の設置(現場操作)																																																																																																																																			
緊急安全対策要員Q, R	2	2	可搬式水位計の設置	○現場移動/ 可搬式使用済燃料ピット水位の設置(現場操作)																																																																																																																																			
緊急安全対策要員L, M, N, S, T	2 【3】	2 【3】	蒸気発生器、使用済燃料ピット及び仮設水槽への送水車による注水	○現場移動/送水車配置、可搬型ホース敷設 ○現場移動/送水車の起動、可搬型ホース監視(現場操作)																																																																																																																																			
必要な要員と作業項目			手順の項目	手順の内容																																																																																																																																			
要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員	3号 4号																																																																																																																																						
	運転員B	【1】		電源確保作業	○非常用母線受電準備及び受電 ○充電器受電(現場操作)																																																																																																																																		
			蓄電池室排気ファン起動	○蓄電池室排気ファン起動(現場操作)																																																																																																																																			
			燃料取替用水ピットへの補給確保(海水)	○燃料取替用水ピット補給系統構成(現場操作)																																																																																																																																			
			原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水)	○格納容器内自然対流冷却系統構成 ○可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)取付け(現場操作)																																																																																																																																			
運転員C	1		可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動 被ばく低減操作 B-充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	○可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備、起動(現場操作) ○B-アナユラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給(現場操作) ○B-充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水(現場操作)																																																																																																																																			
			原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水)	○格納容器内自然対流冷却系統構成 ○可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)取付け(現場操作)																																																																																																																																			
運転員D	1		代替格納容器スプレイポンプ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動～スプレイ開始(現場操作)																																																																																																																																			
			可搬型アナユラス水素濃度計測ユニット起動	○可搬型アナユラス水素濃度計測ユニット起動準備、起動(現場操作)																																																																																																																																			
災害対策要員A	1		電源確保作業	○非常用母線受電準備及び受電(現場操作)																																																																																																																																			
災害対策要員B	1		電源確保作業	○非常用母線受電準備及び受電(現場操作)																																																																																																																																			
災害対策要員C	1		被ばく低減操作 B-充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	○B-アナユラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給(現場操作) ○B-充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水(現場操作)																																																																																																																																			

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）

7.5 要員資源（添付資料 7.5.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について）

大阪発電所3/4号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																																																																																						
・必要な要員と作業項目 3.5-① 溶融炉心・コンクリート相互作用 【中破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故】(3/3)		・必要な要員と作業項目 7.2.5-① 溶融炉心・コンクリート相互作用 【中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故】 (3/4)																																																																																																								
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">必要な要員と作業項目</th> </tr> <tr> <th rowspan="2">要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員</th> <th colspan="2">作業項目</th> <th rowspan="2">作業内容</th> </tr> <tr> <th>3号</th> <th>4号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>緊急安全対策要員 K, O, P, Q</td> <td>【4】</td> <td>【4】</td> <td>○現場移動/仮設水槽の配備、可搬型ホース敷設、接続、電源ケーブル屋外敷設、電源車準備 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員 I, J</td> <td>【2】</td> <td>【2】</td> <td>○現場移動/可搬式代替低圧注入ポンプ準備 ○現場移動/可搬式代替低圧注入ポンプ起動 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員 R</td> <td>【1】</td> <td>【1】</td> <td>○現場移動/可搬式ポンプ通水ライン準備(弁操作) ○現場移動/可搬式代替低圧注入ポンプ起動 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員 L, M, N</td> <td>【3】</td> <td>【3】</td> <td>○現場移動/大容量ポンプ配備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) ○現場移動/大容量ポンプ準備(海水系統~冷却水系統接続)(※2) (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員 J, O, P, Q, R, S</td> <td>【6】</td> <td>【6】</td> <td>○現場移動/大容量ポンプ配備 ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) ○現場移動/大容量ポンプ準備(海水系統、格納容器再循環ユニット通水ライン準備(弁操作)) (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員 I</td> <td>【2】</td> <td></td> <td>○現場移動/大容量ポンプ配備 ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員 K</td> <td>【2】</td> <td></td> <td>○現場移動/送水車給油作業 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員 I</td> <td>【2】</td> <td></td> <td>○現場移動/電源車(可搬代替低圧注入ポンプ用)、大容量ポンプ給油作業 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員 H</td> <td>【2】</td> <td></td> <td>○現場移動/空冷式非常用発電装置給油作業 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>48 ※1</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		必要な要員と作業項目				要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員	作業項目		作業内容	3号	4号	緊急安全対策要員 K, O, P, Q	【4】	【4】	○現場移動/仮設水槽の配備、可搬型ホース敷設、接続、電源ケーブル屋外敷設、電源車準備 (現場操作)	緊急安全対策要員 I, J	【2】	【2】	○現場移動/可搬式代替低圧注入ポンプ準備 ○現場移動/可搬式代替低圧注入ポンプ起動 (現場操作)	緊急安全対策要員 R	【1】	【1】	○現場移動/可搬式ポンプ通水ライン準備(弁操作) ○現場移動/可搬式代替低圧注入ポンプ起動 (現場操作)	緊急安全対策要員 L, M, N	【3】	【3】	○現場移動/大容量ポンプ配備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) ○現場移動/大容量ポンプ準備(海水系統~冷却水系統接続)(※2) (現場操作)	緊急安全対策要員 J, O, P, Q, R, S	【6】	【6】	○現場移動/大容量ポンプ配備 ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) ○現場移動/大容量ポンプ準備(海水系統、格納容器再循環ユニット通水ライン準備(弁操作)) (現場操作)	緊急安全対策要員 I	【2】		○現場移動/大容量ポンプ配備 ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) (現場操作)	緊急安全対策要員 K	【2】		○現場移動/送水車給油作業 (現場操作)	緊急安全対策要員 I	【2】		○現場移動/電源車(可搬代替低圧注入ポンプ用)、大容量ポンプ給油作業 (現場操作)	緊急安全対策要員 H	【2】		○現場移動/空冷式非常用発電装置給油作業 (現場操作)	合計	48 ※1			<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">必要な要員と作業項目</th> </tr> <tr> <th rowspan="2">要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員</th> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th colspan="2">手順の内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 D</td> <td>1</td> <td>代替格納容器スプレイポンプ起動操作 被ばく低減操作 蓄電池室換気系ダンパ開処置</td> <td>○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (現場操作) ○中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作) ○蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 E</td> <td>1</td> <td>可搬型計測器接続</td> <td>○可搬型計測器接続 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 F</td> <td>1</td> <td>被ばく低減操作 蓄電池室換気系ダンパ開処置</td> <td>○試料採取室換気系ダンパ開処置 ○中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作) ○蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 A, B, C</td> <td>【3】</td> <td>燃料取替用水</td> <td>○可搬型ホース接続、敷設、ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 (現場操作) ○ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 E, F, G</td> <td>【2】 1</td> <td>原子炉補機冷却海水系への過水確保(海水)</td> <td>○可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作) ○可搬型大型送水ポンプ車Aによる燃料取替用水ビットへの補給 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 D</td> <td>【1】</td> <td>原子炉補機冷却海水系への過水確保(海水)</td> <td>○可搬型大型送水ポンプ車Bによる原子炉補機冷却水系統への過水 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 A, B, C</td> <td>【3】</td> <td>使用済燃料ビットへの注水確保(海水)</td> <td>○ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Bの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作) ○可搬型ホース敷設、接続 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 E, F, G</td> <td>【3】</td> <td>使用済燃料ビットへの注水確保(海水)</td> <td>○可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作) ○可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ビットへの注水 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員 D</td> <td>【1】</td> <td>使用済燃料ビットへの注水確保(海水)</td> <td>○可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ビットへの注水 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員(支援) A, B</td> <td>2</td> <td></td> <td>○可搬型ホース敷設 (現場操作)</td> </tr> </tbody> </table>		必要な要員と作業項目				要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容						災害対策要員 D	1	代替格納容器スプレイポンプ起動操作 被ばく低減操作 蓄電池室換気系ダンパ開処置	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (現場操作) ○中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作) ○蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)	災害対策要員 E	1	可搬型計測器接続	○可搬型計測器接続 (現場操作)	災害対策要員 F	1	被ばく低減操作 蓄電池室換気系ダンパ開処置	○試料採取室換気系ダンパ開処置 ○中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作) ○蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)	災害対策要員 A, B, C	【3】	燃料取替用水	○可搬型ホース接続、敷設、ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 (現場操作) ○ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 (現場操作)	災害対策要員 E, F, G	【2】 1	原子炉補機冷却海水系への過水確保(海水)	○可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作) ○可搬型大型送水ポンプ車Aによる燃料取替用水ビットへの補給 (現場操作)	災害対策要員 D	【1】	原子炉補機冷却海水系への過水確保(海水)	○可搬型大型送水ポンプ車Bによる原子炉補機冷却水系統への過水 (現場操作)	災害対策要員 A, B, C	【3】	使用済燃料ビットへの注水確保(海水)	○ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Bの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作) ○可搬型ホース敷設、接続 (現場操作)	災害対策要員 E, F, G	【3】	使用済燃料ビットへの注水確保(海水)	○可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作) ○可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ビットへの注水 (現場操作)	災害対策要員 D	【1】	使用済燃料ビットへの注水確保(海水)	○可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ビットへの注水 (現場操作)	災害対策要員(支援) A, B	2		○可搬型ホース敷設 (現場操作)	
必要な要員と作業項目																																																																																																										
要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員	作業項目		作業内容																																																																																																							
	3号	4号																																																																																																								
緊急安全対策要員 K, O, P, Q	【4】	【4】	○現場移動/仮設水槽の配備、可搬型ホース敷設、接続、電源ケーブル屋外敷設、電源車準備 (現場操作)																																																																																																							
緊急安全対策要員 I, J	【2】	【2】	○現場移動/可搬式代替低圧注入ポンプ準備 ○現場移動/可搬式代替低圧注入ポンプ起動 (現場操作)																																																																																																							
緊急安全対策要員 R	【1】	【1】	○現場移動/可搬式ポンプ通水ライン準備(弁操作) ○現場移動/可搬式代替低圧注入ポンプ起動 (現場操作)																																																																																																							
緊急安全対策要員 L, M, N	【3】	【3】	○現場移動/大容量ポンプ配備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) ○現場移動/大容量ポンプ準備(海水系統~冷却水系統接続)(※2) (現場操作)																																																																																																							
緊急安全対策要員 J, O, P, Q, R, S	【6】	【6】	○現場移動/大容量ポンプ配備 ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) ○現場移動/大容量ポンプ準備(海水系統、格納容器再循環ユニット通水ライン準備(弁操作)) (現場操作)																																																																																																							
緊急安全対策要員 I	【2】		○現場移動/大容量ポンプ配備 ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) (現場操作)																																																																																																							
緊急安全対策要員 K	【2】		○現場移動/送水車給油作業 (現場操作)																																																																																																							
緊急安全対策要員 I	【2】		○現場移動/電源車(可搬代替低圧注入ポンプ用)、大容量ポンプ給油作業 (現場操作)																																																																																																							
緊急安全対策要員 H	【2】		○現場移動/空冷式非常用発電装置給油作業 (現場操作)																																																																																																							
合計	48 ※1																																																																																																									
必要な要員と作業項目																																																																																																										
要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容																																																																																																								
災害対策要員 D	1	代替格納容器スプレイポンプ起動操作 被ばく低減操作 蓄電池室換気系ダンパ開処置	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (現場操作) ○中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作) ○蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)																																																																																																							
災害対策要員 E	1	可搬型計測器接続	○可搬型計測器接続 (現場操作)																																																																																																							
災害対策要員 F	1	被ばく低減操作 蓄電池室換気系ダンパ開処置	○試料採取室換気系ダンパ開処置 ○中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作) ○蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)																																																																																																							
災害対策要員 A, B, C	【3】	燃料取替用水	○可搬型ホース接続、敷設、ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 (現場操作) ○ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 (現場操作)																																																																																																							
災害対策要員 E, F, G	【2】 1	原子炉補機冷却海水系への過水確保(海水)	○可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作) ○可搬型大型送水ポンプ車Aによる燃料取替用水ビットへの補給 (現場操作)																																																																																																							
災害対策要員 D	【1】	原子炉補機冷却海水系への過水確保(海水)	○可搬型大型送水ポンプ車Bによる原子炉補機冷却水系統への過水 (現場操作)																																																																																																							
災害対策要員 A, B, C	【3】	使用済燃料ビットへの注水確保(海水)	○ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Bの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作) ○可搬型ホース敷設、接続 (現場操作)																																																																																																							
災害対策要員 E, F, G	【3】	使用済燃料ビットへの注水確保(海水)	○可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作) ○可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ビットへの注水 (現場操作)																																																																																																							
災害対策要員 D	【1】	使用済燃料ビットへの注水確保(海水)	○可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ビットへの注水 (現場操作)																																																																																																							
災害対策要員(支援) A, B	2		○可搬型ホース敷設 (現場操作)																																																																																																							
※1:緊急時対策本部要員6名を含む ※2:各号炉3名で対応する ※3:3号炉及び4号炉の要員が共同で作業を実施する																																																																																																										

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）

7.5 要員資源（添付資料 7.5.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
	<p>・必要な要員と作業項目 7.2.5-① 熔融炉心・コンクリート相互作用 【中破断 LOCA 時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故】</p> <p style="text-align: right;">(4 / 4)</p> <table border="1" data-bbox="1095 312 1910 571"> <thead> <tr> <th colspan="4" data-bbox="1095 312 1910 336">必要な要員と作業項目</th> </tr> <tr> <th data-bbox="1095 336 1234 427">要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員</th> <th data-bbox="1234 336 1294 427">手順の項目</th> <th data-bbox="1294 336 1415 427">手順の内容</th> <th data-bbox="1415 336 1910 427"></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1095 427 1234 518">災害対策要員 H, I</td> <td data-bbox="1234 427 1294 518">2</td> <td data-bbox="1294 427 1415 518">燃料補給</td> <td data-bbox="1415 427 1910 518"> ○可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ○代替非常用発電機への燃料補給 ○可搬型タンクローリーへの燃料汲み上げ (現場操作) </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1095 518 1234 571">合計</td> <td data-bbox="1234 518 1294 571">21※</td> <td data-bbox="1294 518 1415 571"></td> <td data-bbox="1415 518 1910 571"></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">※災害対策本部要員4名を含む</p>	必要な要員と作業項目				要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容		災害対策要員 H, I	2	燃料補給	○可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ○代替非常用発電機への燃料補給 ○可搬型タンクローリーへの燃料汲み上げ (現場操作)	合計	21※			
必要な要員と作業項目																		
要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容																
災害対策要員 H, I	2	燃料補給	○可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ○代替非常用発電機への燃料補給 ○可搬型タンクローリーへの燃料汲み上げ (現場操作)															
合計	21※																	

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

7.5 要員資源（添付資料 7.5.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について）

大阪発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由																																																																														
必要な要員と作業項目				必要な要員と作業項目																																																																																		
・必要な要員と作業項目 5.1-① 崩壊熱除去機能喪失 【外部電源喪失時に余熱除去機能が喪失する事故】				・必要な要員と作業項目 7.4.1-① 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） 【外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故】																																																																																		
4-1				4-1																																																																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員</th> <th colspan="2">作業項目</th> <th rowspan="2">作業内容</th> </tr> <tr> <th>3号</th> <th>4号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>当直課長 当直主任</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>方針決定 外部との連携 プラント全体監視他</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">運転員A</td> <td rowspan="2">1</td> <td rowspan="2">1</td> <td>状況判断 ○余熱除去機能喪失確認 ●外部電源喪失の確認 (中央制御室確認)</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離 ○原子炉格納容器内からの退避指示 ○格納容器機器ハッチの閉止依頼 ○格納容器エアロックの閉止依頼 ○格納容器隔離弁閉操作 (中央制御室操作)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>余熱除去系統機能回復操作 ○余熱除去機能回復操作 (中央制御室操作)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧注入炉心注水操作 ○充てんポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>燃料取替用水ピット炉心注水操作 ○燃料取替用水ピットによる炉心注水操作 (中央制御室操作)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>蓄圧タンク炉心注水操作 ○蓄圧タンク出口弁開操作 (中央制御室操作)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>空冷式非常用発電装置起動 ○空冷式非常用発電装置起動操作 (中央制御室操作)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>恒設代替低圧注水ポンプ起動操作 ○恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (中央制御室操作)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>被ばく低減操作 ○アニュラス空気浄化ファン起動 (中央制御室操作) ○中央制御室非常用循環系起動 (中央制御室操作)</td> </tr> <tr> <td>運転員B</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>恒設代替低圧注水ポンプ起動操作 ○恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (現場操作) 蓄圧タンク炉心注水操作 ○蓄圧タンク出口弁開操作準備 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>運転員C</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>余熱除去系統機能回復操作 ○現場移動/余熱除去機能回復操作 (現場操作) 恒設代替低圧注水ポンプ起動操作 ○恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 ○恒設代替低圧注水ポンプ起動～注水開始 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策要員D</td> <td>1</td> <td>1</td> <td>電源確保作業 ○空冷式非常用発電装置起動確認 (現場操作) 空冷式非常用発電装置給油作業 ○空冷式非常用発電装置給油作業 (現場操作)</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td colspan="2">16 ※</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>				要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員	作業項目		作業内容	3号	4号	当直課長 当直主任	1	1	方針決定 外部との連携 プラント全体監視他	運転員A	1	1	状況判断 ○余熱除去機能喪失確認 ●外部電源喪失の確認 (中央制御室確認)	格納容器隔離 ○原子炉格納容器内からの退避指示 ○格納容器機器ハッチの閉止依頼 ○格納容器エアロックの閉止依頼 ○格納容器隔離弁閉操作 (中央制御室操作)			余熱除去系統機能回復操作 ○余熱除去機能回復操作 (中央制御室操作)			高圧注入炉心注水操作 ○充てんポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)			燃料取替用水ピット炉心注水操作 ○燃料取替用水ピットによる炉心注水操作 (中央制御室操作)			蓄圧タンク炉心注水操作 ○蓄圧タンク出口弁開操作 (中央制御室操作)			空冷式非常用発電装置起動 ○空冷式非常用発電装置起動操作 (中央制御室操作)			恒設代替低圧注水ポンプ起動操作 ○恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (中央制御室操作)			被ばく低減操作 ○アニュラス空気浄化ファン起動 (中央制御室操作) ○中央制御室非常用循環系起動 (中央制御室操作)	運転員B	1	1	恒設代替低圧注水ポンプ起動操作 ○恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (現場操作) 蓄圧タンク炉心注水操作 ○蓄圧タンク出口弁開操作準備 (現場操作)	運転員C	1	1	余熱除去系統機能回復操作 ○現場移動/余熱除去機能回復操作 (現場操作) 恒設代替低圧注水ポンプ起動操作 ○恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 ○恒設代替低圧注水ポンプ起動～注水開始 (現場操作)	緊急安全対策要員D	1	1	電源確保作業 ○空冷式非常用発電装置起動確認 (現場操作) 空冷式非常用発電装置給油作業 ○空冷式非常用発電装置給油作業 (現場操作)	合計	16 ※			<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員</th> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">手順の内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>発電課長(当直)</td> <td>1</td> <td>中央監視、運転操作指揮、発電所対策本部連絡</td> </tr> <tr> <td>副長</td> <td>1</td> <td>運転操作指揮</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">運転員A、B</td> <td rowspan="2">2</td> <td>状況判断 ○ミッドループ運転中に余熱除去系機能喪失と判断 ●外部電源喪失確認 ○原子炉格納容器内からの退避指示 (中央制御室確認)</td> </tr> <tr> <td>格納容器隔離 ○格納容器隔離弁開操作 (中央制御室操作) 余熱除去系機能回復操作 ○余熱除去系機能回復操作 (中央制御室操作) 代替格納容器スプレイポンプ起動操作 ○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (中央制御室操作)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">運転員A</td> <td rowspan="3">【1】</td> <td>充てんポンプによる炉心注水操作 ○充てんポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)</td> </tr> <tr> <td>高圧注入ポンプによる炉心注水操作 ○高圧注入ポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)</td> </tr> <tr> <td>燃料取替用水ピットによる代替炉心注水操作 ○燃料取替用水ピットによる代替炉心注水操作 (中央制御室操作)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">運転員B</td> <td rowspan="2">【1】</td> <td>格納容器内自然対流冷却 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作準備 ○格納容器再循環ユニットによる冷却操作 (中央制御室操作)</td> </tr> <tr> <td>代替再循環運転操作 ○B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転系統構成 ○B-格納容器スプレイポンプ起動 (中央制御室操作)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">運転員B</td> <td rowspan="2">【1】</td> <td>被ばく低減操作 ○アニュラス空気浄化ファン起動 ○中央制御室非常用循環系起動 (中央制御室操作)</td> </tr> <tr> <td>余熱除去系機能回復操作 ○余熱除去系機能回復操作 (現場操作) 代替格納容器スプレイポンプ起動操作 ○代替格納容器スプレイポンプへの給電操作 (現場操作)</td> </tr> </tbody> </table>				要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	発電課長(当直)	1	中央監視、運転操作指揮、発電所対策本部連絡	副長	1	運転操作指揮	運転員A、B	2	状況判断 ○ミッドループ運転中に余熱除去系機能喪失と判断 ●外部電源喪失確認 ○原子炉格納容器内からの退避指示 (中央制御室確認)	格納容器隔離 ○格納容器隔離弁開操作 (中央制御室操作) 余熱除去系機能回復操作 ○余熱除去系機能回復操作 (中央制御室操作) 代替格納容器スプレイポンプ起動操作 ○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (中央制御室操作)	運転員A	【1】	充てんポンプによる炉心注水操作 ○充てんポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)	高圧注入ポンプによる炉心注水操作 ○高圧注入ポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)	燃料取替用水ピットによる代替炉心注水操作 ○燃料取替用水ピットによる代替炉心注水操作 (中央制御室操作)	運転員B	【1】	格納容器内自然対流冷却 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作準備 ○格納容器再循環ユニットによる冷却操作 (中央制御室操作)	代替再循環運転操作 ○B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転系統構成 ○B-格納容器スプレイポンプ起動 (中央制御室操作)	運転員B	【1】	被ばく低減操作 ○アニュラス空気浄化ファン起動 ○中央制御室非常用循環系起動 (中央制御室操作)	余熱除去系機能回復操作 ○余熱除去系機能回復操作 (現場操作) 代替格納容器スプレイポンプ起動操作 ○代替格納容器スプレイポンプへの給電操作 (現場操作)	
要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員	作業項目		作業内容																																																																																			
	3号	4号																																																																																				
当直課長 当直主任	1	1	方針決定 外部との連携 プラント全体監視他																																																																																			
運転員A	1	1	状況判断 ○余熱除去機能喪失確認 ●外部電源喪失の確認 (中央制御室確認)																																																																																			
			格納容器隔離 ○原子炉格納容器内からの退避指示 ○格納容器機器ハッチの閉止依頼 ○格納容器エアロックの閉止依頼 ○格納容器隔離弁閉操作 (中央制御室操作)																																																																																			
			余熱除去系統機能回復操作 ○余熱除去機能回復操作 (中央制御室操作)																																																																																			
			高圧注入炉心注水操作 ○充てんポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)																																																																																			
			燃料取替用水ピット炉心注水操作 ○燃料取替用水ピットによる炉心注水操作 (中央制御室操作)																																																																																			
			蓄圧タンク炉心注水操作 ○蓄圧タンク出口弁開操作 (中央制御室操作)																																																																																			
			空冷式非常用発電装置起動 ○空冷式非常用発電装置起動操作 (中央制御室操作)																																																																																			
			恒設代替低圧注水ポンプ起動操作 ○恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (中央制御室操作)																																																																																			
			被ばく低減操作 ○アニュラス空気浄化ファン起動 (中央制御室操作) ○中央制御室非常用循環系起動 (中央制御室操作)																																																																																			
	運転員B	1	1	恒設代替低圧注水ポンプ起動操作 ○恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (現場操作) 蓄圧タンク炉心注水操作 ○蓄圧タンク出口弁開操作準備 (現場操作)																																																																																		
運転員C	1	1	余熱除去系統機能回復操作 ○現場移動/余熱除去機能回復操作 (現場操作) 恒設代替低圧注水ポンプ起動操作 ○恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 ○恒設代替低圧注水ポンプ起動～注水開始 (現場操作)																																																																																			
緊急安全対策要員D	1	1	電源確保作業 ○空冷式非常用発電装置起動確認 (現場操作) 空冷式非常用発電装置給油作業 ○空冷式非常用発電装置給油作業 (現場操作)																																																																																			
合計	16 ※																																																																																					
要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容																																																																																				
			発電課長(当直)	1	中央監視、運転操作指揮、発電所対策本部連絡																																																																																	
副長	1	運転操作指揮																																																																																				
運転員A、B	2	状況判断 ○ミッドループ運転中に余熱除去系機能喪失と判断 ●外部電源喪失確認 ○原子炉格納容器内からの退避指示 (中央制御室確認)																																																																																				
		格納容器隔離 ○格納容器隔離弁開操作 (中央制御室操作) 余熱除去系機能回復操作 ○余熱除去系機能回復操作 (中央制御室操作) 代替格納容器スプレイポンプ起動操作 ○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (中央制御室操作)																																																																																				
運転員A	【1】	充てんポンプによる炉心注水操作 ○充てんポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)																																																																																				
		高圧注入ポンプによる炉心注水操作 ○高圧注入ポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)																																																																																				
		燃料取替用水ピットによる代替炉心注水操作 ○燃料取替用水ピットによる代替炉心注水操作 (中央制御室操作)																																																																																				
運転員B	【1】	格納容器内自然対流冷却 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作準備 ○格納容器再循環ユニットによる冷却操作 (中央制御室操作)																																																																																				
		代替再循環運転操作 ○B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転系統構成 ○B-格納容器スプレイポンプ起動 (中央制御室操作)																																																																																				
運転員B	【1】	被ばく低減操作 ○アニュラス空気浄化ファン起動 ○中央制御室非常用循環系起動 (中央制御室操作)																																																																																				
		余熱除去系機能回復操作 ○余熱除去系機能回復操作 (現場操作) 代替格納容器スプレイポンプ起動操作 ○代替格納容器スプレイポンプへの給電操作 (現場操作)																																																																																				
※緊急時対策本部要員6名を含む																																																																																						

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）

7.5 要員資源（添付資料 7.5.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について）

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																						
	<p>・必要な要員と作業項目</p> <p>7.4.1-① 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）</p> <p>【外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故】</p> <p style="text-align: right;">4-1</p> <p style="text-align: right;">(2/2)</p> <table border="1" data-bbox="1088 316 1930 890"> <thead> <tr> <th colspan="3">必要な要員と作業項目</th> </tr> <tr> <th>要員（名） （作業に必要な要員数） 【】は他作業後 移動してきた要員</th> <th>手順の項目</th> <th>手順の内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">運転員C</td> <td>格納容器隔離</td> <td>○格納容器隔離弁閉操作 ○格納容器エアロック閉止確認 （現場操作）</td> </tr> <tr> <td>格納容器内自然対流冷却</td> <td>○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作準備 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧 （現場操作）</td> </tr> <tr> <td>代替再循環運転操作</td> <td>○B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転系統構成</td> </tr> <tr> <td>運転員D</td> <td>代替格納容器スプレイポンプ起動操作</td> <td>○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動～注水開始 （現場操作）</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員A</td> <td>代替格納容器スプレイポンプ起動操作</td> <td>○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 （現場操作）</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>11※</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">※災害対策本部要員4名を含む</p>	必要な要員と作業項目			要員（名） （作業に必要な要員数） 【】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	運転員C	格納容器隔離	○格納容器隔離弁閉操作 ○格納容器エアロック閉止確認 （現場操作）	格納容器内自然対流冷却	○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作準備 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧 （現場操作）	代替再循環運転操作	○B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転系統構成	運転員D	代替格納容器スプレイポンプ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動～注水開始 （現場操作）	災害対策要員A	代替格納容器スプレイポンプ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 （現場操作）	合計	11※		
必要な要員と作業項目																								
要員（名） （作業に必要な要員数） 【】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容																						
運転員C	格納容器隔離	○格納容器隔離弁閉操作 ○格納容器エアロック閉止確認 （現場操作）																						
	格納容器内自然対流冷却	○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作準備 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧 （現場操作）																						
	代替再循環運転操作	○B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転系統構成																						
運転員D	代替格納容器スプレイポンプ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動～注水開始 （現場操作）																						
災害対策要員A	代替格納容器スプレイポンプ起動操作	○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 （現場操作）																						
合計	11※																							

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 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			泊発電所3号炉			相違理由
必要要員と作業項目			必要要員と作業項目			
・必要な要員と作業項目 5.1-② 崩壊熱除去機能喪失 【原子炉補機冷却機能が喪失する事故】			・必要な要員と作業項目 7.4.1-② 崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) 【原子炉補機冷却機能が喪失する事故】			
4-2			4-2			
(1/2)			(1/3)			
必要要員と作業項目			必要要員と作業項目			
要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員	作業項目		要員の項目	手順の内容		
	3号	4号		要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容
当直課長 当直主任	1	1	1	1	中央監視、運転操作指揮、発電所対策本部連絡 運転操作指揮	
運転員A	1	1	【1】	1	状況判断	●原子炉補機冷却機能喪失 (中央制御室確認) ○ミッドループ運転中に余熱除去機能喪失と判断 ○原子炉格納容器内からの退避指示 (中央制御室確認)
				2	格納容器隔離	○原子炉格納容器内からの退避指示 ○格納容器機器ハッチの閉止依頼 ○格納容器エアロックの閉止依頼 ○格納容器隔離弁閉操作 (中央制御室操作)
				3	燃料取替用水ビット炉心注水操作	○燃料取替用水ビットによる炉心注水操作 (中央制御室操作)
				4	蓄圧タンク炉心注水操作	○蓄圧タンク出口弁開操作 (中央制御室操作)
				5	空冷式非常用発電装置起動	○空冷式非常用発電装置起動操作 (中央制御室操作)
				6	恒設代替低圧注水ポンプ起動操作	○恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (中央制御室操作)
				7	B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	●B充てんポンプ(自己冷却)系統構成 (中央制御室操作)
				8	被ばく低減操作	○アンユラス空気浄化ファン起動操作 (中央制御室操作) ○中央制御室非常用循環系起動 (中央制御室操作)
				9	恒設代替低圧注水ポンプ起動操作	○現場移動/恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (現場操作)
				10	蓄圧タンク炉心注水操作	○蓄圧タンク出口弁開操作準備 (現場操作)
運転員B	1	1	【1】	1	B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	●B充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンディング、通水 (現場操作)
				2	被ばく低減操作	●現場移動/窒素ポンプによるアンユラス空気浄化系タンバ空気供給操作 (現場操作)
運転員C	1	1	1	1	恒設代替低圧注水ポンプ起動操作	○恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (現場操作)
運転員D	1	1	1	1	B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作	●B充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンディング、通水 (現場操作)
				2	恒設代替低圧注水ポンプ起動操作	○恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (現場操作)
			運転員A 運転員B 運転員C			

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

7.5 要員資源（添付資料 7.5.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について）

大阪発電所3/4号炉				泊発電所3号炉			相違理由
必要な要員と作業項目 5.1-② 崩壊熱除去機能喪失 【原子炉補機冷却機能が喪失する事故】 (2/2)				必要な要員と作業項目 7.4.1-② 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） 【原子炉補機冷却機能が喪失する事故】 (2/3)			
要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員	作業項目		作業内容	要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	
	3号	4号					
緊急安全対策要員E	1	1	空冷式非常用発電装置起動 ○現場移動/空冷式非常用発電装置起動確認 (現場確認)	運転員D	1	代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動～注水開始 (現場操作)	
緊急安全対策要員F, G	2	2	B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作 ●現場移動/ B充てんポンプ(自己冷却)ディスタンスピース取替え (現場操作) 被ばく低減操作 ●現場移動/中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作)			原子炉補機冷却海水系への通水確保(海水) ●格納容器内自然対流冷却系統構成 ●A-高圧注入ポンプへの補機冷却水(海水)通水系統構成 ●可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)取付け (現場操作)	
緊急安全対策要員H	1	1	B充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作 ●現場移動/ B充てんポンプ(自己冷却)ディスタンスピース取替え (現場操作)	災害対策要員A	1	B-充てんポンプ(自己冷却)起動準備、起動操作 ●B-充てんポンプ(自己冷却)系統構成、ベンティング、通水 (現場操作)	
緊急安全対策要員F, G, H, I, J	【3】 2	【3】 2	使用済燃料ピットへの送水車による注水 ○現場移動/送水車配置、可搬型ホース敷設 ○現場移動/送水車の起動、可搬型ホース監視 (現場操作)	災害対策要員B	1	被ばく低減操作 ●B-アニュラス空気浄化系空気作動およびダンパへの代替空気供給 (現場操作)	
緊急安全対策要員F, G, H	【3】	【3】	○現場移動/大容量ポンプ配備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) ○現場移動/大容量ポンプ準備(海水系統~冷却水系統接続)(※2) (現場操作)	災害対策要員C	1	代替格納容器スプレイポンプ起動準備 ○代替格納容器スプレイポンプ起動準備 (現場操作) 被ばく低減操作 ●中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作) 蓄電池室換気系ダンパ開処置 ●蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)	
緊急安全対策要員J, K, L, M, N, O	【1】 5	【1】 5	大容量ポンプ準備 ○現場移動/大容量ポンプ配備 ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) ○現場移動/大容量ポンプ準備(海水系統、格納容器再循環ユニット通水ライン準備(弁操作)) (現場操作)	災害対策要員D	1	被ばく低減操作 ●試料採取室排気系ダンパ開処置 ●中央制御室非常用循環系ダンパ開処置 (現場操作) 蓄電池室換気系ダンパ開処置 ●蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え (現場操作)	
緊急安全対策要員I	【2】		○現場移動/大容量ポンプ配備 ○現場移動/大容量ポンプ通水ライン準備、可搬型ホース接続準備(※3) ○現場移動/大容量ポンプ起動、通水(※3) (現場操作)	災害対策要員A, B, C	【3】	●可搬型ホース敷設、ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 ●ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設 (現場操作)	
緊急安全対策要員P	2		○現場移動/使用済燃料ピット注水用送水車給油作業 (現場操作)	災害対策要員E, F, G	3	使用済燃料ピットへの注水確保(海水) ●可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置 (現場操作)	
緊急安全対策要員I	【2】		各機器への給油作業 ○現場移動/大容量ポンプ給油作業 (現場操作)	災害対策要員D	【1】	●可搬型大型送水ポンプ車Aによる使用済燃料ピットへの注水 (現場操作)	
緊急安全対策要員E	【2】		○現場移動/空冷式非常用発電装置給油作業 (現場操作)	災害対策要員(支援) A, B	2	●可搬型ホース敷設 (現場操作)	
合計	40	※1					

※1: 緊急時対策本部要員6名を含む
 ※2: 各号炉3名で対応する
 ※3: 3号炉及び4号炉の要員が共同で作業を実施する

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）

7.5 要員資源（添付資料 7.5.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																			
	<p>・必要な要員と作業項目 7.4.1-② 前壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） 【原子炉補機冷却機能が喪失する事故】</p> <p style="text-align: right;">(3/3)</p> <table border="1" data-bbox="1104 312 1921 742"> <thead> <tr> <th colspan="3" data-bbox="1104 312 1921 336">必要な要員と作業項目</th> </tr> <tr> <th data-bbox="1104 336 1308 427">要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員</th> <th data-bbox="1308 336 1424 427">手順の項目</th> <th data-bbox="1424 336 1921 427">手順の内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1104 427 1308 518">災害対策要員 A, B, C</td> <td data-bbox="1308 427 1424 518" rowspan="3">【7】 原子炉補機冷却海水系への 通水確保（海水）</td> <td data-bbox="1424 427 1921 518">●ホース延長・回収車（送水車用）による可搬型ホース敷設。可搬型大型送水ポンプ車Bの設置。ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設。海水取水箇所への水中ポンプ設置 （現場操作）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1104 518 1308 564">災害対策要員 E, F, G</td> <td data-bbox="1424 518 1921 564">●可搬型ホース敷設、接続 （現場操作）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1104 564 1308 611">災害対策要員D</td> <td data-bbox="1424 564 1921 611">●可搬型大型送水ポンプ車Bによる原子炉補機冷却水系への通水 （現場操作）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1104 611 1308 681">災害対策要員 H, I</td> <td data-bbox="1308 611 1424 681">2 燃料補給</td> <td data-bbox="1424 611 1921 681">●可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ●可搬型タンクローリーへの燃料汲み上げ （現場操作）</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1104 681 1308 742">合計</td> <td data-bbox="1308 681 1424 742">21※</td> <td data-bbox="1424 681 1921 742"></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">※災害対策本部要員4名を含む</p>	必要な要員と作業項目			要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容	災害対策要員 A, B, C	【7】 原子炉補機冷却海水系への 通水確保（海水）	●ホース延長・回収車（送水車用）による可搬型ホース敷設。可搬型大型送水ポンプ車Bの設置。ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設。海水取水箇所への水中ポンプ設置 （現場操作）	災害対策要員 E, F, G	●可搬型ホース敷設、接続 （現場操作）	災害対策要員D	●可搬型大型送水ポンプ車Bによる原子炉補機冷却水系への通水 （現場操作）	災害対策要員 H, I	2 燃料補給	●可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ●可搬型タンクローリーへの燃料汲み上げ （現場操作）	合計	21※		
必要な要員と作業項目																					
要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目	手順の内容																			
災害対策要員 A, B, C	【7】 原子炉補機冷却海水系への 通水確保（海水）	●ホース延長・回収車（送水車用）による可搬型ホース敷設。可搬型大型送水ポンプ車Bの設置。ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設。海水取水箇所への水中ポンプ設置 （現場操作）																			
災害対策要員 E, F, G		●可搬型ホース敷設、接続 （現場操作）																			
災害対策要員D		●可搬型大型送水ポンプ車Bによる原子炉補機冷却水系への通水 （現場操作）																			
災害対策要員 H, I	2 燃料補給	●可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 ●可搬型タンクローリーへの燃料汲み上げ （現場操作）																			
合計	21※																				

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

7.5 要員資源（添付資料 7.5.2.2 重要事故シーケンス等以外の事故シーケンスの要員の評価について）

大阪発電所3 / 4号炉			泊発電所3号炉			相違理由
・必要な要員と作業項目 5.3-① 原子炉冷却材流出 【水位維持に失敗する事故】			・必要な要員と作業項目 7.4.3-① 原子炉冷却材の流出 【水位維持に失敗する事故】			
4-3			4-3			
必要な要員と作業項目						
要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	作業項目		作業内容			
	3号	4号				
当直課長 当直主任	1	1	方針決定 外部との連携 プラント全体監視他			
運転員A	1	1	状況判断 ○1次冷却材漏えいを確認 ○余熱除去機能喪失確認 (中央制御室確認)			
			原子炉格納容器隔離 ○原子炉格納容器内からの退避指示 ○格納容器機器ハッチの閉止依頼 ○格納容器エアロックの閉止依頼 ○格納容器隔離弁閉操作 (中央制御室操作)			
			充てんポンプによる炉心注水操作 ○充てんポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)			
			漏えい箇所隔離操作 ●1冷却材の流出原因調査、隔離操作 (中央制御室操作)			
			被ばく低減操作 ○アニュラス空気浄化ファン起動 (中央制御室操作) ○中央制御室非常用循環系起動 (中央制御室操作)			
運転員B	1	1	漏えい箇所隔離操作 ●現場移動/1冷却材の流出原因調査、隔離操作 (現場操作)			
			余熱除去系統機能回復操作 ●現場移動/余熱除去系統機能回復操作 (現場操作)			
合計	12 ※					
※緊急時対策本部要員6名を含む						
・以下の事故シーケンスについても同様 5.3-② 【オーバードレンとなる事故】						
必要な要員と作業項目						
要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	手順の項目		手順の内容			
発電課長(当直) 副長	1 1		中央監視、運転操作指揮、発電所対策本部連絡 運転操作指揮			
運転員A、B	2	状況判断	○1次冷却材水位、漏えい状況確認 ○余熱除去ポンプ停止確認 ○原子炉格納容器内からの退避指示 (中央制御室確認)			
			格納容器隔離 ○格納容器隔離弁閉操作 (中央制御室操作)			
運転員A	【1】		漏えい箇所隔離操作 ●1次冷却材の流出原因調査、隔離操作 (中央制御室操作)			
			格納容器内自然対流冷却 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作準備 ○格納容器再循環ユニットによる冷却操作 (中央制御室操作)			
			代替再循環運転操作 ○B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転系統構成 ○B-格納容器スプレイポンプ起動 (中央制御室操作)			
			被ばく低減操作 ○アニュラス空気浄化ファン起動 ○中央制御室非常用循環系起動 (中央制御室操作)			
運転員B	【1】		充てんポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)			
運転員C	1		格納容器隔離 ○格納容器エアロック閉止確認 (現場操作)			
			格納容器内自然対流冷却 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作準備 ○原子炉補機冷却水サージタンク加圧 (現場操作)			
			代替再循環運転操作 ○B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転系統構成			
運転員D	1		漏えい箇所隔離操作 ●1次冷却材の流出原因調査、隔離操作 (現地操作)			
			余熱除去系統機能回復操作 ●余熱除去系統機能回復操作 (現場操作)			
合計	10※					
※災害対策本部要員4名を含む						
以下の事故シーケンスについても同様 7.4.3-② 【オーバードレンとなる事故】						

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容
 赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.5 要員資源（添付資料 7.5.3.1 水源、燃料、電源負荷評価結果について）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 6.3.1</p> <p style="text-align: center;">燃料、水源、電源負荷評価結果について</p> <p>1. はじめに 重大事故等対策の有効性評価において、重大事故等対策を外部支援に期待することなく7日間継続するために必要な燃料、水源について評価を実施するとともに、電源負荷の積み上げが給電容量内であることを確認する。</p> <p>2. 事故シーケンス別の必要量について 重大事故等対策の有効性評価において、駆動源の喪失により通常系統からの補給及び給電が不可能となる事象についての燃料、水源に関する評価結果を表1に整理した。 また、同様に空冷式非常用発電装置からの電源供給が必要な事象について、必要負荷が大容量空冷式発電機の給電容量内であることを表1に整理した。</p> <p>3. まとめ 重大事故等対策の有効性評価において、燃料、水源、電源負荷のそれぞれに対して最も厳しい事故シーケンスにおいても、発電所内に備蓄している燃料又は海水供給を考慮した水源により、必要な対策を7日間継続することが十分に可能であるとともに、空冷式非常用発電装置の電源負荷についても給電容量内であることを確認した。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 6.3.1</p> <p style="text-align: center;">水源、燃料、電源負荷評価結果について</p> <p>1. はじめに 重大事故等対策の有効性評価において、重大事故等対策を外部支援に期待することなく7日間継続するために必要な水源及び燃料について評価を実施するとともに、電源負荷の積み上げが常用連続運用仕様内であることを確認する。</p> <p>2. 事故シーケンス別の必要量について 重大事故等対策の有効性評価において、通常系統からの給水及び給電が不可能となる事象についての水源及び燃料に関する評価結果を表1に整理した。 また、同様に常設代替交流電源設備からの電源供給が必要な事象について、有効性評価上考慮する設備に電源供給を行い、その最大負荷が常設代替交流電源設備の常用連続運用仕様内であることを表1に整理した。</p> <p>3. まとめ 重大事故等対策の有効性評価において、水源、燃料及び電源負荷のそれぞれに対して最も厳しい事故シーケンスを想定した場合についても、発電所構内に備蓄している水源、燃料により、必要な対策を7日間継続することが十分に可能であることを確認した。 また、常設代替交流電源設備から給電する場合の電源負荷についても、常設代替交流電源設備を連続運転させた場合の常用連続運用仕様内であることを確認した。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.5.3.1</p> <p style="text-align: center;">水源、燃料、電源負荷評価結果について</p> <p>1. はじめに 重大事故等対策の有効性評価において、重大事故等対策を外部支援に期待することなく7日間継続するために必要な水源及び燃料について評価を実施するとともに、電源負荷の積み上げが給電容量内であることを確認する。</p> <p>2. 事故シーケンス別の必要量について 重大事故等対策の有効性評価において、通常系統からの補給及び給電が不可能となる事象についての水源及び燃料に関する評価結果を表1に整理した。 また、同様に代替非常用発電機からの電源供給が必要な事象について、有効性評価上考慮する設備に電源供給を行い、その最大負荷が代替非常用発電機の給電容量内であることを表1に整理した。</p> <p>3. まとめ 重大事故等対策の有効性評価において、水源、燃料及び電源負荷のそれぞれに対して最も厳しい事故シーケンスを想定した場合についても、発電所構内に備蓄している燃料及び淡水又は海水供給を考慮した水源により、必要な対策を7日間継続することが十分に可能であることを確認した。 また、代替非常用発電機から給電する場合の電源負荷についても、代替非常用発電機の電源負荷についても給電容量内であることを確認した。</p>	<p>記載順の相違 (女川と同様)</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映) 設計の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

