

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/水源総量)</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: 緊急時電源用タンク) 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 (緊急時電源用) (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 / 常用連続運用仕様</p> <p>約4,525kW / 約6,000kW</p>	<p>相違理由</p> <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、常設代替電源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。</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					
事故シナリオ	燃料プール注水 (必要水量/水溜総量)	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 4,615kW /約 6,000kW						
						原子炉注水及び格納容器スプレイ (必要水量/水溜総量)	燃料プール注水 (必要水量/水溜総量)	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)	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)	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)
						約 890m ³ /約 1,192m ³ ・低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ)	約 1,970m ³ /約 10,000m ³ ・燃料プール代替注水系 (可搬型)	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 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) ②約 17kL/約 18kL ・電源車 (緊急時対策用) (約 17kL)	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)
3.4 水素燃焼	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)	約 1,970m ³ /約 10,000m ³ ・燃料プール代替注水系 (可搬型)	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 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) ②約 17kL/約 18kL ・電源車 (緊急時対策用) (約 17kL)	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)					
3.5 溶融炉心・コンクリート層相互作用	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)	約 1,970m ³ /約 10,000m ³ ・燃料プール代替注水系 (可搬型)	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 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) ②約 17kL/約 18kL ・電源車 (緊急時対策用) (約 17kL)	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)					
4.1 想定事故1	約 590m ³ /約 11,192m ³ ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)	約 1,970m ³ /約 10,000m ³ ・燃料プール代替注水系 (可搬型)	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 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) ②約 17kL/約 18kL ・電源車 (緊急時対策用) (約 17kL)	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>表1 燃料、水源及び電源負荷の必要量 (6/8)</p> <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、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（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：燃料タンク及びガスタービン発電設備用燃料タンク） ②：緊急時対策用燃料タンク	電源表大員数/常用運転運用仕様	
	4.2 想定事故2	約2,070m 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）		
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534m ³ /約1,192m ³ ・此代替注水系（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（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）	-	
<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、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。</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;">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.3.8
提出年月日	令和5年8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8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 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等を選定について

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 事故シナシグループの分析について	必ず想定する事故シナシグループ	(a) 必ず想定する事故シナシグループ 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ナシグループ 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ナシグループ 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ナシ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ナシグループとの対応」、「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、事故シナシグループ分類結果が相違している（大飯と同様）。同様の事故シナシ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ナシグループが相違している（大飯と同様）
1.1.2 抽出した事故シナシの整理	事故シナシ	(事故シナシの詳細は第1-5表参照)	(事故シナシの詳細は第1-5表参照)	(事故シナシの詳細は第1-5表参照)	【女川】 ・炉型の相違により抽出される事故シナシが相違している（大飯と同様）
1.2 有効性評価の対象となる事故シナシについて	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ナシ	・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ナシが相違している（大飯と同様）
1.3.1 (1)d. 事故シナシグループ内での代表性の観点	重要事故シナシ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ナシ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グループについて、重要事故シナシ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ナシ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グループについても、重要事故シナシ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ナシがなく、着眼点b及びcによって重要事故シナシを選定している（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) 同一のシナシグループ内で対策が異なる場合の整理	同一の事故シナシ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ナシを1つの事故シナシグループとし、細分化した各事故シナシグループからそれぞれ重要事故シナシを選定した。	(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ナシ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 重要事故シナシの選定結果	重要事故シナシの選定結果	(選定した重要事故シナシの詳細は本文参照)	(選定した重要事故シナシの詳細は本文参照)	(選定した重要事故シナシの詳細は本文参照)	【女川】 ・炉型の相違により考慮する事故シナシグループ及び抽出される事故シナシが相違している（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】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・泊は有効性評価の「6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」での定義に従った表現として「重大事故等対策」と記載している（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・女川に記載統一（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【大飯】</p> <p>■設計の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について