表1 燃料、水源及び電源の評価結果

評価項目	評価結果	備考
2.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失*	-	
2.1.2 原子炉格納容器の除熱機能喪失*	-	
2.1.3 EDCS 注水機能喪失 (4.6インチ管断)	-	
2.1.4 EDCS 注水機能喪失 (4.6インチ管断)	-	
2.1.5 EDCS 注水機能喪失 (4.6インチ管断)	-	
2.1.6 EDCS 注水機能喪失 (4.6インチ管断)	-	
2.1.7 EDCS 注水機能喪失 (4.6インチ管断)	-	
2.1.8 格納容器バイパス	-	
2.1.9 格納容器バイパス	-	
2.1.10 格納容器バイパス	-	
2.1.11 格納容器バイパス	-	
2.1.12 格納容器バイパス	-	
2.1.13 格納容器バイパス	-	
2.1.14 格納容器バイパス	-	
2.1.15 格納容器バイパス	-	
2.1.16 格納容器バイパス	-	
2.1.17 格納容器バイパス	-	
2.1.18 格納容器バイパス	-	
2.1.19 格納容器バイパス	-	
2.1.20 格納容器バイパス	-	
2.1.21 格納容器バイパス	-	
2.1.22 格納容器バイパス	-	
2.1.23 格納容器バイパス	-	
2.1.24 格納容器バイパス	-	
2.1.25 格納容器バイパス	-	
2.1.26 格納容器バイパス	-	
2.1.27 格納容器バイパス	-	
2.1.28 格納容器バイパス	-	
2.1.29 格納容器バイパス	-	
2.1.30 格納容器バイパス	-	
2.1.31 格納容器バイパス	-	
2.1.32 格納容器バイパス	-	
2.1.33 格納容器バイパス	-	
2.1.34 格納容器バイパス	-	
2.1.35 格納容器バイパス	-	
2.1.36 格納容器バイパス	-	
2.1.37 格納容器バイパス	-	
2.1.38 格納容器バイパス	-	
2.1.39 格納容器バイパス	-	
2.1.40 格納容器バイパス	-	
2.1.41 格納容器バイパス	-	
2.1.42 格納容器バイパス	-	
2.1.43 格納容器バイパス	-	
2.1.44 格納容器バイパス	-	
2.1.45 格納容器バイパス	-	
2.1.46 格納容器バイパス	-	
2.1.47 格納容器バイパス	-	
2.1.48 格納容器バイパス	-	
2.1.49 格納容器バイパス	-	
2.1.50 格納容器バイパス	-	
2.1.51 格納容器バイパス	-	
2.1.52 格納容器バイパス	-	
2.1.53 格納容器バイパス	-	
2.1.54 格納容器バイパス	-	
2.1.55 格納容器バイパス	-	
2.1.56 格納容器バイパス	-	
2.1.57 格納容器バイパス	-	
2.1.58 格納容器バイパス	-	
2.1.59 格納容器バイパス	-	
2.1.60 格納容器バイパス	-	
2.1.61 格納容器バイパス	-	
2.1.62 格納容器バイパス	-	
2.1.63 格納容器バイパス	-	
2.1.64 格納容器バイパス	-	
2.1.65 格納容器バイパス	-	
2.1.66 格納容器バイパス	-	
2.1.67 格納容器バイパス	-	
2.1.68 格納容器バイパス	-	
2.1.69 格納容器バイパス	-	
2.1.70 格納容器バイパス	-	
2.1.71 格納容器バイパス	-	
2.1.72 格納容器バイパス	-	
2.1.73 格納容器バイパス	-	
2.1.74 格納容器バイパス	-	
2.1.75 格納容器バイパス	-	
2.1.76 格納容器バイパス	-	
2.1.77 格納容器バイパス	-	
2.1.78 格納容器バイパス	-	
2.1.79 格納容器バイパス	-	
2.1.80 格納容器バイパス	-	
2.1.81 格納容器バイパス	-	
2.1.82 格納容器バイパス	-	
2.1.83 格納容器バイパス	-	
2.1.84 格納容器バイパス	-	
2.1.85 格納容器バイパス	-	
2.1.86 格納容器バイパス	-	
2.1.87 格納容器バイパス	-	
2.1.88 格納容器バイパス	-	
2.1.89 格納容器バイパス	-	
2.1.90 格納容器バイパス	-	
2.1.91 格納容器バイパス	-	
2.1.92 格納容器バイパス	-	
2.1.93 格納容器バイパス	-	
2.1.94 格納容器バイパス	-	
2.1.95 格納容器バイパス	-	
2.1.96 格納容器バイパス	-	
2.1.97 格納容器バイパス	-	
2.1.98 格納容器バイパス	-	
2.1.99 格納容器バイパス	-	
2.1.100 格納容器バイパス	-	

表1 燃料、水源及び電源負荷の必要量 (1/8)

事故シナリオ	水源		燃料 (軽油) 7日間必要燃料/備蓄量 /常用運転用電機出力 ①: 軽油タンク及びガスタータージェネレーター用軽油タンク ②: 緊急時対策用軽油タンク	電源最大負荷 /常用運転用電機出力
	原子炉注水及び格納容器注水 レイ (必要水量/水源総量)	燃料プール注水 (必要水量/水源総量)		
2.1 高圧・低圧注水機能喪失 ^{※1}	約 3,800m ³ /約 11,192m ³ ・低圧注水系統 (常設) (復) ・水移送ポンプ ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)	-	①約 792kL/約 1,055kL ・非常用ディーゼル発電機等 (約 735kL) ・常設代替交流電源設備 (約 25kL) ・大容量送水ポンプ (タイプ1) (約 32kL) ②約 17kL/約 18kL ・電源車 (緊急時対策用) (約 17kL)	-
2.2 高圧注水・減圧機能喪失 ^{※1}	-	-	①約 760kL/約 1,055kL ・非常用ディーゼル発電機等 (約 735kL) ・常設代替交流電源設備 (約 25kL) ②約 17kL/約 18kL ・電源車 (緊急時対策用) (約 17kL)	-
2.3.1 全交流動力電源喪失 (長時 T.B)	約 760m ³ /約 1,192m ³ ・原子炉隔離時冷却系 ・低圧注水系統 (常設) (復) ・水移送ポンプ	-	①約 488kL/約 1,055kL ・常設代替交流電源設備 (約 414kL) ・大容量送水ポンプ (タイプ1) (約 32kL) ・原子炉隔離時冷却系 (熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ1)) (約 42kL) ②約 17kL/約 18kL ・電源車 (緊急時対策用) (約 17kL)	約 4,485kW ^{※2} /約 6,000kW

※1：有効性評価において外部電源喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機等が起動したことを考慮する。
 ※2：直前電源については、電源負荷の制限により24時間電源供給が可能である。以降は、他の事故シナリオ等も含めて交流電源により供給可能である。
 □ は、各資源の必要量 (負荷) が最大のものを示す。ただし、燃料評価においては、□ は全交流動力電源喪失の発生または重畳を考慮し、常設代替交流電源設備による電源状態に期待する場合の最大値を、■ は全交流動力電源喪失の発生または重畳を考慮せず、非常用ディーゼル発電機等による電源供給に期待する場合の最大値を示す。

表1 水源、燃料及び電源負荷の必要量 (1/2)

事故シナリオ	水源			燃料 7日間必要量/ 備蓄量又は使用可能量	電源 代替非常用発電機 の最大負荷 /格納容器
	炉心への注水 (有効水量/枯池時間)	蒸気発生機への注水 (有効水量/枯池時間)	原子炉格納容器への注水 (有効水量/枯池時間)		
7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失 ^{※1}	-	-	-	約 546.3kL/約 590kL ・ディーゼル発電機 (約 527.1kL) ・緊急時対策用発電機 (約 19.2kL)	-
7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ^{※1}	-	-	-	約 558.9kL/約 590kL ・ディーゼル発電機 (約 527.1kL) ・緊急時対策用発電機 (約 19.2kL) ・可搬型大型送水ポンプ 車 1台 (約 12.5kL)	-
7.1.6 EDCS 注水機能喪失 (4.6インチ管断)	-	-	-	-	-
7.1.7 EDCS 注水機能喪失 (4.6インチ管断)	-	-	-	-	-
7.1.8 格納容器バイパス	-	-	-	-	-
7.2.4 水蒸気発生機	-	-	-	-	-
7.4.1 格納容器バイパス	-	-	-	-	-
7.4.1 格納容器バイパス (余熱除去系の故障による格納容器冷却機能喪失)	-	-	-	-	-
7.4.3 原子炉格納容器の冷却	-	-	-	-	-
7.4.4 反応度の調整入 ^{※1}	-	-	-	-	-
7.1.5 原子炉停止機能喪失 ^{※1}	-	-	-	-	-
7.3.1 想定事故1	-	-	-	-	-
7.3.2 想定事故2	-	-	-	-	-

※1：有効性評価において外部電源喪失を想定していないが、仮に外部電源が喪失しディーゼル発電機が起動したことを考慮する。
 □ は、各資源の必要量 (負荷) が最大のものを示す。ただし、燃料評価においては、□ は全交流動力電源喪失の発生または重畳を考慮し、常設代替交流電源設備による電源状態に期待する場合の最大値を、■ は全交流動力電源喪失の発生または重畳を考慮せず、ディーゼル発電機等による電源供給に期待する場合の最大値を示す。

評価結果の相違

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容
 赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 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	
事故シナリオ	原子炉注水及び冷却回路スプレイ 必要水量/充原総量	燃料	7日間必要燃料備蓄量 (①:軽組タンスのタンスタービン発電機運転タンス) (②:緊急時対策用軽組タンス)
2.3.2 全交流動力電源喪失 (TB U)	約70m ³ /約1,192m ³ ・高圧代替注水系統 (常設) ・低圧代替注水系統 (常設) ・水移送ポンプ	①約488KL/約1,055KL ・常設代替交流電源設備 (約414KL) ・大容量送水ポンプ (タイプ1) (約32KL) ・原子炉補機代替冷却水系統 (熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ1)) (約12KL) ②約174L/約18KL ・電源車 (緊急時対策用) (約174L)	約4,485MWh /約6,000MWh
2.3.3 全交流動力電源喪失 (TB D)	約70m ³ /約1,192m ³ ・高圧代替注水系統 (常設) ・低圧代替注水系統 (常設) ・水移送ポンプ	①約488KL/約1,055KL ・常設代替交流電源設備 (約414KL) ・大容量送水ポンプ (タイプ1) (約32KL) ・原子炉補機代替冷却水系統 (熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ1)) (約12KL) ②約174L/約18KL ・電源車 (緊急時対策用) (約174L)	約4,485MWh /約6,000MWh
2.3.4 全交流動力電源喪失 (TB P)	約780m ³ /約1,192m ³ ・原子炉補機代替冷却水系統 (常設) ・高圧代替注水系統 (常設) ・低圧代替注水系統 (常設) ・水移送ポンプ	①約488KL/約1,055KL ・常設代替交流電源設備 (約414KL) ・大容量送水ポンプ (タイプ1) (約32KL) ・原子炉補機代替冷却水系統 (熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ1)) (約12KL) ②約174L/約18KL ・電源車 (緊急時対策用) (約174L)	約4,485MWh /約6,000MWh

表1 燃料、水源及び電源負荷の必要量 (2/8)

事故シナリオ	水源		燃料	電源
	原子炉注水 (有効水量/利用時間)	蒸気発生器への注水 (有効水量/積算時間)		
7.1.2 全交流動力電源喪失 7.1.3 原子炉補機代替冷却水系統 (常設)	1,700m ³ /約38.9時間 ・燃料送水ポンプ ・冷却水ピット (代替冷却回路スプレイポンプによる代替中心注水)	57m ³ /約7.4時間 ・補助給水ピット (タービン駆動ポンプ)	約182.3KL/約39KL ・代替非常用発電機 (約138.1KL) ・緊急時対策用発電機 (約19.2KL) ・可搬型大型送水ポンプ 車 2台 (約25.0KL)	約1,615kWh / 2,700kWh
7.2.1.1 格納容器過圧破壊 7.2.2 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	1,700m ³ /約38.9時間 ・燃料送水ポンプ ・冷却水ピット (代替冷却回路スプレイポンプによる代替中心注水)	1,700m ³ /約15.9時間 ・燃料送水ピット ・代替冷却回路スプレイポンプによる代替冷却回路スプレイ	約182.3KL/約39KL ・代替非常用発電機 (約138.1KL) ・緊急時対策用発電機 (約19.2KL) ・可搬型大型送水ポンプ 車 2台 (約25.0KL)	約500kWh / 2,700kWh
7.3.1.2 格納容器過圧破壊 7.3.2 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	1,700m ³ /約38.9時間 ・燃料送水ポンプ ・冷却水ピット (代替冷却回路スプレイポンプによる代替中心注水)	1,700m ³ /約15.9時間 ・燃料送水ピット ・代替冷却回路スプレイポンプによる代替冷却回路スプレイ	約182.3KL/約39KL ・代替非常用発電機 (約138.1KL) ・緊急時対策用発電機 (約19.2KL) ・可搬型大型送水ポンプ 車 2台 (約25.0KL)	約500kWh / 2,700kWh
7.4.2 全交流動力電源喪失	1,700m ³ /約38.9時間 ・燃料送水ポンプ ・冷却水ピット (代替冷却回路スプレイポンプによる代替中心注水)	—	約182.3KL/約39KL ・代替非常用発電機 (約138.1KL) ・緊急時対策用発電機 (約19.2KL) ・可搬型大型送水ポンプ 車 2台 (約25.0KL)	約1,615kWh / 2,700kWh

※1:直流電源については、電源負荷の制限 (格納容器の投入を含む。)により24時間電源供給が可能である。以降は、他の事故シナリオケーンケンスグループ等も含めて交流電源により供給可能である。
 ※2:は、各段階の必要量 (負荷) が最大のもを示す。ただし、燃料評価においては、は全交流動力電源喪失の発生または電流を考慮せず、非常用ディーゼル発電機による電源供給に閉鎖する最大の最大値を示す。
は、各段階の必要量 (負荷) が最大のもを示す。ただし、燃料評価においては、は全交流動力電源喪失の発生または電流を考慮し、非常用ディーゼル発電機による電源供給に閉鎖する最大の最大値を示す。
は全交流動力電源喪失の発生または電流を考慮せず、非常用ディーゼル発電機による電源供給に閉鎖する最大の最大値を示す。

表1 水源、燃料及び電源負荷の必要量 (2/2)

大飯発電所3/4号炉		泊発電所3号炉		相違理由
事故シナリオ	原子炉注水 (有効水量/利用時間)	蒸気発生器への注水 (有効水量/積算時間)	燃料	
7.1.2 全交流動力電源喪失 7.1.3 原子炉補機代替冷却水系統 (常設)	1,700m ³ /約38.9時間 ・燃料送水ポンプ ・冷却水ピット (代替冷却回路スプレイポンプによる代替中心注水)	57m ³ /約7.4時間 ・補助給水ピット (タービン駆動ポンプ)	約182.3KL/約39KL ・代替非常用発電機 (約138.1KL) ・緊急時対策用発電機 (約19.2KL) ・可搬型大型送水ポンプ 車 2台 (約25.0KL)	約1,615kWh / 2,700kWh
7.2.1.1 格納容器過圧破壊 7.2.2 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	1,700m ³ /約38.9時間 ・燃料送水ポンプ ・冷却水ピット (代替冷却回路スプレイポンプによる代替中心注水)	1,700m ³ /約15.9時間 ・燃料送水ピット ・代替冷却回路スプレイポンプによる代替冷却回路スプレイ	約182.3KL/約39KL ・代替非常用発電機 (約138.1KL) ・緊急時対策用発電機 (約19.2KL) ・可搬型大型送水ポンプ 車 2台 (約25.0KL)	約500kWh / 2,700kWh
7.3.1.2 格納容器過圧破壊 7.3.2 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	1,700m ³ /約38.9時間 ・燃料送水ポンプ ・冷却水ピット (代替冷却回路スプレイポンプによる代替中心注水)	1,700m ³ /約15.9時間 ・燃料送水ピット ・代替冷却回路スプレイポンプによる代替冷却回路スプレイ	約182.3KL/約39KL ・代替非常用発電機 (約138.1KL) ・緊急時対策用発電機 (約19.2KL) ・可搬型大型送水ポンプ 車 2台 (約25.0KL)	約500kWh / 2,700kWh
7.4.2 全交流動力電源喪失	1,700m ³ /約38.9時間 ・燃料送水ポンプ ・冷却水ピット (代替冷却回路スプレイポンプによる代替中心注水)	—	約182.3KL/約39KL ・代替非常用発電機 (約138.1KL) ・緊急時対策用発電機 (約19.2KL) ・可搬型大型送水ポンプ 車 2台 (約25.0KL)	約1,615kWh / 2,700kWh

※1:直流電源については、電源負荷の制限 (格納容器の投入を含む。)により24時間電源供給が可能である。以降は、他の事故シナリオケーンケンスグループ等も含めて交流電源により供給可能である。
 ※2:は、各段階の必要量 (負荷) が最大のもを示す。ただし、燃料評価においては、は全交流動力電源喪失の発生または電流を考慮し、非常用ディーゼル発電機による電源供給に閉鎖する最大の最大値を示す。
は全交流動力電源喪失の発生または電流を考慮せず、非常用ディーゼル発電機による電源供給に閉鎖する最大の最大値を示す。
は全交流動力電源喪失の発生または電流を考慮せず、非常用ディーゼル発電機による電源供給に閉鎖する最大の最大値を示す。

7.5 要員資源 (添付資料 7.5.3.1 水源、燃料、電源負荷評価結果について)

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 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				泊発電所3号炉	相違理由		
表1 燃料、水源及び電源負荷の必要量 (3/8)								
	事故シナリオ	原子炉注水及び格納容器スプレィ (必要水量/水頭総量)	燃料プール注水 (必要水量/水頭総量)	燃料 (軽油) 7日間必要燃費/備蓄量 (①: 軽油タンク及びガスタービン発電機用軽油タンク ②: 緊急時対策用軽油タンク)	電源最大負荷 / 常用運転運用仕様			
			約 770m ³ /約 1,192m ³ ・原子炉隔離時冷却系 ・低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)				①約 188kL/約 1,055kL ・常設代替交流電源設備 (約 114kL) ・大容量送水ポンプ (タイプ1) (約 32kL) ・原子炉補機代替冷却水系 (熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ1)) (約 42kL) ②約 17kL/約 18kL ・電浄車 (緊急時対策用) (約 17kL)	約 4,485kW / 約 6,000kW
			約 3,750m ³ /約 11,192m ³ ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧中心スプレィ系 ・原子炉格納容器代替スプレィ冷却系 (可搬型)				①約 792kL/約 1,055kL ・非常用ディーゼル発電機等 (約 735kL) ・常設代替交流電源設備 (約 25kL) ・大容量送水ポンプ (タイプ1) (約 32kL) ②約 17kL/約 18kL ・電浄車 (緊急時対策用) (約 17kL)	-
			約 840m ³ /約 1,192m ³ ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧中心スプレィ系				①約 792kL/約 1,055kL ・非常用ディーゼル発電機等 (約 735kL) ・常設代替交流電源設備 (約 25kL) ・大容量送水ポンプ (タイプ1) (約 32kL) ②約 17kL/約 18kL ・電浄車 (緊急時対策用) (約 17kL)	-
	2.4.1	船形凝縮去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)						
	2.4.2	船形凝縮去機能喪失 (熱留熱除去系が故障した場合) ^{*1}						
	2.5	原子炉停止機能喪失 ^{*1}						
	※1：有効性評価において外部電源喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機等が起動したことを考慮する。 □は、各資源の必要量 (負荷) が最大のものを示す。ただし、燃料評価においては、□は全交流動力電源喪失の発生または重畳を考慮し、常設代替交流電源設備による電源供給に取得する場合の最大値を、□は全交流動力電源喪失の発生または重畳を考慮せず、非常用ディーゼル発電機等による電源供給に期待する場合の最大値を示す。							

7.5 要員資源 (添付資料 7.5.3.1 水源、燃料、電源負荷評価結果について)

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 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		泊発電所3号炉		相違理由
表1 燃料、水源及び電源負荷の必要量 (4/8)						
事故シナリオ	水源		燃料(軽油) 7日間必要燃料/備蓄量 (①: 軽油タンク及びガスタービン発電設備軽油タンク ②: 緊急時対策用軽油タンク)	電源最大負荷 /常用連続運用仕様		
	原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水源総量)	燃料プール注水 (必要水量/水源総量)				
	約 3,770m ³ /約 11,192m ³ ・ 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) ・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)	—			①約 4888L/約 1,055kL ・ 常設代替交流電源設備 (約 414kL) ・ 大容量送水ポンプ (タイプ1) (約 32kL) ・ 原子炉補機代替冷却水系 (熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ1)) (約 42kL) ②約 174L/約 18kL ・ 電源車 (緊急時対策用) (約 174L)	約 4,485kW /約 6,000kW
2.6 LOC A時注水機能喪失	約 450m ³ /約 1,192m ³ ・ 原子炉補機代替冷却系	—	①約 792kL/約 1,055kL ・ 非常用ディーゼル発電機等 (約 733kL) ・ 常設代替交流電源設備 (約 25kL) ・ 大容量送水ポンプ (タイプ1) (約 32kL) ②約 174L/約 18kL ・ 電源車 (緊急時対策用) (約 174L)	—		
2.7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	約 890m ³ /約 1,192m ³ ・ 低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	—	①約 4888L/約 1,055kL ・ 常設代替交流電源設備 (約 414kL) ・ 大容量送水ポンプ (タイプ1) (約 32kL) ・ 原子炉補機代替冷却水系 (熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ1)) (約 42kL) ②約 174L/約 18kL ・ 電源車 (緊急時対策用) (約 174L)	約 4,615kW /約 6,000kW		
3.1.2 蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替措置増設を使用する場合)	<p>□ は、各資源の必要量が最大のものを示す。ただし、燃料評価においては、□ は全交流動力電源喪失の発生または重畳を考慮し、非常用ディーゼル発電機等による電源供給に期待する設備による電源供給に期待する場合の最大値を、□ は全交流動力電源喪失の発生または重畳を考慮し、非常用ディーゼル発電機等による電源供給に期待する場合の最大値を示す。</p>					

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.5 要員資源（添付資料 7.5.3.1 水源、燃料、電源負荷評価結果について）

大飯発電所3 / 4号炉	表1 燃料、水源及び電源負荷の必要量 (5/8)			女川原子力発電所2号	泊発電所3号炉	相違理由	
	事故シナリオ	<p>原子炉注水及び格納容器代替スプレイ (必要水量/水原総量)</p> <p>約3,480m³/約11,192m³ ・低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)</p>	燃料 (軽油) 7日間必要燃料/備蓄量 (①: 軽油タンク及びガスタービン発電設備用タンク ②: 緊急時対策用タンク) ①約488kl/約1,055L ・常設代替送水ポンプ (タイプ1) (約32kl) ・原子炉補機代替冷却水系 (熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ1)) (約42kl) ②約17kl/約18kl ・電源車 (緊急時対策用) (約17kl)	<p>原子炉注水及び格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)</p> <p>約590m³/約11,192m³ ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) ・原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)</p>	<p>原子炉注水及び格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)</p> <p>約590m³/約11,192m³ ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) ・原子炉格納容器下部注水系 (常設) (復水移送ポンプ) ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)</p>	<p>電源最大負荷 / 常用運転運用仕様</p> <p>約4,525kW / 約6,000kW</p>	<p>燃料 (軽油) 7日間必要燃料/備蓄量 (約414kl) ・大容量送水ポンプ (タイプ1) (約32kl) ・原子炉補機代替冷却水系 (熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ1)) (約42kl) ②約17kl/約18kl ・電源車 (緊急時対策用) (約17kl)</p> <p>①約834kl/約1,055L ・非常用ディーゼル発電機等 (約735kl) ・常設代替送水ポンプ (タイプ1) (約25kl) ・大容量送水ポンプ (タイプ1) (約32kl) ・原子炉補機代替冷却水系 (熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ1)) (約42kl) ②約17kl/約18kl ・電源車 (緊急時対策用) (約17kl)</p> <p>①約834kl/約1,055L ・非常用ディーゼル発電機等 (約735kl) ・常設代替送水ポンプ (タイプ1) (約25kl) ・大容量送水ポンプ (タイプ1) (約32kl) ・原子炉補機代替冷却水系 (熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ1)) (約42kl) ②約17kl/約18kl ・電源車 (緊急時対策用) (約17kl)</p> <p>は、各資源の必要量 (負荷) が最大のもを、ただし、燃料評価においては、は全交流動力電源喪失の発生または重電を考慮し、常設代替交流電源設備による電源供給に期待する場合の最大値を示す。、は全交流動力電源喪失の発生または重電を考慮し、非常用ディーゼル発電機等による電源供給に期待する場合の最大値を示す。</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

7.5 要員資源（添付資料 7.5.3.1 水源、燃料、電源負荷評価結果について）

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号		泊発電所3号炉	相違理由
表1 燃料、水源及び電源負荷の必要量（6/8）					
事故シナリオ	水源		燃料（軽油）7日間必要燃料/備蓄量 ①：軽油タンク及びガスタービン発電機燃料タンク ②：緊急時対策用軽油タンク	電源最大負荷 /常用運転運用仕様	
	原子炉注水及び格納容器スプレイ（必要水量/水源総置）	燃料プール注水 （必要水量/水源総置）			
3.4 水素燃焼	約890m ³ /約1,192m ³ ・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）	—	①約488kL/約1,055kL ・常設代替交流電源設備（約414kL） ・大容量送水ポンプ（タイプ1）（約32kL） ・原子炉補機代替冷却水系（熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ1））（約42kL） ②約17kL/約18kL ・電源車（緊急時対策用）（約17kL）	約4,615kW /約6,000kW	
3.5 溶融炉心・コンクリート構造物相互作用	約590m ³ /約11,192m ³ ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設） ・原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ） ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）	—	①約834kL/約1,055kL ・非常用ディーゼル発電機等（約735kL） ・常設代替交流電源設備（約25kL） ・大容量送水ポンプ（タイプ1）（約32kL） ・原子炉補機代替冷却水系（熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ1））（約42kL） ②約17kL/約18kL ・電源車（緊急時対策用）（約17kL）	—	
4.1 想定事故1	—	約1,970m ³ /約10,000m ³ ・燃料プール代替注水系（可搬型）	①約792kL/約1,055kL ・非常用ディーゼル発電機等（約735kL） ・常設代替交流電源設備（約25kL） ・大容量送水ポンプ（タイプ1）（約32kL） ②約17kL/約18kL ・電源車（緊急時対策用）（約17kL）	—	
<p>は、各資源の必要量（負荷）が最大のものを示す。ただし、燃料評価においては、 は全交流動力電源喪失の発生または重畳を考慮し、非常用ディーゼル発電機等による電源供給に期待する電源供給による電源供給に期待する場合の最大値を示す。 は全交流動力電源喪失の発生または重畳を考慮し、非常用ディーゼル発電機等による電源供給に期待する場合の最大値を示す。</p>					

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 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		泊発電所3号炉	相違理由
表1 燃料、水源及び電源負荷の必要量 (7/8)					
事故シナリオ	原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水源総量)	燃料プール注水 (必要水量/水源総量)	燃料 (修組) 7日間必要燃料/電源庫 (①: 軽油タンク及びガスタービン発電設備用軽油タンク) ②: 緊急時対策用軽油タンク)	電源喪失負荷 / 常用運転運用仕様	
	4.2 想定事故2	約 534t/約 1.192m ³ ・ 此注代替注水系統 (常設) (復水移送ポンプ)	約 2,076m ³ /約 10,000m ³ ・ 燃料プール代替注水系統 (可搬型)		
5.1 炉熱除去機能喪失	-	-	①約 750kL/約 1,055kL ・ 非常用ディーゼル発電機等 (約 735kL) ・ 常設代替交流電源設備 (約 25kL) ②約 17kL/約 18kL ・ 電源車 (緊急時対策用) (約 17kL)	-	-
5.2 全交流動力電源喪失	約 534t/約 1.192m ³ ・ 此注代替注水系統 (常設) (復水移送ポンプ)	-	①約 488kL/約 1,055kL ・ 常設代替交流電源設備 (約 44kL) ・ 大容量送水ポンプ (タイプ1) (約 32kL) ・ 原子炉用熱交換器冷却水系統 (熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ1)) (約 42kL) ②約 17kL/約 18kL ・ 電源車 (緊急時対策用) (約 17kL)	約 4,400kW / 約 6,000kW	
5.3 原子炉冷却材の漏出	-	-	①約 760kL/約 1,055kL ・ 非常用ディーゼル発電機等 (約 735kL) ・ 常設代替交流電源設備 (約 25kL) ②約 17kL/約 18kL ・ 電源車 (緊急時対策用) (約 17kL)	-	
□ は、各資源の必要量 (負荷) が最大のものを示す。ただし、燃料評価においては、□ は全交流動力電源喪失の発生または重畳を考慮し、常設代替交流電源設備による電源供給に期待する場合の最大値を示す。 □ は全交流動力電源喪失の発生または重畳を考慮せず、非常用ディーゼル発電機等による電源供給に期待する場合の最大値を示す。					

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	泊発電所3号炉	相違理由												
	<p style="text-align: center;">表1 燃料、水源及び電源負荷の必要量 (8/8)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2" style="width: 20%;">事故シナリオ</th> <th colspan="2" style="width: 30%;">水源</th> <th rowspan="2" style="width: 20%;">燃料(軽油) 7日間必要燃料/備蓄量 (①:軽油タンク及びガスタービン発電設備用タンク ②:緊急時対応用軽油タンク)</th> <th rowspan="2" style="width: 20%;">電源最大負荷 /常用運転用仕様</th> </tr> <tr> <th style="width: 15%;">原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水源総量)</th> <th style="width: 15%;">燃料プール注水 (必要水量/水源総量)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="vertical-align: top;">5.4 反応度の投入</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> </tbody> </table> <p>は、各装置の必要量(負荷)が最大のものを示す。ただし、燃料評価においては、 は全交流動力電源喪失の発生または重畳を考慮し、常時代替交流電源設備による電源供給に期待する場合の最大値を、 は全交流動力電源喪失の発生または重畳を考慮せず、非常用ディーゼル発電機等による電源供給に期待する場合の最大値を示す。</p>	事故シナリオ	水源		燃料(軽油) 7日間必要燃料/備蓄量 (①:軽油タンク及びガスタービン発電設備用タンク ②:緊急時対応用軽油タンク)	電源最大負荷 /常用運転用仕様	原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水源総量)	燃料プール注水 (必要水量/水源総量)	5.4 反応度の投入	-	-	-	-		
事故シナリオ	水源		燃料(軽油) 7日間必要燃料/備蓄量 (①:軽油タンク及びガスタービン発電設備用タンク ②:緊急時対応用軽油タンク)	電源最大負荷 /常用運転用仕様											
	原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水源総量)	燃料プール注水 (必要水量/水源総量)													
5.4 反応度の投入	-	-	-	-											

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE8-9 r.3.9
提出年月日	令和5年10月31日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価
比較表

付録1 事故シーケンスグループ及び
重要事故シーケンス等の選定について

令和5年10月
北海道電力株式会社

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。

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

- ・地震及び津波PRAは、確率論的地震ハザード及び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。
- ・女川2号炉及び大飯3/4号炉と同様に、PRAを実施した結果、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループ以外の新たに追加する事故シーケンスグループは抽出されなかった。
- ・内部事象運転時レベル1PRAの事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度については、大飯3/4号炉と同様に原子炉補機冷却機能喪失が全炉心損傷頻度に対して最も寄与割合が高くなる傾向となった。
- ・外部事象（地震及び津波）レベル1PRAについては、全炉心損傷頻度が内部事象運転時レベル1と比較して1%程度であり、抽出された事故シーケンスも先行プラント（大飯3/4号炉又は女川2号炉）と同様であることから、シーケンス選定の結果に影響はない見込みである。
- ・また、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスの選定結果も大飯3/4号炉と同様の結果となっている。
- ・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。

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

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

項目	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
はじめに ＜今回のPRAの対象＞ の表	PRAの対象	作動信号発信失敗時の手動信号、自動作動失敗時の手動作動等、設計基準事故対処設備の機能を作動させるためのバックアップ操作のみ期待し、モデル化する	「設計基準事故対処設備の機能を作動させるためのバックアップ操作」、「常用系である給復水系（通常停止時）」、「外部電源復旧」等は期待する	作動信号発信失敗時の手動信号、自動作動失敗時の手動作動等、設計基準事故対処設備の機能を作動させるためのバックアップ操作のみ期待する	【女川】 ・炉型の相違により、PRAにおいて期待しているバックアップ操作が相違している（大飯と同様）
1.1 事故シーケンスグループの分析について	必ず想定する事故シーケンスグループ	(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ ② PWR ・2次冷却系からの除熱機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・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再循環機能喪失 ・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）	(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ ① BWR ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・原子炉停止機能喪失 ・LOCA時注水機能喪失 ・格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ ② PWR ・2次冷却系からの除熱機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・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再循環機能喪失 ・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）	【女川】 ・炉型の相違により、「実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成25年6月19日）で要求されている必ず想定する事故シーケンスグループが相違している（大飯と同様） ・「1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループとの対応」、「1.1.2.3 炉心損傷の格納容器の機能への期待可否に基づく整理」の項目においても、炉型の相違により、事故シーケンスグループ分類結果が相違している（大飯と同様）。同様の事故シーケンスグループがあるものの、炉型の相違により抽出される事故シーケンスが相違している（大飯と同様）
1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理	事故シーケンス	(事故シーケンスの詳細は第1-5表参照)	(事故シーケンスの詳細は第1-5表参照)	(事故シーケンスの詳細は第1-5表参照)	【女川】 ・炉型の相違により抽出される事故シーケンスが相違している（大飯と同様）
1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて	国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンス	・原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗 ・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 ・大破断LOCA+低圧注入失敗 ・大破断LOCA+蓄圧注入失敗 ・中破断LOCA+蓄圧注入失敗 ・大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）	①大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗 ②全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗+原子炉停止失敗	・原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗 ・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 ・大破断LOCA+低圧注入失敗 ・大破断LOCA+蓄圧注入失敗 ・中破断LOCA+蓄圧注入失敗 ・大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）	【女川】 ・炉型の相違により抽出される事故シーケンスが相違している（大飯と同様）
1.3.1 (1)d. 事故シーケンスグループ内での代表性の観点	重要事故シーケンス選定の考え方のうち着眼点dについて	(該当記載なし)	着眼点dについては、対応の厳しさ等の選定理由が同等とみなせる場合にのみ重要事故シーケンスの選定の基準として用いており、結果的に崩壊熱除去機能喪失及び原子炉停止機能喪失の事故シーケンスグループについて、重要事故シーケンスの選定の理由としている。	着眼点dについては、対応の厳しさ等の選定理由が同等とみなせる場合にのみ重要事故シーケンスの選定の基準として用いているが、結果的にいずれの事故シーケンスグループについても、重要事故シーケンス選定の理由としていない。	【女川】 ・個別評価による相違であり、着眼点dについては泊は対応の厳しさ等の選定理由が同等とみなせる場合に該当する事故シーケンスがなく、着眼点b及びcによって重要事故シーケンスを選定している（大飯に記載はないが、泊と同様の結果となっている）
1.3.1 (2) 同一のシーケンスグループ内で対策が異なる場合の整理	同一の事故シーケンスグループ内で対策が異なる場合の整理	(該当記載なし)	具体的には、全交流動力電源喪失がこれに該当するが、同じ炉心損傷防止対策で対応可能な事故シーケンスを1つの事故シーケンスグループとし、細分化した各事故シーケンスグループからそれぞれ重要事故シーケンスを選定した。	(該当記載なし)	【女川】 ・個別評価による相違であり、泊は該当する事故シーケンスグループがないため記載していない（大飯についても泊と同様）。
1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果	重要事故シーケンスの選定結果	(選定した重要事故シーケンスの詳細は本文参照)	(選定した重要事故シーケンスの詳細は本文参照)	(選定した重要事故シーケンスの詳細は本文参照)	【女川】 ・炉型の相違により考慮する事故シーケンスグループ及び抽出される事故シーケンスが相違している（大飯と同様）

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>はじめに</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成25年6月19日）（以下「解釈」という。）に基づき、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際しては、個別プラントの確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）を活用している。</p> <p>当社は従来から定期安全レビュー（PSR）等の機会に内部事象を対象としたレベル1 PRA（出力運転時、停止時）及びレベル1.5 PRAの評価を実施してきており、これらのPRA手法を今回も適用した。また、現段階で適用可能な外部事象として、一般社団法人 日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル1 PRA及び津波レベル1 PRAを適用対象とし、建屋、構築物、大型機器等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。</p> <p>また、PRAが適用可能でないと判断した外部事象については、定性的な検討から分析を実施した。</p> <p>今回実施するPRAの目的が重大事故等対策の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、原則としてこれまで整備してきたアクシデントマネジメント策（以下「AM策」という。）や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等を含めず、原子炉設置許可取得済の設備の機能にのみ期待する仮想的なプラント状態を評価対象としてPRAモデルを構築した（個別プラントのリスクを適切に把握する観点から、原子炉設置許可取得済の設備の耐震補強や建屋の止水処置等については可能な範囲でモデルへ反映）。なお、PRAについては大飯3号炉を代表として評価を実施しているが、内部</p>	<p>はじめに</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成25年6月19日）（以下「解釈」という。）に基づき、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際しては、個別プラントの確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）を活用している。</p> <p>当社は従来から定期安全レビュー等の機会に内部事象レベル1 PRA（出力運転時、停止時）、レベル1.5 PRA（出力運転時）を実施してきており、これらのPRA手法を今回も適用した。また、外部事象としては現段階でPRA手法を適用可能な事象として、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル1 PRA及び津波レベル1 PRAを対象とし、これらの外部事象PRAから抽出される建屋・構築物等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。</p> <p>また、PRAが適用可能でないと判断した外部事象については、事故シーケンスの定性的な分析を行い、事故シーケンスグループ等の選定に係る検討を実施した。</p> <p>今回実施するPRAの目的が重大事故等対策の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策（以下「AM策」という。）や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象としてPRAモデルを構築した。</p>	<p>はじめに</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成25年6月19日）（以下「解釈」という。）に基づき、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際しては、個別プラントの確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）を活用している。</p> <p>当社は従来から定期安全レビュー等の機会に内部事象レベル1 PRA（出力運転時、停止時）、レベル1.5 PRA（出力運転時）を実施してきており、これらのPRA手法を今回も適用した。また、外部事象としては現段階でPRA手法を適用可能な事象として、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル1 PRA及び津波レベル1 PRAを対象とし、これらの外部事象PRAから抽出される建屋・構築物等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。</p> <p>また、PRAが適用可能でないと判断した外部事象については、事故シーケンスの定性的な分析を行い、事故シーケンスグループ等の選定に係る検討を実施した。</p> <p>今回実施するPRAの目的が重大事故等対策の有効性評価を行う事故シーケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策（以下「AM策」という。）や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象としてPRAモデルを構築した。</p>	<p>【女川】 ■記載表現の相違 ・泊は有効性評価の「6.重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」での定義に従った表現として「重大事故等対策」と記載している（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違 ・女川に記載統一（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【大飯】 ■設計の相違</p>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																			
<p>事象PRAにおいては3号炉と4号炉で評価対象としている機器や系統構成に有意な差がなく、地震PRA及び津波PRAにおいては評価対象としているいくつかの機器の耐震評価結果、機器高さが異なるものの、PRAに対する影響は小さく今回の事故シーケンス評価に影響はない。</p>	<p>なお、今回のPRAの実施に際しては、原子力規制庁配布資料「PRAの説明における参照事項（平成25年9月）」を参照した。</p>	<p>なお、今回のPRAの実施に際しては、原子力規制庁配布資料「PRAの説明における参照事項（平成25年9月）」を参照した。</p>	<p>・泊3はツインプラントではないため、大飯の記載は反映不要（伊方3と同様）</p>																																																			
<p>表 今回のPRA評価対象の整理</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対象</th> <th>許認可対象</th> <th>モデル化採否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設計基準設備</td> <td>対象</td> <td>モデル化する</td> </tr> <tr> <td>AM策 (H4年計画以前)</td> <td>一部を除き 対象外</td> <td>作動信号発信失敗時の手動信号、自動作動失敗時の手動作動等、設計基準対応設備の機能を作動させるためのバックアップ操作のみ期待し、モデル化する</td> </tr> <tr> <td>AM策(H4年計画・整備)</td> <td>対象外</td> <td>モデル化しない</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策</td> <td>対象外</td> <td>モデル化しない</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対策</td> <td>今回申請</td> <td>モデル化しない</td> </tr> </tbody> </table>	対象	許認可対象	モデル化採否	設計基準設備	対象	モデル化する	AM策 (H4年計画以前)	一部を除き 対象外	作動信号発信失敗時の手動信号、自動作動失敗時の手動作動等、設計基準対応設備の機能を作動させるためのバックアップ操作のみ期待し、モデル化する	AM策(H4年計画・整備)	対象外	モデル化しない	緊急安全対策	対象外	モデル化しない	重大事故等対策	今回申請	モデル化しない	<p><今回のPRAの対象></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対象</th> <th>許認可対象</th> <th>モデル化採否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設計基準対象施設</td> <td>対象</td> <td>期待する^{※1}</td> </tr> <tr> <td>AM策 (平成4年計画以前)</td> <td>対象外</td> <td>「設計基準事故対処設備の機能を作動させるためのバックアップ操作」、「常用系である給復水系（通常停止時）」^{※2}、「外部電源復旧」^{※2}等は期待する。</td> </tr> <tr> <td>AM策 (平成4年計画・整備)</td> <td>対象外</td> <td>期待しない</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策</td> <td>対象外</td> <td>期待しない</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対処施設</td> <td>現在申請中</td> <td>期待しない</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 地震及び津波のPRAについては、これまでに整備し今後整備していく設計基準対象施設を考慮する。 ※2 地震・津波PRAでは考慮しない。</p>	対象	許認可対象	モデル化採否	設計基準対象施設	対象	期待する ^{※1}	AM策 (平成4年計画以前)	対象外	「設計基準事故対処設備の機能を作動させるためのバックアップ操作」、「常用系である給復水系（通常停止時）」 ^{※2} 、「外部電源復旧」 ^{※2} 等は期待する。	AM策 (平成4年計画・整備)	対象外	期待しない	緊急安全対策	対象外	期待しない	重大事故等対処施設	現在申請中	期待しない	<p><今回のPRAの対象></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対象</th> <th>許認可対象</th> <th>モデル化採否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設計基準対象施設</td> <td>対象</td> <td>期待する^{※1}</td> </tr> <tr> <td>AM策</td> <td>対象外</td> <td>作動信号発信失敗時の手動信号、自動作動失敗時の手動作動等、設計基準事故対処設備の機能を作動させるためのバックアップ操作のみ期待する</td> </tr> <tr> <td>緊急安全対策</td> <td>対象外</td> <td>期待しない</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対処施設</td> <td>現在申請中</td> <td>期待しない</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 地震及び津波のPRAについては、これまでに整備し今後整備していく設計基準対象施設を考慮する。</p>	対象	許認可対象	モデル化採否	設計基準対象施設	対象	期待する ^{※1}	AM策	対象外	作動信号発信失敗時の手動信号、自動作動失敗時の手動作動等、設計基準事故対処設備の機能を作動させるためのバックアップ操作のみ期待する	緊急安全対策	対象外	期待しない	重大事故等対処施設	現在申請中	期待しない	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 <p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・設計の相違に伴う記載内容の相違 ・泊（平成4年以降の設置プラント）は運転開始時点よりアクシデントマネジメント策を整備しているため、AM策の項目について平成4年計画以前か平成4年計画・整備かで項目を分けていない <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・炉型の違いによりAM策が相違している ・PRAにおいて期待しているバックアップ操作が相違しており、泊は設計基準事故対処設備の機能を作動させるためのバックアップ操作に期待している（大飯と同様） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・女川実績の反映：表のタイトル、表内の記載表現、注釈
対象	許認可対象	モデル化採否																																																				
設計基準設備	対象	モデル化する																																																				
AM策 (H4年計画以前)	一部を除き 対象外	作動信号発信失敗時の手動信号、自動作動失敗時の手動作動等、設計基準対応設備の機能を作動させるためのバックアップ操作のみ期待し、モデル化する																																																				
AM策(H4年計画・整備)	対象外	モデル化しない																																																				
緊急安全対策	対象外	モデル化しない																																																				
重大事故等対策	今回申請	モデル化しない																																																				
対象	許認可対象	モデル化採否																																																				
設計基準対象施設	対象	期待する ^{※1}																																																				
AM策 (平成4年計画以前)	対象外	「設計基準事故対処設備の機能を作動させるためのバックアップ操作」、「常用系である給復水系（通常停止時）」 ^{※2} 、「外部電源復旧」 ^{※2} 等は期待する。																																																				
AM策 (平成4年計画・整備)	対象外	期待しない																																																				
緊急安全対策	対象外	期待しない																																																				
重大事故等対処施設	現在申請中	期待しない																																																				
対象	許認可対象	モデル化採否																																																				
設計基準対象施設	対象	期待する ^{※1}																																																				
AM策	対象外	作動信号発信失敗時の手動信号、自動作動失敗時の手動作動等、設計基準事故対処設備の機能を作動させるためのバックアップ操作のみ期待する																																																				
緊急安全対策	対象外	期待しない																																																				
重大事故等対処施設	現在申請中	期待しない																																																				

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

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

大飯発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>今回実施したPRAの詳細については「別添 大飯発電所3号炉及び4号炉確率論的リスク評価（PRA）について」に示す。</p>		<p>今回実施したPRAの詳細については「別添 泊発電所3号炉確率論的リスク評価（PRA）について」に示す。</p>	<p>【女川】 ■記載方針の相違 ・女川には記載がないため、大飯と比較する</p> <p>【大飯】 ■名称の相違 ・申請プラント</p>

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ及び重要事故シナシスの選定について</p> <p>炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ及び重要事故シナシス選定の全体プロセスは第1-1図に示すとおりであり、以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。</p> <p>【概要】</p> <p>① 内部事象PRA、外部事象PRA（適用可能なものとして地震、津波を選定）及びPRAを適用できない外部事象に係る定性的検討から事故シナシスを抽出し、解釈の記載との比較検討及び分類を行った。</p> <p>② 抽出された事故シナシスのうち外部事象特有の影響の特定が困難な事故シナシスは、頻度及び影響を総合的に確認のうえ事故シナシスグループとしての追加は不要と判断し、事故規模に応じて対応を行い、大規模な場合は大規模損壊対策にて対応することとした。</p> <p>③ 国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が困難な事故シナシスは、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象として取扱うこととした。</p> <p>④ その他の炉心損傷防止対策の対象範囲となるすべての事故シナシスはグループ化を行い、事故シナシスグループごとに「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下「審査ガイド」という。）」に記載の観点（共通要因故障・系統間依存性、余裕時間、設備容量、代表性）に基づき、有効性評価の対象となる重要事故シナシスを選定した。</p> <p>1.1 事故シナシスグループの分析について</p> <p>解釈において、炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シナシスグループの個別プラント評価による抽出に関し、次のとおり記載されている。</p>	<p>1 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について</p> <p>炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定の全体プロセスを第1-1図に示す。本プロセスに従い、各検討ステップにおける実施内容を整理した。</p> <p>【概要】</p> <p>① 内部事象PRA、外部事象PRA（適用可能なものとして地震、津波を選定）及びPRAを適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シナシスの抽出を実施した。</p> <p>② 抽出した事故シナシスと必ず想定する事故シナシスグループとの比較を行い、必ず想定する事故シナシスグループに対応しない外部事象特有の事故シナシスについて、頻度、影響等を確認し、事故シナシスグループとしての追加可否を検討した。</p> <p>③ 抽出した事故シナシスグループ内の事故シナシスについて、国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が困難なものは、格納容器破損防止対策の有効性評価にて取り扱うこととした。</p> <p>④ 炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シナシスグループごとに、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下「審査ガイド」という。）」に記載の観点（共通原因故障又は系統間の機能の依存性、余裕時間、設備容量、代表性）に基づき、有効性評価の対象とする重要事故シナシスを選定した。</p> <p>1.1 事故シナシスグループの分析について</p> <p>解釈には、炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シナシスグループの、個別プラント評価による抽出に関して以下のとおりに示されている。</p>	<p>1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について</p> <p>炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定の全体プロセスを第1-1図に示す。本プロセスに従い、各検討ステップにおける実施内容を整理した。</p> <p>【概要】</p> <p>① 内部事象PRA、外部事象PRA（適用可能なものとして地震、津波を選定）及びPRAを適用できない外部事象等についての定性的検討から事故シナシスの抽出を実施した。</p> <p>② 抽出した事故シナシスと必ず想定する事故シナシスグループとの比較を行い、必ず想定する事故シナシスグループに対応しない外部事象特有の事故シナシスについて、頻度、影響等を確認し、事故シナシスグループとしての追加可否を検討した。</p> <p>③ 抽出した事故シナシスグループ内の事故シナシスについて、国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷防止が困難なものは、格納容器破損防止対策の有効性評価にて取り扱うこととした。</p> <p>④ 炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シナシスグループごとに、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下「審査ガイド」という。）」に記載の観点（共通原因故障又は系統間の機能の依存性、余裕時間、設備容量並びに代表性）に基づき、有効性評価の対象とする重要事故シナシスを選定した。</p> <p>1.1 事故シナシスグループの分析について</p> <p>解釈には、炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シナシスグループの、個別プラント評価による抽出に関して以下のとおりに示されている。</p>	<p>【女川】【大阪】 ■記載表現の相違</p> <p>【女川】【大阪】 ■記載表現の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオ選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1-1</p> <p>(a) 必ず想定する事故シナリオグループ</p> <p>② PWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失 ・ 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再循環機能喪失 ・ 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） <p>(b) 個別プラント評価により抽出した事故シナリオグループ</p> <p>① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価(PRA)及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記1-1(a)の事故シナリオグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シナリオグループが抽出された場合には、想定する事故シナリオグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シナリオグループ」については、上記1-1(a)の事故シナリオグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p>	<p>1-1</p> <p>(a) 必ず想定する事故シナリオグループ</p> <p>① BWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ LOCA時注水機能喪失 ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA） <p>(b) 個別プラント評価により抽出した事故シナリオグループ</p> <p>① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価(PRA)及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記1-1(a)の事故シナリオグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シナリオグループが抽出された場合には、想定する事故シナリオグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シナリオグループ」については、上記1-1(a)の事故シナリオグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p>	<p>1-1</p> <p>(a) 必ず想定する事故シナリオグループ</p> <p>② PWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失 ・ 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再循環機能喪失 ・ 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） <p>(b) 個別プラント評価により抽出した事故シナリオグループ</p> <p>① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価(PRA)及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記1-1(a)の事故シナリオグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シナリオグループが抽出された場合には、想定する事故シナリオグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シナリオグループ」については、上記1-1(a)の事故シナリオグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p>	<p>【女川】</p> <p>■記載内容の相違</p> <p>・ PWRとBWRでは解釈で要求されている必ず想定する事故シナリオグループが相違しているため大飯と比較する(着色せず)</p>
<p>これを踏まえ、大飯3号炉及び4号炉を対象としたPRAの知見等を活用して、事故シナリオグループの分析を実施している。</p> <p>内部事象レベル1 PRA (出力運転時)に加えて外部事象について現段階で適用可能なものとして、一般社団法人 日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有する地震レベル1 PRA及び津波レベル1 PRAを用いて事故シナ</p>	<p>上記1-1(b)①に関して、PRAの適用可能な外部事象については日本原子力学会におけるPRA実施基準の標準化の状況、試評価実績の有無等を考慮し、地震及び津波とした。したがって、内部事象レベル1 PRA、地震レベル1 PRA及び津波レベル1</p>	<p>上記1-1(b)①に関して、PRAの適用可能な外部事象については日本原子力学会におけるPRA実施基準の標準化の状況、試評価実績の有無等を考慮し、地震及び津波とした。したがって、内部事象レベル1 PRA、地震レベル1 PRA及び津波レベル1</p>	

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

第37条 付録1 事故シ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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>シナシスグループ等の評価を行うこととした。</p> <p>また、PRAが適用可能でないと判断した外部事象については、定性的な検討から発生する事故シナシスの分析を実施している。</p> <p>なお、当社では、福島第一原子力発電所事故発生以降、緊急安全対策を含めた様々な安全性向上策を整備してきているが、炉心損傷防止対策の有効性評価を行う事故シナシスグループの選定という今回の原子炉設置変更許可申請での位置づけを考慮し、原則としてAM策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故等対処設備等を含めない、原子炉設置許可取得済の設備にのみ期待できる条件でPRAモデルを構築し、内部事象に加えて適用可能な外部事象として地震、津波それぞれのレベル1 PRAについて評価を実施した。</p> <p>これらのPRAの知見等を活用した事故シナシスグループの分析結果について以下に示す。</p> <p>1.1.1 炉心損傷に至る事故シナシスの抽出、整理 (1) PRAに基づく整理</p> <p>内部事象レベル1 PRAにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の組合せを第1-2図に示すイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る事故シナシスを抽出している。地震PRAや津波PRAにおいては、建屋及び構築物並びに大型機器等の大規模な損傷が発生し、直接的に炉心損傷に至るシナシスや地震や津波により複数の機器等が同時に損傷し炉心損傷に至るシナシスについても取り扱っている。</p> <p>具体的には、地震PRA及び津波PRAでは内部事象PRAでは想定していない複数機器及び複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定しており、発生する可能性のある起因事象をプラントへ与える影響度の高いものから起因事象階層イベントツリーの形で整理することで、複合的な事象発生を組合せた事故シナシスの抽出を実施している。第1-3図に地震PRAの起因事象階層イベントツリー、第1-4図に津波PRAの起因事象階層イベントツリーを示す。</p>	<p>PRAを実施し、事故シナシスグループを評価した。</p> <p>また、PRAの適用が困難と判断した地震、津波以外の外部事象については定性的な検討により発生する事故シナシスの分析を行った。</p> <p>実施した事故シナシスグループに係る分析結果を1.1.1に示す。</p> <p>1.1.1 炉心損傷に至る事故シナシスの抽出、整理 (1) PRAに基づく整理</p> <p>内部事象レベル1 PRAでは、各起因事象の発生後、炉心損傷を防止するための緩和手段等の組合せを評価し、第1-2図のイベントツリーを用いて分析することで炉心損傷に至る事故シナシスを抽出している。PRAの対象とした女川原子力発電所2号炉の主な設備系統を第1-1表に示す。また、選定した起因事象及びその発生頻度を第1-2表に示す。</p> <p>外部事象に関しては、PRAが適用可能な事象として地震レベル1 PRA及び津波レベル1 PRAを実施し、内部事象と同様にイベントツリー分析を行い、炉心損傷に至る事故シナシスを抽出した。第1-3図に地震PRAの階層イベントツリーを、第1-4図に地震PRAのイベントツリーを、第1-5図に津波PRAのイベントツリーを示す。地震によって生じる起因事象及びその発生頻度を第1-3表に、津波高さ及び発生するシナリオの観点から整理した津波高さ別の発生頻度を第1-4表に示す。</p>	<p>PRAを実施し、事故シナシスグループを評価した。</p> <p>また、PRAの適用が困難と判断した地震、津波以外の外部事象については、定性的な検討により発生する事故シナシスの分析を行った。</p> <p>なお、当社では、福島第一原子力発電所事故発生以降、緊急安全対策を含めた様々な安全性向上策を整備してきているが、炉心損傷防止対策の有効性評価を行う事故シナシスグループの選定という今回の原子炉設置変更許可申請での位置づけを考慮し、原則としてAM策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故等対処設備等を含めない、原子炉設置許可取得済の設備にのみ期待できる条件でPRAモデルを構築し、内部事象に加えて適用可能な外部事象として地震、津波それぞれのレベル1 PRAについて評価を実施した。</p> <p>実施した事故シナシスグループに係る分析結果を1.1.1に示す。</p> <p>1.1.1 炉心損傷に至る事故シナシスの抽出、整理 (1) PRAに基づく整理</p> <p>内部事象レベル1 PRAでは、各起因事象の発生後、炉心損傷を防止するための緩和手段等の組合せを評価し、第1-2図のイベントツリーを用いて分析することで炉心損傷に至る事故シナシスを抽出している。PRAの対象とした泊発電所3号炉の主な設備系統を第1-1表に示す。また、選定した起因事象及びその発生頻度を第1-2表に示す。</p> <p>外部事象に関しては、PRAが適用可能な事象として地震レベル1 PRA及び津波レベル1 PRAを実施し、内部事象と同様にイベントツリー分析を行い、炉心損傷に至る事故シナシスを抽出した。第1-3図に地震PRAの階層イベントツリーを、第1-4図に地震PRAのイベントツリーを、第1-5図に津波PRAのイベントツリーを示す。地震によって生じる起因事象及びその発生頻度を第1-3表に、津波高さ及び発生するシナリオの観点から整理した津波高さ別の発生頻度を第1-4表に示す。</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・記載充実のため、泊は「はじめに」にて記載しているPRAで考慮する対象について改めて記載しており、女川に記載がないため大飯と比較する</p> <p>【女川】 ■名称の相違 ・申請プラント （以下、相違理由説明を省略） （大飯との相違としても同様 に省略する）</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は主な設備系統（第1-1表）、選定した起因事象及びその発生頻度（第1-2表）を追記している</p>

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>地震PRAでは建屋損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷、機器損傷の相関性考慮により生じる複数ループの同時破損（大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA））、電気盤の損傷に伴う複数機能の同時喪失といった緩和系に期待できない事象（複数の信号系損傷）も抽出しており、直接炉心損傷に至る事象として取り扱っている。</p> <p>また、津波PRAでは機器の設置高さや開口部高さから津波襲来時の到達水位に応じて複数の機器が没水により同時に機能喪失することを想定しており、同一フロアに設置されている電気盤がすべての機能を喪失する事象は緩和系に期待できない直接炉心損傷に至る事象として取り扱っている。</p> <p>内部事象PRA、地震PRA、津波PRAの各イベントツリーにより抽出した事故シナシスを第1-1表に、定量化結果を第1-2表、第1-5図及び第1-6図に示す。</p>	<p>地震や津波の場合、各安全機能の喪失に至るプロセスは異なるものの、起回事象が内部事象と同じであれば、炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため、事故シナシスは内部事象と同様である。また、地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAでは、内部事象レベル1PRAでは想定していない複数の安全機能や緩和機能を有する機器が同時に損傷する事象や、建屋・構築物等の大規模な損傷の発生により直接的に炉心損傷に至る事故シナシスも扱っている。</p> <p>各PRAにより抽出した事故シナシスを第1-5表に、評価結果を第1-6図及び第1-7図に示す。</p>	<p>地震や津波の場合、各安全機能の喪失に至るプロセスは異なるものの、起回事象が内部事象と同じであれば、炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため、事故シナシスは内部事象と同様である。また、地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAでは、内部事象レベル1PRAでは想定していない複数の安全機能や緩和機能を有する機器が同時に損傷する事象や建屋・構築物等の大規模な損傷の発生により直接的に炉心損傷に至る事故シナシスも扱っている。</p> <p>各PRAにより抽出した事故シナシスを第1-5表に、評価結果を第1-6図及び第1-7図に示す。</p>	<p>【女川】 ■記載表現の相違 （以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【大飯】 ■付番の相違 ・女川実績反映による図番の相違 （以下、相違理由説明を省略）</p>
<p>(2) PRAに代わる検討に基づく整理</p> <p>今回PRAを実施可能でないものと判断した地震及び津波以外の外部事象のうち、溢水、火災の発生の際には同一区画内に近接設置されている機器や制御回路が共通要因で機能喪失する可能性があり、小破断LOCA、主給水流量喪失等の事象が想定される。また、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等については安全上重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響として海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失、変圧器、送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失が想定されるが、いずれも今回内部事象レベル1PRAから得られた事故シナシスに含まれると推定している（別紙1）。</p>	<p>(2) PRAに代わる検討に基づく整理</p> <p>PRAの適用が困難な地震、津波以外の外部事象（以下「その他の外部事象」という。）については、その他の外部事象により誘発される起回事象について検討した。内部溢水及び内部火災では、外部電源喪失や全給水喪失等の起回事象の発生が想定される。また、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災、人為事象等において想定される事象は、いずれも内部事象レベル1PRA、地震レベル1PRA又は津波レベル1PRAのいずれかで想定する起回事象に包絡されるため、その他の外部事象を考慮しても新たな事故シナシスグループは抽出されないと推定した。（別紙1）</p>	<p>(2) PRAに代わる検討に基づく整理</p> <p>PRAの適用が困難な地震、津波以外の外部事象（以下「その他の外部事象」という。）については、その他の外部事象により誘発される起回事象について検討した。内部溢水及び内部火災では、外部電源喪失や主給水流量喪失等の起回事象の発生が想定される。また、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災、人為事象等において想定される事象は、いずれも内部事象レベル1PRA、地震レベル1PRA又は津波レベル1PRAのいずれかで想定する起回事象に包絡されるため、その他の外部事象を考慮しても新たな事故シナシスグループは抽出されないと推定した。（別紙1）</p>	<p>【女川】 ■設計の相違 ・PWRとBWRにより想定する起回事象が異なる（記載は異なるが内部溢水及び内部火災で想定される起回事象は大飯と同様）</p>
<p>1.1.2 抽出した事故シナシスの整理</p> <p>第1-1表に示す各事故シナシスについて、解釈に基づき必ず想定する事故シナシスグループとの対応について検討を行った。</p>	<p>1.1.2 抽出した事故シナシスの整理</p> <p>今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シナシス（第1-5表参照）を、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した結果と、解釈1-1(a)に示されている必ず想定する事故シナシスグループとの関係及び解釈1-2に示されている</p>	<p>1.1.2 抽出した事故シナシスの整理</p> <p>今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シナシス（第1-5表参照）を炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した結果と、解釈1-1(a)に示されている必ず想定する事故シナシスグループとの関係、解釈1-2に示されている要件</p>	<p>【女川】 ■記載表現の相違 （以下、相違理由説明を省略）</p>

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>泊と大飯の、事故シナシスグループを解釈1-2及び1-4の要件に基づいて整理した結果の記載を比較するため、付録1-1-21,22ページ（実線部分）に再掲している</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a) 想定する事故シナシスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>(b) 想定する事故シナシスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シナシス、格納容器バイパス等）にあつては、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。</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>上記記載に基づき、事故シナシスグループは以下のとおり分類することができる。</p> <p>1-2(a)に分類される事故シナシスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ E C C S注水機能喪失 ・ E C C S再循環機能喪失 <p>1-2(b)に分類される事故シナシスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A、蒸気発生器伝熱管破損） 	<p>る要件との関係等を第1-6表に整理した。また、整理の内容1.1.2.1～1.1.2.3に示す。</p>	<p>との関係等を第1-6表に整理した。また、整理の内容を1.1.2.1～1.1.2.3に示す。</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載箇所の相違 ・女川実績の反映

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>解釈では、1-2(a)に分類される事故シナシスグループは、炉心損傷後に原子炉格納容器の機能に期待できるものであり、炉心損傷を防止するための十分な対策（国内外の先進的な対策と同等のもの）が講じられており、その有効性を確認することとされている。一方、1-2(b)に分類される事故シナシスグループは、炉心損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷を防止するための対策の有効性を確認することとされている。</p> <p>1.1.2.1 必ず想定する事故シナシスグループについて 今回実施したレベル1 PRAにより抽出した第1-1表に示す各事故シナシスについて分類した結果は第1-2表のとおりであり、喪失した緩和機能及び炉心損傷に至った主要因の観点から事故シナシスを分類した。喪失した緩和機能が同一であれば対策は基本的に同じであるため、各事故シナシスのグループ化を行い、解釈で想定する8つの事故シナシスグループとの関係について以下のとおり整理した。</p> <p>(a) 2次冷却系からの除熱機能喪失 過渡事象が発生し補助給水機能が喪失する事故シナシスや、破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シナシス等、PWRプラントの特徴である蒸気発生器を使用した除熱に失敗した場合、炉心損傷に至る。 また、地震で炉内構造物が損傷した場合、炉心で冷却材の流れが阻害されることにより、原子炉トリップ後の蒸気発生器による除熱時の自然循環が阻害され、除熱に失敗するシナリオを想定しており、事象としては「過渡事象+補助給水失敗」と同じ分類が可能である。これらは「2次冷却系からの除熱機能喪失」の事故シナシスグループに該当し、対策としてはフィードアンドブリードが考えられる。</p>	<p>1.1.2.1 必ず想定する事故シナシスグループとの対応 今回実施したレベル1 PRAにより抽出した各事故シナシス（第1-5表参照）について、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した。具体的には次の(a)～(g)及びこれ以外の事故シナシスに分類した。緩和機能の喪失状況、プラントの状態の観点で、(a)～(g)は、解釈1-1(a)の必ず想定する事故シナシスグループに対応するものとして整理した。</p>	<p>1.1.2.1 必ず想定する事故シナシスグループとの対応 今回実施したレベル1 PRAにより抽出した各事故シナシス（第1-5表参照）について、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で分類した。具体的には次の(a)～(h)及びこれ以外の事故シナシスに分類した。緩和機能の喪失状況、炉心損傷に至る主要因の観点で、(a)～(h)は、解釈1-1(a)の必ず想定する事故シナシスグループに対応するものとして整理した。</p> <p>(a) 2次冷却系からの除熱機能喪失 運転時の異常な過渡変化等の発生後、補助給水機能が喪失する事故シナシスや破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シナシス等、PWRプラントの特徴である蒸気発生器を使用した除熱に失敗して、炉心の著しい損傷に至る事故シナシスを事故シナシスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に分類する。</p>	<p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・大飯の記載は解釈の内容を書き下したものであるため反映せず、女川の構成を反映している</p> <p>【女川】 ■分類結果の相違 ・事故シナシスグループの相違 ■記載方針の相違 ・泊は第1-6表の整理結果と整合させた記載としている</p> <p>【女川】 ■記載内容の相違 ・PWRにおいて解釈で要求されている必ず想定する事故シナシスグループであるため、泊の(a)については、大飯と比較する</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違 ・女川実績の反映 ・泊は(a)～(h)の記載について、事故シナシスグループの分類に関する女川の記載表現を参照し、反映している（以下、同様の相違は「記載表現の」</p>

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 全交流動力電源喪失</p> <p>外部電源が喪失して、サポート系である非常用所内交流電源も喪失する事故シナシスは、全交流動力電源喪失となり炉心損傷に至る。事故シナシスグループとしては「全交流動力電源喪失」に該当し、対策としては空冷式非常用発電装置による給電が考えられる。</p>	<p>(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV) 運転時の異常な過渡変化等の発生後、高圧注水機能を喪失し、原子炉の減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失して、炉心の著しい損傷に至る事故シナシスを、事故シナシスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に分類する。</p> <p>(b) 高圧注水・減圧機能喪失 (TQUX) 運転時の異常な過渡変化等の発生後、高圧注水機能及び原子炉減圧機能を喪失し、炉心の著しい損傷に至るシナシスを、事故シナシスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に分類する。</p> <p>(c) 全交流動力電源喪失 (長期TB, TBD, TBP, TBU) 外部電源喪失の発生時に区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用交流電源の確保に失敗するとともに、区分Ⅲの高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による高圧炉心スプレイ系専用の交流電源の確保に失敗することにより全交流動力電源喪失が発生し、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心の著しい損傷に至る事故シナシスを、事故シナシスグループ「全交流動力電源喪失」に分類する。</p> <p>なお、PRAでは電源喪失の事故シナシスを長期TB, TBD, TBP及びTBUに詳細化して抽出しているが、いずれも全交流動力電源喪失を伴う事故シナシスであるため、解釈1-1(a)に記載の事故シナシスグループでは「全交流動力電源喪失」に該当するものとして整理した。</p> <p>また、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による交流電源確保失敗は高圧炉心スプレイ系のシステムモデルに含めてモデル化していることから、区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用交</p>	<p>(b) 全交流動力電源喪失</p> <p>外部電源喪失の発生時に非常用所内交流電源の確保に失敗することにより全交流動力電源喪失が発生し、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心の著しい損傷に至る事故シナシスを事故シナシスグループ「全交流動力電源喪失」に分類する。</p>	<p>相違」と表示)</p> <p>【女川】 ■記載内容の相違 ・女川の(a)及び(b)はBWRにおいて解釈で要求されている必ず想定する事故シナシスグループ（着色せず） ・泊は事故シナシスグループについて読み替えを実施していない（大飯についても泊と同様） （以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【女川】 ■付番の相違 （以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【女川】 ■設計の相違 ・泊は非常用所内電源設備は2系列（A系、B系）構成だが、女川は高圧炉心スプレイ系を有した3系列（区分Ⅰ、区分Ⅱ、区分Ⅲ）構成（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違 ・泊は全交流動力電源喪失に該当する事故シナシスが1つであるため、事故シナシスグループの詳細化は不要（大飯についても泊と同様）</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 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシグループ抽出及び重要事故シナシ選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(c) 原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>原子炉補機冷却機能が喪失する事故シナシは、起因事象の発生と同時にECCS等の緩和機能のサポート系も喪失し、従属的にRCPシールLOCAや加圧器逃がし弁/安全弁LOCAが発生することで炉心損傷に至る。事故シナシグループとしては「原子炉補機冷却機能喪失」に該当し、対策としては2次冷却系強制冷却+恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水等が考えられる。</p> <p>(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>LOCA事象が発生し、格納容器スプレイ注入及び再循環に失敗する事故シナシは、格納容器内気相部からの除熱ができず、炉心より先に原子炉格納容器が破損する格納容器先行破損となり、引き続き炉心損傷に至る。事故シナシグループとしては「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に該当し、対策としては格納容器内自然対流冷却等が考えられる。</p> <p>(e) 原子炉停止機能喪失</p>	<p>流電源の確保に失敗し、かつ、高圧炉心スプレイ系による炉心冷却に失敗する事故シナシを本事故シナシグループに分類することとする。</p> <p>(d) 崩壊熱除去機能喪失(TW)</p> <p>運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉圧力容器への注水等の炉心の冷却に成功するものの、格納容器からの崩壊熱除去機能が喪失し、炉心損傷前に格納容器が過圧により破損、その後、炉心の著しい損傷に至るおそれのあるシナシを、事故シナシグループ「崩壊熱除去機能喪失」として分類する。</p> <p>(e) 原子炉停止機能喪失(TC)</p>	<p>(c) 原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>原子炉補機冷却機能喪失時、起因事象の発生と同時にECCS等の緩和機能のサポート系も喪失し、従属的にRCPシールLOCAや加圧器逃がし弁/安全弁LOCAが発生することによって、炉心の著しい損傷に至る事故シナシを事故シナシグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に分類する。</p> <p>(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>LOCA事象の発生後、原子炉容器への注水等の炉心の冷却に成功するものの、格納容器スプレイ注入及び再循環に失敗することにより原子炉格納容器からの除熱機能が喪失し、炉心損傷前に原子炉格納容器が過圧により破損、その後、炉心の著しい損傷に至る事故シナシを事故シナシグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に分類する。</p> <p>(e) 原子炉停止機能喪失</p>	<p>■記載表現の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】 ■記載内容の相違 ・PWRにおいて解釈で要求されている必ず想定する事故シナシグループであるため、泊の(c)については、大飯と比較する 【大飯】 ■記載表現の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】 ■記載内容の相違 ・BWRにおいて解釈で要求されている必ず想定する事故シナシグループ（着色せず）</p> <p>【女川】 ■記載内容の相違 ・PWRにおいて解釈で要求されている必ず想定する事故シナシグループであるため、泊の(d)については、大飯と比較する 【大飯】 ■記載表現の相違 ・女川実績の反映</p>

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉トリップが必要な事象が発生した後、原子炉トリップに失敗する事故シナシスは、原子炉出力が抑制できずに炉心損傷に至る。事故シナシスグループとしては「原子炉停止機能喪失」に該当し、対策としてはATWS緩和設備により減速材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果による出力抑制を図ること等が考えられる。</p> <p>(f) ECCS注水機能喪失 LOCA事象が発生し蓄圧注入、高圧注入又は低圧注入によるECCS注水に失敗する事故シナシスは、短期の1次冷却系保有水の回復に失敗し炉心損傷に至る。 また、地震により大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA) が発生した場合、ECCS注水系の成否にかかわらず1次冷却系保有水が喪失し炉心損傷に至る。これらは「ECCS注水機能喪失」の事故シナシスグループに該当し、対策としては2次冷却系強制冷却＋低圧注入等が考えられる。</p> <p>(g) ECCS再循環機能喪失</p>	<p>運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉停止機能を喪失し、炉心の著しい損傷に至る事故シナシスを、事故シナシスグループ「原子炉停止機能喪失」として分類する。</p> <p>(f) LOCA時注水機能喪失 (AE, S1E, S2E) 大破断LOCAの発生後の高圧注水機能及び低圧注水機能の喪失又は中小破断LOCAの発生後の「高圧注水機能及び低圧注水機能」又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能」の喪失により、炉心の著しい損傷に至る事故シナシスを、事故シナシスグループ「LOCA時注水機能喪失」として分類する。 なお、PRAではLOCA時の注水機能喪失シナシスを、破断口の大きさに応じてAE (大破断LOCAを起因とする事故シナシス)、S1E (中破断LOCAを起因とする事故シナシス) 及びS2E (小破断LOCAを起因とする事故シナシス) に詳細化して抽出しているが、いずれもLOCA時の注水機能喪失を伴う事故シナシスグループであるため、解釈1-1(a)に記載の事故シナシスグループでは「LOCA時注水機能喪失」に該当するものとして整理した。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉停止機能を喪失し、炉心の著しい損傷に至る事故シナシスを事故シナシスグループ「原子炉停止機能喪失」として分類する。</p> <p>(f) ECCS注水機能喪失 LOCA事象の発生後、蓄圧注入、高圧注入又は低圧注入によるECCS注水に失敗することによって、短期の1次冷却系保有水の回復に失敗し、炉心の著しい損傷に至る事故シナシスを事故シナシスグループ「ECCS注水機能喪失」に分類する。</p> <p>(g) ECCS再循環機能喪失</p>	<p>【大飯】 ■記載表現の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】 ■記載内容の相違 ・BWRにおいて解釈で要求されている必ず想定する事故シナシスグループ（着色せず）</p> <p>【女川】 ■記載内容の相違 ・PWRにおいて解釈で要求されている必ず想定する事故シナシスグループであるため、泊の(f)については、大飯と比較する</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】</p>

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>LOCA事象が発生した後、短期の1次冷却系保有水の回復に成功した後、低圧再循環又は高圧再循環によるECCS再循環に失敗する事故シナシスは、炉心の長期冷却ができず炉心損傷に至る。事故シナシスグループとしては「ECCS再循環機能喪失」に該当し、対策としては2次冷却系強制冷却+代替再循環等が考えられる。</p> <p>(h) 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） インターフェイスシステムLOCAや蒸気発生器伝熱管破損後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故シナシスは、原子炉格納容器貫通配管からの漏えいが防止できず炉心損傷に至る。事故シナシスグループとしては「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）」に該当し、対策としてはクールダウンアンドリサーキュレーションが考えられる。</p> <p>1.1.2.2 新たな事故シナシスグループの追加について 第1-1表に整理した各事故シナシスのうち、外部事象である地震及び津波特有の事象で、解釈に基づき必ず想定する事故シナシスグループと直接的に対応しないものとして、以下に示す5つの事故シナシスを抽出した（別紙2）。</p>	<p>(g) 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）（ISLOCA） インターフェイスシステムLOCAの発生後、破断箇所の隔離に失敗し、非常用炉心冷却系（以下「ECCS」という。）等による原子炉水位の確保に失敗することで炉心の著しい損傷に至る事故シナシスを、事故シナシスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」に分類する。</p> <p>1.1.2.2 追加すべき事故シナシスグループの検討 今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シナシス（第1-5表参照）のうち、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で解釈1-1(a)の必ず想定する事故シナシスグループに対応しない事故シナシスとしては、地震・津波特有の事象として以下の事故シナシスを抽出した。</p>	<p>LOCA 事象の発生後、短期の1次冷却系保有水の回復に成功した後、低圧再循環又は高圧再循環によるECCS再循環に失敗することによって、炉心の長期冷却ができず炉心の著しい損傷に至る事故シナシスを事故シナシスグループ「ECCS再循環機能喪失」に分類する。</p> <p>(h) 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） インターフェイスシステムLOCAの発生や蒸気発生器伝熱管破損の発生後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗することにより、原子炉格納容器貫通配管等からの原子炉格納容器外への漏えいが防止できず炉心の著しい損傷に至る事故シナシスを事故シナシスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）」に分類する。</p> <p>1.1.2.2 追加すべき事故シナシスグループの検討 今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シナシス（第1-5表参照）のうち、炉心損傷防止のための緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び炉心損傷に至る主要因の観点で解釈1-1(a)の必ず想定する事故シナシスグループに対応しない事故シナシスとしては、地震・津波特有の事象として以下の事故シナシスを抽出した。</p>	<p>■記載内容の相違 ・PWRにおいて解釈で要求されている必ず想定する事故シナシスグループであるため、泊の(g)については、大飯と比較する 【大飯】 ■記載表現の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】 ■記載内容の相違 ・PWRとBWRにおいて解釈で要求されている必ず想定する事故シナシスグループが相違しているため、泊の(h)については、大飯と比較する（着色せず） 【大飯】 ■記載表現の相違 ・女川実績の反映 ・泊は蒸気発生器伝熱管破損時の放出経路を考慮した記載としている</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオ選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a. 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）</p> <p>複数の蒸気発生器伝熱管が破損することにより、大規模なLOCAが発生し、ECCS注水も無効であり炉心損傷に至る事象であるとともに、格納容器バイパスが発生する事象として抽出した。</p>	<p>(3) 格納容器バイパス（地震による配管の格納容器外での破損と隔離弁の閉失敗の重畳）</p> <p>大規模な地震では、格納容器外で配管破断等が発生し、格納容器をバイパスした原子炉冷却材の流出が発生する可能性がある。格納容器バイパス事象はインターフェイスシステムLOCAとバイパス破断に細分化され、バイパス破断は通常開等の隔離弁に接続している配管が格納容器外で破損すると同時に隔離弁が閉失敗することで原子炉冷却材が流出する事象である。原子炉冷却材の流出や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、破断箇所の隔離に失敗したことで原子炉建屋内の機器に悪影響が及び炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の格納容器バイパス事象の影響には不確かさが大きく、配管破断の程度や破断箇所の特定、影響緩和措置の成立性等に応じた網羅的な事象進展の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p>	<p>(1) 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）</p> <p>大規模な地震では、複数の蒸気発生器伝熱管が破損することで、制御できない大規模なLOCAが発生する可能性がある。大規模な地震において複数の蒸気発生器伝熱管の破損が発生した場合であっても、破損の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCSの注水機能の全喪失や使用可能なECCSの注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の蒸気発生器伝熱管の破損の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、破損の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・設計の相違により地震PRAにより抽出される事故シナリオが相違しているため、1.1.2.2(1)～(5)については大飯と比較する（着色せず） <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊の構成に合わせて女川の(1)～(7)の記載順序を入れ替えている <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■付番の相違 （以下、相違理由説明を省略） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は(1)～(8)の記載について、女川の地震・津波特有の事故シナリオに関する記載表現を参照し、反映している（以下、相違理由説明を省略）

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 原子炉建屋損傷</p> <p>原子炉建屋が損傷することで、原子炉建屋内のすべての機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生する可能性があり、ECCS注水も無効であると想定されるため炉心損傷に至る事象として抽出した。</p> <p>c. 原子炉格納容器損傷</p> <p>原子炉格納容器が損傷することで、原子炉格納容器内のすべての機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生する可能性があり、ECCS注水も無効であると想定されるため炉心損傷に至る事象として抽出した。</p>	<p>(6) 原子炉建屋損傷</p> <p>大規模な地震では、原子炉建屋が損傷することで、建屋内の格納容器、原子炉圧力容器等の機器及び構造物が大規模な損傷を受ける可能性がある。</p> <p>大規模な地震において原子炉建屋の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉停止や炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の原子炉建屋の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>(5) 格納容器損傷</p> <p>大規模な地震では、格納容器の損傷が発生する可能性がある。この場合、格納容器の損傷により、原子炉停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる。大規模な地震において格納容器の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、格納容器の損傷に伴いECCSの注水配管が破断し、炉心冷却が困難になる等の理由により、炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の格納容器の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和設備の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p>	<p>(2) 原子炉建屋損傷</p> <p>大規模な地震では、原子炉建屋が損傷することで、原子炉建屋内のすべての機器、配管の損傷が発生する可能性がある。大規模な地震において原子炉建屋の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCSの注水機能の全喪失や使用可能なECCSの注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の原子炉建屋の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>(3) 原子炉格納容器損傷</p> <p>大規模な地震では、原子炉格納容器が損傷することで、原子炉格納容器内のすべての機器、配管の損傷が発生する可能性がある。大規模な地震において原子炉格納容器の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCSの注水機能の全喪失や使用可能なECCSの注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の原子炉格納容器の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】</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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>d. 制御建屋損傷</p> <p>制御建屋が損傷することで、制御建屋内の電気盤（メタルクラッド開閉装置、直流き電盤等）が損傷し、代替電源の接続及び供給ができない状況で「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」が発生するとともに、主盤（原子炉盤）等が損傷することにより、各種制御が不能となり監視系や補助給水系の機能喪失も想定されることから、炉心損傷に至る事象として抽出した。</p> <p>e. 複数の信号系損傷</p> <p>主盤（原子炉盤）等が損傷することで、各種制御が不能となり補助給水流量調整失敗や主蒸気逃がし弁を含む工学的安全施設の動作不能を想定し、2次冷却系からの除熱機能喪失となり炉心損傷に至る事象として抽出した。</p>	<p>(7) 制御建屋損傷</p> <p>大規模な地震では、制御建屋の損傷により非常用母線、直流電源等の非常用電源の喪失もしくは、中央制御室損傷による中央制御盤等の損傷の可能性がある。大規模な地震において制御建屋の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉停止や炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の制御建屋の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>(2) 計測・制御系喪失</p> <p>大規模な地震の発生により、計測・制御機能が喪失することで、プラントの監視及び制御が不能な状態に陥る可能性がある。計測・制御機能を喪失した場合であっても、喪失の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCSが起動不能になること等が原因で炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに、残留熱除去系が起動不能になること等の原因により、格納容器の破損に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震による計測・制御系の喪失の規模には不確かさが大きく、計測・制御機能が喪失した際のプラントへの影響を特定することは困難であることから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p>	<p>(4) 原子炉補助建屋損傷</p> <p>大規模な地震では、原子炉補助建屋が損傷することで、非常用母線、直流電源等の非常用電源の喪失又は、中央制御室損傷による運転コンソール等の損傷が発生する可能性がある。大規模な地震において原子炉補助建屋の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、代替電源の接続及び供給ができない状況で「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」が発生するとともに、各種制御が不能となり監視系や補助給水系の機能喪失が発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の原子炉補助建屋の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>(5) 複数の信号系損傷</p> <p>大規模な地震では、運転コンソール等が損傷することで、複数の信号系が損傷する可能性がある。大規模な地震において複数の信号系損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、各種制御が不能となり補助給水流量調整失敗や主蒸気逃がし弁を含む工学的安全施設の動作不能による2次冷却系からの除熱機能喪失が発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の複数の信号系損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】</p> </div>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■名称の相違 ・制御建屋損傷⇔原子炉補助建屋損傷 ・主盤（原子炉盤）⇔運転コンソール （以下、相違理由説明を省略） ■記載表現の相違

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

第37条 付録1 事故シ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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(1) ECCS容量を超える原子炉冷却材圧力バウダリ喪失（E-LOCA）</p> <p>大規模な地震では、格納容器内の原子炉冷却材圧力バウダリにおいて、大破断LOCAを超える規模の損傷に伴う冷却材喪失（E-LOCA）が発生する可能性がある。具体的には、主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）の開放失敗による原子炉圧力上昇又は地震による直接的な荷重により、格納容器内の原子炉冷却材圧力バウダリ配管が損傷に至るシナリオを想定している。大規模な地震においてLOCAが発生した場合であっても、破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、ECCSの注水機能の全喪失や、使用可能なECCSの注水能力を上回る量の原子炉冷却材の漏えいが発生することにより炉心損傷に至る可能性も考えられる。さらに、使用可能な緩和設備の状況によっては格納容器の除熱に失敗する等の原因により、格納容器の破損に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の原子炉冷却材圧力バウダリの損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、原子炉冷却材圧力バウダリの損傷の規模や緩和機能の状態に応じて個別に事象収束の評価を実施することは困難であるため、保守的にE-LOCA相当のLOCAが発生するものとし、炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>なお、後述する事故シナシス選定の結果、大破断LOCAについては国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シナシスとして格納容器の機能に期待している。破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては格納容器の機能に期待できる場合も考えられる。</p> <p>(4) 圧力容器損傷</p> <p>大規模な地震では、原子炉圧力容器の損傷が発生する可能性がある。この場合、原子炉圧力容器の損傷により、原子炉停止や炉心冷却が困難となる可能性が考えられる。大</p>		<p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）については、ECCS注水機能喪失の事故シナシスグループに分類しており、追加すべき事故シナシスグループに分類していない（大飯についても同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は原子炉容器破損については、大破断LOCAを上回</p>

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ここで、「a. 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）」及び「c. 原子炉格納容器損傷」については、炉心損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できない事象として炉心損傷防止対策の有効性を確認するとしている解釈の記載 1-2(b)に分類されるものの、有効な炉心損傷防止対策を確保できない事故シナシスである。</p> <p>また、「b. 原子炉建屋損傷」、「d. 制御建屋損傷」及び「e.</p>	<p>規模な地震において原子炉圧力容器の損傷が発生した場合であっても、損傷の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉圧力容器の損傷に伴いECCSの注水配管が破断し、炉心冷却が困難になる等の理由により、炉心損傷に至る可能性も考えられる。また、原子炉圧力容器の損傷後に使用可能な緩和設備の状況によっては格納容器の除熱に失敗する等の原因により、格納容器の破損に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な地震発生後の原子炉圧力容器の損傷の規模や緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和設備の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>(8) 複数の安全機能喪失</p> <p>大規模な津波では、敷地内及び建屋内へ津波が浸水し、外部電源、非常用電源、ECCS等、広範な緩和設備が喪失する可能性がある。大規模な津波により敷地内及び建屋内へ浸水し、複数の安全機能喪失が発生した場合であっても、喪失の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉停止や炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な津波発生後の緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p>	<p>(6) 複数の安全機能喪失</p> <p>大規模な津波では、敷地内及び建屋内へ津波が浸水し、外部電源、非常用電源、ECCS等、広範な緩和設備が喪失する可能性がある。大規模な津波により敷地内及び建屋内へ浸水し、複数の安全機能喪失が発生した場合であっても、喪失の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、一方で、原子炉停止や炉心冷却が困難となり、炉心損傷に至る可能性も考えられる。</p> <p>このように、大規模な津波発生後の緩和機能の状態には不確かさが大きく、損傷の規模や緩和機能の状態による事象収束可能性の評価が困難なことから、保守的に炉心損傷に直結する事象として抽出した。</p> <p>追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】</p>	<p>る規模のLOCA（Excess LOCA）に含めてい る（大飯についても同様）</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p>

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>複数の信号系損傷」についても、炉心損傷後の原子炉格納容器の機能には必ずしも期待できるとは言えない事故シナシスとなる。</p> <p>これらの各事故シナシスには炉心損傷に直結するような大規模な事象から炉心損傷防止対策等により炉心損傷を回避、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できる可能性のある小規模な事象まで多様なケースが想定される。また、地震、津波が発生した場合の損傷状態及び機能喪失する機器やその割合を特定することは困難であることから、これらの様々な規模の事象を含む事故シナシス全体を1つの外部事象特有の事故シナシスグループと考え、解釈で必ず想定するとされている事故シナシスグループと異なる新たな事故シナシスグループとしての設定要否について検討を実施した。</p> <p>(a) 頻度の観点</p> <p>これらの各事故シナシスグループについて炉心損傷頻度の確認を行った結果、炉心損傷頻度が最も大きい事故シナシスグループである蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）においても、炉心損傷頻度は3.9×10^{-8}（/炉年）であった。これは全炉心損傷頻度（6.7×10^{-5}（/炉年））に対して0.1%未満と極めて小さい寄与であり、炉心損傷に至らない小規模な事象も含まれた結果であることを考慮すると、解釈で必ず想定される事故シナシスグループよりも小さい炉心損傷頻度と推定できる。</p>	<p>上記の事故シナシスについて、解釈に従い、有効性評価における想定の有無を炉心損傷頻度又は影響度等の観点から分析した。</p> <p>① 炉心損傷頻度の観点</p> <p>(1)～(7)の各事故シナシスの炉心損傷頻度には、必ずしも炉心損傷に直結するほどの損傷に至らない場合も含んでいる。別紙2のとおり、これらの事故シナシスは評価方法にかなりの保守性を有している。また、地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することは困難なことから、現状、対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象として整理しているが、実際には地震の程度に応じ、機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も想定される。機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合、それを用いた対応に期待することにより、炉心損傷を防止できる可能性もあると考える。これらを整理すると以下ようになる。</p> <p>a) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、損傷の程度が軽微であったり、機能喪失を免れた緩和機能によって炉心損傷を回避できる場合。</p> <p>b) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、緩和機能による炉心損傷の防止が可能な程度の損傷であり、機能喪失を免れた緩和機能があったものの、それらのランダム故障によって炉心損傷に至る場合。</p>	<p>上記の事故シナシスについて、解釈に従い、有効性評価における想定の有無を炉心損傷頻度、影響度等の観点から分析した。</p> <p>① 炉心損傷頻度の観点</p> <p>(1)～(5)の各事故シナシスの炉心損傷頻度には、必ずしも炉心損傷に直結するほどの損傷に至らない場合も含んでいる。別紙2のとおり、これらの事故シナシスは評価方法にかなりの保守性を有している。また、地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することは困難なことから、現状、対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象として整理しているが、実際には地震の程度に応じ、機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も想定される。機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合、それを用いた対応に期待することにより、炉心損傷を防止できる可能性もあると考える。これらを整理すると以下ようになる。</p> <p>a) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、損傷の程度が軽微であったり、機能喪失を免れた緩和機能によって炉心損傷を回避できる場合。</p> <p>b) 炉心損傷直結と整理している事象が発生したが、緩和機能による炉心損傷の防止が可能な程度の損傷であり、機能喪失を免れた緩和機能があったものの、それらのランダム故障によって炉心損傷に至る場合。</p> <p>追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ●女川実績の反映</p> <p>【女川】 ■付番の相違 (以下、相違理由説明を省略)</p>