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ナシ評価に影響はない。</p> <p>表 今回のPRA評価対象の整理</p> <table border="1" data-bbox="100 534 683 710"> <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>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><今回のPRAの対象></p> <table border="1" data-bbox="712 542 1294 782"> <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>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><今回のPRAの対象></p> <table border="1" data-bbox="1321 550 1881 758"> <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>・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>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】【大飯】 ■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> <p>【女川】 ■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> <p>【大飯】 ■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</p>
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要否を検討した。</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要否を検討した。</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】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>【女川】【大阪】</p> <p>■記載表現の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シ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>1-1</p> <p>(a) 必ず想定する事故シナシスグループ</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シスグループ</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)の事故シナシ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ナシスグループが抽出された場合には、想定する事故シナシス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シスグループ」については、上記1-1(a)の事故シナシス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シスグループ</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シスグループ</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)の事故シナシ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ナシスグループが抽出された場合には、想定する事故シナシス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シスグループ」については、上記1-1(a)の事故シナシス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シスグループ</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シスグループ</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)の事故シナシ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ナシスグループが抽出された場合には、想定する事故シナシス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シスグループ」については、上記1-1(a)の事故シナシス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シス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、事故シナシスグループの分析を実施している。</p> <p>内部事象レベル1PRA(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1PRA及び津波レベル1PRAを用いて事故シナシス</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1PRA、地震レベル1PRA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1PRA、地震レベル1PRA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 事故シーケン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>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ーケンスを第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、事故シーケン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ーケンスも扱っている。</p> <p>各PRAにより抽出した事故シーケンスを第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、事故シーケン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ーケンスも扱っている。</p> <p>各PRAにより抽出した事故シーケンスを第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ーケン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ーケン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ーケン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 抽出した事故シーケンスの整理</p> <p>第1-1表に示す各事故シーケンスについて、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループとの対応について検討を行った。</p>	<p>1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理</p> <p>今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シーケンス（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ーケン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 抽出した事故シーケンスの整理</p> <p>今回実施したレベル1PRAにより抽出した各事故シーケンス（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ーケン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>解釈では、1-2(a)に分類される事故シナリオグループは、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リオグループは、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リオグループについて 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リオ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リオを分類した。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、各事故シナリオのグループ化を行い、解釈で想定する8つの事故シナリオ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リオ等、破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シナリオ等、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」の事故シナリオグループに該当し、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リオグループとの対応 今回実施したレベル1 PRAにより抽出した各事故シナリオ（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リオに分類した。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リオ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リオグループとの対応 今回実施したレベル1 PRAにより抽出した各事故シナリオ（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リオに分類した。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リオ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リオ等、破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シナリオ等、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リオを事故シナリオグループ「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 ・事故シナリオグループの相違 ■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リオ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、事故シナリオ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>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を、事故シナシグループ「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を、事故シナシグループ「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)、S1E (中破断LOCAを起因とする事故シナシ) 及びS2E (小破断LOCAを起因とする事故シナシ) 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グループであるため、解釈1-1(a)に記載の事故シナシグループでは「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を事故シナシグループ「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を事故シナシグループ「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(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>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シス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シス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 事故シーケン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>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> <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 事故シーケン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 <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違

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

第37条 付録1 事故シ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ンダリ喪失（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ンダリにおいて、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ン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ン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ン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 事故シーケン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ーケンスである。</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、それをう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、それをう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)緩和機能の有無に関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

大飯発電所3/4号炉	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> <p>■記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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

大飯発電所3/4号炉	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>内的事象レベル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> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>泊と大飯の記載について、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> </div> <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>内的事象レベル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> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <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> </div>	<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> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>内的事象レベル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> </div> <div style="border: 1px solid black; 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>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> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <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> </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ィ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ィ等の実施により、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 事故シーケン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 data-bbox="127 194 685 256">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="127 277 685 472">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ーケンスについては、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ーケンスを対象に、炉心損傷防止対策の有効性評価の対象となる事故シーケンスの選定を実施することとした。</p> <p data-bbox="127 483 685 608">なお、これらの事故シーケンスに対しても、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="100 687 481 746">1.3 重要事故シーケンスの選定について 1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方</p> <p data-bbox="127 858 685 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、事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスの選定を実施している。重要事故シーケン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。今回の重要事故シーケン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="127 1129 383 1155">【審査ガイドに記載の着眼点】</p> <p data-bbox="127 1201 685 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. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p>	<p data-bbox="712 687 1211 778">1.3 重要事故シーケンスの選定について 1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方 (1) 重要事故シーケンス選定の着眼点に基づく整理</p> <p data-bbox="730 858 1301 1121">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ーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定している。重要事故シーケン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。今回の重要事故シーケン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、事故シーケンスグループごとに、事故シーケン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="730 1137 1301 1197">【審査ガイドに記載されている重要事故シーケンス選定の着眼点】</p> <p data-bbox="730 1206 1301 1434">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. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p>	<p data-bbox="1323 687 1823 778">1.3 重要事故シーケンスの選定について 1.3.1 重要事故シーケンス選定の考え方 (1) 重要事故シーケンス選定の着眼点に基づく整理</p> <p data-bbox="1341 858 1912 1121">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ーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定している。重要事故シーケン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。今回の重要事故シーケン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、事故シーケンスグループごとに、事故シーケン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="1341 1137 1912 1197">【審査ガイドに記載されている重要事故シーケンス選定の着眼点】</p> <p data-bbox="1341 1206 1912 1434">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. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p>	<p data-bbox="1946 177 2074 268">【大飯】 ■記載箇所の相違 ・女川実績の反映</p> <p data-bbox="1946 756 2074 847">【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川に記載統一</p> <p data-bbox="1946 927 2074 986">【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>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> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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>(a) 2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>① 事故シナシス</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 重要事故シナシス 「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）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィードアンドブリード <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」を重要事故シナシス（第1-8表の本事故シナシスグループの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ナシ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重要事故シナシス 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 事故シーケン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>重要事故シーケンスとしては、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>重要事故シーケンスとしては、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」を含む事故シーケンス（第1-8表の本事故シーケンスグループの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」を含む事故シーケンス（第1-8表の本事故シーケンスグループの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」を含む事故シーケンス（第1-8表の本事故シーケンスグループの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」を含む事故シーケンス（第1-8表の本事故シーケンスグループの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」を含む事故シーケンス（第1-8表の本事故シーケンスグループの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、本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケン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ーケンス（第1-8表の本事故シーケンスグループの②）は本事故シー</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ーケンスに対し第1-8表の事故シーケン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 ・泊は重要事故シーケンスが