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

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>c)緩和機能の有無にかかわらず炉心損傷を防止できない規模の炉心損傷直結事象が発生し、炉心損傷に至る場合。</p> <p>a)～c)の整理のとおり、a)の場合は炉心損傷を防止できると考えられるため、評価を詳細化することで(1)～(7)の各事故シーケンスの炉心損傷頻度は現在の値よりも更に小さい値になると推定される。また、機能を維持した設計基準事故対処設備等に期待した上で、そのランダム故障により炉心損傷に至る場合のシーケンスは、内部事象レベル1 PRAの結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されるものと考えられる。これらの事故シーケンスに対して、炉心損傷頻度の観点では、地震PRAの精度を上げることが望ましいと考える。</p> <p>また、(8)の事故シーケンスについては、津波PRAから抽出される事故シーケンスであるが、炉心損傷頻度は 7.3×10^{-7} /炉年であり、全炉心損傷頻度に対して0.8%程度と小さい寄与となっているが、この炉心損傷頻度は防潮堤前面での津波高さが O.P. +33.9m を超える津波の発生頻度と同じとしており、O.P. +33.9m の津波により敷地内及び建屋内へ浸水することで複数の安全機能が喪失し、保守的に炉心損傷に直結する事象としているため、各建屋の止水対策の効果を取り込むこと等によりこの事故シーケンスの炉心損傷頻度は更に小さい値になると推定される。</p>	<p>c)緩和機能の有無にかかわらず炉心損傷を防止できない規模の炉心損傷直結事象が発生し、炉心損傷に至る場合。</p> <p>a)～c)の整理のとおり、a)の場合は炉心損傷を防止できると考えられるため、評価を詳細化することで(1)～(5)の各事故シーケンスの炉心損傷頻度は現在の値よりも更に小さい値になると推定される。また、機能を維持した設計基準事故対処設備等に期待した上で、そのランダム故障により炉心損傷に至る場合のシーケンスは、内部事象レベル1 PRAの結果から抽出された既存の事故シーケンスグループに包絡されるものと考えられる。これらの事故シーケンスに対して、炉心損傷頻度の観点では、地震PRAの精度を上げることが望ましいと考える。</p> <p>また、(6)の事故シーケンスについては、津波PRAから抽出される事故シーケンスであるが、炉心損傷頻度は 2.9×10^{-7} /炉年であり、全炉心損傷頻度に対して0.1%程度と小さい寄与となっているが、この炉心損傷頻度は防潮堤前面での津波高さが T.P. 16.5m を超える津波の発生頻度と同じとしており、T.P. 16.5m の津波により敷地内及び建屋内へ浸水することで複数の安全機能が喪失し、保守的に炉心損傷に直結する事象としているため、各建屋の止水対策の効果を取り込むこと等によりこの事故シーケンスの炉心損傷頻度は更に小さい値になると推定される。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px; text-align: center;"> 追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】 </div>	<p>【女川】 ■記載表現の相違</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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 影響の観点</p> <p>これらの各事故シナシスグループが発生した際の影響としては、具体的には炉心損傷に至るまでの余裕時間、炉心損傷の発生規模、放射性物質の放出量等の着眼点が考えられるが、外部ハザードによる建屋や機器の損傷程度や組み合わせを特定することは困難であり、炉心損傷に至らない小規模な事象から、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器及び配管のすべてが機能を喪失するような深刻な事故まで、事象発生時にプラントに及ぼす影響は大きな幅を有する。したがって、外部事象に特有の事故シナシスグループは、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループとして単独で定義するのではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものである。</p> <p>具体的には、炉心損傷に至らない小規模な事象の場合には、使用可能な炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器及び配管のすべてが機能を喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ、電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応していく。</p>	<p>② 影響度(事象の厳しさ)の観点</p> <p>(1)～(7)の各事故シナシスが発生した際の事象の厳しさについて、建屋や機器の損傷の程度や組合せによって事象の厳しさに幅が生じると考えられ、定量的に分析することは難しいと考えるものの、地震と同時に炉心が損傷する状況は考え難い。現状、対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象として整理しているが、実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。このように、事象の厳しさの観点では、高圧・低圧注水機能喪失や全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。</p> <p>また、(8)の事故シナシスが発生した際の事象の厳しさについて、敷地内及び建屋内への浸水の程度によって事象の厳しさには幅が生じると考えられ、定量的に分析することは難しいと考えるものの、実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。このように、事象の厳しさの観点では、全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。</p>	<p>② 影響度(事象の厳しさ)の観点</p> <p>(1)～(5)の各事故シナシスが発生した際の事象の厳しさについて、建屋や機器の損傷の程度や組合せによって事象の厳しさに幅が生じると考えられ、定量的に分析することは難しいと考えるものの、地震と同時に炉心が損傷する状況は考え難い。現状、対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結事象として整理しているが、実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。このように、事象の厳しさの観点では、2次冷却系からの除熱機能喪失や全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。</p> <p>また、(6)の事故シナシスが発生した際の事象の厳しさについて、敷地内及び建屋内への浸水の程度によって事象の厳しさには幅が生じると考えられ、定量的に分析することは難しいと考えるものの、実際には機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。このように、事象の厳しさの観点では、全交流動力電源喪失等と同等となる場合もあると考える。また、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】</p> </div>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・PWRとBWRでは解釈で要求されている必ず想定する事故シナシスグループが相違している

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 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>上記のとおり、頻度及び影響の観点から検討した結果、小規模な事象を含めても全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいこと及び大規模な事故に至る頻度はさらに小さく、仮に発生したとしても影響を緩和する対策を整備していることから、解釈に基づき必ず想定する事故シナシスグループと比較して、有意な頻度又は影響をもたらすものではなく、事故シナシスグループとして新たに追加する必要はないと総合的に判断した。</p>	<p>③ 炉心損傷防止対策の観点</p> <p>現状、対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結として整理している(1)～(7)の各事故シナシスについて、炉心損傷直結としていることの保守性を踏まえて定性的に考察すると、①及び②で述べたとおり、(1)～(7)の事象が発生するものの、機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も考えられる。この場合、炉心損傷に至るか否かは地震によって機能を喪失した設備及び機能を維持した設計基準事故対処設備等のランダム故障によるため、内部事象レベル1 PRAの結果から抽出された既存の事故シナシスグループに包絡されたと考えられる。</p> <p>また、炉心損傷を防止できる場合も考えられるため、炉心損傷頻度は現在の値よりも低下するものと考えられる。</p> <p>損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、建屋以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、臨機応変に対応することによって、炉心損傷や格納容器破損を防止することになる。</p> <p>上記のように、(1)～(7)の各事故シナシスは、実際のところプラントへの影響に不確かさが大きく、具体的な事故シナシスを特定することが困難である。このため、外部事象に特有の事故シナシスグループについては、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループとして事故シナシスを特定して評価するのではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管の全てが機能を喪失するような深刻な損傷の場合には可搬型のポンプ、電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応するべきものとする。</p> <p>また、(8)の事故シナシスについても、敷地内及び建屋内への浸水の程度によっては機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備による対応に期待できる場合も考えられ、損傷の程度が大きく設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。</p>	<p>③ 炉心損傷防止対策の観点</p> <p>現状、対象とする建屋や機器等の損傷をもって炉心損傷直結として整理している(1)～(5)の各事故シナシスについて、炉心損傷直結としていることの保守性を踏まえて定性的に考察すると、①及び②で述べたとおり、(1)～(5)の事象が発生するものの、機能を維持した設計基準事故対処設備等が残る場合も考えられる。この場合、炉心損傷に至るか否かは地震によって機能を喪失した設備及び機能を維持した設計基準事故対処設備等のランダム故障によるため、内部事象レベル1 PRAの結果から抽出された既存の事故シナシスグループに包絡されたと考えられる。</p> <p>また、炉心損傷を防止できる場合も考えられるため、炉心損傷頻度は現在の値よりも低下するものと考えられる。</p> <p>損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、建屋以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、臨機応変に対応することによって、炉心損傷や格納容器破損を防止することになる。</p> <p>上記のように、(1)～(5)の各事故シナシスは、実際のところプラントへの影響に不確かさが大きく、具体的な事故シナシスを特定することが困難である。このため、外部事象に特有の事故シナシスグループについては、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループとして事故シナシスを特定して評価するのではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管のすべてが機能を喪失するような深刻な損傷の場合には可搬型のポンプ、電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応するべきものとする。</p> <p style="text-align: center;">追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】</p>	<p>【大阪】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 <p>【大阪】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 (以下、相違理由説明を省略)

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

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>これらを除くその他の事故シーケンスについては、第1-2表に示すとおりPRAで抽出された事故シーケンスが解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループのいずれかに整理できることを確認できており、PRAの知見等を踏まえ、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが新たに抽出されないことを確認した。</p> <p>なお、FO-A～FO-B断層と熊川断層の連動等の考慮による地震ハザード及び津波ハザードの変更による影響については、損傷モードや損傷設備の追加がないことから、現状の地震及び津波PRAで評価していない事故シーケンスが追加になることはない。また、炉心損傷防止対策及び炉心損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない建屋損傷等の地震及び津波特有の事故シーケンスの寄与が著しく増大することはなく、新たな事故シーケンスグループの追加がないことを確認している。</p>	<p>以上の検討を踏まえ、(1)～(8)の各事故シーケンスは、一定の安全機能喪失時の対策の有効性を評価するシナリオとしては適当でない事象であり、新たに追加するシーケンスとはしないことを確認した。また、(1)～(8)の各事故シーケンスを炉心損傷頻度及び影響度の観点から総合的に判断した結果、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと比較して有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして、新たに追加するシーケンスには該当しないと判断した。</p> <p>また、上記の検討及び別紙2のとおり、大規模な地震を受けた場合であっても、炉心損傷に直結するほどの損傷が生じることは考えにくく、大規模な地震を受けた場合の大部分は使用可能な緩和機能によって炉心損傷防止を試みる事が可能であるものとする。</p> <p>津波による敷地内及び建屋内への浸水についても、複数の安全機能が全て喪失するほどの損傷が生じることは考えにくく、使用可能な設備によって炉心損傷防止を試みる事が可能であるものとする。</p>	<p>また、(6)の事故シーケンスについても、敷地内及び建屋内への浸水の程度によっては機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備による対応に期待できる場合も考えられ、損傷の程度が大きく設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、使用可能な設備によって臨機応変に影響緩和を試みる。</p> <p>以上の検討を踏まえ、(1)～(6)の各事故シーケンスは、一定の安全機能喪失時の対策の有効性を評価するシナリオとしては適当でない事象であり、新たに追加するシーケンスとはしないことを確認した。また、(1)～(6)の各事故シーケンスを炉心損傷頻度及び影響度の観点から総合的に判断した結果、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと比較して有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして、新たに追加するシーケンスには該当しないと判断した。</p> <p>また、上記の検討及び別紙2のとおり、大規模な地震を受けた場合であっても、炉心損傷に直結するほどの損傷が生じることは考えにくく、大規模な地震を受けた場合の大部分は使用可能な緩和機能によって炉心損傷防止を試みる事が可能であるものとする。</p> <p>津波による敷地内及び建屋内への浸水についても、複数の安全機能がすべて喪失するほどの損傷が生じることは考えにくく、使用可能な設備によって炉心損傷防止を試みる事が可能であるものとする。</p> <p>追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】</p>	<p>【大飯】 ■個別評価による相違 ・泊は最新の確率論的地震ハザード及び津波ハザードを用いて評価を実施している</p>

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.1.2.3 炉心損傷後の格納容器の機能への期待可否に基づく整理</p> <p>泊と大阪の記載について、事故シナシスグループを解釈1-2及び1-4の要件に基づいて整理した結果の記載を比較するため、付録1-1-5ページ（点線部分）を再掲</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a) 想定する事故シナシスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>(b) 想定する事故シナシスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シナシス、格納容器バイパス等）にあつては、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。</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p>	<p>1.1.2.3 炉心損傷後の格納容器の機能への期待可否に基づく整理</p> <p>内の事象レベル1 PRA, PRAが適用可能な外部事象として地震及び津波レベル1 PRAを実施し、地震、津波以外の外部事象についてはPRAに代わる方法で概略評価を実施した結果、追加すべき新たな事故シナシスグループはないことを確認した。</p> <p>したがって、女川原子力発電所2号炉の有効性評価で想定する事故シナシスグループは、解釈1-1(a)の必ず想定する事故シナシスグループのみとなる。これについて、以下に示す解釈1-2及び1-4の要件に基づいて整理し、各事故シナシスグループの対策の有効性の確認における要件を整理した。</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a) 想定する事故シナシスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>(b) 想定する事故シナシスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シナシス、格納容器バイパス等）にあつては、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。</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p>	<p>1.1.2.3 炉心損傷後の格納容器の機能への期待可否に基づく整理</p> <p>内の事象レベル1 PRA, PRAが適用可能な外部事象として地震及び津波レベル1 PRAを実施し、地震、津波以外の外部事象についてはPRAに代わる方法で概略評価を実施した結果、追加すべき新たな事故シナシスグループはないことを確認した。</p> <p>追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】</p> <p>したがって、泊発電所3号炉の有効性評価で想定する事故シナシスグループは、解釈1-1(a)の必ず想定する事故シナシスグループのみとなる。これについて、以下に示す解釈1-2及び1-4の要件に基づいて整理し、各事故シナシスグループの対策の有効性の確認における要件を整理した。</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a) 想定する事故シナシスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>(b) 想定する事故シナシスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シナシス、格納容器バイパス等）にあつては、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。</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p>	<p>【大阪】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p>

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>上記記載に基づき、事故シナシスグループは以下のとおり分類することができる。</p> <p>1-2 (a)に分類される事故シナシスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ ECCS注水機能喪失 ・ ECCS再循環機能喪失 <p>1-2 (b)に分類される事故シナシスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損） 	<p>整理の結果は以下のとおり。</p> <p>○解釈1-2 (a)に分類される事故シナシスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ LOCA時注水機能喪失 <p>○解釈1-2 (b)に分類される事故シナシスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA） 	<p>整理の結果は以下のとおり。</p> <p>○解釈1-2 (a)に分類される事故シナシスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ ECCS注水機能喪失 ・ ECCS再循環機能喪失 <p>○解釈1-2 (b)に分類される事故シナシスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損） 	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・ PWRとBWRでは解釈で要求されている必ず想定する事故シナシスグループが相違しているため、大阪と比較する（着色せず）。
<p>1.2 有効性評価の対象となる事故シナシスについて</p> <p>事故シナシスグループ別に事故シナシス、炉心損傷防止対策等について整理した結果を第1-3表に示す。</p> <p>解釈1-2 (a)に分類される事故シナシスに対しては、「国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていること」とされているが、第1-3表に整理した事故シナシスには、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、炉心損傷防止対策を講ずることが困難なシナシスも存在する。</p> <p>以下に示すシナシスは国内外の先進的な対策を考慮しても、すべての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難なシナシスに該当する。なお、国内外の先進的な対策と大阪3号炉及び4号炉の対策の比較を別紙3に示す。</p>	<p>1.2 有効性評価の対象となる事故シナシスについて</p> <p>事故シナシスグループ別に事故シナシス及び炉心損傷防止対策について整理した結果を第1-7表に示す。</p> <p>解釈1-2 (a)の事故シナシスグループに含まれる事故シナシスに対しては、炉心の著しい損傷を防止するための対策として、国内外の先進的な対策と同等のものを講じることが要求されている。</p> <p>一方で、事故シナシスの中には、国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シナシスが存在する。具体的には以下の2つの事故シナシスが該当する。</p> <p>なお、国内外の先進的な対策と女川原子力発電所2号炉の対策の比較を別紙3に示す。</p>	<p>1.2 有効性評価の対象となる事故シナシスについて</p> <p>事故シナシスグループ別に事故シナシス及び炉心損傷防止対策について整理した結果を第1-7表に示す。</p> <p>解釈1-2 (a)の事故シナシスグループに含まれる事故シナシスに対しては、炉心の著しい損傷を防止するための対策として、国内外の先進的な対策と同等のものを講じることが要求されている。</p> <p>一方で、事故シナシスの中には、国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シナシスが存在する。具体的には以下の6つの事故シナシスが該当する。</p> <p>なお、国内外の先進的な対策と泊発電所3号炉の対策の比較を別紙3に示す。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】</p> </div>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違

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

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について

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
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗 ・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 ・大破断LOCA+低圧注入失敗 ・大破断LOCA+蓄圧注入失敗 ・中破断LOCA+蓄圧注入失敗 ・大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA) 	<p>① 大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗</p> <p>② 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗+原子炉停止失敗</p> <p>①の事故シーケンスは、原子炉圧力容器から多量の冷却材が短時間で失われていく事象であり、大破断LOCA後は数分以</p>	<p>①原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗</p> <p>② 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失</p> <p>③大破断LOCA+低圧注入失敗</p> <p>④大破断LOCA+蓄圧注入失敗</p> <p>⑤中破断LOCA+蓄圧注入失敗</p> <p>⑥大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> 追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】 </div> <p>①の事故シーケンスは、原子炉補機冷却機能喪失発生時に補助給水系による2次冷却系からの冷却ができなければ、炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、2次冷却系からの除熱機能について、原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水系に期待できない場合のバックアップとなる対策は確認できなかったことから、この事故シーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして整理した。</p> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <p>②の事故シーケンスは、過渡事象時に炉内構造物の損傷により1次冷却材の流れが阻害されることで補助給水系による2次冷却系からの除熱が不能となる事象であり、1次冷却材を循環させなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、炉内構造物の損傷時に1次冷却材の循環が可能となる対策は確認できなかったことから、この事故シーケンスを国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスとして整理した。</p> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> 追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】 </div> <p>③～⑥の事故シーケンスは、原子炉容器から多量の冷却材が短時間で失われていく事象であり、LOCA後に十分な注水がで</p>	<p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉心の著しい損傷に至る可能性がある事故シーケンスについては、設計の相違によりPWRとBWRで相違している <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【大阪】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・各事故シーケンスの説明について記載を充実化している（原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗の事故シーケンスへに関して国内外の対策は確認できなかった点は同様） <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> （1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失の事故シーケンスに関して国内外の対策は確認できなかった点は大阪も同様） <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシグループ抽出及び重要事故シナシ選定について

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>泊と大阪の記載について比較するため、付録1-1-26ページ(点線部分)を再掲している</p> <p>これを踏まえ、これらの炉心損傷防止対策が有効に機能しない事故シナシについては、2.2.4項に示すとおり原子炉格納容器内へのスプレイ注水や格納容器内自然対流冷却等による格納容器破損防止対策の有効性を確認することとし、これらを除く事故シナシを対象に、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象となる事故シナシの選定を実施することとした。</p> <p>なお、これらの事故シナシに対しても、フィードアンドブリードや原子炉への注水の継続による炉心損傷の拡大抑制等影響を緩和できる可能性があり、状況に応じて可能な対応を実施していく。</p>	<p>内に多量の注水を開始しなければ炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、事象発生から極めて短時間に多量の注水が可能対策(インターロックの追設等)は確認できなかったことから、この事故シナシを国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シナシとして整理した。</p> <p>以上より、①の事故シナシについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シナシから除外した(重要事故シナシ選定の対象とする事故シナシから除外する)。</p> <p>①の事故シナシについても、炉心損傷後の原子炉への注水や格納容器スプレイ等の実施により、事象の緩和に期待できる。また、今回整備した格納容器破損防止対策により格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している(「2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シナシ等に対する格納容器破損防止対策の有効性」参照)。</p> <p>②の事故シナシは、原子炉スクラムの失敗と全交流動力電源の喪失が重畳する事故シナシである。制御棒による原子炉停止に期待できない場合の代替の原子炉停止手段としてはほう酸水注入系を設けているが、全交流動力電源の喪失によってほう酸水注入系が機能喪失に至ることから、炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、原子炉停止機能について、ほう酸水注入系に期待できない場合のバックアップとなる対策は確認できなかったことから、この事故シナシを国</p>	<p>きなれば炉心損傷を防止することができない。今回の調査では、事象発生から極めて短時間に多量の注水が可能対策(インターロックの追設等)は確認できなかったことから、これらの事故シナシを国内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シナシとして整理した。</p> <p>以上より、①～⑥の事故シナシについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとし、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とする事故シナシから除外した(重要事故シナシ選定の対象とする事故シナシから除外する)。</p> <p>①～⑥の事故シナシについても、フィードアンドブリードや原子炉への注水の継続等の実施により、事象の緩和に期待できる。また、今回整備した格納容器破損防止対策により格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認している(「2.2.3 炉心損傷防止が困難な事故シナシ等に対する格納容器破損防止対策の有効性」参照)。</p> <p>追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】</p>	<p>・泊の③～⑥の事故シナシには大破断LOCA、中破断LOCAを起因とした事故シナシが含まれている(③～⑥の事故シナシに関して国内外の対策は確認できなかった点は大阪も同様)</p> <p>【女川】</p> <p>■設備名称の相違</p> <p>・原子炉圧力容器⇔原子炉容器</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・外部電源より燃料集合体及び制御棒並びにディーゼル発電機関連設備のHCLPFが大きく、外部電源喪失によるトリップ遮断器の開放や地震加速度大による原子炉トリッ</p>

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>PRAの定量化結果（第1-2表及び第1-3表）から、これら各事故シナシスの全炉心損傷頻度への寄与割合は小さく、全炉心損傷頻度の約99.6%を占める事故シナシスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれていることを確認している。</p>	<p>内外の先進的な対策を考慮しても、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シナシスとして整理した。</p> <p>②の事故シナシスは地震レベル1PRAから抽出された事故シナシスである。原子炉スクラムの失敗の支配的な理由として、カットセットの分析結果（別紙6）からは、地震による炉内構造物の損傷等が抽出されている。今回の地震レベル1PRAでは、事象発生と同時に最大の地震加速度を受けるものとして評価しているが、事象発生と同時にどの程度の地震加速度が加えられるかについて、実際には不確かさが大きい。炉内構造物の低い損傷確率（5%損傷確率）であることが高い信頼度（95%信頼度）で推定できる地震加速度（以下「HCLPF」という。）は「地震加速度大」のスクラム信号が発信される地震加速度よりも大幅に高い値であり、実際に大規模な地震が発生した場合には、地震による炉内構造物の損傷等が生じる前にスクラム信号が発信されると考えられる。また、地震レベル1PRAでは機器の損傷を完全相関としていることから、例えば1本のみ制御棒挿入に失敗する場合であってもスクラム失敗により炉心損傷するものとして評価している。評価の詳細は別紙2に示す。</p> <p>以上のとおり、②の事故シナシスの炉心損傷頻度は保守的な設定のもとに評価したものであるが、現実的に想定すると、本事故シナシスによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断したことから、本事故シナシスは炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性を確認する事故シナシスに該当しないと判断した。</p> <p>なお、第1-7表に示すとおり、これらの事故シナシスの全炉心損傷頻度への寄与割合は小さく、全炉心損傷頻度の約95.5%以上の事故シナシスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれていることを確認している。</p>	<div style="border: 2px dashed black; padding: 10px;"> <p>なお、第1-7表に示すとおり、これらの事故シナシスの全炉心損傷頻度への寄与割合は小さく、全炉心損傷頻度の約99.5%以上の事故シナシスが炉心損傷防止対策の有効性評価の対象範囲に含まれていることを確認している。</p> </div> <div style="border: 1px solid gray; padding: 5px; margin-top: 10px; text-align: center;"> <p>追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】</p> </div>	<p>ブ信号により制御棒が挿入されていると考えられるため、泊は地震による全交流動力電源喪失と原子炉トリップ失敗の重畳は想定していない（着色せず）（大阪に記載はないが、泊と同様となっている）</p> <p>【女川】 ■ 個別評価による相違</p>

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="125 193 687 256">泊と大飯の記載について比較するため、付録1-1-24ページ(実線部分)に再掲している</p> <p data-bbox="125 277 687 472">これを踏まえ、これらの炉心損傷防止対策が有効に機能しない事故シナシスについては、2.2.4項に示すとおり原子炉格納容器内へのスプレイ注水や格納容器内自然対流冷却等による格納容器破損防止対策の有効性を確認することとし、これらを除く事故シナシスを対象に、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象となる事故シナシスの選定を実施することとした。</p> <p data-bbox="125 480 687 608">なお、これらの事故シナシスに対しても、フィードアンドブリードや原子炉への注水の継続による炉心損傷の拡大抑制等影響を緩和できる可能性があり、状況に応じて可能な対応を実施していく。</p> <p data-bbox="100 687 481 743">1.3 重要事故シナシスの選定について 1.3.1 重要事故シナシス選定の考え方</p> <p data-bbox="125 855 687 1086">原子炉設置変更許可申請における炉心損傷防止対策の有効性評価の実施に際しては、事故シナシスグループごとに重要事故シナシスの選定を実施している。重要事故シナシス選定に当たっては、審査ガイドに記載の4つの着眼点に沿って実施している。今回の重要事故シナシスの選定に当たっての具体的な検討内容は以下のとおりであり、選定結果を第1-4表に示す。</p> <p data-bbox="125 1126 383 1150">【審査ガイドに記載の着眼点】</p> <p data-bbox="125 1198 687 1430">a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。 b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。 d. 事故シナシスグループ内のシナシスの特徴を代表している。</p>	<p data-bbox="712 687 1093 711">1.3 重要事故シナシスの選定について</p> <p data-bbox="712 719 1211 775">1.3.1 重要事故シナシス選定の考え方 (1) 重要事故シナシス選定の着眼点に基づく整理</p> <p data-bbox="712 855 1296 1118">設置変更許可申請における炉心損傷防止対策の有効性評価の実施に際しては事故シナシスグループごとに重要事故シナシスを選定している。重要事故シナシスの選定にあたっては、審査ガイドに記載の4つの着眼点を考慮している。今回の重要事故シナシスの選定に係る具体的な考え方は以下のとおりである。また、事故シナシスグループごとに、事故シナシスと各着眼点との関係を整理し、関係が強いと考えられるものから「高」、「中」、「低」と分類して整理した。</p> <p data-bbox="712 1134 1296 1190">【審査ガイドに記載されている重要事故シナシス選定の着眼点】</p> <p data-bbox="712 1198 1296 1430">a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。 b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。 d. 事故シナシスグループ内のシナシスの特徴を代表している。</p>	<p data-bbox="1323 687 1682 711">1.3 重要事故シナシスの選定について</p> <p data-bbox="1323 719 1823 775">1.3.1 重要事故シナシス選定の考え方 (1) 重要事故シナシス選定の着眼点に基づく整理</p> <p data-bbox="1323 855 1904 1118">設置変更許可申請における炉心損傷防止対策の有効性評価の実施に際しては事故シナシスグループごとに重要事故シナシスを選定している。重要事故シナシスの選定に当たっては、審査ガイドに記載の4つの着眼点を考慮している。今回の重要事故シナシスの選定に係る具体的な考え方は以下のとおりである。また、事故シナシスグループごとに、事故シナシスと各着眼点との関係を整理し、関係が強いと考えられるものから「高」、「中」、「低」と分類して整理した。</p> <p data-bbox="1323 1134 1904 1190">【審査ガイドに記載されている重要事故シナシス選定の着眼点】</p> <p data-bbox="1323 1198 1904 1430">a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。 b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。 d. 事故シナシスグループ内のシナシスの特徴を代表している。</p>	<p data-bbox="1935 177 2074 264">【大飯】 ■記載箇所の相違 ・女川実績の反映</p> <p data-bbox="1935 759 2074 847">【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川に記載統一</p> <p data-bbox="1935 927 2074 983">【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 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシグループ抽出及び重要事故シナシ選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a. 共通要因故障、系統間依存性の観点</p> <p>共通要因故障については地震及び津波による事故シナシ抽出の際に考慮している。また、系統間の機能の依存性について、例えば、安全機能のサポート機能喪失（「全交流動力電源喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」）は、それらを必要とする機器が使用できないものとして系統間依存性が大きいと評価した（第1-4表中「高」で記載）。</p> <p>また、「2次冷却系からの除熱機能喪失」の外部電源喪失事象では、バックアップのディーゼル発電機が機能することで常用系機器のみ機能喪失となり、安全機能のサポート機能喪失に比べれば系統間依存性は小さいと評価した（第1-4表中「中」で記載）。</p> <p>⇒ 該当シナシを第1-4表中に影響度の観点で「高」、「中」、「低」で整理</p> <p>【例. 事故シナシグループ(c) 原子炉補機冷却機能喪失】</p> <p>原子炉補機冷却機能の喪失時には、補機冷却水が必要な機器（ECCS系ポンプ）を使用できないものとして考慮。</p> <p>b. 余裕時間の観点</p> <p>重大事故等対処設備による対応操作に係る余裕時間を厳しくするため、事象が早く進展し、炉心損傷に至る時間が短い事故シナシを選定している。</p>	<p>a. 共通原因故障、系統間の機能の依存性の観点</p> <p>本PRAでは、多重化された機器の共通原因故障を考慮しており、システム信頼性評価におけるフォールトツリーの中でモデル化している。</p> <p>このため、原子炉建屋損傷等の炉心損傷直結事象を除き、緩和機能の喪失によって炉心損傷に至る事故シナシでは、共通原因故障が炉心損傷の原因の1つとして抽出され得ることから、これらの事故シナシについては、炉心損傷頻度への寄与が大きい場合、共通原因故障の影響ありと判断する。</p> <p>系統間の機能依存性については、ある安全機能の機能喪失によって必然的に別の系統も機能喪失に至る場合を系統間の機能依存性ありと判断する。例えば、2つのフロントライン系（原子炉圧力容器への注水等、事故時の基本的な安全機能を直接果たす系統）に共通のサポート系（電源等、フロントライン系の機能維持をサポートする系統）が機能喪失し、それが炉心損傷頻度に大きく寄与する場合は機能依存性ありと判断する。</p> <p>b. 余裕時間の観点</p> <p>炉心損傷防止対策の対応操作に係る余裕時間を厳しくするため、事象が早く進展し、炉心損傷に至る時間が短い事故シナシを選定する。</p>	<p>a. 共通原因故障、系統間の機能の依存性の観点</p> <p>本PRAでは、多重化された機器の共通原因故障を考慮しており、システム信頼性評価におけるフォールトツリーの中でモデル化している。</p> <p>このため、原子炉建屋損傷等の炉心損傷直結事象を除き、緩和機能の喪失によって炉心損傷に至る事故シナシでは、共通原因故障が炉心損傷の原因の1つとして抽出され得ることから、これらの事故シナシについては、炉心損傷頻度への寄与が大きい場合、共通原因故障の影響ありと判断する。</p> <p>系統間の機能の依存性については、ある安全機能の機能喪失によって必然的に別の系統も機能喪失に至る場合を系統間の機能依存性ありと判断する。例えば、2つのフロントライン系（原子炉容器への注水等、事故時の基本的な安全機能を直接果たす系統）に共通のサポート系（電源等、フロントライン系の機能維持をサポートする系統）が機能喪失し、それが炉心損傷頻度に大きく寄与する場合は機能依存性ありと判断する。</p> <p>また、「2次冷却系からの除熱機能喪失」の外部電源喪失事象では、バックアップのディーゼル発電機が機能することで常用系機器のみ機能喪失となり、安全機能のサポート機能喪失に比べれば系統間依存性は小さいと評価した（第1-8表中「中」で記載）。</p> <p>【例：原子炉補機冷却機能喪失】</p> <p>原子炉補機冷却機能の喪失時には、補機冷却水が必要な機器（ECCS系ポンプ）を使用できないものとして考慮。</p> <p>b. 余裕時間の観点</p> <p>炉心損傷防止対策の対応操作に係る余裕時間を厳しくするため、事象が早く進展し、炉心損傷に至る時間が短い事故シナシを選定する。</p>	<p>【女川】</p> <p>■記載内容による相違</p> <p>・PWRで必ず想定する事故シナシグループに関する記載であるため、泊の「また、」以降の記載については大飯と比較する</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は着眼点aに対して例示をしており女川には記載がないため、例については泊と大飯を比較する</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 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>⇒ 該当シナシスを第1-4表中に影響度の観点で「高」、「中」、「低」で整理</p> <p>【例1. 事故シナシスグループ(g) ECCS再循環機能喪失】 破断口径の大きいほうが1次冷却材の系外への流出が多いため、重大事故等対処設備による対応操作に係る余裕時間が短くなる。</p> <p>【例2. 事故シナシスグループ(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失】 格納容器スプレイ注入失敗時の方が、格納容器スプレイ再循環失敗時に比べ除熱量が小さくなり原子炉格納容器内の温度及び圧力上昇が早いため余裕時間が厳しく、破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。</p> <p>c. 設備容量の観点 炉心損傷防止対策として減圧の際に必要な弁容量や冷却の際に必要な注水量といった設備容量に係る要求が大きくなるシナシスを選定している。</p> <p>⇒ 該当シナシスを第1-4表中に影響度の観点で「高」、「中」、「低」で整理</p> <p>【例. 事故シナシスグループ(f) ECCS注水機能喪失】 破断口径の大きいほうが1次冷却材の系外への流出が多いため、炉心損傷防止のために要求される設備容量（1次冷却系への注水量）が大きくなる。</p>	<p>【例1：LOCA時注水機能喪失】 破断口径が大きい方が、原子炉冷却材の系外への流出量が多くなるため、炉心損傷防止対策の対応操作のための余裕時間が短くなる。</p> <p>【例2：高圧注水・減圧機能喪失】 過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(レベル3)が事象進展の起点となるため、通常水位から原子炉停止に至る手動停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため過渡事象を起因とするシナシスの余裕時間が短い。</p> <p>c. 設備容量の観点 炉心損傷防止に際して炉心の冷却に必要な注水量等、設備容量への要求が大きくなる事故シナシスを選定する。</p> <p>【例：LOCA時注水機能喪失(中小破断LOCA)】 中小破断LOCA後の緩和措置としては原子炉減圧及び低圧注水があるが、原子炉減圧に用いるSRVは十分な台数が備えられている一方、低圧注水の代替となる注水設備の容量は低圧ECCSより少ない。このため代替となる設備容量の観点で低圧ECCS失敗を含むシナシスが厳しいと考える。</p>	<p>【例1：ECCS再循環機能喪失】 破断口径が大きい方が、1次冷却材の系外への流出量が多くなるため、炉心損傷防止対策の対応操作のための余裕時間が短くなる。</p> <p>【例2：原子炉格納容器の除熱機能喪失】 格納容器スプレイ注入失敗時の方が、格納容器スプレイ再循環失敗時に比べ除熱量が小さくなり原子炉格納容器内の温度及び圧力上昇が早いため余裕時間が厳しく、破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。</p> <p>c. 設備容量の観点 炉心損傷防止に際して炉心の冷却に必要な注水量等、設備容量への要求が大きくなる事故シナシスを選定する。</p> <p>【例：ECCS注水機能喪失】 破断口径の大きい方が1次冷却材の系外への流出が多いため、炉心損傷防止のために要求される設備容量（1次冷却系への注水量）が大きくなる。</p>	<p>【女川】 ■記載内容の相違 ・事故シナシスグループについては、解釈に基づきPWRとBWRで相違しているため、例については泊と大飯を比較する（着色せず）</p> <p>【女川】 ■記載内容の相違 ・事故シナシスグループについては、解釈に基づきPWRとBWRで相違しているため、例については泊と大飯を比較する（着色せず）</p> <p>【女川】 ■記載内容の相違 ・事故シナシスグループについては、解釈に基づきPWRとBWRで相違しているため、例については泊と大飯を比較する（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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>d. 事故シナシスグループ内での代表性の観点</p> <p>各事故シナシスグループにおいて、当該事故シナシスグループの代表的な事故シナシスとして、炉心損傷頻度が大きく事象進展が事故シナシスグループの特徴を有しているものを選定している。</p> <p>⇒ 該当シナシスを第1-4表中に影響度の観点で「高」、「中」、「低」で整理</p> <p>【例. 事故シナシスグループ(c) 原子炉補機冷却機能喪失】</p> <p>「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」については炉心損傷頻度の寄与割合が最も支配的であり、原子炉補機冷却機能喪失の代表的な組合せである。</p>	<p>d. 事故シナシスグループ内での代表性の観点</p> <p>当該事故シナシスグループの代表的な事故シナシスとして、炉心損傷頻度が高く、事象進展が事故シナシスグループの特徴を有しているものを選定する。ただし、「高」、「中」、「低」の分類については炉心損傷頻度のみに着目して整理した。</p> <p>今回の内部事象レベル1 PRA、地震レベル1 PRA及び津波レベル1 PRAの結果のうち、事故シナシスを選定するに当たって同一に整理できると考えられるものについては、炉心損傷頻度を足し合わせて上記の分類を実施した。本来、各PRAは扱う事象が異なるため、結果の不確かさや評価の精度が異なるものであり、結果を足し合わせて用いることの可否（比較可能性）については、PRAの結果を活用する際の目的に照らして十分留意する必要がある。今回は重要事故シナシスの選定の考え方を以下のとおりとしていることから、結果の不確かさやPRA間の評価の精度の違いを考慮しても、炉心損傷頻度を足し合わせて用いることによる問題は生じないものと考えた。</p> <p>○ 今回抽出された事故シナシスについては、第1-8表に示すとおり、結果的に、事故シナシスグループ内において選定対象とした全ての事故シナシスに対して、おおむね同じ重大事故等対処設備で対応できるものと考えている。このため、重要事故シナシスの選定に当たっては、その対応の厳しさに重きをおいて選定することが適切と考え、主に着眼点b及びcによって重要事故シナシスを選定している。これは、決定論的な評価である有効性評価においては、対応が厳しい事故シナシスを</p>	<p>d. 事故シナシスグループ内での代表性の観点</p> <p>当該事故シナシスグループの代表的な事故シナシスとして、炉心損傷頻度が高く、事象進展が事故シナシスグループの特徴を有しているものを選定する。ただし、「高」、「中」、「低」の分類については炉心損傷頻度のみに着目して整理した。</p> <p>【例：原子炉補機冷却機能喪失】</p> <p>「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」については炉心損傷頻度の寄与割合が最も支配的であり、原子炉補機冷却機能喪失の代表的な組合せである。</p> <p>今回の内部事象レベル1 PRA、地震レベル1 PRA及び津波レベル1 PRAの結果のうち、事故シナシスを選定するに当たって同一に整理できると考えられるものについては、炉心損傷頻度を足し合わせて上記の分類を実施した。本来、各PRAは扱う事象が異なるため、結果の不確かさや評価の精度が異なるものであり、結果を足し合わせて用いることの可否（比較可能性）については、PRAの結果を活用する際の目的に照らして十分留意する必要がある。今回は重要事故シナシスの選定の考え方を以下のとおりとしていることから、結果の不確かさやPRA間の評価の精度の違いを考慮しても、炉心損傷頻度を足し合わせて用いることによる問題は生じないものと考えた。</p> <p>○ 今回抽出された事故シナシスについては、第1-8表に示すとおり、結果的に、事故シナシスグループ内において選定対象としたすべての事故シナシスに対して、おおむね同じ重大事故等対処設備で対応できるものと考えている。このため、重要事故シナシスの選定に当たっては、その対応の厳しさに重きをおいて選定することが適切と考え、主に着眼点b及びcによって重要事故シナシスを選定している。これは、決定論的な評価である有効性評価においては、対応が厳しい事故シナシスを</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・泊は着眼点dに対して例示をしており女川には記載がないため、例については泊と大飯を比較する <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は重要事故シナシス選定における着眼点dの取り扱いについて明記している

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.3.2 重要事故シナシスの選定結果</p> <p>選定の着眼点を踏まえ、同じ事故シナシスグループに複数の事故シナシスが含まれる場合には、事象進展が早いもの等、より厳しい事故シナシスを重要事故シナシスとして以下のとおり選定している。</p>	<p>評価することで、選定対象とした全ての事故シナシスに対しても重大事故等対策の有効性を確認できると考えたためである。</p> <p>○ 着眼点dについては、対応の厳しき等の選定理由が同等とみなせる場合にのみ重要事故シナシスの選定の基準として用いており、結果的に崩壊熱除去機能喪失及び原子炉停止機能喪失の事故シナシスグループについて、重要事故シナシスの選定の理由としている。</p> <p>なお、崩壊熱除去機能喪失及び原子炉停止機能喪失で選定した重要事故シナシスは内部事象レベル1 PRA及び地震レベル1 PRAから抽出されたシナシスであったが、第1-7表に示すとおり、いずれのPRAにおいても、事故シナシスグループ内で最も高い炉心損傷頻度となったシナシスである。</p> <p>(2) 同一のシナシスグループ内で対策が異なる場合の整理</p> <p>事故シナシスグループは、基本的に喪失した機能あるいはその組合せによって決定されるものであり、起回事象や機能喪失の原因には依存しない。しかしながら、事故シナシスへの対策の観点では、同じ事故シナシスグループに分類される事故シナシスでも、喪失した機能の喪失原因が異なる場合、有効な対策が異なることがある。</p> <p>具体的には、全交流動力電源喪失がこれに該当するが、同じ炉心損傷防止対策で対応可能な事故シナシスを1つの事故シナシスグループとし、細分化した各事故シナシスグループからそれぞれ重要事故シナシスを選定した。</p> <p>各々の事故シナシスグループに対して考慮した内容の詳細は次の1.3.2項に示す。</p> <p>1.3.2 重要事故シナシスの選定結果</p> <p>1.3.1 項の選定の着眼点を踏まえ、同じ事故シナシスグループに複数の事故シナシスが含まれる場合には、事故進展が早いもの等、より厳しい事故シナシスを重要事故シナシスとして以下のとおり選定している。また、「(3)全交流動力電源喪失」では機能喪失の状況が異なる事故シナシスが抽出されたため、4つの事故シナシスを重要事故シナシスとして</p>	<p>を評価することで、選定対象としたすべての事故シナシスに対しても重大事故等対策の有効性を確認できると考えたためである。</p> <p>○ 着眼点dについては、対応の厳しき等の選定理由が同等とみなせる場合にのみ重要事故シナシスの選定の基準として用いているが、結果的にいずれの事故シナシスグループについても、重要事故シナシス選定の理由としていない。</p> <p>1.3.2 重要事故シナシスの選定結果</p> <p>1.3.1 項の選定の着眼点を踏まえ、同じ事故シナシスグループに複数の事故シナシスが含まれる場合には、事象進展が早いもの等、より厳しい事故シナシスを重要事故シナシスとして以下のとおり選定している。選定理由及び選定結果の詳細については第1-8表に示す。</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・着眼点dについて、泊は対応の厳しき等の選定理由が同等とみなせる場合に該当する事故シナシスがなく、着眼点b及びcによって重要事故シナシスを選定している（大阪についても泊と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・泊は女川の(2)に該当する事故シナシスグループがなく、女川と同様に各々の事故シナシスグループに対して考慮した内容の詳細は1.3.2項に示している（大阪についても泊と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p>

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

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について

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>(a) 2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>① 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・小破断LOCA+補助給水失敗 ・主給水流量喪失+補助給水失敗 ・過渡事象+補助給水失敗 ・手動停止+補助給水失敗 ・外部電源喪失+補助給水失敗 ・2次冷却系の破断+補助給水失敗 ・2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗 ・蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗 <p>③ 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主給水流量喪失+補助給水失敗 <p>④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィードアンドブリード <p>② 選定理由</p>	<p>選定した。選定理由及び選定結果の詳細については第1-8表に示す。</p>	<p>(1) 2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>① 重要事故シーケンス 「主給水流量喪失+補助給水失敗」</p> <p>② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮） ・フィードアンドブリード</p> <p>③ 選定理由 着眼点b、cの評価結果より、「主給水流量喪失+補助給水失敗」を重要事故シーケンス（第1-8表の本事故シーケンスグループの②）として選定する。</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・PWRにおいて解釈で要求されている必ず想定する事故シーケンスグループであるため、泊の(1)については泊と大阪を比較する <p>【大阪】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■構成の相違 ・女川に統一 ・泊は次の構成で記載 ①重要事故シーケンス ②炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮） ③選定理由 (以下、相違理由説明を省略) ・泊の構成に合わせて大阪の記載順序を入れ替えている <p>【大阪】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・女川の③選定理由の冒頭の記載を参考に、泊は③選定理由の冒頭に選定結果を記載している（以下、同様の相違は

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>重要事故シナシスとしては、1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、運転員操作（フィードアンドブリード）開始までの余裕時間が短くかつ要求される設備容量（加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ）の観点で厳しい事象を選定する必要がある。</p> <p>1次冷却材温度については、「過渡事象」及び「手動停止」では、事象発生後の一定期間主給水系が利用可能であり、「2次冷却系の破断」では、2次側からの破断流が放出されることで1次冷却系の除熱が促進される。</p> <p>また、1次冷却材圧力については、「小破断LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損」では、自動で安全注入信号が発信することで高圧注入が開始され、系外への漏えいに伴い1次冷却系の減圧が促進される。</p> <p>これに対して、「主給水流量喪失」及び「外部電源喪失」は、主給水が全喪失することで、1次冷却系が早期に高温及び高圧状態となる事象であり、特に「主給水流量喪失」では原子炉トリップ（蒸気発生器水位異常低）時点での蒸気発生器水量が少なく、除熱の観点でより厳しい事象となる。</p> <p>以上から、「主給水流量喪失+補助給水失敗」を選定する。</p>		<p>重要事故シナシスとしては、1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、運転員操作（フィードアンドブリード）開始までの余裕時間が短くかつ要求される設備容量（加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ）の観点で厳しい事象を選定する必要がある。</p> <p>1次冷却材温度については、「過渡事象」及び「手動停止」を含む事故シナシス（第1-8表の本事故シナシスグループの③、④）では、事象発生後の一定期間主給水系が利用可能であり、「2次冷却系の破断」を含む事故シナシス（第1-8表の本事故シナシスグループの⑥、⑦）では、2次側からの破断流が放出されることで1次冷却系の除熱が促進される。</p> <p>また、1次冷却材圧力については、「小破断LOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損」を含む事故シナシス（第1-8表の本事故シナシスグループの①、⑧）では、自動で非常用炉心冷却設備作動信号が発信することで高圧注入が開始され、系外への漏えいに伴い1次冷却系の減圧が促進される。</p> <p>これに対して、「主給水流量喪失」及び「外部電源喪失」を含む事故シナシス（第1-8表の本事故シナシスグループの②、⑤）は、主給水が全喪失することで、1次冷却系が早期に高温及び高圧状態となる事象であり、特に「主給水流量喪失」を含む事故シナシス（第1-8表の本事故シナシスグループの②）では原子炉トリップ（蒸気発生器水位低）時点での蒸気発生器水量が少なく、除熱の観点でより厳しい事象となる。</p> <p>以上から、本事故シナシスグループに含まれる各事故シナシスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起因事象発生後の事象進展が早く、除熱の観点でより厳しい事故シナシス（第1-8表の本事故シナシスグループの②）は本事故シナシス</p>	<p>「記載方針の相違」と表示）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は③選定理由に記載の事故シナシスに対し第1-8表の事故シナシスの番号を記載することにより紐づけている（以下、相違理由説明を省略） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■信号名称の相違 ・安全注入信号⇔非常用炉心冷却設備作動信号 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■信号名称の相違 ・蒸気発生器水位異常低⇔蒸気発生器水位低 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は重要事故シナシスが

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシグループ抽出及び重要事故シナシ選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(1) 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>①重要事故シナシ</p> <p>「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」</p> <p>②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <p>・低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)</p> <p>③選定理由</p> <p>着眼点b, cの評価結果より、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗」を重要事故シナシ(第1-8表の本事故シナシグループの①)として選定し、過渡事象としては、原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定する。</p> <p>本事故シナシグループに含まれる各事故シナシは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象を起因として選定した重要事故シナシ(第1-8表の本事故シナシグループの①)は他の事故シナシ(第1-8表の本事故シナシグループの②~⑥)に対して包絡性を有している。</p> <p>さらに、逃がし安全弁の再開鎖に失敗する事故シナシ(第1-8表の本事故シナシグループの②, ④, ⑥)は、逃がし安全弁の再開鎖に成功する事故シナシに比べて事象発生初期から原子炉圧力が低下するため、原子炉手動減圧時に低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水が開始されるタイミングが早くなることを考慮し、原子炉手動減圧操作の開始まで高圧状態が維持される事故シナシ(第1-8表の本事故シナシグループの①, ③, ⑤)は、他の事故シナシ(第1-8表の本事故シナシグループの②, ④, ⑥)に対して包絡性を有している。</p> <p>(2) 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>①重要事故シナシ</p>	<p>シナシグループの他の事故シナシ(第1-8表の本事故シナシグループの①, ③, ④, ⑤, ⑥, ⑦, ⑧)に対して包絡性を有している。</p>	<p>包絡性を有していることについて女川の③選定理由の記載を参照し、反映している(以下、同様の相違は「記載方針の相違」と表示)</p> <p>【女川】</p> <p>■記載内容の相違</p> <p>・BWRにおいて解釈で要求されている必ず想定する事故シナシグループ(着色せず)</p> <p>【女川】</p> <p>■記載内容の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 全交流動力電源喪失</p> <p>① 事故シナシス</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失 <p>③ 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失 <p>④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系強制冷却+空冷式非常用発電装置+恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水 <p>② 選定理由</p>	<p>「過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗」</p> <p>② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替自動減圧機能 <p>③ 選定理由</p> <p>着眼点b, cの評価結果より、「過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗」を重要事故シナシス(第1-8表の本事故シナシスグループの①)として選定し、過渡事象としては、原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定する。</p> <p>本事故シナシスグループに含まれる各事故シナシスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起因事象発生後の事象進展が早い過渡事象を起因として選定した重要事故シナシス(第1-8表の本事故シナシスグループの①)は、他の事故シナシス(第1-8表の本事故シナシスグループの②, ③)に対して包絡性を有している。</p> <p>(3) 全交流動力電源喪失</p> <p>本事故シナシスグループからは、機能喪失の状況が異なる事故シナシスが抽出されたため、4つの事故シナシスを重要事故シナシスとして選定した。</p> <p>4つの事故シナシスは、PRAから抽出された電源喪失の事故シナシスである、長期TB, TBD, TBP及びTBUと一致することから、この名称で事故シナシスグループを詳細化した。</p>	<p>(2) 全交流動力電源喪失</p> <p>① 重要事故シナシス</p> <p>「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」</p> <p>「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失」</p> <p>② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系強制冷却+代替非常用発電機+代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水 <p>③ 選定理由</p>	<p>・BWRにおいて解釈で要求されている必ず想定する事故シナシスグループ（着色せず）</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> 個別評価による相違 泊は全交流動力電源喪失に該当する事故シナシスは1つのみでありそれを重要事故シナシスとして選定した旨を記載しているため、大飯と比較する(女川の(3)に着色せず) <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 設備名称の相違 空冷式非常用発電装置⇔代替非常用発電機 恒設代替低圧注水ポンプ⇔代替格納容器スプレイポンプ(以下、相違理由説明を省略)

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>全交流動力電源喪失に係る事故シナシスは「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」のみである。ただし、共通要因故障、系統間依存性の観点から、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。</p> <p>また、「原子炉補機冷却機能喪失」時に生じるRCPシールからの漏えいについては、不確かさが伴うことから、RCPシールLOCAの発生の有無を考慮する。</p>	<p>また、第1-4図に示すとおり、各重要事故シナシスに対し、地震PRAからは、全交流動力電源喪失と最終ヒートシンク喪失の重畳を伴う事故シナシスも抽出されるが、全交流動力電源喪失時には、最終ヒートシンクの機能を有する設備も電源喪失によって機能喪失に至るため、地震による損傷の有無に関わらず最終ヒートシンクの喪失が生じる。交流電源の復旧後については、電源供給に伴う最終ヒートシンクの復旧可否の観点で対応に違いが現れると考えられ、設備損傷によって最終ヒートシンクの機能喪失が生じている場合の方が緩和手段が少なくなる。ただし、設備損傷によって最終ヒートシンクの喪失が生じている場合においても格納容器フィルタベント系による除熱が可能であり、交流電源の復旧によって最終ヒートシンクの機能を復旧可能な場合には、これに加えて原子炉補機代替冷却水系も期待することができる。これを考慮し、重要事故シナシスには、設備損傷による最終ヒートシンクの喪失を設定していない。</p> <p>a) 長期TB</p> <p>①重要事故シナシス 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)」</p> <p>②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系(所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給) ・常設代替交流電源設備 <p>③選定理由 抽出された事故シナシス(第1-8表の本事故シナシスグループの①)が1つであることからこれを選定した。</p>	<p>抽出された事故シナシス(第1-8表の本事故シナシスグループの①)が1つであることからこれを選定した。ただし、共通原因故障、系統間依存性の観点から、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。</p> <p>また、「原子炉補機冷却機能喪失」時に生じるRCPシールからの漏えいについては、不確かさが伴うことから、RCPシールLOCAの発生の有無を考慮する。</p> <div style="border: 1px dashed black; height: 300px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> 追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】 </div>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>b) TBU</p> <p>①重要事故シナシス 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗(RCIC本体の機能喪失)」</p> <p>②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系(所内常設蓄電式直流電源設備による電源供給) ・常設代替交流電源設備 <p>③選定理由 抽出された事故シナシス(第1-8表の本事故シナシスグループの①)が1つであることからこれを選定した。</p> <p>c) TBP</p> <p>①重要事故シナシス 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」</p> <p>②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系(動作可能な範囲に原子炉圧力が保たれる間) ・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ) ・常設代替交流電源設備 <p>③選定理由 抽出された事故シナシス(第1-8表の本事故シナシスグループの①)が1つであることからこれを選定した。</p> <p>d) TBD</p> <p>①重要事故シナシス 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失+HPCS失敗」</p> <p>②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧代替注水系(常設代替直流電源設備による電源供給) ・常設代替交流電源設備 <p>③選定理由 抽出された事故シナシス(第1-8表の本事故シナシスグループの①)が1つであることからこれを選定した。</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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(c) 原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>① 事故シナシス</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 <p>③ 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA <p>④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系強制冷却+空冷式非常用発電装置+恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水 <p>② 選定理由</p> <p>共通要因故障、系統間依存性の観点から、原子炉補機冷却機能喪失により補機冷却水が必要な機器は使用できない。「RCPシールLOCA」と「加圧器逃がし弁/安全弁LOCA」では「RCPシールLOCA」の方が、気相部放出である「加圧器逃がし弁/安全弁LOCA」よりも1次冷却材の流出量が多いため、保有水確保操作（2次冷却系強制冷却、炉心注水準備）</p>		<p>(3) 原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>① 重要事故シナシス</p> <p>「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」</p> <p>② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系強制冷却+代替非常用発電機+代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水 <p>③ 選定理由</p> <p>着眼点b、cの評価結果より、「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」を重要事故シナシス（第1-8表の本事務シナシスグループの①）として選定する。ただし、「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」は、「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」時に従属して発生することから、事象進展は同じであるため、重要事故シナシスとしては、「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」を選定する。</p> <p>共通原因故障、系統間依存性の観点から、原子炉補機冷却機能喪失により補機冷却水が必要な機器は使用できない。「RCPシールLOCA」と「加圧器逃がし弁/安全弁LOCA」では「RCPシールLOCA」を含む事故シナシス（第1-8表の本事務シナシスグループの①）の方が、気相部放出である「加圧器逃がし弁/安全弁LOCA」よりも1次冷却材の流出量が多い</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載内容の相違 PWRにおいて解釈で要求されている必ず想定する事故シナシスグループであるため、泊の(3)については泊と大飯を比較する <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載方針の相違 女川実績の反映 内容については、大飯の②選定理由の「ただし、」以降の記載と同様である

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 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>の余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しいことから、代表的な事故シナシスは「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」となる。ただし、「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」は、「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」時に従属して発生することから、事象進展は同じであるため、重要事故シナシスとしては、「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」を選定する。</p>	<p>(4)崩壊熱除去機能喪失</p> <p>①重要事故シナシス</p> <p>「過渡事象+崩壊熱除去失敗」（炉心損傷防止対策の有効性を確認する際の残留熱除去系の機能喪失の理由については残留熱除去系の機能喪失又は原子炉補機冷却水系の機能喪失を考慮）</p> <p>②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <p>a. 残留熱除去系の機能喪失を考慮する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器フィルタベント系 原子炉補機冷却水系の機能喪失を考慮する場合 原子炉補機代替冷却水系 <p>③選定理由</p> <p>LOCAを起因とする事故シナシス(第1-8表の本事故シナシスグループの⑦~⑨)については、LOCAを起因とする事故シナシスグループにおいて評価するものとし、「SRV再閉失敗」については、中破断LOCA相当の漏えい量を想定している。</p> <p>着眼点b、c及びdの評価結果より、「過渡事象+崩壊熱除去失敗」を重要事故シナシス(第1-8表の本事故シナシスグループの①)として選定した。</p> <p>なお、TBWシナシスについてはTWシナシスに包絡されることから重要事故シナシスとして選定しない。(別紙4)</p> <p>本事故シナシスグループにはLOCAを起因とする事故シナシス(第1-8表の本事故シナシスグループの⑦~⑨)が含まれており、いずれも格納容器の圧力の上昇が早く、圧力上昇の抑制に必要な設備容量の観点でも厳しいことから、着眼点bの観点では「中」、着眼点cの観点では「高」に分類して</p>	<p>ため、保有水確保操作（2次冷却系強制冷却、炉心注水準備）の余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しく、炉心損傷防止対策に差異がないことから、RCPシールLOCAを含む事故シナシス（第1-8表の本事故シナシスグループの①）は本事故シナシスグループの他の事故シナシス（第1-8表の本事故シナシスグループの②）に対して包絡性を有している。</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・BWRにおいて解釈で要求されている必ず想定する事故シナシスグループ（着色せず）

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシグループ抽出及び重要事故シナシ選定について

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) 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>① 事故シナシ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 ・中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 ・中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗 ・小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 ・小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗 <p>③ 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 	<p>いるが、これらはLOCAを起因とする事故シナシである。LOCAを起因とする事故シナシについては、崩壊熱除去機能の代替手段の有効性も含めて「LOCA時注水機能喪失」において評価することから、これらの事故シナシは重要事故シナシの選定対象から除外した。</p> <p>本事故シナシグループに含まれる主な炉心損傷防止対策の電源を代替電源とすることにより、本事故シナシグループに含まれる各事故シナシは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起回事象発生後の事象進展が早い過渡事象を起因として選定した重要事故シナシ(第1-8表の本事故シナシグループの①)は他の事故シナシ(第1-8表の本事故シナシグループの②～⑥)に対して包絡性を有している。</p>	<p>(4) 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>① 重要事故シナシ</p> <p>「大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗」</p>	<p>【女川】</p> <p>■記載内容の相違</p> <p>・PWRにおいて解釈で要求されている必ず想定する事故シナシグループであるため、泊の(4)については泊と大阪を比較する</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 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内自然対流冷却 <p>② 選定理由</p> <p>「格納容器スプレイ注入失敗」と「格納容器スプレイ再循環失敗」では、「格納容器スプレイ注入失敗」時の方が事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱が期待できず除熱量が小さくなり、原子炉格納容器内の温度及び圧力上昇が早いため、運転員操作（格納容器内自然対流冷却）の余裕時間が厳しく、破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。要求される設備容量の観点では、破断口径が大きい「大破断LOCA」が最も厳しい事象である。以上から、「大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を選定する。</p> <p>(e) 原子炉停止機能喪失</p> <p>① 事故シナシス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉トリップが必要な起回事象+原子炉トリップ失敗 <p>③ 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗 ・負荷の喪失+原子炉トリップ失敗 	<p>⑤ 原子炉停止機能喪失</p> <p>① 重要事故シナシス</p> <p>「過渡事象+原子炉停止失敗」</p>	<p>② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内自然対流冷却 <p>③ 選定理由</p> <p>着眼点b, cの評価結果より、「大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を重要事故シナシス（第1-8表の本事故シナシスグループの①）として選定する。</p> <p>「格納容器スプレイ注入失敗」と「格納容器スプレイ再循環失敗」では、「格納容器スプレイ注入失敗」時の方（第1-8表の本事故シナシスグループの①, ③, ⑤）が事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱が期待できず除熱量が小さくなり、原子炉格納容器内の温度及び圧力上昇が早いため、運転員操作（格納容器内自然対流冷却）の余裕時間が厳しく、破断口径の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。要求される設備容量の観点では、破断口径が大きい「大破断LOCA」を含む事故シナシス（第1-8表の本事故シナシスグループの①, ②）が最も厳しい事象である。以上から、本事故シナシスグループに含まれる各事故シナシスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起回事象発生後の事象進展が早く、要求される設備容量の観点でより厳しい事故シナシス（第1-8表の本事故シナシスグループの①）は本事故シナシスグループの他の事故シナシス（第1-8表の本事故シナシスグループの②～⑥）に対して包絡性を有している。</p> <p>(5) 原子炉停止機能喪失</p> <p>① 重要事故シナシス</p> <p>「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」</p> <p>「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 ・PWRとBWRの設計の相違によりPRAで考慮する起回事象が異なるため、泊の(5)

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ A T W S 緩和設備 <p>② 選定理由</p> <p>原子炉停止機能喪失に係る事故シナシスは「原子炉トリップが必要な起回事象+原子炉トリップ失敗」のみである。原子炉トリップが必要な起回事象としては、イベントツリーに「A T W S」として定性的に示したもののうち、発生頻度が有意であり、1次冷却材圧力及び温度の観点で厳しく、蒸気発生器2次側保有水が減少することにより補助給水が必要となるような事象として、「外部電源喪失」、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」を評価対象として考える（別紙4）。</p> <p>「主給水流量喪失」は蒸気発生器2次側保有水量の減少により2次冷却系による除熱が悪化する事象である。主蒸気が継続して流れるため、A T W S 緩和設備による主蒸気隔離により主蒸気を遮断し、減速材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果により出力抑制を図るとともに、蒸気発生器2次側保有水量を確保するため補助給水ポンプを起動させる。「主給水流量喪失」以外の事象においては、事象発生に伴いタービントリップが作動</p>	<p>② 炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 ・ ほう酸水注入系 ・ 自動減圧系作動阻止機能 <p>③ 選定理由</p> <p>着眼点b, c 及びdの評価結果より、「過渡事象+原子炉停止失敗」を重要事故シナシス(第1-8表の本事事故シナシスグループの①)として選定し、事象の厳しさの観点から、反応度印加の点で最も厳しい事象である主蒸気隔離弁の誤閉止を起回事象として選定する。</p> <p>なお、本事事故シナシスグループでは、過渡事象を起因とする事故シナシスとLOCAを起因とする事故シナシスが抽出されている。LOCAを起因とする事故シナシス(第1-8表の本事事故シナシスグループの②~④)については、ほう酸水注入系が有効に機能しないことも考えられるが、重大事故等対処設備として代替制御棒挿入機能が整備されており、これに期待する場合、LOCAを起因とする事故シナシスの事象進展はLOCA時注水機能喪失の事故シナシスグループに包絡される。</p> <p>また、LOCAを起因とする場合、水位低下の観点では厳しいものの、水位低下及びLOCAに伴う減圧によってボイド率が上昇し、負の反応度が投入されると考えられることから、事象発生後の反応度印加に伴う出力抑制の観点では過渡事象を起因とする事故シナシスの方が厳しいと考えられる。さらに、LOCAを起因として原子炉停止に失敗する事故シナシスの炉心損傷頻度は1×10^{-11}/炉年未満であり極めて小さい。</p> <p>これらを踏まえると、反応度制御の観点で厳しい過渡事象を起因とする選定した重要事故シナシス(第1-8表の本事事故シナシスグループの①)は、他の事故シナシス(第1-8表の本事事故シナシスグループの②~④)に対して、包絡性を有</p>	<p>② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 共通要因故障対策盤（自動制御盤）（A T W S 緩和設備） <p>③ 選定理由</p> <p>抽出された事故シナシス（第1-8表の本事事故シナシスグループの①）が1つであることからこれを選定し、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（A T W S 緩和設備）の作動に期待する事象のうち、より多くの機能に期待する必要がある、原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」を選定する。また、圧力評価として最も厳しくなる事象である「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」も起回事象として選定する。</p> <p>原子炉停止機能喪失に係る事故シナシスは「原子炉トリップが必要な起回事象+原子炉トリップ失敗」（第1-8表の本事事故シナシスグループの①）のみである。原子炉トリップが必要な起回事象としては、イベントツリーに「A T W S」として定性的に示したもののうち、発生頻度が有意であり、1次冷却材圧力及び温度の観点で厳しく、蒸気発生器2次側保有水が減少することにより補助給水が必要となるような事象として、「外部電源喪失」、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」を評価対象として考える（別紙4）。</p> <p>「主給水流量喪失」は蒸気発生器2次側保有水量の減少により2次冷却系による除熱が悪化する事象である。主蒸気が継続して流れるため、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（A T W S 緩和設備）による主蒸気隔離により主蒸気を遮断し、減速材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果により出力抑制を図るとともに、蒸気発生器2次側保有水量を確保するため補助給水ポンプを起動させる。「主給水流量喪失」以外の事象においては、事</p>	<p>については大阪と比較する（女川に着色せず）</p> <p>【大阪】 ■設備名称の相違 ・ A T W S 緩和設備⇔共通要因故障対策盤（自動制御盤）（A T W S 緩和設備） （以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【大阪】 ■記載方針の相違 ・ 女川実績の反映 ・ 抽出された事故シナシスが1つであることから、女川の全交流動力電源喪失の記載を参照している</p>

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>するため、ATWS緩和設備のうち、補助給水ポンプの起動のみに期待するか、ATWS緩和設備に期待しない事象である。したがって、ATWS緩和設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能に期待する必要がある、原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」を選定する。また、「負荷の喪失」は圧力評価として最も厳しくなる事象であることから、有効性評価における不確実さも考慮し、代表性の観点から「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」も選定する。</p>	<p>している。</p> <p>(6) LOCA時注水機能喪失</p> <p>①重要事故シナシス 「中破断LOCA+HPCCS失敗+低圧ECCS失敗」</p> <p>②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ) <p>③選定理由</p> <p>着眼点b、cの評価結果より、「中破断LOCA+HPCCS失敗+低圧ECCS失敗」を重要事故シナシス(第1-8表の本事務シナシスグループの③)として選定した。</p> <p>なお、LOCAに伴って生じる事故シナシス(第1-8表の本事務シナシスグループの①~④)は、配管破断規模の大きさ及び重畳する機能喪失が原子炉減圧機能喪失又は低圧注水機能喪失である点で異なっている。配管破断規模の大きさの観点では、中破断LOCAの方が水位の低下が早く、厳しい事象と考えられる。重畳する機能喪失の観点では、原子炉減圧に用いるSRVは十分な台数が備えられている一方、低圧注水の代</p>	<p>象発生に伴いタービントリップが作動するため、共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)のうち、補助給水ポンプの起動のみに期待するか、共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)に期待しない事象である。したがって、共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の作動に期待する事象のうち、より多くの機能に期待する必要がある、原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」を選定する。また、「負荷の喪失」は圧力評価として最も厳しくなる事象であることから、有効性評価における不確実さも考慮し、代表性の観点から「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」も選定する。以上から、本事務シナシスグループに含まれる各事故シナシスは炉心損傷防止対策には差異がないため、炉心損傷防止対策のうちより多くの機能に期待する必要がある、かつ原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性確保の観点で厳しい事象として選定した「主給水流量喪失」を含む重要事故シナシスと、圧力の観点で厳しい事象として選定した「負荷の喪失」を含む重要事故シナシスは他の事故シナシスに対して包絡性を有している。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・BWRにおいて解釈で要求されている必ず想定する事故シナシスグループ(着色せず)

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシグループ抽出及び重要事故シナシ選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(f) ECCS注水機能喪失</p> <p>① 事故シナシ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中破断LOCA+高圧注入失敗 ・小破断LOCA+高圧注入失敗 <p>③ 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・中破断LOCA+高圧注入失敗 	<p>替となる注水設備の容量は低圧ECCSより少ない。このため代替となる設備容量の観点で低圧注水機能喪失を含む事故シナシが厳しいと考えられる。これらのことから、配管破断規模が大きく、低圧注水機能喪失を含むシナシ(第1-8表の本事務シナシグループの③)は本事務シナシグループのほかの事故シナシ(第1-8表の本事務シナシグループの①, ②, ④)に対して包絡性を有している。</p> <p>また、(4)の崩壊熱除去機能喪失においてもLOCAを含む事故シナシ(第1-8表の事故シナシグループ「崩壊熱除去機能喪失」の⑦～⑨)が抽出されている。これについて、重要事故シナシによる包絡性を考えると、重要事故シナシに低圧ECCS注水失敗が含まれており、低圧ECCS機能喪失は残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱にも期待できないこととほぼ同義であることから、本重要事故シナシでは、原子炉格納容器除熱機能に関する重大事故等対処設備の有効性についても評価することとなる。このことから、本重要事故シナシは、事故シナシグループ「崩壊熱除去機能喪失」のLOCAを起因とする事故シナシに対しても包絡性を有しているものとする。</p>	<p>(6) ECCS注水機能喪失</p> <p>① 重要事故シナシ 「中破断LOCA+高圧注入失敗」</p> <p>② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）</p>	<p>【女川】</p> <p>■記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWRにおいて解釈で要求されている必ず想定する事故シナシグループであるため、泊の(6)は泊と大飯を比較する

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却系強制冷却+低圧注入 <p>② 選定理由</p> <p>LOCA事象に関しては、破断口径が大きい「中破断LOCA」が1次冷却材の流出流量が多いため、運転員操作（2次冷却系強制冷却）の余裕時間及び要求される設備容量（低圧注入及び蓄圧注入）の観点で厳しい。したがって、「中破断LOCA+高圧注入失敗」を選定する。なお、破断口径によって2次冷却系強制冷却及び蓄圧注入のタイミングに影響を及ぼし炉心露出の状況が異なること、破断口径に不確かさが伴うことから、炉心損傷防止対策が有効な範囲を確認するため、2インチ破断、4インチ破断及び6インチ破断の評価を実施する。</p> <p>(g) ECCS再循環機能喪失</p> <p>① 事故シナシス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗 ・ 中破断LOCA+高圧再循環失敗 ・ 小破断LOCA+高圧再循環失敗 <p>③ 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗 		<p>・ 2次冷却系強制冷却+低圧注入</p> <p>③ 選定理由</p> <p>着眼点b, cの評価結果より、「中破断LOCA+高圧注入失敗」を重要事故シナシス（第1-8表の本事務シナシスグループの①）として選定した。</p> <p>LOCA事象に関しては、破断口径が大きい「中破断LOCA」（第1-8表の本事務シナシスグループの①）が1次冷却材の流出流量が多いため、運転員操作（2次冷却系強制冷却）の余裕時間及び要求される設備容量（低圧注入及び蓄圧注入）の観点で厳しい。したがって、配管破断口径が大きい事故シナシス（第1-8表の本事務シナシスグループの①）は本事務シナシスグループの他の事故シナシス（第1-8表の本事務シナシスグループの②）に対して包絡性を有している。なお、破断口径によって2次冷却系強制冷却及び蓄圧注入のタイミングに影響を及ぼし炉心露出の状況が異なること、破断口径に不確かさが伴うことから、炉心損傷防止対策が有効な範囲を確認するため、2インチ破断、4インチ破断及び6インチ破断の評価を実施する。</p> <p>(7) ECCS再循環機能喪失</p> <p>① 重要事故シナシス</p> <p>「大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗」</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・ 女川実績の反映 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・ 女川実績の反映 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・ PWRにおいて解釈で要求されている必ず想定する事故シナシスグループであるため、泊の(7)は泊と大飯を比較する <p>【大飯】</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシグループ抽出及び重要事故シナシ選定について

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替再循環 <p>② 選定理由</p> <p>①で選定した事故シナシの中では、「大破断LOCA」が1次冷却材の流出量が多く、再循環切替までの時間が短いことから、再循環が失敗する時点での崩壊熱が大きいため、運転員操作（格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環）の余裕時間及び要求される設備容量（再循環流量）の観点で厳しくなる。</p> <p>また、「中破断LOCA」又は「小破断LOCA」を起因とする事故シナシについては、炉心損傷防止対策として、2次冷却系強制冷却により1次冷却材を減圧させた後、低圧再循環によって長期の炉心冷却を確保する手段がある（本対策の有効性確認については、「中破断LOCA+高圧注入失敗」等の対策である「2次冷却系強制冷却+低圧注入」と使用形態が同じであるため、同対策の有効性を確認することで包絡できる）。さらにその手段に失敗した場合においても、格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環に期待できる。</p> <p>以上から、より厳しい「大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗」の対策を評価することで、その他の事故シナシについては包絡することができる。</p> <p>(h) 格納容器バイパス</p>	<p>(7) 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）</p>	<p>② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替再循環 <p>③ 選定理由</p> <p>着眼点b, cの評価結果より、「大破断 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗」を重要事故シナシ（第1-8表の本事故シナシグループの①）として選定した。</p> <p>破断口径が大きい「大破断 LOCA」を含む事故シナシ（第1-8表の本事故シナシグループの①）が1次冷却材の流出量が多く、再循環切替までの時間が短いことから、再循環が失敗する時点での崩壊熱が大きいため、運転員操作（格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環）の余裕時間及び要求される設備容量（再循環流量）の観点で厳しくなる。</p> <p>また、「中破断 LOCA」又は「小破断 LOCA」を含む事故シナシ（第1-8表の本事故シナシグループの②、③）を起因とする事故シナシについては、炉心損傷防止対策として、2次冷却系強制冷却により1次冷却材を減圧させた後、低圧再循環によって長期の炉心冷却を確保する手段がある（本対策の有効性確認については、「中破断 LOCA+高圧注入失敗」等の対策である「2次冷却系強制冷却+低圧注入」と使用形態が同じであるため、同対策の有効性を確認することで包絡できる）。さらにその手段に失敗した場合においても、格納容器スプレイポンプを活用した代替再循環に期待できる。</p> <p>以上から、より厳しい「大破断 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗」（第1-8表の本事故シナシグループの①）の対策を評価することで、その他の事故シナシについては包絡することができる。</p> <p>(8) 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）</p>	<p>■記載表現の相違 （以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違 ・女川の構成の反映に伴う表現の相違</p> <p>【女川】 ■記載内容の相違 ・PWRとBWRでは解釈で要求されている必ず想定する事故シナシグループが相</p>

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>① 事故シナシス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・インターフェイスシステムLOCA ・蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗 <p>③ 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・インターフェイスシステムLOCA ・蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗 <p>④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・クールダウンアンドリサーキュレーション <p>② 選定理由</p> <p>格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮し、それぞれを重要事故シナシスとして選定する。</p> <p>なお、各事故シナシスグループに分類される事故シナシスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度の事故シナシスに占める割合の観点で主要なカットセットに対する炉心損傷防止対策の整備状況等を確認している（別紙5 1.内部事象レベル1PRA）。</p> <p>また、地震、津波の主要な事故シナシスのうち、地震、津波特有の事象以外については、内部事象と同等な炉心損傷防止対策が有効なことから、事故シナシスは同等と評価することは妥当と考えている（別紙6）。</p>	<p>①重要事故シナシス</p> <p>「ISLOCA」</p> <p>②炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・手動減圧 ・発生箇所の隔離 <p>③選定理由</p> <p>格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）に係る事故シナシスは「インターフェイスシステムLOCA」のみである。</p> <p>なお、各事故シナシスグループに含まれる内部事象を起因とする事故シナシスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度への寄与割合の観点で主要なカットセットに対する重大事故防止対策の整備状況等をおおむね確認した。（別紙5）</p> <p>また、各事故シナシスグループにおける地震又は津波を起因とする事故シナシスについても、地震又は津波により直接炉心損傷に至る事故シナシスを除いて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、主要なカットセットに対して炉心損傷防止対策がおおむね有効であることを確認した。（別紙6）</p>	<p>① 重要事故シナシス</p> <p>「インターフェイスシステムLOCA」</p> <p>「蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗」</p> <p>② 炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・クールダウンアンドリサーキュレーション <p>③ 選定理由</p> <p>格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮し、それぞれを重要事故シナシスとして選定する。</p> <p>なお、各事故シナシスグループに含まれる内部事象を起因とする事故シナシスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度への寄与割合の観点で主要なカットセットに対する重大事故等防止対策の整備状況等をおおむね確認した。（別紙5）</p> <p>また、各事故シナシスグループにおける地震又は津波を起因とする事故シナシスについても、地震又は津波により直接炉心損傷に至る事故シナシスを除いて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、主要なカットセットに対して炉心損傷防止対策がおおむね有効であることを確認した。（別紙6）</p>	<p>違っているため、泊の(8)は泊と大飯を比較する（女川に着色せず）</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映により、必ず想定する事故シナシスグループ名として記載している

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																		
	<p style="text-align: center;">第1-1表 PRAの対象とした主な設備・系統</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">系統設備</th> <th>概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>制御棒及び制御棒駆動系 (スクラム系)</td> <td>原子炉保護系 (RPS) 1 out of 2 × 2 制御棒 137本</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系 (HPCS)</td> <td>電動ポンプ1台 ポンプ容量：約320～1,070m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系 (RCIC)</td> <td>タービン駆動ポンプ1台 ポンプ容量：約90m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>自動減圧系 (ADS)</td> <td>弁数6弁</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系 (LPCS)</td> <td>電動ポンプ1台 ポンプ容量：約1,070m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系 (RHR)</td> <td>電動ポンプ3台, 熱交換器2基 ポンプ容量：約1,160m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電機 (D/G)</td> <td>非常用発電機 2台 発電容量：約7,600kVA/台 HPCS系発電機 1台 発電容量：約3,750kVA/台</td> </tr> <tr> <td>直流電源設備 (DC)</td> <td>所内蓄電池 2組 容量 約4,000Ah/組 HPCS系蓄電池 1組 容量 約400Ah/組</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水系 (RCW)</td> <td>電動ポンプ2台×2系統 容量 約1,400m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水系 (RSW)</td> <td>電動ポンプ2台×2系統 容量 約1,900m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却水系 (HPCW)</td> <td>電動ポンプ1台 容量 約240m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却海水系 (HPSW)</td> <td>電動ポンプ1台 容量 約250m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>復水補給水系 (MUWC)</td> <td>電動ポンプ3台 容量 約100m³/h/台</td> </tr> </tbody> </table>	系統設備	概要	制御棒及び制御棒駆動系 (スクラム系)	原子炉保護系 (RPS) 1 out of 2 × 2 制御棒 137本	高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	電動ポンプ1台 ポンプ容量：約320～1,070m ³ /h/台	原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	タービン駆動ポンプ1台 ポンプ容量：約90m ³ /h/台	自動減圧系 (ADS)	弁数6弁	低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	電動ポンプ1台 ポンプ容量：約1,070m ³ /h/台	残留熱除去系 (RHR)	電動ポンプ3台, 熱交換器2基 ポンプ容量：約1,160m ³ /h/台	非常用ディーゼル発電機 (D/G)	非常用発電機 2台 発電容量：約7,600kVA/台 HPCS系発電機 1台 発電容量：約3,750kVA/台	直流電源設備 (DC)	所内蓄電池 2組 容量 約4,000Ah/組 HPCS系蓄電池 1組 容量 約400Ah/組	原子炉補機冷却水系 (RCW)	電動ポンプ2台×2系統 容量 約1,400m ³ /h/台	原子炉補機冷却海水系 (RSW)	電動ポンプ2台×2系統 容量 約1,900m ³ /h/台	高圧炉心スプレイ補機冷却水系 (HPCW)	電動ポンプ1台 容量 約240m ³ /h/台	高圧炉心スプレイ補機冷却海水系 (HPSW)	電動ポンプ1台 容量 約250m ³ /h/台	復水補給水系 (MUWC)	電動ポンプ3台 容量 約100m ³ /h/台	<p style="text-align: center;">第1-1表 PRAの対象とした主な設備・系統</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">系統設備</th> <th>概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉保護設備</td> <td>2 out of 4 制御棒クラスタ 4S体</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入系</td> <td>蓄圧タンク 3基 容量 約41m³/基</td> </tr> <tr> <td>高圧注入系</td> <td>高圧注入ポンプ 2台 ポンプ容量 約280m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>低圧注入系</td> <td>余熱除去ポンプ 2台 ポンプ容量 約850m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>補助給水設備</td> <td>タービン動補給水ポンプ 1台 ポンプ容量 約115m³/h/台 電動補助給水ポンプ 2台 ポンプ容量 約90m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>ディーゼル発電機</td> <td>発電機 2台 発電容量 約7000kVA/台</td> </tr> <tr> <td>直流電源設備</td> <td>非常用蓄電池 2組 容量 約2400Ah/組 常用蓄電池 2組 容量 約2000Ah/組</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水設備</td> <td>原子炉補機冷却水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1400m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却海水設備</td> <td>原子炉補機冷却海水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1700m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器スプレイ設備</td> <td>格納容器スプレイポンプ 2台 ポンプ容量 約940m³/h/台</td> </tr> </tbody> </table>	系統設備	概要	原子炉保護設備	2 out of 4 制御棒クラスタ 4S体	蓄圧注入系	蓄圧タンク 3基 容量 約41m ³ /基	高圧注入系	高圧注入ポンプ 2台 ポンプ容量 約280m ³ /h/台	低圧注入系	余熱除去ポンプ 2台 ポンプ容量 約850m ³ /h/台	補助給水設備	タービン動補給水ポンプ 1台 ポンプ容量 約115m ³ /h/台 電動補助給水ポンプ 2台 ポンプ容量 約90m ³ /h/台	ディーゼル発電機	発電機 2台 発電容量 約7000kVA/台	直流電源設備	非常用蓄電池 2組 容量 約2400Ah/組 常用蓄電池 2組 容量 約2000Ah/組	原子炉補機冷却水設備	原子炉補機冷却水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1400m ³ /h/台	原子炉補機冷却海水設備	原子炉補機冷却海水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1700m ³ /h/台	原子炉格納容器スプレイ設備	格納容器スプレイポンプ 2台 ポンプ容量 約940m ³ /h/台	<p>【女川】 ■設計の相違 【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p>
系統設備	概要																																																				
制御棒及び制御棒駆動系 (スクラム系)	原子炉保護系 (RPS) 1 out of 2 × 2 制御棒 137本																																																				
高圧炉心スプレイ系 (HPCS)	電動ポンプ1台 ポンプ容量：約320～1,070m ³ /h/台																																																				
原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	タービン駆動ポンプ1台 ポンプ容量：約90m ³ /h/台																																																				
自動減圧系 (ADS)	弁数6弁																																																				
低圧炉心スプレイ系 (LPCS)	電動ポンプ1台 ポンプ容量：約1,070m ³ /h/台																																																				
残留熱除去系 (RHR)	電動ポンプ3台, 熱交換器2基 ポンプ容量：約1,160m ³ /h/台																																																				
非常用ディーゼル発電機 (D/G)	非常用発電機 2台 発電容量：約7,600kVA/台 HPCS系発電機 1台 発電容量：約3,750kVA/台																																																				
直流電源設備 (DC)	所内蓄電池 2組 容量 約4,000Ah/組 HPCS系蓄電池 1組 容量 約400Ah/組																																																				
原子炉補機冷却水系 (RCW)	電動ポンプ2台×2系統 容量 約1,400m ³ /h/台																																																				
原子炉補機冷却海水系 (RSW)	電動ポンプ2台×2系統 容量 約1,900m ³ /h/台																																																				
高圧炉心スプレイ補機冷却水系 (HPCW)	電動ポンプ1台 容量 約240m ³ /h/台																																																				
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系 (HPSW)	電動ポンプ1台 容量 約250m ³ /h/台																																																				
復水補給水系 (MUWC)	電動ポンプ3台 容量 約100m ³ /h/台																																																				
系統設備	概要																																																				
原子炉保護設備	2 out of 4 制御棒クラスタ 4S体																																																				
蓄圧注入系	蓄圧タンク 3基 容量 約41m ³ /基																																																				
高圧注入系	高圧注入ポンプ 2台 ポンプ容量 約280m ³ /h/台																																																				
低圧注入系	余熱除去ポンプ 2台 ポンプ容量 約850m ³ /h/台																																																				
補助給水設備	タービン動補給水ポンプ 1台 ポンプ容量 約115m ³ /h/台 電動補助給水ポンプ 2台 ポンプ容量 約90m ³ /h/台																																																				
ディーゼル発電機	発電機 2台 発電容量 約7000kVA/台																																																				
直流電源設備	非常用蓄電池 2組 容量 約2400Ah/組 常用蓄電池 2組 容量 約2000Ah/組																																																				
原子炉補機冷却水設備	原子炉補機冷却水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1400m ³ /h/台																																																				
原子炉補機冷却海水設備	原子炉補機冷却海水ポンプ 4台 ポンプ容量 約1700m ³ /h/台																																																				
原子炉格納容器スプレイ設備	格納容器スプレイポンプ 2台 ポンプ容量 約940m ³ /h/台																																																				