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>全交流動力電源喪失に係る事故シナシは「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、不確実さが伴うことから、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 「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(第1-8表の本事故シナシグループの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(第1-8表の本事故シナシグループの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、不確実さが伴うことから、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 事故シーケン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>b) TBU</p> <p>①重要事故シーケンス 「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 抽出された事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの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重要事故シーケンス 「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 抽出された事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの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重要事故シーケンス 「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 抽出された事故シーケンス(第1-8表の本事故シーケンスグループの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表の本事故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表の本事故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>(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>① 事故シナシス</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スである。LOCAを起因とする事故シナシスについては、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スは重要事故シナシスの選定対象から除外した。</p> <p>本事故シナシス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②～⑥)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 重要事故シナシス</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ス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因事象+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、起因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で考慮する起因事象が異なるため、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）（ATWS 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）（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、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「ATWS」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）（ATWS 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】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■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>【大阪】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■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

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

第37条 付録1 事故シーケン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>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 ①重要事故シーケンス 「中破断LOCA+HPCCS失敗+低圧ECCS失敗」 ②炉心損傷防止対策(有効性評価で主に考慮) ・手動減圧 ・低圧代替注水系(常設) (復水移送ポンプ) ③選定理由 着眼点b、cの評価結果より、「中破断LOCA+HPCCS失敗+低圧ECCS失敗」を重要事故シーケンス(第1-8表の本事務シーケンスグループの③)として選定した。 なお、LOCAに伴って生じる事故シーケンス(第1-8表の本事務シーケンスグループの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、本事務シーケンスグループに含まれる各事故シーケン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」を含む重要事故シーケンスと、圧力の観点で厳しい事象として選定した「負荷の喪失」を含む重要事故シーケンスは他の事故シーケンスに対して包絡性を有している。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・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ーケンスグループ(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1-1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】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映
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）