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

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

大阪発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																																																																																									
<p>第1-2表 内部事象運転時レベル1 PRAにおける起因事象と発生頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>区分</th> <th>起因事象グループ</th> <th>発生頻度 (/年)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">過渡事象</td> <td>弁閉鎖事象</td> <td>1.7×10^2</td> <td>タービントリップ等により原子炉がスクラムする事象、タービンバイパス弁が正常に閉鎖することから、事象初期から機械して給排水系が使用できる。</td> </tr> <tr> <td>隔離事象</td> <td>2.7×10^2</td> <td>原子炉トリップの発生に起因して隔離される事象、主排水器のセットクワールが隔離されていることにより給排水系の運転に支障が生ずる。</td> </tr> <tr> <td>全炉水喪失</td> <td>1.0×10^2</td> <td>タービンからの給水流量が全喪失する事象。</td> </tr> <tr> <td>水位低下事象</td> <td>2.7×10^2</td> <td>タービンからの給水流量の減少し、原子炉水位が低下することで原子炉スクラムに至る事象、給排水系の機能は低下するものの、事象初期から利用可能である。</td> </tr> <tr> <td>RPS 誤動作等</td> <td>5.5×10^2</td> <td>原子炉保護系(RPS)の誤動作が原因となる事象及びアラート異常によるスクラム事象等、RPS が起因となることとからATWS 事象は対象外である。</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>4.2×10^2</td> <td>外部電源が喪失し、所内の電源が喪失する事象、事象発生後、非常用電源の確保が必要となる。</td> </tr> <tr> <td>SW 誤開放</td> <td>1.0×10^2</td> <td>原子炉運転中に SW が誤開放する事象、原子炉冷却材の漏出を伴う、SW が開放されているため、圧力制御は不要である。</td> </tr> <tr> <td>小破断 LOCA</td> <td>3.0×10^4</td> <td>タービン駆動の配管に注水可能な範囲の冷却材漏出である事象。</td> </tr> <tr> <td>中破断 LOCA</td> <td>2.0×10^4</td> <td>小破断 LOCA と大破断 LOCA の中間範囲の冷却材漏出である事象、流出量が大さいため、配管による注水には期待できない。</td> </tr> <tr> <td>大破断 LOCA</td> <td>2.0×10^2</td> <td>原子炉が減圧状態になる規模の LOCA であり、SW による減圧操作なしに低圧注水系により事象緩和が可能。</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">従属性を有する起因事象</td> <td>原子炉補機冷却系故障(区分1)</td> <td>7.2×10^4</td> <td>区分1の原子炉補機冷却系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系故障(区分2)</td> <td>7.2×10^4</td> <td>区分2の原子炉補機冷却系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。</td> </tr> <tr> <td>交流電源故障(区分1)</td> <td>1.5×10^4</td> <td>区分1の交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。</td> </tr> <tr> <td>交流電源故障(区分2)</td> <td>1.5×10^4</td> <td>区分2の交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。</td> </tr> <tr> <td>直流電源故障(区分1)</td> <td>2.8×10^4</td> <td>区分1の直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。</td> </tr> <tr> <td>直流電源故障(区分2)</td> <td>2.8×10^4</td> <td>区分2の直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">通報停止</td> <td>タービン・サポート系統</td> <td>7.2×10^4</td> <td>タービン設備のサポート系が機能喪失し、タービン設備に期待できない状態での手動停止。</td> </tr> <tr> <td>定期検査など留まっている計画されているアラート停止の態、機器からの覆及びなど比較的軽微な設備による計測されたアラート停止を伴った手動停止。</td> <td>1.7×10^9</td> <td></td> </tr> <tr> <td>IS/LOCA</td> <td>IS/LOCA</td> <td>9.4×10^4</td> <td>設備内の多重故障や事故時の隔離失敗等により原子炉圧力が低圧設計部等にかかるとしてこれが破損し、原子炉冷却材が原子炉格納容器外で放出する事象。</td> </tr> </tbody> </table>		区分	起因事象グループ	発生頻度 (/年)	備考	過渡事象	弁閉鎖事象	1.7×10^2	タービントリップ等により原子炉がスクラムする事象、タービンバイパス弁が正常に閉鎖することから、事象初期から機械して給排水系が使用できる。	隔離事象	2.7×10^2	原子炉トリップの発生に起因して隔離される事象、主排水器のセットクワールが隔離されていることにより給排水系の運転に支障が生ずる。	全炉水喪失	1.0×10^2	タービンからの給水流量が全喪失する事象。	水位低下事象	2.7×10^2	タービンからの給水流量の減少し、原子炉水位が低下することで原子炉スクラムに至る事象、給排水系の機能は低下するものの、事象初期から利用可能である。	RPS 誤動作等	5.5×10^2	原子炉保護系(RPS)の誤動作が原因となる事象及びアラート異常によるスクラム事象等、RPS が起因となることとからATWS 事象は対象外である。	外部電源喪失	4.2×10^2	外部電源が喪失し、所内の電源が喪失する事象、事象発生後、非常用電源の確保が必要となる。	SW 誤開放	1.0×10^2	原子炉運転中に SW が誤開放する事象、原子炉冷却材の漏出を伴う、SW が開放されているため、圧力制御は不要である。	小破断 LOCA	3.0×10^4	タービン駆動の配管に注水可能な範囲の冷却材漏出である事象。	中破断 LOCA	2.0×10^4	小破断 LOCA と大破断 LOCA の中間範囲の冷却材漏出である事象、流出量が大さいため、配管による注水には期待できない。	大破断 LOCA	2.0×10^2	原子炉が減圧状態になる規模の LOCA であり、SW による減圧操作なしに低圧注水系により事象緩和が可能。	従属性を有する起因事象	原子炉補機冷却系故障(区分1)	7.2×10^4	区分1の原子炉補機冷却系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。	原子炉補機冷却系故障(区分2)	7.2×10^4	区分2の原子炉補機冷却系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。	交流電源故障(区分1)	1.5×10^4	区分1の交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。	交流電源故障(区分2)	1.5×10^4	区分2の交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。	直流電源故障(区分1)	2.8×10^4	区分1の直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。	直流電源故障(区分2)	2.8×10^4	区分2の直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。	通報停止	タービン・サポート系統	7.2×10^4	タービン設備のサポート系が機能喪失し、タービン設備に期待できない状態での手動停止。	定期検査など留まっている計画されているアラート停止の態、機器からの覆及びなど比較的軽微な設備による計測されたアラート停止を伴った手動停止。	1.7×10^9		IS/LOCA	IS/LOCA	9.4×10^4	設備内の多重故障や事故時の隔離失敗等により原子炉圧力が低圧設計部等にかかるとしてこれが破損し、原子炉冷却材が原子炉格納容器外で放出する事象。	<p>第1-2表 内部事象運転時レベル1 PRAにおける起因事象と発生頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>区分</th> <th>起因事象グループ</th> <th>発生頻度 (/年)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">過渡事象</td> <td>過渡事象</td> <td>9.7×10^2</td> <td>主給水流量喪失を伴わず原子炉トリップに至る事象を想定しており、緩和機能として原子炉トリップ、補助給水に期待している。</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>1.1×10^2</td> <td>蒸気発生炉への主給水が完全に停止し、蒸気発生炉冷却水が減少し運転能力の低下により1次冷却母管及び圧力が上昇する事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の故障</td> <td>4.3×10^4</td> <td>原子炉格納容器内部における主蒸気管及び主給水管の安全確認断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。</td> </tr> <tr> <td>ATWS</td> <td>1.2×10^4</td> <td>運転時の異常な過渡変化において原子炉トリップに失敗する事象。</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA</td> <td>2.2×10^2</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却炉の原子炉格納容器内の放出事故のうち、断開口面積が等価口径6インチから1次冷却系上配管の破断断面積相当（破断断面積の2倍）未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入系、低圧注入系、高圧注入系、高圧再循環、格納容器スプレイレイン注入/再循環に期待している。</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA</td> <td>6.8×10^2</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却炉の原子炉格納容器内の放出事故のうち、断開口面積が等価口径8インチから6インチ未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、高圧注入/再循環、格納容器スプレイレイン注入/再循環に期待している。</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA</td> <td>2.2×10^4</td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却炉の原子炉格納容器内の放出事故のうち、断開口面積が等価口径2インチから6インチ未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、高圧注入/再循環、格納容器スプレイレイン注入/再循環に期待している。</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系及び原子炉補機冷却水の機能喪失に伴う原子炉補機冷却水の喪失を想定しており、緩和機能として原子炉トリップ、補助給水に期待している。また、原子炉補機冷却機能喪失の際、原子炉補機冷却機能喪失の際、原子炉補機冷却機能喪失を伴った事象を考慮している。</td> <td>2.0×10^4</td> <td></td> </tr> <tr> <td>外送電断線喪失</td> <td>4.8×10^2</td> <td>送電系統の故障等により、所内電源の1線又は全部が喪失し、運転状態が破綻されるような事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、非常用電源に期待している。</td> </tr> <tr> <td>手動停止</td> <td>2.3×10^2</td> <td>非常用電源に期待している。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">IS/LOCA</td> <td>IS/LOCA</td> <td>3.0×10^{10}</td> <td>1次冷却母管と余熱除去系の間の隔離に失敗し、1次冷却母管の圧力が余熱除去系に付加され発生する事象。</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破断</td> <td>2.4×10^2</td> <td>蒸気発生器における伝熱管1本の完全な同時断断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、蓄積型蒸気発生器の隔離に期待している。</td> </tr> </tbody> </table>		区分	起因事象グループ	発生頻度 (/年)	備考	過渡事象	過渡事象	9.7×10^2	主給水流量喪失を伴わず原子炉トリップに至る事象を想定しており、緩和機能として原子炉トリップ、補助給水に期待している。	主給水流量喪失	1.1×10^2	蒸気発生炉への主給水が完全に停止し、蒸気発生炉冷却水が減少し運転能力の低下により1次冷却母管及び圧力が上昇する事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。	2次冷却系の故障	4.3×10^4	原子炉格納容器内部における主蒸気管及び主給水管の安全確認断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。	ATWS	1.2×10^4	運転時の異常な過渡変化において原子炉トリップに失敗する事象。	大破断LOCA	2.2×10^2	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却炉の原子炉格納容器内の放出事故のうち、断開口面積が等価口径6インチから1次冷却系上配管の破断断面積相当（破断断面積の2倍）未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入系、低圧注入系、高圧注入系、高圧再循環、格納容器スプレイレイン注入/再循環に期待している。	中破断LOCA	6.8×10^2	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却炉の原子炉格納容器内の放出事故のうち、断開口面積が等価口径8インチから6インチ未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、高圧注入/再循環、格納容器スプレイレイン注入/再循環に期待している。	小破断LOCA	2.2×10^4	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却炉の原子炉格納容器内の放出事故のうち、断開口面積が等価口径2インチから6インチ未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、高圧注入/再循環、格納容器スプレイレイン注入/再循環に期待している。	原子炉補機冷却系及び原子炉補機冷却水の機能喪失に伴う原子炉補機冷却水の喪失を想定しており、緩和機能として原子炉トリップ、補助給水に期待している。また、原子炉補機冷却機能喪失の際、原子炉補機冷却機能喪失の際、原子炉補機冷却機能喪失を伴った事象を考慮している。	2.0×10^4		外送電断線喪失	4.8×10^2	送電系統の故障等により、所内電源の1線又は全部が喪失し、運転状態が破綻されるような事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、非常用電源に期待している。	手動停止	2.3×10^2	非常用電源に期待している。	IS/LOCA	IS/LOCA	3.0×10^{10}	1次冷却母管と余熱除去系の間の隔離に失敗し、1次冷却母管の圧力が余熱除去系に付加され発生する事象。	蒸気発生器伝熱管破断	2.4×10^2	蒸気発生器における伝熱管1本の完全な同時断断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、蓄積型蒸気発生器の隔離に期待している。	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 <p>【大阪】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映
区分	起因事象グループ	発生頻度 (/年)	備考																																																																																																												
過渡事象	弁閉鎖事象	1.7×10^2	タービントリップ等により原子炉がスクラムする事象、タービンバイパス弁が正常に閉鎖することから、事象初期から機械して給排水系が使用できる。																																																																																																												
	隔離事象	2.7×10^2	原子炉トリップの発生に起因して隔離される事象、主排水器のセットクワールが隔離されていることにより給排水系の運転に支障が生ずる。																																																																																																												
	全炉水喪失	1.0×10^2	タービンからの給水流量が全喪失する事象。																																																																																																												
	水位低下事象	2.7×10^2	タービンからの給水流量の減少し、原子炉水位が低下することで原子炉スクラムに至る事象、給排水系の機能は低下するものの、事象初期から利用可能である。																																																																																																												
	RPS 誤動作等	5.5×10^2	原子炉保護系(RPS)の誤動作が原因となる事象及びアラート異常によるスクラム事象等、RPS が起因となることとからATWS 事象は対象外である。																																																																																																												
	外部電源喪失	4.2×10^2	外部電源が喪失し、所内の電源が喪失する事象、事象発生後、非常用電源の確保が必要となる。																																																																																																												
	SW 誤開放	1.0×10^2	原子炉運転中に SW が誤開放する事象、原子炉冷却材の漏出を伴う、SW が開放されているため、圧力制御は不要である。																																																																																																												
	小破断 LOCA	3.0×10^4	タービン駆動の配管に注水可能な範囲の冷却材漏出である事象。																																																																																																												
	中破断 LOCA	2.0×10^4	小破断 LOCA と大破断 LOCA の中間範囲の冷却材漏出である事象、流出量が大さいため、配管による注水には期待できない。																																																																																																												
	大破断 LOCA	2.0×10^2	原子炉が減圧状態になる規模の LOCA であり、SW による減圧操作なしに低圧注水系により事象緩和が可能。																																																																																																												
従属性を有する起因事象	原子炉補機冷却系故障(区分1)	7.2×10^4	区分1の原子炉補機冷却系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。																																																																																																												
	原子炉補機冷却系故障(区分2)	7.2×10^4	区分2の原子炉補機冷却系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。																																																																																																												
	交流電源故障(区分1)	1.5×10^4	区分1の交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。																																																																																																												
	交流電源故障(区分2)	1.5×10^4	区分2の交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。																																																																																																												
	直流電源故障(区分1)	2.8×10^4	区分1の直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。																																																																																																												
	直流電源故障(区分2)	2.8×10^4	区分2の直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。																																																																																																												
通報停止	タービン・サポート系統	7.2×10^4	タービン設備のサポート系が機能喪失し、タービン設備に期待できない状態での手動停止。																																																																																																												
	定期検査など留まっている計画されているアラート停止の態、機器からの覆及びなど比較的軽微な設備による計測されたアラート停止を伴った手動停止。	1.7×10^9																																																																																																													
IS/LOCA	IS/LOCA	9.4×10^4	設備内の多重故障や事故時の隔離失敗等により原子炉圧力が低圧設計部等にかかるとしてこれが破損し、原子炉冷却材が原子炉格納容器外で放出する事象。																																																																																																												
区分	起因事象グループ	発生頻度 (/年)	備考																																																																																																												
過渡事象	過渡事象	9.7×10^2	主給水流量喪失を伴わず原子炉トリップに至る事象を想定しており、緩和機能として原子炉トリップ、補助給水に期待している。																																																																																																												
	主給水流量喪失	1.1×10^2	蒸気発生炉への主給水が完全に停止し、蒸気発生炉冷却水が減少し運転能力の低下により1次冷却母管及び圧力が上昇する事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。																																																																																																												
	2次冷却系の故障	4.3×10^4	原子炉格納容器内部における主蒸気管及び主給水管の安全確認断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。																																																																																																												
	ATWS	1.2×10^4	運転時の異常な過渡変化において原子炉トリップに失敗する事象。																																																																																																												
	大破断LOCA	2.2×10^2	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却炉の原子炉格納容器内の放出事故のうち、断開口面積が等価口径6インチから1次冷却系上配管の破断断面積相当（破断断面積の2倍）未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入系、低圧注入系、高圧注入系、高圧再循環、格納容器スプレイレイン注入/再循環に期待している。																																																																																																												
	中破断LOCA	6.8×10^2	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却炉の原子炉格納容器内の放出事故のうち、断開口面積が等価口径8インチから6インチ未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、高圧注入/再循環、格納容器スプレイレイン注入/再循環に期待している。																																																																																																												
	小破断LOCA	2.2×10^4	原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却炉の原子炉格納容器内の放出事故のうち、断開口面積が等価口径2インチから6インチ未満のものであり、緩和機能として、蓄圧注入、高圧注入/再循環、格納容器スプレイレイン注入/再循環に期待している。																																																																																																												
	原子炉補機冷却系及び原子炉補機冷却水の機能喪失に伴う原子炉補機冷却水の喪失を想定しており、緩和機能として原子炉トリップ、補助給水に期待している。また、原子炉補機冷却機能喪失の際、原子炉補機冷却機能喪失の際、原子炉補機冷却機能喪失を伴った事象を考慮している。	2.0×10^4																																																																																																													
	外送電断線喪失	4.8×10^2	送電系統の故障等により、所内電源の1線又は全部が喪失し、運転状態が破綻されるような事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、非常用電源に期待している。																																																																																																												
	手動停止	2.3×10^2	非常用電源に期待している。																																																																																																												
IS/LOCA	IS/LOCA	3.0×10^{10}	1次冷却母管と余熱除去系の間の隔離に失敗し、1次冷却母管の圧力が余熱除去系に付加され発生する事象。																																																																																																												
	蒸気発生器伝熱管破断	2.4×10^2	蒸気発生器における伝熱管1本の完全な同時断断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、蓄積型蒸気発生器の隔離に期待している。																																																																																																												

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオ選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																									
	<div data-bbox="734 220 1294 646" style="border: 1px solid red; padding: 5px;"> <p>第1-3表 地震レベル1 PRAにおける起回事象と発生頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>発生頻度 (/年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>外部電源喪失</td><td>3.0×10^{-2}</td></tr> <tr><td>原子炉建屋損傷</td><td>4.8×10^{-6}</td></tr> <tr><td>格納容器損傷</td><td>5.2×10^{-7}</td></tr> <tr><td>圧力容器損傷</td><td>4.1×10^{-7}</td></tr> <tr><td>E-LOCA</td><td>6.0×10^{-7}</td></tr> <tr><td>格納容器バイパス</td><td>1.0×10^{-7}</td></tr> <tr><td>制御建屋損傷</td><td>1.9×10^{-7}</td></tr> <tr><td>計測・制御系喪失</td><td>3.7×10^{-7}</td></tr> <tr><td>直流電源喪失</td><td>1.1×10^{-6}</td></tr> <tr><td>交流電源・原子炉補機冷却系喪失</td><td>1.5×10^{-5}</td></tr> </tbody> </table> </div> <div data-bbox="734 1018 1294 1169" style="border: 1px solid red; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>第1-4表 津波高さ別の発生頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>津波分類</th> <th>津波高さ</th> <th>発生頻度 (/年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>0. P. +29m ~ 0. P. +33.9m</td> <td>3.8×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>0. P. +33.9m ~</td> <td>7.3×10^{-7}</td> </tr> </tbody> </table> </div>	起回事象	発生頻度 (/年)	外部電源喪失	3.0×10^{-2}	原子炉建屋損傷	4.8×10^{-6}	格納容器損傷	5.2×10^{-7}	圧力容器損傷	4.1×10^{-7}	E-LOCA	6.0×10^{-7}	格納容器バイパス	1.0×10^{-7}	制御建屋損傷	1.9×10^{-7}	計測・制御系喪失	3.7×10^{-7}	直流電源喪失	1.1×10^{-6}	交流電源・原子炉補機冷却系喪失	1.5×10^{-5}	津波分類	津波高さ	発生頻度 (/年)	A	0. P. +29m ~ 0. P. +33.9m	3.8×10^{-6}	B	0. P. +33.9m ~	7.3×10^{-7}	<div data-bbox="1339 220 1921 869" style="border: 1px dashed black; border-style: dashed; padding: 5px;"> <p>第1-3表 地震レベル1 PRAにおける起回事象と発生頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>発生頻度 [/年]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>格納容器バイパス</td><td>9.8×10^{-8}</td></tr> <tr><td>大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)</td><td>3.5×10^{-7}</td></tr> <tr><td>原子炉建屋損傷</td><td>4.7×10^{-6}</td></tr> <tr><td>原子炉格納容器損傷</td><td>1.8×10^{-6}</td></tr> <tr><td>原子炉補助建屋損傷</td><td>ε</td></tr> <tr><td>電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失</td><td>1.2×10^{-6}</td></tr> <tr><td>1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失</td><td>3.0×10^{-6}</td></tr> <tr><td>複数の信号系損傷</td><td>1.2×10^{-7}</td></tr> <tr><td>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</td><td>1.1×10^{-7}</td></tr> <tr><td>大破断 LOCA</td><td>2.5×10^{-7}</td></tr> <tr><td>中破断 LOCA</td><td>7.4×10^{-7}</td></tr> <tr><td>小破断 LOCA</td><td>3.3×10^{-7}</td></tr> <tr><td>2次冷却系の破断</td><td>9.6×10^{-9}</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却機能喪失</td><td>5.0×10^{-6}</td></tr> <tr><td>外部電源喪失</td><td>3.2×10^{-4}</td></tr> <tr><td>主給本流量喪失</td><td>4.0×10^{-4}</td></tr> <tr><td>ATWS</td><td>9.3×10^{-11}</td></tr> </tbody> </table> <p>ε：1.0E-15未満</p> </div> <div data-bbox="1339 1026 1921 1125" style="border: 1px solid red; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>第1-4表 津波高さ別の発生頻度</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>津波分類</th> <th>津波高さ</th> <th>発生頻度 (/年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>T. P. 16.5m ~</td> <td>2.9×10^{-7}</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div data-bbox="1384 1220 1892 1276" style="border: 1px solid gray; padding: 5px; margin-top: 20px; text-align: center;"> <p>追而【地震 PRA の最終評価結果を反映】</p> </div>	起回事象	発生頻度 [/年]	格納容器バイパス	9.8×10^{-8}	大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	3.5×10^{-7}	原子炉建屋損傷	4.7×10^{-6}	原子炉格納容器損傷	1.8×10^{-6}	原子炉補助建屋損傷	ε	電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	1.2×10^{-6}	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	3.0×10^{-6}	複数の信号系損傷	1.2×10^{-7}	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	1.1×10^{-7}	大破断 LOCA	2.5×10^{-7}	中破断 LOCA	7.4×10^{-7}	小破断 LOCA	3.3×10^{-7}	2次冷却系の破断	9.6×10^{-9}	原子炉補機冷却機能喪失	5.0×10^{-6}	外部電源喪失	3.2×10^{-4}	主給本流量喪失	4.0×10^{-4}	ATWS	9.3×10^{-11}	津波分類	津波高さ	発生頻度 (/年)	A	T. P. 16.5m ~	2.9×10^{-7}	<p>【女川】 ■ 個別評価による相違 【大飯】 ■ 記載方針の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】 ■ 個別評価による相違 【大飯】 ■ 記載方針の相違 ・女川実績の反映</p>
起回事象	発生頻度 (/年)																																																																											
外部電源喪失	3.0×10^{-2}																																																																											
原子炉建屋損傷	4.8×10^{-6}																																																																											
格納容器損傷	5.2×10^{-7}																																																																											
圧力容器損傷	4.1×10^{-7}																																																																											
E-LOCA	6.0×10^{-7}																																																																											
格納容器バイパス	1.0×10^{-7}																																																																											
制御建屋損傷	1.9×10^{-7}																																																																											
計測・制御系喪失	3.7×10^{-7}																																																																											
直流電源喪失	1.1×10^{-6}																																																																											
交流電源・原子炉補機冷却系喪失	1.5×10^{-5}																																																																											
津波分類	津波高さ	発生頻度 (/年)																																																																										
A	0. P. +29m ~ 0. P. +33.9m	3.8×10^{-6}																																																																										
B	0. P. +33.9m ~	7.3×10^{-7}																																																																										
起回事象	発生頻度 [/年]																																																																											
格納容器バイパス	9.8×10^{-8}																																																																											
大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	3.5×10^{-7}																																																																											
原子炉建屋損傷	4.7×10^{-6}																																																																											
原子炉格納容器損傷	1.8×10^{-6}																																																																											
原子炉補助建屋損傷	ε																																																																											
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	1.2×10^{-6}																																																																											
1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	3.0×10^{-6}																																																																											
複数の信号系損傷	1.2×10^{-7}																																																																											
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	1.1×10^{-7}																																																																											
大破断 LOCA	2.5×10^{-7}																																																																											
中破断 LOCA	7.4×10^{-7}																																																																											
小破断 LOCA	3.3×10^{-7}																																																																											
2次冷却系の破断	9.6×10^{-9}																																																																											
原子炉補機冷却機能喪失	5.0×10^{-6}																																																																											
外部電源喪失	3.2×10^{-4}																																																																											
主給本流量喪失	4.0×10^{-4}																																																																											
ATWS	9.3×10^{-11}																																																																											
津波分類	津波高さ	発生頻度 (/年)																																																																										
A	T. P. 16.5m ~	2.9×10^{-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
 1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオ選定について

大飯発電所3/4号炉					女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉					相違理由	
第1-1表 イベントツリーにより抽出される事故シナリオ					第1-5表 イベントツリーにより抽出される事故シナリオ(1/2)					第1-5表 イベントツリーにより抽出される事故シナリオ					<p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・PRAの結果として起因事象やイベントツリーにより抽出される事故シナリオについては、設計の相違によりPWRとBWRで相違しているため、第1-5表については大飯と比較する(女川に着色せず)(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>・泊は抽出した事故シナリオに番号を付け、別図表との紐づけを行っている</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は抽出された事故シナリオを全て個別に記載しているが、電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失並びに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については、大飯は別の事故シナリオに含めた記載としている。記載は異なるがPRAより抽出された事故シナリオは同様である。</p> <p>【大飯】</p> <p>■名称の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>・津波特有のシナリオ名称を女川に記載統一(複数の信号系損傷⇔複数の安全機能喪失)。また、泊は複数の信号系損傷を地震PRA特有の事故シナリオとしている。</p>	
起因事象	イベントツリーにより抽出される事故シナリオ	内部	地震	津波	起因事象	イベントツリーより抽出される事故シナリオ	内部	地震	津波	シナリオNo.	起因事象	イベントツリーにより抽出される事故シナリオ	内部	地震		津波
大破断LOCA	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—	過渡事象	過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	○	—	(1)	大破断 LOCA	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—	(1)
	大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗	○	○	—		過渡事象+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	○	—	(2)		大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	○	○	—	(2)
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	○	—		過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗	○	○	—	(3)		大破断LOCA+高圧注水失敗	○	○	—	(4)
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	○	○	—		過渡事象+除熱失敗	○	○	—	(4)		大破断LOCA+高圧注入失敗	○	○	—	(5)
	大破断LOCA+低圧注入失敗	○	○	—		過渡事象+原子炉停止失敗	○	○	—	(6)		大破断LOCA+高圧注入失敗	○	○	—	(5)
	大破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—		外部電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+HPCS 失敗	○	○	—		(7)	中破断 LOCA	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	○	○
中破断LOCA	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+SRV 再閉失敗+HPCS 失敗	○	○	—	(8)	中破断 LOCA	中破断LOCA+高圧再循環失敗	○	○	—	(7)	
	中破断LOCA+高圧再循環失敗	○	○	—	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+高圧注水失敗	○	○	—	(9)	中破断 LOCA	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	○	○	—	(8)	
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	○	○	—	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+高圧注水失敗	○	○	—	(10)	中破断 LOCA	中破断LOCA+高圧注入失敗	○	○	—	(9)	
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗	○	○	—	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 失敗)+HPCS 失敗+原子炉停止失敗	—	○	—	(11)	中破断 LOCA	中破断LOCA+高圧注入失敗	○	○	—	(10)	
小破断LOCA	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—	通常停止/サポート	手動停止+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(12)	小破断 LOCA	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—	(11)
	小破断LOCA+高圧再循環失敗	○	○	—	系喪失	手動停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(13)	小破断 LOCA	小破断LOCA+高圧再循環失敗	○	○	—	(12)
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	○	○	—	サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(14)	小破断 LOCA	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	○	○	—	(13)	
	小破断LOCA+高圧注入失敗	○	○	—	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(15)	小破断 LOCA	小破断LOCA+高圧注入失敗	○	○	—	(14)	
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	○	—	—	手動停止+除熱失敗	○	—	—	(18)	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	○	—	—	(16)	
主給水流量喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	○	○	○	手動停止+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(17)	主給水流量喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	○	○	—	(17)	
外部電源喪失	外部電源喪失+非常用内交流電源喪失	○	○	○	サポート系喪失+高圧注水失敗+手動減圧失敗	○	—	—	(17)	外部電源喪失	外部電源喪失+補助給水失敗	○	○	—	(18)	
ATWS	原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	○	○	—	手動停止+高圧注水失敗+手動減圧失敗	○	—	—	(16)	外部電源喪失	外部電源喪失+非常用内交流電源喪失	○	○	—	(19)	
2次冷却系の破断	2次冷却系の破断+補助給水失敗	○	○	—	手動停止+高圧注水失敗+手動減圧失敗	○	—	—	(17)	ATWS	原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	○	○	—	(20)	
2次冷却系の破断	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	○	○	—	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(15)	2次冷却系の破断	2次冷却系の破断+補助給水失敗	○	○	—	(21)	
2次冷却系の破断	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	○	○	—	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(15)	2次冷却系の破断	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	○	○	—	(22)	
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	○	—	—	サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(14)	蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	○	—	—	(23)	
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	○	—	—	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(15)	蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	○	—	—	(24)	
過渡事象	過渡事象+補助給水失敗	○	—	○	サポート系喪失+高圧注水失敗+手動減圧失敗	○	—	—	(16)	過渡事象	過渡事象+補助給水失敗	○	—	—	(25)	
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	○	○	○	サポート系喪失+高圧注水失敗+手動減圧失敗	○	—	—	(17)	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	○	○	○	(26)	
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器過熱/安全弁LOCA	○	○	○	サポート系喪失+高圧注水失敗+手動減圧失敗	○	—	—	(17)	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器過熱/安全弁LOCA	○	○	○	(27)	
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	○	○	○	サポート系喪失+高圧注水失敗+手動減圧失敗	○	—	—	(17)	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	○	○	○	(28)	
手動停止	手動停止+補助給水失敗	○	—	—	手動停止+高圧注水失敗+手動減圧失敗	○	—	—	(16)	手動停止	手動停止+補助給水失敗	○	—	—	(29)	
地震又は津波により直接的に炉心損傷に至る事象	大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	—	○	—	手動停止+除熱失敗	○	—	—	(18)	手動停止	大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	—	○	—	(30)	
	蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	—	○	—	手動停止+SRV 再閉失敗+除熱失敗	○	—	—	(19)	手動停止	蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	—	○	—	(31)	
	原子炉建屋損傷	—	○	—	サポート系喪失+除熱失敗	○	—	—	(20)	手動停止	原子炉建屋損傷	—	○	—	(32)	
	原子炉格納容器損傷	—	○	—	サポート系喪失+SRV 再閉失敗+除熱失敗	○	—	—	(21)	手動停止	原子炉格納容器損傷	—	○	—	(33)	
	制御建屋損傷	—	○	—	—	—	—	—	—	—	手動停止	原子炉補機冷却機能喪失	—	○	—	(34)
	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	—	○	—	—	—	—	—	—	—	手動停止	蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	—	○	—	(35)
複数の信号系損傷	—	○	○	—	—	—	—	—	—	手動停止	原子炉建屋損傷	—	○	—	(36)	

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシグループ抽出及び重要事故シナシ選定について

大飯発電所3 / 4号炉	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1-5表 イベントツリーにより抽出される事故シナシ(2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>イベントツリーより抽出される事故シナシ</th> <th>内部</th> <th>地震</th> <th>津波</th> <th>シナシ No.</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="13">冷却材喪失 事象</td> <td>小破断 LOCA+除熱失敗</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>(22)</td> </tr> <tr> <td>中破断 LOCA+除熱失敗</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>(23)</td> </tr> <tr> <td>大破断 LOCA+除熱失敗</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>(24)</td> </tr> <tr> <td>小破断 LOCA+原子炉停止失敗</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>(25)</td> </tr> <tr> <td>中破断 LOCA+原子炉停止失敗</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>(26)</td> </tr> <tr> <td>大破断 LOCA+原子炉停止失敗</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>(27)</td> </tr> <tr> <td>小破断 LOCA+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>(28)</td> </tr> <tr> <td>小破断 LOCA+高圧注水失敗+原子炉自動減圧失敗</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>(29)</td> </tr> <tr> <td>中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>(30)</td> </tr> <tr> <td>中破断 LOCA+HPCS 失敗+原子炉自動減圧失敗</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>(31)</td> </tr> <tr> <td>大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>(32)</td> </tr> <tr> <td>ISLOCA</td> <td>ISLOCA</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>(33)</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">地震起回事象</td> <td>原子炉建屋損傷</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>(34)</td> </tr> <tr> <td>制御建屋損傷</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>(35)</td> </tr> <tr> <td>格納容器損傷</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>(36)</td> </tr> <tr> <td>圧力容器損傷</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>(37)</td> </tr> <tr> <td>ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失(E-LOCA)</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>(38)</td> </tr> <tr> <td>計測・制御系喪失</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>(39)</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>(40)</td> </tr> <tr> <td>津波起回事象</td> <td>複数の安全機能喪失</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>○</td> <td>(41)</td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	イベントツリーより抽出される事故シナシ	内部	地震	津波	シナシ No.	冷却材喪失 事象	小破断 LOCA+除熱失敗	○	—	—	(22)	中破断 LOCA+除熱失敗	○	—	—	(23)	大破断 LOCA+除熱失敗	○	—	—	(24)	小破断 LOCA+原子炉停止失敗	○	—	—	(25)	中破断 LOCA+原子炉停止失敗	○	—	—	(26)	大破断 LOCA+原子炉停止失敗	○	—	—	(27)	小破断 LOCA+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(28)	小破断 LOCA+高圧注水失敗+原子炉自動減圧失敗	○	—	—	(29)	中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(30)	中破断 LOCA+HPCS 失敗+原子炉自動減圧失敗	○	—	—	(31)	大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(32)	ISLOCA	ISLOCA	○	—	—	(33)	地震起回事象	原子炉建屋損傷	—	○	—	(34)	制御建屋損傷	—	○	—	(35)	格納容器損傷	—	○	—	(36)	圧力容器損傷	—	○	—	(37)	ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失(E-LOCA)	—	○	—	(38)	計測・制御系喪失	—	○	—	(39)	格納容器バイパス	—	○	—	(40)	津波起回事象	複数の安全機能喪失	—	—	○	(41)		
起回事象	イベントツリーより抽出される事故シナシ	内部	地震	津波	シナシ No.																																																																																																												
冷却材喪失 事象	小破断 LOCA+除熱失敗	○	—	—	(22)																																																																																																												
	中破断 LOCA+除熱失敗	○	—	—	(23)																																																																																																												
	大破断 LOCA+除熱失敗	○	—	—	(24)																																																																																																												
	小破断 LOCA+原子炉停止失敗	○	—	—	(25)																																																																																																												
	中破断 LOCA+原子炉停止失敗	○	—	—	(26)																																																																																																												
	大破断 LOCA+原子炉停止失敗	○	—	—	(27)																																																																																																												
	小破断 LOCA+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(28)																																																																																																												
	小破断 LOCA+高圧注水失敗+原子炉自動減圧失敗	○	—	—	(29)																																																																																																												
	中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(30)																																																																																																												
	中破断 LOCA+HPCS 失敗+原子炉自動減圧失敗	○	—	—	(31)																																																																																																												
	大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗	○	—	—	(32)																																																																																																												
	ISLOCA	ISLOCA	○	—	—	(33)																																																																																																											
	地震起回事象	原子炉建屋損傷	—	○	—	(34)																																																																																																											
制御建屋損傷		—	○	—	(35)																																																																																																												
格納容器損傷		—	○	—	(36)																																																																																																												
圧力容器損傷		—	○	—	(37)																																																																																																												
ECCS 容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失(E-LOCA)		—	○	—	(38)																																																																																																												
計測・制御系喪失		—	○	—	(39)																																																																																																												
格納容器バイパス		—	○	—	(40)																																																																																																												
津波起回事象	複数の安全機能喪失	—	—	○	(41)																																																																																																												

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオ選定について

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

第1-2表 PRA結果に基づく新たな事故シナリオグループの検討

シナリオ名	シナリオ	発生確率	評価	重要事故シナリオグループ	重要事故シナリオグループ	重要事故シナリオグループ
1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオ選定について

女川原子力発電所2号炉

第1-6表 PRA結果に基づく新たな事故シナリオグループの検討

シナリオ名	シナリオ	発生確率	評価	重要事故シナリオグループ	重要事故シナリオグループ	重要事故シナリオグループ
1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオ選定について

泊発電所3号炉

第1-8表 PRA結果に基づく新たな事故シナリオグループの検討

シナリオ名	シナリオ	発生確率	評価	重要事故シナリオグループ	重要事故シナリオグループ	重要事故シナリオグループ
1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオ選定について

相違理由

【女川】

- 記載内容の相違
 - PWRとBWRでは解釈で要求されている事故シナリオグループや事故シナリオが相違しているため、第1-6表については大阪と比較する（女川に着色せず）
- 記載方針の相違
 - 女川実績の反映
 - 泊は第1-5表に示した事故シナリオの番号と紐づけを行っている
- 記載表現の相違
 - タイトル等、表の体裁を女川に記載統一
 - 津波特有のシナリオ名称を女川に記載統一（複数の信号系損傷や複数の安全機能喪失）
- 個別評価による相違
 - 炉心損傷頻度の相違

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオ選定について

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

事故シナリオグループ	事故シナリオ	炉心損傷防止対策の有効性		評価
		対策の有効性	対策の有効性	
炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	2. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	3. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	4. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	5. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	6. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	7. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	8. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	9. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	10. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00

注1：100%には第17表で除外した事故シナリオの炉心損傷頻度も含む。
 注2：100%には第17表で除外した事故シナリオの炉心損傷頻度も含む。
 注3：100%には第17表で除外した事故シナリオの炉心損傷頻度も含む。

女川原子力発電所2号炉

事故シナリオグループ	事故シナリオ	炉心損傷防止対策の有効性		評価
		対策の有効性	対策の有効性	
炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	2. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	3. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	4. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	5. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	6. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	7. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	8. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	9. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	10. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00

第17表 事故シナリオグループ別炉心損傷頻度（内部事象、地震、津波、津波PRA）

注1：100%には第17表で除外した事故シナリオの炉心損傷頻度も含む。
 注2：100%には第17表で除外した事故シナリオの炉心損傷頻度も含む。
 注3：100%には第17表で除外した事故シナリオの炉心損傷頻度も含む。

泊発電所3号炉

事故シナリオグループ	事故シナリオ	炉心損傷防止対策の有効性		評価
		対策の有効性	対策の有効性	
炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	2. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	3. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	4. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	5. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	6. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	7. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	8. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	9. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00
	10. 炉心損傷防止対策の有効性評価対象事故シナリオ	1.00	1.00	1.00

第17表 事故シナリオグループ別炉心損傷頻度（内部事象、地震、津波、津波PRA）

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

相違理由

- 【女川】
 - 記載内容の相違
 - ・PWRとBWRでは解釈で要求されている事故シナリオグループや事故シナリオが相違しているため、第1-7表については大阪と比較する（女川に着色せず）
- 【大阪】
 - 記載表現の相違
 - ・タイトル等、表の体裁を女川に記載統一
 - 個別評価による相違
 - ・炉心損傷頻度の相違

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

第37条 付録1 事故シ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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
<p>第1-8表 重要事故シナシス等の選定について (2/6)</p>												
	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th data-bbox="801 247 840 1380">事故シナシスグループ</th> <th data-bbox="840 247 974 1380">選定した重要事故シナシス</th> <th data-bbox="974 247 1108 1380">選定した重要事故シナシスと選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="801 247 974 327"> 高圧注水 ・高圧 ・高圧 機能喪失 </td> <td data-bbox="801 327 974 518"> ① 炉心スワフレイ系 ・高圧代替注水素 ・代替自動減圧機能 ・低圧代替注水素 ・低圧代替注水素 ・低圧代替注水素 </td> <td data-bbox="801 518 974 1380"> 選定した重要事故シナシスと選定理由 【重要事故シナシスの選定】 表1-8a、b、cの評価結果より、①の事故シナシスが最も「高」と「中」が多いことから、 ①「重要事故+高圧注水素+高圧代替注水素+高圧代替注水素」を重要事故シナシスとして選定した。 【重要事故シナシスの選定理由】 有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起因事象発生後の事象進展が早い順に事象を起因とした①の事故シナシスに選定している。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="801 327 974 518"> ② 炉心スワフレイ系 ・高圧代替注水素 ・代替自動減圧機能 ・低圧代替注水素 ・低圧代替注水素 </td> <td data-bbox="801 518 974 710"> ③ 炉心スワフレイ系 ・高圧代替注水素 ・代替自動減圧機能 ・低圧代替注水素 ・低圧代替注水素 </td> <td data-bbox="801 710 974 1380"> ④ 炉心スワフレイ系 ・高圧代替注水素 ・代替自動減圧機能 ・低圧代替注水素 ・低圧代替注水素 </td> </tr> </tbody> </table>	事故シナシスグループ	選定した重要事故シナシス	選定した重要事故シナシスと選定理由	高圧注水 ・高圧 ・高圧 機能喪失	① 炉心スワフレイ系 ・高圧代替注水素 ・代替自動減圧機能 ・低圧代替注水素 ・低圧代替注水素 ・低圧代替注水素	選定した重要事故シナシスと選定理由 【重要事故シナシスの選定】 表1-8a、b、cの評価結果より、①の事故シナシスが最も「高」と「中」が多いことから、 ①「重要事故+高圧注水素+高圧代替注水素+高圧代替注水素」を重要事故シナシスとして選定した。 【重要事故シナシスの選定理由】 有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起因事象発生後の事象進展が早い順に事象を起因とした①の事故シナシスに選定している。	② 炉心スワフレイ系 ・高圧代替注水素 ・代替自動減圧機能 ・低圧代替注水素 ・低圧代替注水素	③ 炉心スワフレイ系 ・高圧代替注水素 ・代替自動減圧機能 ・低圧代替注水素 ・低圧代替注水素	④ 炉心スワフレイ系 ・高圧代替注水素 ・代替自動減圧機能 ・低圧代替注水素 ・低圧代替注水素		
事故シナシスグループ	選定した重要事故シナシス	選定した重要事故シナシスと選定理由										
高圧注水 ・高圧 ・高圧 機能喪失	① 炉心スワフレイ系 ・高圧代替注水素 ・代替自動減圧機能 ・低圧代替注水素 ・低圧代替注水素 ・低圧代替注水素	選定した重要事故シナシスと選定理由 【重要事故シナシスの選定】 表1-8a、b、cの評価結果より、①の事故シナシスが最も「高」と「中」が多いことから、 ①「重要事故+高圧注水素+高圧代替注水素+高圧代替注水素」を重要事故シナシスとして選定した。 【重要事故シナシスの選定理由】 有効と考えられる主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起因事象発生後の事象進展が早い順に事象を起因とした①の事故シナシスに選定している。										
② 炉心スワフレイ系 ・高圧代替注水素 ・代替自動減圧機能 ・低圧代替注水素 ・低圧代替注水素	③ 炉心スワフレイ系 ・高圧代替注水素 ・代替自動減圧機能 ・低圧代替注水素 ・低圧代替注水素	④ 炉心スワフレイ系 ・高圧代替注水素 ・代替自動減圧機能 ・低圧代替注水素 ・低圧代替注水素										

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

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

大阪発電所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

全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失について泊と大阪の重要事故シナシス選定結果の記載を比較するため、付録1.1.-54ページ（点線部分）の大阪の第1-4表（1/2）を再掲している

第1-4表 重要事故シナシスの選定について (1/2)

事故シナシスグループ	事故シナシス	重要事故シナシスの選定理由			
		選定理由	選定理由	選定理由	選定理由
① 炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策
	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策
	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策
	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策
② 全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失
	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失
	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失
	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失
③ 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	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
	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	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	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	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	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

第1-8表 重要事故シナシス等の選定について (3/6)

事故シナシス	選定理由	選定理由	選定理由
① 全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失
② 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	原子炉補機冷却機能喪失
③ 炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策

注：PRAの結果抽出した事故シナシスの名称に対し、欄外の記載の内容を併記し、欄内の「○」「△」を付した。

第1-9表 重要事故シナシスの選定について (2/2)

事故シナシスグループ	事故シナシス	重要事故シナシスの選定理由			
		選定理由	選定理由	選定理由	選定理由
① 炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策
	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策
② 全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失
	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失
③ 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	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
	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	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失

追って【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

【大阪】
 ■記載表現の相違
 ・女川に記載統一
 【大阪】
 ■記載方針の相違
 ・女川実績の反映
 ・泊は事故シナシスグループ内に事故シナシスが一つの場合のみ、各着眼点について検討を行わずに「-」とし、重要事故シナシスとして選定している
 ・泊は着眼点d. 代表性については、定量的に検討している
 ・泊は全交流動力電源喪失の重要事故シナシスについて、RCPシールドLOCAの有無を考慮して2つ選定した旨を表に記載している（本文中には大阪も泊も記載している）

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大阪発電所3/4号炉

原子炉格納容器の除熱機能喪失について泊と大阪の重要事故シナシス選定結果の記載を比較するため、付録1.1.-54 ページ(点線部分)の大阪の第1-4表(1/2)を再掲している

事故シナシスグループ	事故シナシス	重要事故シナシス選定について(1/2)		重要事故シナシス選定について(1/2)	
		選定理由	選定理由	選定理由	選定理由
a) 炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
b) 炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
c) 炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
d) 炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失

女川原子力発電所2号炉

第1-8表 重要事故シナシス等の選定について(4/6)

事故シナシスグループ	事故シナシス	重要事故シナシス選定について(4/6)		重要事故シナシス選定について(4/6)	
		選定理由	選定理由	選定理由	選定理由
a) 炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
b) 炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
c) 炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
d) 炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失

泊発電所3号炉

泊と大阪の重要事故シナシス選定結果の記載を比較するため、付録1.1.-58 ページ(実線部分)に泊の第1-8表(3/4)を再掲している

事故シナシスグループ	事故シナシス	重要事故シナシス選定について(3/4)		重要事故シナシス選定について(3/4)	
		選定理由	選定理由	選定理由	選定理由
a) 炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
b) 炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
c) 炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
d) 炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失
	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失	炉心損傷防止機能喪失

追って【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】

相違理由

【大阪】
 ■記載方針の相違
 ・女川実績の反映
 ・泊は着視点d. 代表性について、定量的に検討しており、それに伴って着視点dの結果が大阪と異なる

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について

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

泊と大阪の重要事故シーケンス選定結果の記載を比較するため、付録1.1-59ページ（実線部分）に大阪の第1-4表（2/2）を再掲している

第1-4表 重要事故シーケンスの選定について (2/2)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	対応措置	選定理由	選定結果	選定理由
(a) 炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	ATWS発生時の炉心損傷防止対策	ATWS発生時の炉心損傷防止対策	高	ATWS発生時の炉心損傷防止対策
	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策	高	炉心損傷防止対策
(b) ECCS性能確保対策	ECCS性能確保対策	ECCS性能確保対策	ECCS性能確保対策	中	ECCS性能確保対策
	ECCS性能確保対策	ECCS性能確保対策	ECCS性能確保対策	中	ECCS性能確保対策
(c) ECCS性能確保対策	ECCS性能確保対策	ECCS性能確保対策	ECCS性能確保対策	高	ECCS性能確保対策
	ECCS性能確保対策	ECCS性能確保対策	ECCS性能確保対策	高	ECCS性能確保対策
(d) インターフェイス/ALOCA	インターフェイス/ALOCA	インターフェイス/ALOCA	インターフェイス/ALOCA	高	インターフェイス/ALOCA
	インターフェイス/ALOCA	インターフェイス/ALOCA	インターフェイス/ALOCA	高	インターフェイス/ALOCA

第1-8表 重要事故シーケンス等の選定について (5/6)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定理由	選定結果	選定理由
① 過渡現象+炉心停止失敗	過渡現象+炉心停止失敗	過渡現象+炉心停止失敗	中	過渡現象+炉心停止失敗
	過渡現象+炉心停止失敗	過渡現象+炉心停止失敗	中	過渡現象+炉心停止失敗
② 小破損LOCA+炉心停止失敗	小破損LOCA+炉心停止失敗	小破損LOCA+炉心停止失敗	中	小破損LOCA+炉心停止失敗
	小破損LOCA+炉心停止失敗	小破損LOCA+炉心停止失敗	中	小破損LOCA+炉心停止失敗
③ 大破損LOCA+炉心停止失敗	大破損LOCA+炉心停止失敗	大破損LOCA+炉心停止失敗	高	大破損LOCA+炉心停止失敗
	大破損LOCA+炉心停止失敗	大破損LOCA+炉心停止失敗	高	大破損LOCA+炉心停止失敗

第1-8表 重要事故シーケンスの選定について (3/4)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定理由	選定結果	選定理由
① 大破損LOCA+炉心停止失敗	大破損LOCA+炉心停止失敗	大破損LOCA+炉心停止失敗	高	大破損LOCA+炉心停止失敗
	大破損LOCA+炉心停止失敗	大破損LOCA+炉心停止失敗	高	大破損LOCA+炉心停止失敗
② 大破損LOCA+炉心停止失敗	大破損LOCA+炉心停止失敗	大破損LOCA+炉心停止失敗	高	大破損LOCA+炉心停止失敗
	大破損LOCA+炉心停止失敗	大破損LOCA+炉心停止失敗	高	大破損LOCA+炉心停止失敗
③ 小破損LOCA+炉心停止失敗	小破損LOCA+炉心停止失敗	小破損LOCA+炉心停止失敗	中	小破損LOCA+炉心停止失敗
	小破損LOCA+炉心停止失敗	小破損LOCA+炉心停止失敗	中	小破損LOCA+炉心停止失敗
④ 小破損LOCA+炉心停止失敗	小破損LOCA+炉心停止失敗	小破損LOCA+炉心停止失敗	低	小破損LOCA+炉心停止失敗
	小破損LOCA+炉心停止失敗	小破損LOCA+炉心停止失敗	低	小破損LOCA+炉心停止失敗
⑤ 炉心停止	炉心停止	炉心停止	高	炉心停止
	炉心停止	炉心停止	高	炉心停止

追って【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

【大阪】
 ■ 記載方針の相違
 ・ 女川実績の反映
 ・ 泊は事故シーケンスグループ内に事故シーケンスが一つの場合のみ、各着眼点について検討を行わずに「-」とし、重要事故シーケンスとして選定している

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

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

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3/4号炉</p> <p>第1-1図 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス選定の全体プロセス</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>第1-1図 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス選定の全体プロセス</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>第1-1図 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス選定の全体プロセス</p>	<p>相違理由</p> <ul style="list-style-type: none"> 【女川】 <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定の全体プロセスは相違がないが、PWRとBWRで抽出される事故シナシスグループが異なるため、大阪と比較する(着色せず) ■記載表現の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ■個別評価による相違 <ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷頻度の相違
<p>追函【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】</p>			

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

第37条 付録1 事故シ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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオ選定について

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大破断 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</p> <p>事故シナリオ</p>	<p>事故シナリオ</p>	<p>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</p> <p>事故シナリオ</p>	<p>【女川】 ■設計の相違 ・イベントツリー及び抽出される事故シナリオについては、設計の相違によりPWRとBWRで相違しているため、第1-2図については大飯と比較する(女川に着色せず)(以下、相違理由説明を省略) 【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊はイベントツリーにより抽出される事故シナリオについて対応する事故シナリオグループを記載し、第1-5表に示した事故シナリオの番号と紐づけを行っている(以下、相違理由説明を省略)</p>
<p>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> <p>事故シナリオ</p>	<p>事故シナリオ</p>	<p>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> <p>事故シナリオ</p>	<p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊はイベントツリーにより抽出される事故シナリオについて対応する事故シナリオグループを記載し、第1-5表に示した事故シナリオの番号と紐づけを行っている(以下、相違理由説明を省略)</p>
<p>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> <p>事故シナリオ</p>	<p>事故シナリオ</p>	<p>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> <p>事故シナリオ</p>	<p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊はイベントツリーにより抽出される事故シナリオについて対応する事故シナリオグループを記載し、第1-5表に示した事故シナリオの番号と紐づけを行っている(以下、相違理由説明を省略)</p>
<p>※ATWSの対象として考慮する起回事象については発生頻度等の観点から別途整理する。(別紙4)</p> <p>第1-2図 PRAにおけるイベントツリー(1/3)</p>	<p>第1-2図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー (1/3)</p>	<p>※ATWSの対象として考慮する起回事象については、発生頻度等の観点から別途整理する(別紙4)</p> <p>第1-2図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー (1/3)</p>	

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオ選定について

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																																
<table border="1"> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>事故シナリオ</td> </tr> <tr> <td colspan="3">インターフェイスシステムLOCA ATWSのイベントツリーで整理[※]</td> </tr> </table>	インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シナリオ	インターフェイスシステムLOCA ATWSのイベントツリーで整理 [※]				<table border="1"> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>事故シナリオ</td> <td>事故シナリオグループ</td> <td>シナリオNo.</td> </tr> <tr> <td colspan="2">インターフェイスシステムLOCA</td> <td>格納容器レベル1</td> <td>ATWSへ</td> <td>(16)</td> </tr> </table>	インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.	インターフェイスシステムLOCA		格納容器レベル1	ATWSへ	(16)																	
インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シナリオ																																	
インターフェイスシステムLOCA ATWSのイベントツリーで整理 [※]																																			
インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.																															
インターフェイスシステムLOCA		格納容器レベル1	ATWSへ	(16)																															
<table border="1"> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>補助給水</td> <td>事故シナリオ</td> </tr> <tr> <td colspan="4">炉心冷却成功 主給水流量喪失+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理[※]</td> </tr> </table>	主給水流量喪失	原子炉トリップ	補助給水	事故シナリオ	炉心冷却成功 主給水流量喪失+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理 [※]				<p>※「通常停止」及び「サボート系喪失」の2つの起因事象を含む</p>	<table border="1"> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>補助給水</td> <td>事故シナリオ</td> <td>事故シナリオグループ</td> <td>シナリオNo.</td> </tr> <tr> <td colspan="2">炉心冷却成功</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>(17)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">主給水流量喪失+補助給水失敗</td> <td>2次冷却系からの除熱機能喪失</td> <td>ATWSへ</td> <td></td> </tr> </table>	主給水流量喪失	原子炉トリップ	補助給水	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.	炉心冷却成功		炉心損傷なし	炉心損傷なし	(17)	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	ATWSへ										
主給水流量喪失	原子炉トリップ	補助給水	事故シナリオ																																
炉心冷却成功 主給水流量喪失+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理 [※]																																			
主給水流量喪失	原子炉トリップ	補助給水	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.																														
炉心冷却成功		炉心損傷なし	炉心損傷なし	(17)																															
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	ATWSへ																																
<table border="1"> <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> <td>事故シナリオ</td> </tr> <tr> <td colspan="5">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 ATWSのイベントツリーで整理[※]</td> </tr> </table>	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	事故シナリオ	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 ATWSのイベントツリーで整理 [※]					<p>第1-2図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー (2/3)</p>	<table border="1"> <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> <td>事故シナリオ</td> <td>事故シナリオグループ</td> <td>シナリオNo.</td> </tr> <tr> <td colspan="2">炉心冷却成功</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>(18)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">外部電源喪失+補助給水失敗</td> <td>2次冷却系からの除熱機能喪失</td> <td>ATWSへ</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="2">外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失</td> <td>主交流動力電源喪失</td> <td>ATWSへ</td> <td>(19)</td> </tr> </table>	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	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.	炉心冷却成功		炉心損傷なし	炉心損傷なし	(18)	外部電源喪失+補助給水失敗		2次冷却系からの除熱機能喪失	ATWSへ		外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失		主交流動力電源喪失	ATWSへ	(19)	
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	事故シナリオ																															
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 ATWSのイベントツリーで整理 [※]																																			
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	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.																													
炉心冷却成功		炉心損傷なし	炉心損傷なし	(18)																															
外部電源喪失+補助給水失敗		2次冷却系からの除熱機能喪失	ATWSへ																																
外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失		主交流動力電源喪失	ATWSへ	(19)																															
<table border="1"> <tr> <td colspan="3">ATWS</td> <td>事故シナリオ</td> </tr> <tr> <td colspan="4">起因事象[※]+原子炉トリップ失敗</td> </tr> </table>	ATWS			事故シナリオ	起因事象 [※] +原子炉トリップ失敗					<table border="1"> <tr> <td colspan="2">ATWS</td> <td>事故シナリオ</td> <td>事故シナリオグループ</td> <td>シナリオNo.</td> </tr> <tr> <td colspan="2">原子炉トリップが可能な起因事象[※]+原子炉トリップ失敗</td> <td>炉子の停止機能喪失</td> <td></td> <td>(20)</td> </tr> </table>	ATWS		事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.	原子炉トリップが可能な起因事象 [※] +原子炉トリップ失敗		炉子の停止機能喪失		(20)															
ATWS			事故シナリオ																																
起因事象 [※] +原子炉トリップ失敗																																			
ATWS		事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.																															
原子炉トリップが可能な起因事象 [※] +原子炉トリップ失敗		炉子の停止機能喪失		(20)																															
<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> <td>事故シナリオ</td> </tr> <tr> <td colspan="5">炉心冷却成功 2次冷却系の破断+補助給水失敗 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗 ATWSのイベントツリーで整理[※]</td> </tr> </table>	2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	事故シナリオ	炉心冷却成功 2次冷却系の破断+補助給水失敗 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗 ATWSのイベントツリーで整理 [※]						<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> <td>事故シナリオ</td> <td>事故シナリオグループ</td> <td>シナリオNo.</td> </tr> <tr> <td colspan="2">炉心冷却成功</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>(21)</td> </tr> <tr> <td colspan="2">2次冷却系の破断+補助給水失敗</td> <td>2次冷却系からの除熱機能喪失</td> <td>ATWSへ</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="2">2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗</td> <td>2次冷却系からの除熱機能喪失</td> <td>ATWSへ</td> <td>(22)</td> </tr> </table>	2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.	炉心冷却成功		炉心損傷なし	炉心損傷なし	(21)	2次冷却系の破断+補助給水失敗		2次冷却系からの除熱機能喪失	ATWSへ		2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗		2次冷却系からの除熱機能喪失	ATWSへ	(22)	
2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	事故シナリオ																															
炉心冷却成功 2次冷却系の破断+補助給水失敗 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗 ATWSのイベントツリーで整理 [※]																																			
2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.																													
炉心冷却成功		炉心損傷なし	炉心損傷なし	(21)																															
2次冷却系の破断+補助給水失敗		2次冷却系からの除熱機能喪失	ATWSへ																																
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗		2次冷却系からの除熱機能喪失	ATWSへ	(22)																															
<p>※ATWSの対象として考慮する起因事象については発生頻度等の観点から別途整理する。(別紙4)</p>		<p>※ATWSの対象として考慮する起因事象については、発生頻度等の観点から別途整理する(別紙4)</p>																																	
<p>第1-2図 PRAにおけるイベントツリー(2/3)</p>		<p>第1-2図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー (2/3)</p>																																	

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオ選定について

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																																																																																															
<table border="1"> <thead> <tr> <th>蒸気発生器伝熱管破損</th> <th>原子炉トリップ</th> <th>補助給水</th> <th>破損側蒸気発生器の隔離</th> <th>事故シナリオ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="5">炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="5">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 colspan="5">蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td colspan="5">ATWSのイベントツリーで整理※</td> </tr> </tbody> </table>					蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損側蒸気発生器の隔離	事故シナリオ	炉心冷却成功					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					ATWSのイベントツリーで整理※					<table border="1"> <thead> <tr> <th>高炉炉心冷却</th> <th>原子炉トリップ</th> <th>補助給水</th> <th>蒸気発生器の隔離</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事故シナリオグループ</th> <th>シナリオNo.</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="7">炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="7">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 colspan="7">蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td colspan="7">ATWSのイベントツリーで整理※</td> </tr> </tbody> </table>					高炉炉心冷却	原子炉トリップ	補助給水	蒸気発生器の隔離	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.	炉心冷却成功							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							ATWSのイベントツリーで整理※							<table border="1"> <thead> <tr> <th>蒸気発生器伝熱管破損</th> <th>原子炉トリップ</th> <th>補助給水</th> <th>破損側蒸気発生器の隔離</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事故シナリオグループ</th> <th>シナリオNo.</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="7">炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="7">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 colspan="7">蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td colspan="7">ATWSのイベントツリーで整理※</td> </tr> </tbody> </table>					蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損側蒸気発生器の隔離	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.	炉心冷却成功							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							ATWSのイベントツリーで整理※							
蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損側蒸気発生器の隔離	事故シナリオ																																																																																																										
炉心冷却成功																																																																																																														
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																																																																																																														
ATWSのイベントツリーで整理※																																																																																																														
高炉炉心冷却	原子炉トリップ	補助給水	蒸気発生器の隔離	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.																																																																																																								
炉心冷却成功																																																																																																														
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																																																																																																														
ATWSのイベントツリーで整理※																																																																																																														
蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損側蒸気発生器の隔離	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.																																																																																																								
炉心冷却成功																																																																																																														
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																																																																																																														
ATWSのイベントツリーで整理※																																																																																																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th>過渡事象</th> <th>原子炉トリップ</th> <th>補助給水</th> <th>事故シナリオ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="4">炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="4">過渡事象 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td colspan="4">ATWSのイベントツリーで整理※</td> </tr> </tbody> </table>					過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シナリオ	炉心冷却成功				過渡事象 + 補助給水失敗				ATWSのイベントツリーで整理※				<table border="1"> <thead> <tr> <th>過渡事象</th> <th>原子炉トリップ</th> <th>補助給水</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事故シナリオグループ</th> <th>シナリオNo.</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="6">炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="6">過渡事象 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td colspan="6">ATWSのイベントツリーで整理※</td> </tr> </tbody> </table>					過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.	炉心冷却成功						過渡事象 + 補助給水失敗						ATWSのイベントツリーで整理※																																																																		
過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シナリオ																																																																																																											
炉心冷却成功																																																																																																														
過渡事象 + 補助給水失敗																																																																																																														
ATWSのイベントツリーで整理※																																																																																																														
過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.																																																																																																									
炉心冷却成功																																																																																																														
過渡事象 + 補助給水失敗																																																																																																														
ATWSのイベントツリーで整理※																																																																																																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉補機冷却機能喪失</th> <th>原子炉トリップ</th> <th>補助給水</th> <th>加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</th> <th>RCPシールドLOCA</th> <th>事故シナリオ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="6">炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="6">原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールドLOCA</td> </tr> <tr> <td colspan="6">原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</td> </tr> <tr> <td colspan="6">原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td colspan="6">ATWSのイベントツリーで整理※</td> </tr> </tbody> </table>					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	RCPシールドLOCA	事故シナリオ	炉心冷却成功						原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールドLOCA						原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁/安全弁LOCA						原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗						ATWSのイベントツリーで整理※						<table border="1"> <thead> <tr> <th>原子炉補機冷却機能喪失</th> <th>原子炉トリップ</th> <th>補助給水</th> <th>加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</th> <th>RCPシールドLOCA</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事故シナリオグループ</th> <th>シナリオNo.</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="8">炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="8">原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールドLOCA</td> </tr> <tr> <td colspan="8">原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁/安全弁LOCA</td> </tr> <tr> <td colspan="8">原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td colspan="8">ATWSのイベントツリーで整理※</td> </tr> </tbody> </table>					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	RCPシールドLOCA	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.	炉心冷却成功								原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールドLOCA								原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁/安全弁LOCA								原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗								ATWSのイベントツリーで整理※																								
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	RCPシールドLOCA	事故シナリオ																																																																																																									
炉心冷却成功																																																																																																														
原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールドLOCA																																																																																																														
原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁/安全弁LOCA																																																																																																														
原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗																																																																																																														
ATWSのイベントツリーで整理※																																																																																																														
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	RCPシールドLOCA	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.																																																																																																							
炉心冷却成功																																																																																																														
原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールドLOCA																																																																																																														
原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁/安全弁LOCA																																																																																																														
原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗																																																																																																														
ATWSのイベントツリーで整理※																																																																																																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th>手動停止</th> <th>補助給水</th> <th>事故シナリオ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="3">手動停止 + 補助給水失敗</td> </tr> </tbody> </table>					手動停止	補助給水	事故シナリオ	炉心冷却成功			手動停止 + 補助給水失敗			<table border="1"> <thead> <tr> <th>手動停止</th> <th>補助給水</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事故シナリオグループ</th> <th>シナリオNo.</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="5">炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="5">手動停止 + 補助給水失敗</td> </tr> </tbody> </table>					手動停止	補助給水	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.	炉心冷却成功					手動停止 + 補助給水失敗																																																																																	
手動停止	補助給水	事故シナリオ																																																																																																												
炉心冷却成功																																																																																																														
手動停止 + 補助給水失敗																																																																																																														
手動停止	補助給水	事故シナリオ	事故シナリオグループ	シナリオNo.																																																																																																										
炉心冷却成功																																																																																																														
手動停止 + 補助給水失敗																																																																																																														
<p>※ ATWSの対象として考慮する起因事象については発生頻度等の観点から別途整理する。(別紙4)</p>					<p>※ ATWSの対象として考慮する起因事象については、発生頻度等の観点から別途整理する(別紙4)</p>																																																																																																									
<p>第1-2図 PRAにおけるイベントツリー(3/3)</p>					<p>第1-2図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー (3/3)</p>																																																																																																									
<p>※ ATWSの対象として考慮する起因事象については発生頻度等の観点から別途整理する。(別紙4)</p>					<p>※ ATWSの対象として考慮する起因事象については、発生頻度等の観点から別途整理する(別紙4)</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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1-3図 地震PRA階層イベントツリー</p> <p>※1 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)、原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、制御建屋損傷、複数の信号系損傷、1次系管路閉塞による2次系系統熱機能喪失 ※2 蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)</p>	<p>第1-3図 地震レベル1PRA階層イベントツリー</p>	<p>第1-3図 地震レベル1PRA階層イベントツリー</p> <p>追而【地震PRAの最終評価結果を反映】</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・炉型が異なるため、抽出される起因事象が異なる。ただし、女川、泊ともに地震時特有の要因による分析を踏まえて起因事象を抽出している。なお、泊は先行のPWRと同様の起因事象となっている <p>【大阪】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川の実績反映

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

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について

大飯発電所3/4号炉	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1-4図(1) 地震レベル1 PRA イベントツリー (外部電源喪失)</p>		<p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・女川は外部電源が健全な場合は地震PRAの対象範囲外であり、階層イベントツリーの外部電源ヘディング以外の外部電源ヘディングに全て成功した場合、外部電源喪失として扱い外部電源喪失時イベントツリーに移行するが、泊は外部電源が健全な場合も地震PRAの対象範囲としていることから、階層イベントツリーから外部電源喪失のイベントツリーへは直接移行せず、外部電源喪失をフロントラインイベントツリーの1つとして扱っている（高浜、美浜と同様）</p>

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

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">シーケンス No.</th> <th style="width: 20%;">事故シーケンスグループ</th> <th style="width: 40%;">事故シーケンス</th> <th style="width: 30%;">原子炉隔離時冷却系</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(7)</td> <td>全交流動力電源喪失 (長期T B)</td> <td>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + HPCS失敗</td> <td>原子炉隔離時冷却系</td> </tr> <tr> <td>(9)</td> <td>全交流動力電源喪失 (T B U)</td> <td>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + 高圧注水失敗</td> <td>原子炉圧力調整 (過剰し安全弁閉鎖)</td> </tr> <tr> <td>(8)</td> <td>全交流動力電源喪失 (T B P)</td> <td>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + S R V閉鎖失敗 + HPCS失敗</td> <td>原子炉圧力調整 (過剰し安全弁閉鎖)</td> </tr> <tr> <td>(38)</td> <td>—</td> <td>E C C S 故障を起因とする原子炉冷却材圧力カウンターゲージ失敗 (E - L O C A)</td> <td>原子炉圧力調整 (過剰し安全弁閉鎖)</td> </tr> <tr> <td>(11)</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + HPCS失敗 + 原子炉停止失敗</td> <td>原子炉停止</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第1-4図(2) 地震レベル1 P R A イベントツリー (全交流動力電源喪失)</p> </div>	シーケンス No.	事故シーケンスグループ	事故シーケンス	原子炉隔離時冷却系	(7)	全交流動力電源喪失 (長期T B)	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + HPCS失敗	原子炉隔離時冷却系	(9)	全交流動力電源喪失 (T B U)	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + 高圧注水失敗	原子炉圧力調整 (過剰し安全弁閉鎖)	(8)	全交流動力電源喪失 (T B P)	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + S R V閉鎖失敗 + HPCS失敗	原子炉圧力調整 (過剰し安全弁閉鎖)	(38)	—	E C C S 故障を起因とする原子炉冷却材圧力カウンターゲージ失敗 (E - L O C A)	原子炉圧力調整 (過剰し安全弁閉鎖)	(11)	原子炉停止機能喪失	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + HPCS失敗 + 原子炉停止失敗	原子炉停止		<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・女川は全交流動力電源喪失時の緩和設備の使用可否により炉心損傷状態を分類しているが、泊は全交流動力電源喪失に至ると緩和設備に期待できないため全交流動力電源喪失時イベントツリーはない (高浜, 美浜と同様)
シーケンス No.	事故シーケンスグループ	事故シーケンス	原子炉隔離時冷却系																								
(7)	全交流動力電源喪失 (長期T B)	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + HPCS失敗	原子炉隔離時冷却系																								
(9)	全交流動力電源喪失 (T B U)	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + 高圧注水失敗	原子炉圧力調整 (過剰し安全弁閉鎖)																								
(8)	全交流動力電源喪失 (T B P)	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + S R V閉鎖失敗 + HPCS失敗	原子炉圧力調整 (過剰し安全弁閉鎖)																								
(38)	—	E C C S 故障を起因とする原子炉冷却材圧力カウンターゲージ失敗 (E - L O C A)	原子炉圧力調整 (過剰し安全弁閉鎖)																								
(11)	原子炉停止機能喪失	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + HPCS失敗 + 原子炉停止失敗	原子炉停止																								

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
		<div style="border: 1px dashed black; padding: 10px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">シナシスNo.</th> <th style="width: 15%;">シナシスグループ</th> <th style="width: 40%;">シナシス</th> <th style="width: 35%;">シナシス</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(17)</td> <td>主給水流断事故へ</td> <td>不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「主給水流断事故」と同じ</td> <td>不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「主給水流断事故」と同じ</td> </tr> <tr> <td>(18)、(19)</td> <td>外始電源断失へ</td> <td>不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「外始電源断失」と同じ</td> <td>不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「外始電源断失」と同じ</td> </tr> <tr> <td>(26)、(27)、(28)</td> <td>原子炉増熱外部増熱断失へ</td> <td>不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「原子炉増熱外部増熱断失」と同じ</td> <td>不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「原子炉増熱外部増熱断失」と同じ</td> </tr> <tr> <td>(10)</td> <td>全交流動力電源断失</td> <td>不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「全交流動力電源断失」と同じ</td> <td>不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「全交流動力電源断失」と同じ</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center; margin-top: 10px;">第1-4 図 地震レベル1 PRA イベントツリー（過渡分類イベントツリー）</p> </div> <div style="border: 1px solid gray; padding: 5px; margin-top: 10px; text-align: center;"> 追而【地震PRAの最終評価結果を反映】 </div>	シナシスNo.	シナシスグループ	シナシス	シナシス	(17)	主給水流断事故へ	不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「主給水流断事故」と同じ	不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「主給水流断事故」と同じ	(18)、(19)	外始電源断失へ	不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「外始電源断失」と同じ	不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「外始電源断失」と同じ	(26)、(27)、(28)	原子炉増熱外部増熱断失へ	不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「原子炉増熱外部増熱断失」と同じ	不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「原子炉増熱外部増熱断失」と同じ	(10)	全交流動力電源断失	不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「全交流動力電源断失」と同じ	不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「全交流動力電源断失」と同じ	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・泊は起因事象の分類のためのイベントツリーを a. 起因事象階層イベントツリー、b. 過渡分類イベントツリーの2段階に分けているが、外部電源の扱いは異なるものの炉心損傷防止に有効な緩和設備の成否で事象を分類する考え方は女川と同様である（高浜、美浜と同様） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価手法の相違 ・大飯は大イベントツリー法を用いているため、サポート系の損傷の有無による起因事象の分類はサポート系イベントツリーで可能であるため、過渡分類イベントツリーは不要である（高浜、美浜と同様）
シナシスNo.	シナシスグループ	シナシス	シナシス																				
(17)	主給水流断事故へ	不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「主給水流断事故」と同じ	不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「主給水流断事故」と同じ																				
(18)、(19)	外始電源断失へ	不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「外始電源断失」と同じ	不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「外始電源断失」と同じ																				
(26)、(27)、(28)	原子炉増熱外部増熱断失へ	不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「原子炉増熱外部増熱断失」と同じ	不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「原子炉増熱外部増熱断失」と同じ																				
(10)	全交流動力電源断失	不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「全交流動力電源断失」と同じ	不始事象遷延時レベル1PRAイベントツリーの「全交流動力電源断失」と同じ																				

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオ選定について

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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																																																					
<div style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">津波</th> <th style="width: 10%;">直接炉心損傷に至る事象</th> <th style="width: 10%;">原子炉補機冷却機能喪失</th> <th style="width: 10%;">外部電源喪失</th> <th style="width: 10%;">主給水流量喪失</th> <th style="width: 10%;">過渡事象</th> <th style="width: 10%;">起因事象</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>炉心冷却成功 過渡事象 主給水流量喪失 外部電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 直接炉心損傷等</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">※ 複数の信号系損傷</p> <p style="text-align: center;">第1-4図 津波PRA階層イベントツリー</p> </div>	津波	直接炉心損傷に至る事象	原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失	主給水流量喪失	過渡事象	起因事象							炉心冷却成功 過渡事象 主給水流量喪失 外部電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 直接炉心損傷等	<div style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">津波</th> <th style="width: 15%;">原子炉建屋又は建屋内への浸水 (O.P.+33.9m^{※1}～)</th> <th style="width: 15%;">タービン建屋内への浸水 (O.P.+29m～O.P.+33.9m^{※1})</th> <th style="width: 15%;">発生する起因事象</th> <th style="width: 15%;">事故シナリオグループ</th> <th style="width: 15%;">シナリオNo.</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>なし</td> <td>なし</td> <td>—</td> <td>内部事象 PRAの範囲</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td></td> <td>あり</td> <td>あり</td> <td>外部電源喪失</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td></td> <td>あり</td> <td>あり</td> <td>敷地及び建屋内浸水</td> <td>複数の安全機能喪失</td> <td>(41)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">※1 O.P.+33.9mの津波に対して防漏堤が機能喪失せずに耐性を確保できることを確認。（別紙7） ※2 外部電源喪失が完了するが機組設備は正常に稼働しているため、地震による外部電源喪失と復旧設備のランダム故障のランダム相違による炉心損傷シナリオと同等であることから、地動時に包含される。</p> <p style="text-align: center;">第1-5図 津波レベル1 PRA イベントツリー</p> </div>	津波	原子炉建屋又は建屋内への浸水 (O.P.+33.9m ^{※1} ～)	タービン建屋内への浸水 (O.P.+29m～O.P.+33.9m ^{※1})	発生する起因事象	事故シナリオグループ	シナリオNo.		なし	なし	—	内部事象 PRAの範囲	—		あり	あり	外部電源喪失	—	—		あり	あり	敷地及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	(41)	<div style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">津波</th> <th style="width: 15%;">原子炉建屋又は原子炉補助建屋への浸水 (T.P.16.5m^{※1}～)</th> <th style="width: 15%;">発生する起因事象</th> <th style="width: 15%;">事故シナリオグループ</th> <th style="width: 15%;">シナリオNo.</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td>なし</td> <td>—</td> <td>内部事象 PRAの範囲</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td></td> <td>あり</td> <td>敷地及び建屋内浸水</td> <td>複数の安全機能喪失</td> <td>(37)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">※1 T.P.16.5mの津波に対して防漏堤が機能喪失せずに耐性を確保できることを確認。（別紙7）</p> <p style="text-align: center;">第1-5図 津波レベル1 PRA イベントツリー</p> </div> <div style="border: 1px solid gray; padding: 5px; margin-top: 10px; text-align: center;"> 追而【津波PRAの最終評価結果を反映】 </div>	津波	原子炉建屋又は原子炉補助建屋への浸水 (T.P.16.5m ^{※1} ～)	発生する起因事象	事故シナリオグループ	シナリオNo.		なし	—	内部事象 PRAの範囲	—		あり	敷地及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	(37)	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 個別評価による相違 ・ 建屋の設置高さ等に基づきイベントツリーの分岐を設定 <p>【大阪】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 評価方針の相違 ・ 泊は津波PRAで想定する起因事象に対して有効な緩和手段がないため、起因事象を影響の大きさを考慮した階層イベントツリーは作成せず、建屋への浸水状態を考慮したイベントツリーを作成している（女川と同様）
津波	直接炉心損傷に至る事象	原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失	主給水流量喪失	過渡事象	起因事象																																																		
						炉心冷却成功 過渡事象 主給水流量喪失 外部電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 直接炉心損傷等																																																		
津波	原子炉建屋又は建屋内への浸水 (O.P.+33.9m ^{※1} ～)	タービン建屋内への浸水 (O.P.+29m～O.P.+33.9m ^{※1})	発生する起因事象	事故シナリオグループ	シナリオNo.																																																			
	なし	なし	—	内部事象 PRAの範囲	—																																																			
	あり	あり	外部電源喪失	—	—																																																			
	あり	あり	敷地及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	(41)																																																			
津波	原子炉建屋又は原子炉補助建屋への浸水 (T.P.16.5m ^{※1} ～)	発生する起因事象	事故シナリオグループ	シナリオNo.																																																				
	なし	—	内部事象 PRAの範囲	—																																																				
	あり	敷地及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	(37)																																																				

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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定について

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

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3/4号炉</p> <p>事故シーケンスグループ別</p> <p>事象別</p> <p>第1-5図 プラント全体の定量化結果</p> <p>CDF = 6.7E-5</p> <p>内部事象レベル1 PRA</p> <p>CDF = 6.4E-5</p> <p>地震レベル1 PRA</p> <p>CDF = 2.8E-6</p> <p>津波レベル1 PRA</p> <p>CDF = 3.0E-7</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>事故シーケンスグループ別</p> <p>事象（内部/外部）別</p> <p>全 CDF = 8.9 × 10⁻⁴ (／炉年)</p> <p>内部事象運転時レベル1 PRA</p> <p>地震レベル1 PRA</p> <p>津波レベル1 PRA</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>事故シーケンスグループ別</p> <p>事象（内部/外部）別</p> <p>全 CDF = 2.3 × 10⁻⁴ (／炉年)</p> <p>内部事象運転時レベル1 PRA</p> <p>内部事象 CDF = 2.3 × 10⁻⁴ (／炉年)</p> <p>地震レベル1 PRA</p> <p>全 CDF = 2.1 × 10⁻⁴ (／炉年)</p> <p>津波レベル1 PRA</p> <p>全 CDF = 2.9 × 10⁻⁴ (／炉年)</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・PWRとBWRで抽出される事故シーケンス及び事故シーケンスグループが異なるため、大飯と比較する（着色せず） 【大飯】 ■記載表現の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・泊の第1-6、1-7図のタイトル等、女川に記載統一 【大飯】 ■個別評価による相違 <ul style="list-style-type: none"> ・内部事象運転時レベル1 PRAについて、炉心損傷頻度に対して寄与割合の大きい事故シーケンスグループについては大飯と同様である。泊の場合、原子炉補機冷却機能喪失は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寄与割合が大きくなる。その結果、2次冷却系からの除熱機能喪失及び全交流動力電源喪失の寄与割合が相対的に小さく現れている。 ・地震レベル1 PRAについて、泊はLOCA事象の炉心損傷頻度が相対的に高いことにより、「ECCS注水機能喪失」の寄与割合が大きい。ただし、LOCA事象の各事故シーケンスの炉心損傷頻度は10⁻⁷オーダーまたはこれを下回っており、地震PRAの結果に対して有意な影響はない。なお、LOCA事象の寄与割合が大きい傾向
<p>第1-6図 レベル1 PRAの定量化結果 (事故シーケンスグループごとの寄与割合)</p>	<p>第1-7図 事故シーケンスグループ別の寄与割合</p>	<p>第1-6図 プラント全体の炉心損傷頻度</p> <p>第1-7図 事故シーケンスグループ別の寄与割合</p> <p>追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】</p>	

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

第37条 付録1 事故シ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

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシス選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
			<p>については、高浜及び美浜と同様である。</p> <p>一方、大飯は「2次冷却系からの除熱機能喪失」の寄与割合が大きくなっているが、これは大飯の原子炉建屋の主蒸気管室のフラジリティが比較的小さく、「2次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗」の炉心損傷頻度への寄与割合が大きいことによるものである。</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
 2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について

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

- ・地震PRAは、確率論的地震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。
- ・女川2号炉及び大飯3／4号炉と同様に、PRAを実施した結果、解釈に基づき必ず想定する格納容器破損モード以外の新たに追加する格納容器破損モードは抽出されなかった。
- ・内部事象運転時レベル1.5 PRAの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。
- ・また、有効性評価の対象とする評価事故シーケンスの選定結果も大飯3／4号炉と同様の結果となっている。
- ・女川2号炉、大飯発電所3／4号炉と泊発電所3号炉の主要な相違点について、以下に取り纏めた。

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について

項目	詳細項目	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理	格納容器破損モードの抽出結果	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器伝熱管破損（gモード） 蒸気発生器伝熱管破損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として抽出。	(該当記載なし)	① 蒸気発生器伝熱管破損（gモード） 蒸気発生器伝熱管破損を起因事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器をバイパスして1次冷却材が環境中に放出される事象として分類する。	【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） 【大飯】 ・女川に記載を統一したことにより、泊と大飯で記載表現が相違している
		<ul style="list-style-type: none"> 溶融物直接接触（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、溶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抽出。	⑧溶融物直接接触 原子炉圧力容器破損後に格納容器下部へ落下した溶融炉心が格納容器下部の床からその外側のドライウェルの床に拡がり、高温の溶融炉心がドライウェルの壁(バウンダリ)に接触してドライウェル壁の一部が溶融貫通し、格納容器の破損に至る事象として分類する。	⑥溶融物直接接触（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、溶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。	【女川】 ・PWRは原子炉格納容器が大きく溶融炉心が壁面に流れる構造ではないことから、1次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に溶融炉心が急激に分散し原子炉格納容器壁に付着する事象を溶融物直接接触として分類している（大飯と同様） ・記載順が泊と女川で相違している
	格納容器破損モードの抽出結果	(該当記載なし)	①雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（未臨界確保失敗）） 原子炉停止失敗時に、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事象として分類する。	(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）
2.1.2 内部事象レベル1.5PRAの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討	必ず想定する格納容器破損モードのうち、水素燃焼の取り扱い	(該当記載なし)	女川原子力発電所2号炉では、運転中、格納容器内を窒素で置換し、酸素濃度を低く管理しているため、水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性は十分低い。このため、本破損モードはレベル1.5PRAの定量化において想定する格納容器破損モードからは除外した。	(該当記載なし)	【女川】 ・PWRは窒素置換を行っておらず、水素燃焼本破損モードをレベル1.5PRAにて考慮する格納容器破損モードとしている（大飯と同様） （水素燃焼を有効性評価の評価対象としている点は泊、大飯と女川と同様）

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シナシスの選定について

項目	詳細項目	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
2.2.1 評価対象とするPDSの選定	PDSを定義するに当たって着目している属性	原子炉格納容器内事故進展を把握するために以下に示す3種類の属性を用いて炉心損傷時のプラント損傷状態(PDS)を定義している。	格納容器内の事故進展の特徴を把握するために「格納容器破損時期」、「原子炉圧力容器圧力」、「炉心損傷時期」及び「電源有無」の4つの属性に着目してレベル1PRAから抽出された事故シナシスグループを分類し、PDSとして定義している。	原子炉格納容器内の事故進展の特徴を把握するために「事故のタイプと1次冷却材圧力」「炉心損傷時期」「格納容器内事故進展」の3つの属性に着目してレベル1PRAから抽出された事故シナシスグループを分類し、PDSとして定義している。	【女川】 ・炉型の相違により、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） ・設備名称の相違（格納容器⇔原子炉格納容器）
2.2.2 評価事故シナシス選定の考え方及び選定結果	評価事故シナシス選定結果	評価事故シナシスの選定結果は第2-4表及び2.2.3項の記載を参照。 （以下、相違例を示す） 格納容器破損モード：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損） ・最も厳しいPDS：AED ・評価事故シナシス：大破断LOCA+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮）	評価事故シナシスの選定結果は第2-4表を参照。 （以下、相違例を示す） 格納容器破損モード：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）： ・最も厳しいPDS：AE+SBO ・評価事故シナシス：大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗+（デブリ冷却成功）+長期冷却失敗	評価事故シナシスの選定結果は第2-4表及び2.2.2項の記載を参照。 （以下に相違例を示す） 格納容器破損モード：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損） ・最も厳しいPDS：AED ・評価事故シナシス：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（全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮）	【女川】 ・設計の相違により、泊の第2-4表及び2.2.2項で整理した評価事故シナシスが相違している（大飯と同様） 【大飯】 ・評価事故シナシス選定結果については、女川実績の反映により、泊は2.2.2項、大飯は2.2.3項に記載している

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

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

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスは第2-1図に示すとおりであり、以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。</p> <p>【概要】</p> <p>① 内部事象レベル1.5 PRA及びPRAを適用できない外部事象に係る定性的検討から格納容器破損モードを抽出し、解釈の記載との比較検討及び分類を行った。</p> <p>② 抽出された格納容器破損モードのうち、炉心損傷発生時点で原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない格納容器バイパス、格納容器先行破損に該当するものは、解釈に基づき炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。</p> <p>③ 国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた検討を行い、新たに追加すべき格納容器破損モードはないものと判断した。</p> <p>④ 格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生観点で厳しいプラント損傷状態（PDS）を選定し、その中で厳しい事故シーケンスを検討し、格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスとして選定した。</p>	<p>2 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスを第2-1図に示す。また、以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。</p> <p>【概要】</p> <p>① 内部事象レベル1.5 PRA及びPRAを適用できない外部事象に係る定性的検討から格納容器破損モードを抽出し、解釈の記載との比較検討・分類を実施した。</p> <p>② 抽出された格納容器破損モードのうち、炉心損傷発生時点で格納容器の機能に期待できない格納容器バイパス、格納容器先行破損に該当するものは、解釈1-2(b)に基づき炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。</p> <p>③ 国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた検討を行い、新たに追加すべき格納容器破損モードの可否を検討した。</p> <p>④ 格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生観点で厳しいプラント損傷状態（以下「PDS」という。）を選定し、その中で厳しい事故シーケンスを検討し、格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスとして選定した。</p>	<p>2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセスを第2-1図に示す。また、以下に各検討ステップにおける実施内容を整理した。</p> <p>【概要】</p> <p>① 内部事象レベル1.5PRA及びPRAを適用できない外部事象に係る定性的検討から格納容器破損モードを抽出し、解釈の記載との比較検討・分類を実施した。</p> <p>② 抽出された格納容器破損モードのうち、炉心損傷発生時点で原子炉格納容器の機能に期待できない格納容器バイパス、格納容器先行破損に該当するものは、解釈1-2(b)に基づき炉心損傷防止対策の有効性評価の対象とした。</p> <p>③ 国内外で得られている知見や実プラントでの運用等も踏まえた検討を行い、新たに追加すべき格納容器破損モードの可否を検討した。</p> <p>④ 格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生観点で厳しいプラント損傷状態（以下「PDS」という。）を選定し、その中で厳しい事故シーケンスを検討し、格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンスとして選定した。</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>【大飯】</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】</p> <p>■設備名称の相違</p> <p>・格納容器⇄原子炉格納容器 （以下、相違理由説明を省略）</p>
<p>2.1 格納容器破損モードの分析について</p> <p>解釈において、格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの選定の個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり記載されている。</p> <p>2-1</p> <p>(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</p> <p>① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれ</p>	<p>2.1 格納容器破損モードの分析について</p> <p>解釈には、格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり示されている。</p> <p>2-1</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） ・ 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 格納容器直接接触（シェルアタック） ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 <p>(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</p> <p>① 個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を</p>	<p>2.1 格納容器破損モードの分析について</p> <p>解釈には、格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの個別プラント評価による抽出に関し、以下のとおり示されている。</p> <p>2-1</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） ・ 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 格納容器直接接触（シェルアタック） ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 <p>(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</p> <p>① 個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を</p>	<p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>・大飯は解釈2-1(a)の記載を省略している</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シナリオの選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>に代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。</p> <p>これを踏まえ、大飯3号炉及び4号炉を対象としたPRAの知見等を活用して、格納容器破損モードの分析を実施している。</p> <p>具体的には、炉心損傷防止対策に係る事故シナリオグループの分析の場合と同様に、重大事故等対処設備の有効性評価を行う格納容器破損モードの選定という今回の原子炉設置変更許可申請での位置づけを考慮し、これまでに整備してきたAM策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故等対処設備等を含めない、原子炉設置許可取得済の設備にのみ期待できるプラント状態を評価対象としたPRAモデルで内部事象レベル1.5PRAを実施している。</p> <p>また、外部事象については、地震レベル1.5PRAは原子炉格納容器本体、原子炉建屋、格納容器隔離弁等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程に不確かさが大きくなる傾向にあり、国内でも試験解析例はあるものの、定量評価結果の活用には損傷箇所、損傷モード等の精緻化検討が必要であるため、現段階では事故シナリオ選定の検討に適用可能でないものと判断した。</p> <p>PRAが適用可能でないと判断した外部事象については定性的な検討から発生する事故シナリオの分析を実施することとした。</p> <p>2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理 (1) PRAに基づく整理 内部事象レベル1.5PRAにおいては、事故の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の分析から、後掲する①～③に示す格納容器破損モードの抽出を行っている。</p>	<p>実施すること。</p> <p>② その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。</p> <p>上記2-1(b)①に基づき、内部事象レベル1.5PRAを実施し、格納容器破損モードを評価した。</p> <p>外部事象について、地震レベル1.5PRAは原子炉建屋、格納容器等の損傷から格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程に不確かさが大きく、定量評価結果の活用には損傷箇所、損傷モード等の精緻化の検討が必要な段階であるため、現段階では事故シナリオ選定の検討に適用しないこととした。</p> <p>また、PRAの適用が困難と判断した外部事象については定性的な検討により発生する格納容器破損モードの分析を行った。</p> <p>実施した格納容器破損モード抽出に係る分析結果を以下に示す。</p> <p>2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理 (1) PRAに基づく整理 内部事象レベル1.5PRAを実施し、事故の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の分析から、以下の①～②に示す格納容器破損モードの抽出を行った。</p>	<p>実施すること。</p> <p>② その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。</p> <p>上記2-1(b)①に基づき、内部事象レベル1.5PRAを実施し、格納容器破損モードを評価した。</p> <p>具体的には、炉心損傷防止対策に係る事故シナリオグループの分析の場合と同様に、重大事故等対処設備の有効性評価を行う格納容器破損モードの選定という今回の原子炉設置変更許可申請での位置づけを考慮し、これまでに整備してきたAM策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策、新規制基準に基づき配備する重大事故等対処設備等を含めない、原子炉設置許可取得済の設備にのみ期待できるプラント状態を評価対象としたPRAモデルで内部事象レベル1.5PRAを実施している。</p> <p>外部事象について、地震レベル1.5PRAは原子炉建屋、原子炉格納容器等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程に不確かさが大きく、定量評価結果の活用には損傷箇所、損傷モード等の精緻化の検討が必要な段階であるため、現段階では事故シナリオ選定の検討に適用しないこととした。</p> <p>また、PRAの適用が困難と判断した外部事象については定性的な検討により発生する格納容器破損モードの分析を行った。</p> <p>実施した格納容器破損モード抽出に係る分析結果を以下に示す。</p> <p>2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理 (1) PRAに基づく整理 内部事象レベル1.5PRAを実施し、事故の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の分析から、以下の①～②に示す格納容器破損モードの抽出を行った。</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊は「はじめに」にて記載しているPRAで考慮する対象について改めて記載している ・女川には本記載がないため、大飯と比較する</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は格納容器の破損モード単位で付番しており、大飯は</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

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>具体的には、第2-2図のとおり炉心損傷前、原子炉容器破損前、原子炉容器破損直後、原子炉容器破損以降の長期の各プラント状態に分類して、それぞれの状態で発生する負荷を抽出している。また、事故進展中に実施される緩和手段等から第2-3図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損モードを抽出して整理している。これらの各破損モードにおけるレベル1.5PRAの定量化結果を第2-1表及び第2-4図に示す。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>泊と大飯の格納容器破損モードの記載を比較するため、1-2-7~8ページ（点線部分）の記載を再掲</p> </div> <p><抽出された格納容器破損モード></p> <p>①格納容器バイパス</p> <ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器伝熱管破損（gモード） 蒸気発生器伝熱管破損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として抽出。 インターフェイスシステムLOCA（vモード） インターフェイスシステムLOCA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として抽出。 	<p>具体的には第2-2図のとおり炉心損傷前、原子炉圧力容器破損前、原子炉圧力容器破損直後、原子炉圧力容器破損以降の各プラント状態に分類し、それぞれの状態で発生する負荷を抽出している。また、事故進展中に実施される緩和手段等を考慮し、第2-3図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損に至る格納容器破損モードを整理している。内部事象レベル1.5PRAから抽出された格納容器破損モード及び定量化結果を第2-1表に示す。また、格納容器破損モードごとの格納容器破損頻度への寄与割合を第2-4図に示す。</p> <p>③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の発生により、格納容器をバイパスして原子炉冷却材が原子炉建屋内に放出される事象として分類する。</p>	<p>具体的には第2-2図のとおり炉心損傷前、原子炉容器破損前、原子炉容器破損直後、原子炉容器破損以降の各プラント状態に分類し、それぞれの状態で発生する負荷を抽出している。また、事故進展中に実施される緩和手段等を考慮し、第2-3図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損に至る格納容器破損モードを整理している。内部事象レベル1.5PRAから抽出された格納容器破損モード及び定量化結果を第2-1表に示す。また、格納容器破損モードごとの格納容器破損頻度への寄与割合を第2-4図に示す。</p> <p>①蒸気発生器伝熱管破損（gモード） 蒸気発生器伝熱管破損を起因事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器をバイパスして1次冷却材が環境中に放出される事象として分類する。</p> <p>②インターフェイスシステムLOCA（vモード） インターフェイスシステムLOCAの発生により、原子炉格納容器をバイパスして1次冷却材が原子炉建屋内に放出される事象として分類する。</p>	<p>格納容器の状態に対して付番している (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設備名称の相違 ・原子炉圧力容器⇄原子炉容器 (以下、相違理由説明を省略) 【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ため、2.1.1(1)①については大飯と比較する 【女川】 ■構成の相違 ・女川の2.1.1(1)①~③については、泊の構成に合わせて女川の記載順序を代替 (以下、相違理由説明を省略) ■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（大飯と同

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

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

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>②格納容器隔離失敗</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器隔離失敗（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抽出。 <p>③格納容器物理的破損</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード） 原子炉容器内において、高温の熔融炉心と水が接触して生じる水蒸気爆発により原子炉格納容器の健全性が脅かされる事象として抽出。 格納容器内の水蒸気爆発又は圧力スパイク（ηモード） 原子炉格納容器内において、高温の熔融炉心と水が接触して生じる水蒸気爆発又は圧力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として抽出。 溶融物直接接触（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抽出。 	<p>④格納容器隔離失敗</p> <p>炉心が損傷した時点で、格納容器の隔離に失敗しており、格納容器の閉じ込め機能を喪失している事象として分類する。</p> <p>⑤原子炉圧力容器内での水蒸気爆発</p> <p>高温の熔融炉心が下部プレナムの水中に落下して水蒸気爆発が発生し、その際の発生エネルギーによって原子炉圧力容器の蓋がミサイルとなって格納容器に衝突し、格納容器破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑦原子炉圧力容器外での水蒸気爆発</p> <p>高温の熔融炉心が格納容器下部の水中に落下し、水蒸気爆発又は水蒸気による圧力スパイクが発生する可能性がある。このときに格納容器に付加される機械的エネルギーによって格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑧溶融物直接接触</p> <p>原子炉圧力容器破損後に格納容器下部へ落下した熔融炉心が格納容器下部の床からその外側のドライウエルの床に拡がり、高温の熔融炉心がドライウエルの壁(バウンダリ)に接触してドライウエルの一部が溶融貫通し、格納容器の破損に至る事象として分類する。</p>	<p>③格納容器隔離失敗（βモード）</p> <p>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おり、原子炉格納容器の閉じ込め機能を喪失している事象として分類する。</p> <p>④原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード）</p> <p>高温の熔融炉心が下部プレナムの水中に落下して水蒸気爆発が発生し、その際の発生エネルギーによって原子炉容器の蓋がミサイルとなって原子炉格納容器に衝突し、原子炉格納容器破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑤格納容器内の水蒸気爆発又は圧力スパイク（ηモード）</p> <p>高温の熔融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下し、水蒸気爆発又は水蒸気による圧力スパイクが発生する可能性がある。このときに原子炉格納容器に付加される機械的エネルギーによって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溶融物直接接触（μモード）</p> <p>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。</p>	<p>様） （以下、相違理由説明を省略）</p> <p>■記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材⇔1次冷却材 <p>【女川】</p> <p>■名称の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 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） <p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 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溶融物直接接触として分類している

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

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シナリオの選定について

大飯発電所3/4号炉	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、溶融炉心が原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程及びエントレインメント現象で微粒子化し、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温により原子炉格納容器の破損に至る事象として抽出。</p> <p>・水素燃焼又は水素爆轟（γモード、γ'モード、γ''モード） 燃料被覆管と水蒸気の反応（ジルコニウム-水反応）、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素等の可燃性ガスが、大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象や、さらにガス濃度が高い場合に爆燃又は爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象として抽出しており、発生時期により原子炉容器破損以前（γモード）、直後（γ'モード）及び長時間経過後（γ''モード）に分類する。</p> <p>・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抽出。</p> <p>・格納容器貫通部過温破損（τモード） 原子炉格納容器雰囲気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抽出。</p>	<p>⑥格納容器雰囲気直接加熱 高圧状態で原子炉压力容器が破損した場合に、溶融炉心が格納容器の雰囲気中を飛散する過程で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧の結果、格納容器圧力が上昇し格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑫水素燃焼 格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していた場合にジルコニウム-水反応等によって発生した水素と反応して激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑪溶融炉心・コンクリート相互作用 原子炉压力容器の破損後、格納容器内に放出された溶融炉心が十分に冷却できない状態が継続した場合に、格納容器下部の側壁のコンクリートが侵食され、原子炉压力容器支持機能の喪失により格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑩雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損） 原子炉压力容器破損後、格納容器内で溶融炉心が冷却できない状態が継続した場合に、溶融炉心からの放射及び対流によって格納容器の雰囲気が加熱され、格納容器の貫通部等が熱的に損傷し、格納容器の破損に至る事象として分類する。</p>	<p>⑦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、溶融炉心が原子炉格納容器の雰囲気中を飛散する過程で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧の結果、原子炉格納容器圧力が上昇し原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑧水素燃焼又は水素爆轟（γモード、γ'モード、γ''モード） 燃料被覆管と水蒸気の反応（ジルコニウム-水反応）、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素等の可燃性ガスが、大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象や、さらにガス濃度が高い場合に爆燃又は爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象として抽出しており、発生時期により原子炉容器破損以前（γモード）、直後（γ'モード）及び長時間経過後（γ''モード）に分類する。</p> <p>⑨ベースマット溶融貫通（εモード） 原子炉容器の破損後、原子炉下部キャビティへ落下した溶融炉心が十分に冷却できない状態が継続した場合に、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又は原子炉格納容器下部の側壁のコンクリートが侵食され、原子炉容器支持機能の喪失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>⑩格納容器貫通部過温破損（τモード） 原子炉容器破損後、原子炉格納容器内で溶融炉心が冷却できない状態が継続した場合に、溶融炉心からの放射及び対流によって原子炉格納容器の雰囲気が加熱され、原子炉格納容器の貫通部等が熱的に損傷し、原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p>	<p>【女川】 ■記載表現の相違 ・泊は水素燃焼及び水素爆轟それぞれについて説明を記載するとともに、γ、γ'、γ''モードの分類について説明を加えている（大飯と同様） ・女川は運転中に格納容器内を空室で置換していることを踏まえた記載となっている</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違 ・泊はεモードの説明としてベースマット貫通事象と側壁のコンクリート侵食による破損の両方を記載している</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シナシの選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（δモード） 熔融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気及び熔融炉心・コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガス（CO₂等）の蓄積によって、原子炉格納容器が過圧破損する事象として抽出。</p> <p>・水蒸気蓄積による格納容器先行破損（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抽出。</p> <p>(2) PRAに代わる検討に基づく整理 外部事象の影響としては、地震時には建屋損傷等の炉心損傷直結事象が発生した場合の原子炉格納容器破損への影響が想定されるが、これは地震レベル1PRAの知見からも損傷モードとして抽出されており、今回内部事象から選定した格納容器破損モードに追加すべきものはないものと考えられる。津波やその他の自然現象においても原子炉格納容器及び内部構造物が直接破損する可能性は低く、新たに追加すべき格納容器破損モードは発生しないものと推定される（別紙1）。</p>	<p>⑨雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（長期冷却失敗）） 炉心損傷後に熔融炉心の冷却が達成される中で、崩壊熱によって発生する水蒸気によって格納容器が過圧され、破損に至る事象又は熔融炉心が冷却されない場合に、熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生が継続し、格納容器内が過圧されて格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑩雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（崩壊熱除去失敗）） 炉心の冷却が達成される中で、水蒸気の蓄積による準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損する事象として分類する。</p> <p>⑪雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損（未臨界確保失敗）） 原子炉停止失敗時に、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事象として分類する。</p> <p>(2) PRAに代わる検討に基づく整理 地震、津波及びその他の外部事象等に対する格納容器破損モードについて、内部事象レベル1.5PRAの知見等を活用して検討した結果、地震、津波及びその他の外部事象等についても、炉心損傷後の格納容器内の事象進展は内部事象と同等であると考慮されることから、格納容器破損モードは内部事象と同等であり、今回、内部事象PRAから選定した格納容器破損モードに追加すべきものはないものと判断した。（別紙1）</p>	<p>⑪水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（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、崩壊熱によって発生する水蒸気によって原子炉格納容器が過圧され、破損に至る事象又は熔融炉心が冷却されない場合に、熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生が継続し、原子炉格納容器内が過圧されて原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。</p> <p>⑫水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード） 炉心の冷却が達成される中で、水蒸気の蓄積による準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損する事象として分類する。</p> <p>(2) PRAに代わる検討に基づく整理 地震、津波、その他の外部事象等に対する格納容器破損モードについて、内部事象レベル1.5PRAの知見等を活用して検討した結果、地震、津波、その他の外部事象等についても、炉心損傷後の格納容器内の事象進展は内部事象と同等であると考慮されることから、格納容器破損モードは内部事象と同等であり、今回内部事象PRAから選定した格納容器破損モードに追加すべきものはないものと判断した。（別紙1）</p>	<p>【女川】 ■設計の相違 ・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】 ■記載表現の相違 （以下、相違理由説明を省略）</p>

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

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

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>泊と大飯の格納容器破損モードの記載を比較するため、1-2-3～6ページ（実線部分）に再掲</p> <p><抽出された格納容器破損モード></p> <p>①格納容器バイパス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器伝熱管破損（gモード） 蒸気発生器伝熱管破損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として抽出。 ・インターフェイスシステムLOCA（vモード） インターフェイスシステムLOCA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として抽出。 <p>②格納容器隔離失敗</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器隔離失敗（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抽出。 <p>③格納容器物理的破損</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード） 原子炉容器内において、高温の熔融炉心と水が接触して生じる水蒸気爆発により原子炉格納容器の健全性が脅かされる事象として抽出。 ・格納容器内の水蒸気爆発又は圧カスパイク（ηモード） 原子炉格納容器内において、高温の熔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として抽出。 ・溶融物直接接触（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、溶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抽出。 ・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、 			<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載箇所の相違 ・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

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シナリオの選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>溶融炉心が原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程及びエントレインメント現象で微粒化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱及び加温により原子炉格納容器の破損に至る事象として抽出。</p> <ul style="list-style-type: none"> 水素燃焼又は水素爆轟（γモード、γ'モード、γ''モード） 燃料被覆管と水蒸気の反応（ジルコニウム-水反応）、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素等の可燃性ガスが、大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象や、さらにガス濃度が高い場合に爆燃又は爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象として抽出しており、発生時期により原子炉容器破損以前（γモード）、直後（γ'モード）及び長時間経過後（γ''モード）に分類する。 ベースマツト溶融貫通（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ツトが貫通する事象として抽出。 格納容器貫通部過温破損（ζモード） 原子炉格納容器雰囲気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抽出。 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（δモード） 溶融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気及び溶融炉心・コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガス（CO_2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抽出。 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード） 溶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抽出。 			
<p>2.1.2 レベル1. 5PRAの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討 第2-1表に示す格納容器破損モードについて、解釈に基づき必ず想定する以下の格納容器破損モードとの対応について検討を</p>	<p>2.1.2 内部事象レベル1. 5PRAの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討 第2-1表に示す格納容器破損モードについて、2.1.1項に示すレベル1. 5PRAから抽出された格納容器破損モードと解釈2</p>	<p>2.1.2 内部事象レベル1.5PRAの定量化結果及び影響度を踏まえた格納容器破損モードの検討 第2-1表に示す格納容器破損モードについて、2.1.1項に示すレベル1.5PRAから抽出された格納容器破損モードと解釈2</p>	

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シナシの選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>行った。</p> <p>2-1</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 格納容器直接接触（シェルアタック） ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 <p>その結果、上記の必ず想定する格納容器破損モードに分類されない破損モードが抽出されたため、新たな格納容器破損モードとして設定する必要性について検討を実施した。</p> <p>なお、必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触（シェルアタック）については、原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のベDESTALに開口部があるBWRマークI型の原子炉格納容器に特有の事象とみなされている。PWRで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ため、発生の可能性がないと考えられることから、解析による評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない（別紙7）。</p>	<p>—1(a)に示されている必ず想定する以下の格納容器破損モードとの対応について検討を行った。</p> <p>2-1</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 格納容器直接接触（シェルアタック） ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 <p>確認の結果、上記の必ず想定する格納容器破損モードに分類されない以下(1)～(4)の破損モードが抽出されたため、これを新たな格納容器破損モードとして追加することの可否について検討を実施した。</p> <p>なお、必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触*（シェルアタック）は、格納容器下部の床面とその外側のドライウエルの床面とが同じ高さに設計されているBWRマークI型の格納容器に特有の破損モードであり、女川原子力発電所2号炉のMark-I改良型格納容器では、溶融炉心が格納容器バウンダリに直接接触することはない構造であることから、格納容器破損モードとして考慮しない。（別紙8）</p>	<p>—1(a)に示されている必ず想定する以下の格納容器破損モードとの対応について検討を行った。</p> <p>2-1</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 格納容器直接接触（シェルアタック） ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 <p>確認の結果、上記の必ず想定する格納容器破損モードに分類されない以下(1)～(3)の破損モードが抽出されたため、これを新たな格納容器破損モードとして追加することの可否について検討を実施した。</p> <p>なお、必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触*（シェルアタック）は、原子炉格納容器が小さく、原子炉容器下部のベDESTALに開口部があるBWRマークI型の原子炉格納容器に特有の事象とみなされている。PWRで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ため、発生の可能性がないと考えられることから、格納容器破損モードとして考慮しない。（別紙8）</p>	<p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 女川実績の反映 ・ 泊は蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA及び格納容器隔離失敗をまとめて記載しており、女川は格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステムLOCAをまとめて記載していることにより、分類されない破損モードの項目数が異なる <p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器直接接触（シェルアタック）を格納容器破損モードとして考慮しない理由について、炉型に即した記載をしている（大飯と同様） <p>【大飯】</p> <p>■資料番号の相違</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

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>※格納容器直接接触には、原子炉圧力容器が高圧の状態で破損した場合に、溶融炉心が急激に噴出し、噴出した溶融炉心が格納容器壁に接触しこれを侵食する事象が含まれる。本事象は、原子炉圧力容器の破損までに減圧することが対策であり、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」も対策が同一であることから、この事象に含まれると整理</p> <p>また、女川原子力発電所2号炉では、運転中、格納容器内を窒素で置換し、酸素濃度を低く管理しているため、水素濃度及び酸素濃度が可燃限界に至る可能性は十分低い。このため、本破損モードからは除外した。一方、格納容器内の窒素置換が水素燃焼の発生防止対策であることを踏まえ、窒素置換対策の有効性として炉心の著しい損傷が起こるような重大事故時においても格納容器の雰囲気の水素の可燃限界以下(水素濃度がドライ条件に換算して4 vol%以下又は酸素濃度5 vol%以下)に維持できることを確認する必要があると考える。よって、水素燃焼については、有効性評価の評価対象とする格納容器破損モードとした。(別紙8)</p> <p>(3) 格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステムLOCA</p> <p>これらの破損モードは、事象の発生と同時に格納容器の隔離機能を喪失している事象であり、解釈の要求事項における「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあっては、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。」に該当する事故シーケンスグループである。</p> <p>このため、講じるべき対策は炉心損傷防止であり、これらの破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>以下に、格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステムL</p>	<p>※格納容器直接接触には、原子炉容器が高圧の状態で破損した場合に、溶融炉心が急激に噴出し、噴出した溶融炉心が原子炉格納容器壁に接触しこれを侵食する事象が含まれる。本事象は、原子炉容器の破損までに減圧することが対策であり、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」も対策が同一であることから、この事象に含まれると整理</p> <p>(1) 蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA及び格納容器隔離失敗</p> <p>これらの破損モードは、事象の発生と同時に原子炉格納容器の隔離機能を喪失している事象であり、解釈の要求事項における「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの(格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等)にあっては、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。」に該当する事故シーケンスグループである。</p> <p>このため、講じるべき対策は炉心損傷防止であり、これらの破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>以下に、蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステム</p>	<p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は原子炉容器が高圧の状態破損した場合に、溶融炉心が急激に噴出し、噴出した溶融炉心が格納容器壁に接触し侵食する事象の整理について記載している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・PWRは窒素置換を行っておらず、水素燃焼をレベル1.5 PRAにて考慮する格納容器破損モードとしている <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■構成の相違 ・女川の2.1.2(1)～(4)については、泊の構成に合わせて女川の記載順序を代替(以下、相違理由説明を省略) <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・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(大飯についても泊と同様) <p>【大飯】</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シナシの選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(1) 蒸気発生器伝熱管破損（gモード）</p> <p>本破損モードはレベル1.5 PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シナシ、格納容器バイパス等）にあつては、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。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シナシグループ「格納容器バイパス」にて有効性評価の対象としている。</p> <p>なお、当該破損モードの格納容器破損頻度（CFF）$(5.1 \times 10^{-7} / \text{炉年})$は、全CFFの約1.0%の寄与割合であり、比較的小さい。</p> <p>また、当該破損モードの1つの破損形態として温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）が想定される。</p> <p>本事象は炉心損傷後に1次冷却系が高圧かつ2次冷却系への給水がない限定的な条件で発生する可能性が生じるものであり、レベル1 PRAの結果から同様のプラント状態に該当する事故シナシグループは以下の3つの事故シナシグループとなる。</p> <p>【TI-SGTR発生の可能性を有する事故シナシグループ】</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 2次冷却系からの除熱機能喪失 (b) 全交流動力電源喪失 (c) 原子炉補機冷却機能喪失 <p>これらに対しては、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シナシ「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」及び「1次系流路閉塞による2</p>	<p>OCAで想定した事象を格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した理由を示す。</p>	<p>LOCA及び格納容器隔離失敗で想定した事象を格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した理由を示す。</p> <p>a. 蒸気発生器伝熱管破損（gモード）</p> <p>本破損モードはレベル1.5 PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シナシ、格納容器バイパス等）にあつては、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。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シナシグループ「格納容器バイパス」にて有効性評価の対象としている。</p> <p>なお、当該破損モードの格納容器破損頻度（CFF）$(4.5 \times 10^{-7} / \text{炉年})$は、全格納容器破損頻度の約0.2%の寄与割合であり、比較的小さい。</p> <p>また、当該破損モードの1つの破損形態として温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）が想定される。</p> <p>本事象は炉心損傷後に1次冷却系が高圧かつ2次冷却系への給水がない限定的な条件で発生する可能性が生じるものであり、レベル1 PRAの結果から同様のプラント状態に該当する事故シナシグループは以下の3つの事故シナシグループとなる。</p> <p>【TI-SGTR発生の可能性を有する事故シナシグループ】</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 2次冷却系からの除熱機能喪失 (b) 全交流動力電源喪失 (c) 原子炉補機冷却機能喪失 <p>これらに対しては、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シナシ「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」及び「1次系流路閉塞による2</p>	<p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊は蒸気発生器伝熱管破損、格納容器隔離失敗及びインターフェイスシステムLOCAをまとめて(1)にて記載しているが、大飯は格納容器破損モードごとに個別で記載している <p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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ため、2.1.2(1)a.については大飯と比較する <p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シナシの選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>次系除熱機能喪失」は、その発生頻度が2.7×10^{-8}（/炉年）と非常に小さいが、主給水による蒸気発生器への給水により、炉心損傷を回避できる場合があること、さらに1次冷却系が高圧状態では、破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」への対策として1次冷却系強制減圧を行うことから、これが成功するとTI-SGTRの発生確率はさらに低減される。</p> <p>したがって、当該破損モードは発生する可能性が極めて低いこと及び炉心損傷防止対策の有効性によりその発生を回避でき有意な影響をもたらすものではないことから、個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した（別紙8）。</p> <p>(2) インターフェイスシステムLOCA（γモード）</p> <p>本破損モードはレベル1、5 PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シナシ、格納容器バイパス等）にあつては、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。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シナシグループ「格納容器バイパス」にて有効性評価の対象としている。</p> <p>また、頻度の観点からは、当該破損モードのCFF（3.0×10^{-11}（/炉年））は、全CFFの0.1%以下の寄与割合であり、極めて小さい。</p> <p>したがって、当該破損モードは発生する可能性が極めて低いこと及び炉心損傷防止対策の有効性によりその発生を回避でき有意な影響をもたらすものではないことから、個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>(3) 格納容器隔離失敗（βモード）</p> <p>本破損モードは事故時に原子炉格納容器の隔離に失敗する事象を想定したものである。格納容器隔離失敗は炉心損傷の発生に伴う物理的な現象に由来するものではなく、炉心損傷時に偶然に原子炉格納容器の隔離に失敗していることを示している。格納容器隔離失敗としては、原子炉格納容器貫通部スリーブか</p>	<p>b. インターフェイスシステムLOCA</p> <p>本破損モードは、発生と同時に格納容器の隔離機能は喪失しているものの、炉心損傷までには時間余裕のある事象である。対策としては炉心損傷の防止又は炉心損傷までに格納容器の隔離機能を復旧することが挙げられる。炉心損傷防止の観点では内部事象レベル1 PRAの結果から重要事故シナシとして抽出し、有効性評価の対象としている。</p> <p>格納容器の隔離機能を復旧したものの、炉心損傷を防止できなかった場合、その後の事象進展は原子炉圧力容器内の状況に応じて、評価対象とした評価事故シナシに包絡されるものと考えられる。</p> <p>したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>なお、当該破損モードの格納容器破損頻度（2.4×10^{-9}/炉年）の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は0.1%未満である。</p> <p>a. 格納容器隔離失敗</p> <p>本破損モードは炉心が損傷した時点で格納容器の隔離に失敗している事象を想定したものである。</p> <p>格納容器隔離失敗は炉心損傷の発生に伴う物理的な現象に由来するものではなく、炉心損傷時点で格納容器が隔離機能を喪失している事象を示している。隔離機能喪失の原因として、ラン</p>	<p>次系除熱機能喪失」は、その発生頻度が4.1×10^{-8}/炉年と非常に小さいが、主給水による蒸気発生器への給水により、炉心損傷を回避できる場合があること、さらに1次冷却系が高圧状態では、破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」への対策として1次冷却系強制減圧を行うことから、これが成功するとTI-SGTRの発生確率はさらに低減される。</p> <p>したがって、当該破損モードは発生する可能性が極めて低いこと及び炉心損傷防止対策の有効性によりその発生を回避でき有意な影響をもたらすものではないことから、個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。（別紙9）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> <p>追而【地震PRAの最終評価結果を反映】</p> </div> <p>b. インターフェイスシステムLOCA（γモード）</p> <p>本破損モードは、発生と同時に原子炉格納容器の隔離機能は喪失しているものの、炉心損傷までには時間余裕のある事象である。対策としては炉心損傷の防止又は炉心損傷までに原子炉格納容器の隔離機能を復旧することが挙げられる。炉心損傷防止の観点では内部事象レベル1 PRAの結果から重要事故シナシとして抽出し、有効性評価の対象としている。</p> <p>原子炉格納容器の隔離機能を復旧したものの、炉心損傷を防止できなかった場合、その後の事象進展は原子炉容器内の状況に応じて、評価対象とした評価事故シナシに包絡されるものと考えられる。</p> <p>したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>なお、当該破損モードの格納容器破損頻度（3.0×10^{-11}/炉年）の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は0.1%未満である。</p> <p>c. 格納容器隔離失敗（βモード）</p> <p>本破損モードは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事象を想定したものである。</p> <p>格納容器隔離失敗は炉心損傷の発生に伴う物理的な現象に由来するものではなく、炉心損傷時点で原子炉格納容器が隔離機能を喪失している事象を示している。隔離機能喪失の原因とし</p>	<p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【女川】</p>

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

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

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>らの漏えい等の機械的な破損や漏えい試験配管のフランジ閉め忘れ等の人的過誤による弁及びフランジの復旧忘れが考えられる（別紙9）。</p> <p>これらの格納容器隔離失敗を防止するため、定期検査時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施している。さらに、原子炉運転時には原子炉格納容器圧力を12時間に1回確認する運用となっているほか、エアロック開放時には警報発信により速やかに検知可能である。また、事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっており、炉心損傷時に格納容器隔離失敗が発生している可能性は低いと考えられ、事故発生時に一定の確率で格納容器隔離失敗することを想定した場合においても、すべての炉心損傷防止対策の有効性を確認していることから、原子炉格納容器外への放射性物質の大規模な放出は防止可能である。</p> <p>今回のレベル1.5PRAでは、国内PWRプラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから、NUREG/CR-4220に記載された米国における通常運転時の長時間の格納容器隔離失敗実績（別紙9）に基づき当該破損モードのCFF（3.2×10^{-7} / 炉年）、全CFFに対する寄与割合約0.6%）を定量化した。国内の運転管理実績を考慮すれば、当該破損モードのCFFはさらに小さく推察される。</p> <p>以上のことから、格納容器隔離失敗シーケンスについては、格納容器隔離に失敗しないように運用上の対策をとっていること、すべての炉心損傷防止対策が有効であることから、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p>	<p>ダム要因による貫通部の機器の破損や人的過誤を考慮している。</p> <p>現状の運転管理として格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか、格納容器圧力について1日1回記録を採取していることから、格納容器隔離失敗に伴う大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考える。（別紙9）</p> <p>今回実施した内部事象レベル1.5PRAでは、国内BWRプラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから、NUREG/CR-4220で評価された隔離失敗確率を固定分岐確率として設定し、当該破損モードの格納容器破損頻度（9.4×10^{-10} / 炉年、全格納容器破損頻度に対する寄与割合0.1%未満）を定量化した。国内の運転管理実績を考慮すれば、当該破損モードの格納容器破損頻度はさらに小さく推定される。（別紙9）</p> <p>以上、本事象は発生と同時に格納容器が隔離機能を喪失している事象であり、格納容器内で発生する物理化学現象を重大事故等対処設備を用いて抑制し、格納容器の機能喪失を防止する対策とはならない。通常の運転管理において格納容器の状態を確認する運用とすることが対策であり、本破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低く、本格納容器破損モードに至る前に炉心損傷を防止することが重要と考えることから、格納容器隔離失敗を個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>また、格納容器隔離失敗については地震レベル1PRAにおいても抽出されており、地震レベル1PRAでは、地震によって</p>	<p>て、原子炉格納容器貫通部スリーブからの漏えい等の機械的な破損や漏えい試験配管のフランジ閉め忘れ等の人的過誤による弁及びフランジの復旧忘れが考えられる。</p> <p>これらの格納容器隔離失敗を防止するため、定期事業者検査時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作を実施している。さらに、現状の運転管理として原子炉格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか、原子炉格納容器圧力について12時間に1回確認する運用となっており、エアロック開放時には警報が発信することから、格納容器隔離失敗に伴う大規模な漏えいが生じた場合、速やかに検知できる可能性が高いと考える。また、事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっており、炉心損傷時に格納容器隔離失敗が発生している可能性は低いと考えられ、事故発生時に一定の確率で格納容器隔離失敗することを想定した場合においても、すべての炉心損傷防止対策の有効性を確認していることから、原子炉格納容器外への放射性物質の大規模な放出は防止可能である。（別紙10）</p> <p>今回実施した内部事象レベル1.5PRAでは、国内PWRプラントの格納容器隔離失敗の実績がないことから、NUREG/CR-4220で評価された隔離失敗確率を固定分岐確率として設定し、当該破損モードの格納容器破損頻度（1.1×10^{-6} / 炉年、全格納容器破損頻度に対する寄与割合約0.5%）を定量化した。国内の運転管理実績を考慮すれば、当該破損モードの格納容器破損頻度はさらに小さく推察される。（別紙10）</p> <p>以上、本事象は発生と同時に原子炉格納容器が隔離機能を喪失している事象であり、原子炉格納容器内で発生する物理化学現象を重大事故等対処設備を用いて抑制し、原子炉格納容器の機能喪失を防止する対策とはならない。通常の運転管理において原子炉格納容器の状態を確認する運用とすることが対策であり、本破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低く、本格納容器破損モードに至る前に炉心損傷を防止することが重要と考えることから、格納容器隔離失敗を個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p>	<p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は隔離機能喪失の原因や格納容器隔離失敗の防止手段について詳細に記載している（大飯と同様） <p>【女川】</p> <p>■運用の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器圧力を確認する周期が相違している（大飯と同様） <p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p>

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

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シナリオの選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード）</p> <p>本破損モードは熔融炉心が原子炉容器下部プレナムの冷却水中に落下する際に水蒸気爆発が発生し、その衝撃により発生する原子炉容器構造物破損物がミサイルとなって原子炉格納容器を破損する事象を想定したものである。当該破損モードについては各種研究により得られた知見から原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価されており（NUREG-1116、NUREG-1524）、国内においてもリスクの観点からは大きな影響がないものと認識されている（別紙10）。また、当該破損モードのCFR（1.4×10^{-9}（/炉年））についても全CFRに対する寄与割合は0.01%以下と極めて小さい。</p> <p>したがって、当該破損モードを個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>(5) 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード）</p>	<p>格納容器を貫通する高圧及び低圧設計の配管が格納容器外で破断する事象を想定している。</p> <p>破断箇所や破断の程度の組合せを特定することは困難であり、本破損モードについては、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして単独で定義するものではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものとする。また、地震レベル1PRAの評価から、本破損モードにより格納容器隔離機能が喪失する頻度は十分に低いことを確認している。</p> <p>この観点から、地震レベル1PRAで抽出された格納容器隔離失敗についても、個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>(4) 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発</p> <p>本破損モードについては各種研究により得られた知見から格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価されており、国内においてもリスクの観点からは大きな影響がないものと認識されている。（別紙10）</p> <p>したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シナリオに追加する必要はないと判断した。</p> <p>(2) 過圧破損（崩壊熱除去失敗）</p>	<div style="border: 1px dashed black; padding: 10px; text-align: center;"> <p>追而【地震PRAの最終評価結果を反映】</p> </div> <p>(2) 原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード）</p> <p>本破損モードは熔融炉心が原子炉容器下部プレナムの冷却水中に落下する際に水蒸気爆発が発生し、その衝撃により発生する原子炉容器構造物破損物がミサイルとなって原子炉格納容器を破損する事象を想定したものである。本破損モードについては各種研究により得られた知見から原子炉格納容器の破損に至る可能性は極めて低いと評価されており（NUREG-1116、NUREG-1524）、国内においてもリスクの観点からは大きな影響がないものと認識されている。（別紙11）また、当該破損モードの格納容器破損頻度（1.7×10^{-9} /炉年）についても全格納容器破損頻度に対する寄与割合は0.01%以下と極めて小さい。</p> <p>したがって、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして評価事故シナリオに追加する必要はないと判断した。</p> <p>(3) 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード）</p>	<p>・泊は地震レベル1PRAでは格納容器隔離失敗にあたる事象を抽出していない（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・泊は本破損モードがどういった事象を想定しているかについて詳細に記載している（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・女川は各種研究により得られた知見から原子炉容器内の水蒸気爆発をPRA評価対象外と整理しているが、泊は当該破損モードをレベル1.5PRAの評価対象としている（大飯と同様）</p> <p>【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p>

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

第37条 付録1 事故シ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

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シナシスの選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>本破損モードはレベル1. 5 PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項として「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シナシス、格納容器バイパス等）にあつては、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。」とされており、炉心損傷防止対策の事故シナシスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」にて有効性評価の対象としている。</p> <p>なお、当該破損モードの CFF (5.4×10^{-8} /炉年) は全 CFF の約 0.1% の寄与割合であり小さい。</p> <p>したがつて、当該破損モードは発生する可能性が低いこと及び炉心損傷防止対策の有効性によりその発生を回避でき有意な影響をもたらすものでないことから、個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>以上より、PRAの知見等を踏まえ、解釈で必ず想定する格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが新たに追加されないことを確認した。</p> <p>2.2 評価事故シナシスの選定について</p>	<p>本破損モードは内部事象レベル1. 5 PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項に「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シナシス、格納容器バイパス等）にあつては、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。」と記載されており、炉心損傷防止対策の事故シナシスグループ「崩壊熱除去機能喪失」にて有効性評価の対象としている。</p> <p>なお、当該破損モードの格納容器破損頻度 (5.5×10^{-6} /炉年) の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は約 100% である。</p> <p>したがつて、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>(1) 過圧破損（未臨界確保失敗）</p> <p>本破損モードは内部事象レベル1. 5 PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項に「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シナシス、格納容器バイパス等）にあつては、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。」と記載されており、炉心損傷防止対策の事故シナシスグループ「原子炉停止機能喪失」にて有効性評価の対象としている。</p> <p>なお、当該破損モードの格納容器破損頻度 (3.9×10^{-9} /炉年) の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は0.1%未満である。</p> <p>したがつて、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>以上から、PRAの知見等を踏まえて、格納容器破損防止対策の有効性評価において、追加すべき新たな格納容器破損モードはないことを確認した。</p> <p>2.2 評価事故シナシスの選定について</p>	<p>本破損モードは内部事象レベル1.5PRA上の破損モードとして抽出されたが、解釈の要求事項に「炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シナシス、格納容器バイパス等）にあつては、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。」と記載されており、炉心損傷防止対策の事故シナシスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」にて有効性評価の対象としている。</p> <p>なお、当該破損モードの格納容器破損頻度 (8.2×10^{-8} /炉年) の全格納容器破損頻度に対する寄与割合は0.1%以下である。</p> <p>したがつて、当該破損モードを個別プラント評価により抽出された格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。</p> <p>以上から、PRAの知見等を踏まえて、格納容器破損防止対策の有効性評価において、追加すべき新たな格納容器破損モードはないことを確認した。</p> <p>2.2 評価事故シナシスの選定について</p>	<p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違（大飯と同様）</p> <p>【女川】【大飯】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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

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

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シナリオの選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉設置変更許可申請における格納容器破損防止対策の有効性評価の実施に際しては格納容器破損モードごとに評価事故シナリオの選定を実施している。</p> <p>評価事故シナリオ選定に当たっては、審査ガイド「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の各破損モードの主要解析条件として、以下のとおり評価事故シナリオはPRAに基づく格納容器破損シナリオの中から当該破損モード発生の観点で厳しい評価事故シナリオを選定することとされている。</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 過圧及び過温の観点から厳しいシナリオを選定する。また炉心損傷防止対策における「想定する事故シナリオグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡するものとする。</p> <p>(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しいシナリオを選定する。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点から厳しいシナリオを選定する。</p> <p>(4) 水素燃焼 水素燃焼の観点から厳しいシナリオを選定する。また、炉心内の金属－水反応による水素発生量は、原子炉容器の下部が破損するまでに全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする。</p>	<p>設置変更許可申請における格納容器破損防止対策の有効性評価の実施に際しては、格納容器破損モードごとに評価事故シナリオを選定している。</p> <p>評価事故シナリオ選定にあたっては、審査ガイド「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の各破損モードの主要解析条件に示されている、当該破損モードの観点で厳しいシナリオの選定を考慮している。</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） PRAに基づく格納容器破損シナリオの中から、過圧及び過温の観点で厳しいシナリオを選定する。また、炉心損傷防止対策における「想定する事故シナリオグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡するものとする。</p> <p>(2) 格納容器雰囲気直接加熱 PRAに基づく格納容器破損シナリオの中から、原子炉圧力が高く維持され、原子炉圧力容器破損までの余裕時間の観点で厳しいシナリオを選定する。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 PRAに基づく格納容器破損シナリオの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点で厳しいシナリオを選定する。</p> <p>(4) 水素燃焼 水素燃焼の観点で厳しいシナリオを選定する。女川原子力発電所2号炉では、運転中、格納容器内を窒素で置換し、酸素濃度を低く管理しているため、水素濃度が可燃限界に至る可能性が十分小さいことから、本破損モードはレベル1.5 PRAの定量化において想定する格納容器破損モードから除外しているが、評価事故シナリオとしては炉心損傷後の格納容器内の酸素濃度上昇の観点で厳しいシナリオを選定する。</p>	<p>原子炉設置変更許可申請における格納容器破損防止対策の有効性評価の実施に際しては、格納容器破損モードごとに評価事故シナリオを選定している。</p> <p>評価事故シナリオ選定に当たっては、審査ガイド「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の各破損モードの主要解析条件に示されている、当該破損モードの観点で厳しいシナリオの選定を考慮している。</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） PRAに基づく格納容器破損シナリオの中から、過圧及び過温の観点で厳しいシナリオを選定する。また、炉心損傷防止対策における「想定する事故シナリオグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの」を包絡するものとする。</p> <p>(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 PRAに基づく格納容器破損シナリオの中から、原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点で厳しいシナリオを選定する。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 PRAに基づく格納容器破損シナリオの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点で厳しいシナリオを選定する。</p> <p>(4) 水素燃焼 水素燃焼の観点で厳しいシナリオを選定する。また、炉心内の金属－水反応による水素発生量は、原子炉容器の下部が破損するまでに全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする。</p>	<p>【女川】 ■記載表現の相違 ・設置変更許可申請⇔原子炉設置変更許可申請</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違 ・泊は審査ガイドの記載に準じた記載としている（大飯と同様）</p> <p>【女川】 ■設計の相違 ・女川は運転中に格納容器内を窒素で置換しているが、泊では窒素置換を行っていない</p> <p>■評価方針の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(5) 熔融炉心・コンクリート相互作用 熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>これに基づき、レベル1.5PRAの知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定方法として、第一ステップとして格納容器破損モードごとに結果が厳しくなると判断されるプラント損傷状態(PDS)を選定し、第二ステップにて選定されたPDSの中から結果が厳しくなると判断される事故シーケンスを評価事故シーケンスとして選定することとした。</p> <p>2.2.1 評価対象とするプラント損傷状態(PDS)の選定 レベル1.5PRAでは、レベル1PRAで炉心損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスから、さらに事故が進展して原子炉格納容器の破損に至る事故シーケンスについて定量評価を行うが、その際には原子炉格納容器内事故進展を把握するために以下に示す3種類の属性を用いて炉心損傷時のプラント損傷状態(PDS)を定義している。</p>	<p>(5) 熔融炉心・コンクリート相互作用 PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、熔融炉心・コンクリート相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>上記に基づき、内部事象レベル1.5PRAの知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定では、先ず格納容器破損モードごとに格納容器の破損の際の結果が厳しくなると判断されるPDSを選定し、その後、選定したPDSを含むシーケンスの中から結果が厳しくなると判断されるシーケンスを評価事故シーケンスとして選定することとした。この選定プロセスにより、有効性評価に適した、厳しいシーケンスが選定されるものとする。</p> <p>2.2.1 評価対象とするPDSの選定 内部事象レベル1.5PRAでは、内部事象レベル1PRAで炉心損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスから、さらに事象が進展して格納容器の破損に至る事故シーケンスを定量化している。</p> <p>その際、格納容器内の事故進展の特徴を把握するために「格納容器破損時期」、「原子炉圧力容器圧力」、「炉心損傷時期」及び「電源有無」の4つの属性に着目してレベル1PRAから抽出された事故シーケンスグループを分類し、PDSとして定義している。PDSの分類結果を第2-2表に示す。</p>	<p>(5) 熔融炉心・コンクリート相互作用 PRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、熔融炉心・コンクリート相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>上記に基づき、内部事象レベル1.5PRAの知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定では、先ず格納容器破損モードごとに格納容器の破損の際の結果が厳しくなると判断されるPDSを選定し、その後、選定したPDSを含むシーケンスの中から結果が厳しくなると判断されるシーケンスを評価事故シーケンスとして選定することとした。この選定プロセスにより、有効性評価に適した、厳しいシーケンスが選定されるものとする。</p> <p>2.2.1 評価対象とするPDSの選定 内部事象レベル1.5PRAでは、内部事象レベル1PRAで炉心損傷に至る可能性があるものとして抽出された事故シーケンスから、さらに事象が進展して原子炉格納容器の破損に至る事故シーケンスについて定量化している。</p> <p>その際、原子炉格納容器内の事故進展の特徴を把握するために「事故のタイプと1次冷却材圧力」「炉心損傷時期」「格納容器内事故進展」の3つの属性に着目してレベル1PRAから抽出された事故シーケンスグループを分類し、PDSとして定義している。PDSの分類結果を第2-2表に示す。</p>	<p>・泊は審査ガイドの記載に則って有効性評価における水素燃焼の事故条件を定めており、女川は酸素濃度の上昇の観点から有効性評価における水素燃焼の事故条件を定めている（大飯と同様）</p> <p>【女川】 ■設計の相違 ・PDSを定義するに当たって着目している属性が異なる（大飯についても泊と同様の属性に着目している）</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は第2-2表にてPDSの分</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（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
 2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シナリオの選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																								
<p>(1) 事故のタイプと1次冷却材圧力</p> <table border="1" data-bbox="152 295 685 496"> <thead> <tr> <th>分類記号</th> <th>状態の説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>1次冷却系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象：大中破断 LOCA)</td> </tr> <tr> <td>S</td> <td>1次冷却系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象：小破断 LOCA)</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もの (起回事象：過渡事象)</td> </tr> <tr> <td>G</td> <td>格納容器バイパスで中圧状態のもの (起回事象：SGTR)</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>格納容器バイパスで低圧状態のもの (起回事象：IS-LOCA)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 炉心損傷時期</p> <table border="1" data-bbox="152 547 685 627"> <thead> <tr> <th>分類記号</th> <th>状態の説明</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>(3) 原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器破損時期、溶融炉心の冷却手段）</p> <table border="1" data-bbox="152 699 685 986"> <thead> <tr> <th>分類記号</th> <th>状態の説明</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。原子炉格納容器内除熱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。原子炉格納容器内除熱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。原子炉格納容器内除熱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できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱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> <p>上記のPDSの分類にしたがい、格納容器破損モードごとに格納容器破損頻度、当該破損モードに至る可能性のあるすべてのPDSを整理した。また、各格納容器破損モードの発生の観点で事故進展が最も厳しくなると考えられるPDSの検討を行い、評価対象とするPDSの選定を実施した。選定結果を第2-2表に示す。</p>	分類記号	状態の説明	A	1次冷却系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象：大中破断 LOCA)	S	1次冷却系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象：小破断 LOCA)	T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象：過渡事象)	G	格納容器バイパスで中圧状態のもの (起回事象：SGTR)	V	格納容器バイパスで低圧状態のもの (起回事象：IS-LOCA)	分類記号	状態の説明	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	状態の説明	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。原子炉格納容器内除熱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。原子炉格納容器内除熱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。原子炉格納容器内除熱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できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱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>このPDSの定義に従い、格納容器破損モードごとに格納容器破損頻度、当該破損モードに至る可能性のある全てのPDSを整理した。また、各格納容器破損モードの発生の観点で事故進展が最も厳しくなると考えられるPDSを検討し、評価対象とするPDSの選定を実施した。選定結果を第2-3表に示す。(別紙11)</p>	<p>(1) 事故のタイプと1次冷却材圧力</p> <table border="1" data-bbox="1335 295 1868 496"> <thead> <tr> <th>分類記号</th> <th>状態の説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A</td> <td>1次冷却系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象：大中破断 LOCA)</td> </tr> <tr> <td>S</td> <td>1次冷却系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象：小破断 LOCA)</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もの (起回事象：過渡事象)</td> </tr> <tr> <td>G</td> <td>格納容器バイパスで中圧状態のもの (起回事象：SGTR)</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>格納容器バイパスで低圧状態のもの (起回事象：IS-LOCA)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 炉心損傷時期</p> <table border="1" data-bbox="1335 547 1868 627"> <thead> <tr> <th>分類記号</th> <th>状態の説明</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>(3) 原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器破損時期、溶融炉心の冷却手段）</p> <table border="1" data-bbox="1335 699 1868 986"> <thead> <tr> <th>分類記号</th> <th>状態の説明</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。原子炉格納容器内除熱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。原子炉格納容器内除熱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。原子炉格納容器内除熱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できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱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> <p>このPDSの定義に従い、格納容器破損モードごとに格納容器破損頻度、当該破損モードに至る可能性のあるすべてのPDSを整理した。また、各格納容器破損モードの発生の観点で事故進展が最も厳しくなると考えられるPDSを検討し、評価対象とするPDSの選定を実施した。選定結果を第2-3表に示す。</p>	分類記号	状態の説明	A	1次冷却系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象：大中破断 LOCA)	S	1次冷却系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象：小破断 LOCA)	T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象：過渡事象)	G	格納容器バイパスで中圧状態のもの (起回事象：SGTR)	V	格納容器バイパスで低圧状態のもの (起回事象：IS-LOCA)	分類記号	状態の説明	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	状態の説明	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。原子炉格納容器内除熱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。原子炉格納容器内除熱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。原子炉格納容器内除熱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できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱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>類結果を記載している</p> <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・泊は各分類記号の意味合いについて説明を記載している(本表については大飯と比較する) <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 【女川】 ■個別評価による相違 ・女川の別紙11は、BWR特有の事故シナリオの扱いに関する説明であることから、泊では別紙を作成していない 【大飯】 ■付番の相違
分類記号	状態の説明																																																										
A	1次冷却系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象：大中破断 LOCA)																																																										
S	1次冷却系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象：小破断 LOCA)																																																										
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象：過渡事象)																																																										
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの (起回事象：SGTR)																																																										
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの (起回事象：IS-LOCA)																																																										
分類記号	状態の説明																																																										
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	状態の説明																																																										
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。原子炉格納容器内除熱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。原子炉格納容器内除熱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。原子炉格納容器内除熱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できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱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																																																										
分類記号	状態の説明																																																										
A	1次冷却系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象：大中破断 LOCA)																																																										
S	1次冷却系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象：小破断 LOCA)																																																										
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの (起回事象：過渡事象)																																																										
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの (起回事象：SGTR)																																																										
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの (起回事象：IS-LOCA)																																																										
分類記号	状態の説明																																																										
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	状態の説明																																																										
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。原子炉格納容器内除熱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。原子炉格納容器内除熱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。原子炉格納容器内除熱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できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱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

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.2.2 評価事故シーケンス選定の考え方</p> <p>前項で格納容器破損モードごとに選定した評価対象PDSに属する事故シーケンスを比較し、格納容器破損モードの発生の観点で事故進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスの検討を行い、以下のとおり評価事故シーケンスの選定を実施した。</p> <p>評価事故シーケンスについては、事故進展を厳しくする観点から、複数の緩和機能の喪失を考慮する。なお、定量評価を行う際は、事故発生後に要求される安全機能の時系列に着目し、炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理している。さらに、重大事故等対処設備の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。</p> <p>評価事故シーケンスの選定結果を第2-3表に示す（別紙12）。</p>	<p>なお、第2-2表において、格納容器破損時期が炉心損傷前と分類されているTW, TC, ISLOCAについては、格納容器先行破損又は格納容器パイパスに該当するPDSであることから、解釈の要求事項を踏まえ、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」、「原子炉停止機能喪失」、「格納容器パイパス(インターフェイスシステムLOCA)」にて炉心損傷防止対策の有効性評価の対象としている。したがって、これらのPDSは、第2-3表に示す評価対象とするPDSの選定では考慮していない。</p> <p>2.2.2 評価事故シーケンス選定の考え方及び選定結果</p> <p>2.2.1項で格納容器破損モードごとに選定したPDSに属する事故シーケンスを比較し、格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスを検討し、評価事故シーケンスを選定した。</p> <p>選定結果を第2-4表に示す。</p>	<p>なお、第2-2表において、原子炉格納容器破損時期が炉心損傷前と分類されているALC, SLC, V, Gについては、格納容器先行破損又は格納容器パイパスに該当するPDSであることから、解釈の要求事項を踏まえ、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」「格納容器パイパス」にて炉心損傷防止対策の有効性評価の対象としている。したがって、これらのPDSは、第2-3表に示す評価対象とするPDSの選定では考慮していない。</p> <p>2.2.2 評価事故シーケンス選定の考え方及び選定結果</p> <p>2.2.1項で格納容器破損モードごとに選定したPDSに属する事故シーケンスを比較し、格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスを検討し、評価事故シーケンスを選定した。</p> <p>評価事故シーケンスについては、事故進展を厳しくする観点から、複数の緩和機能の喪失を考慮する。なお、定量評価を行う際は、事故発生後に要求される安全機能の時系列に着目し、炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理している。さらに、重大事故等対処設備の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。</p> <p>選定結果を第2-4表に示す。（別紙13）</p>	<p>・女川実績反映による図番の相違 (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>・格納容器先行破損又は格納容器パイパスに該当するPDSや事故シーケンスグループが相違している(大飯に記載はないが、泊と同様の結果となっている)</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>・泊は炉心損傷防止対策の有効性評価の対象としているPDSについて本文中に記載している</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>・大飯は2.2.3にて選定結果を記載している</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は複数の緩和機能の喪失等を考慮していることについて、本文中に記載している</p> <p>・女川には本記載がないため、大飯と比較する</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p>