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由	
第1-2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		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		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>【女川】</p> <p>■個別評価による相違</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p>	
区分	起因事象グループ	発生頻度 (/年)	備考	区分	起因事象グループ		発生頻度 (/年)
過渡事象	弁閉鎖事象	1.7×10^5	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。	<p>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。</p> <p>タービンからの給排水流量が全喪失する事象。</p> <p>タービンの給排水流量が減少し、原子炉水位が低下することで原子炉システムに至る事象。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。</p> <p>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が起因となることからATWS事象は対象外である。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>タービン駆動の配管で注水可能な範囲の冷却材漏出である事象。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>区分Iの原子炉補機冷却水系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。</p> <p>区分IIの原子炉補機冷却水系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。</p> <p>区分Iの交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。</p> <p>区分IIの交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。</p> <p>区分Iの直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。</p> <p>区分IIの直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。</p> <p>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。</p> <p>定期検査など前もって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安全設備による計画されたアラート停止を含む手動停止。</p> <p>保護系の多重故障や予設故障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ことによってこれが破損し、原子炉冷却材が原子炉格納容器外で放出する事象。</p>			
	全炉水喪失	2.7×10^5	タービンからの給排水流量が全喪失する事象。		タービンからの給排水流量が減少し、原子炉水位が低下することで原子炉システムに至る事象。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。		
	水位低下事象	2.7×10^5	タービンの給排水流量が減少し、原子炉水位が低下することで原子炉システムに至る事象。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。		タービンの給排水流量が減少し、原子炉水位が低下することで原子炉システムに至る事象。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	5.5×10^5	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が起因となることからATWS事象は対象外である。		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が起因となることからATWS事象は対象外である。		
	外部電源喪失	4.2×10^5	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。		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	1.0×10^5	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。		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で注水可能な範囲の冷却材漏出である事象。		タービン駆動の配管で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。		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	2.0×10^4	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。		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。		
	原子炉補機冷却水系故障(区分I)	7.2×10^4	区分Iの原子炉補機冷却水系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。		区分Iの原子炉補機冷却水系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。		
原子炉補機冷却水系故障(区分II)	7.2×10^4	区分IIの原子炉補機冷却水系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。	区分IIの原子炉補機冷却水系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。				
交流電源故障(区分I)	1.5×10^4	区分Iの交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。	区分Iの交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。				
交流電源故障(区分II)	1.5×10^4	区分IIの交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。	区分IIの交流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。				
直流電源故障(区分I)	2.8×10^4	区分Iの直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。	区分Iの直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。				
直流電源故障(区分II)	2.8×10^4	区分IIの直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。	区分IIの直流母線や下流の電源設備が機能停止し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。				
タービン・サポート系故障	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。	タービン設備のサポート系が機能喪失し、タービン設備に期待できない状態での手動停止。				
通流停止	1.7×10^9	定期検査など前もって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安全設備による計画されたアラート停止を含む手動停止。	定期検査など前もって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安全設備による計画されたアラート停止を含む手動停止。				
ISLOCA	ISLOCA	9.4×10^4	保護系の多重故障や予設故障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ことによってこれが破損し、原子炉冷却材が原子炉格納容器外で放出する事象。	保護系の多重故障や予設故障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ことによってこれが破損し、原子炉冷却材が原子炉格納容器外で放出する事象。			
故障事象を有する起因事象	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。	<p>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。</p> <p>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次冷却材温度及び圧力が上昇する事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。</p> <p>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両端断を想定しており、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。</p> <p>給水に期待している。</p> <p>運転時の異常な過熱化において原子炉トリップに失敗する事象</p> <p>原子炉格納容器圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の放出事故のうち、断開口面積が等しいことから1次冷却材系統上流側の断面積相当（断面積の2倍）未満のものであり、緩和機能として、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系に期待している。</p> <p>原子炉格納容器圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の放出事故のうち、断開口面積が等しいことから2インチ未満のものであり、緩和機能として、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系に期待している。</p> <p>原子炉格納容器圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の放出事故のうち、断開口面積が等しいことから2インチ未満のものであり、緩和機能として、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系に期待している。</p> <p>原子炉格納容器圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の放出事故のうち、断開口面積が等しいことから2インチ未満のものであり、緩和機能として、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系に期待している。</p> <p>また、原子炉格納容器圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の放出事故のうち、断開口面積が等しいことから2インチ未満のものであり、緩和機能として、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系に期待している。</p> <p>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、運転状態が破綻す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。</p> <p>非常用電源に期待している。</p> <p>常用系のトラブルで手動停止に至った事象を想定する。</p> <p>1次冷却材系と余熱除去系の間の隔離に失敗し、1次冷却材の圧力が余熱除去系に付加される事象</p> <p>蒸気発生炉における伝熱管1本の完全両端断を想定しており、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水、断熱断熱気発生炉の隔離に期待している。</p>			
	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次冷却材温度及び圧力が上昇する事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。				
	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両端断を想定しており、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	運転時の異常な過熱化において原子炉トリップに失敗する事象				
	大破断LOCA	2.2×10^4	原子炉格納容器圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の放出事故のうち、断開口面積が等しいことから1次冷却材系統上流側の断面積相当（断面積の2倍）未満のものであり、緩和機能として、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系に期待している。				
	中破断LOCA	6.8×10^4	原子炉格納容器圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の放出事故のうち、断開口面積が等しいことから2インチ未満のものであり、緩和機能として、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系に期待している。				
	小破断LOCA	2.2×10^4	原子炉格納容器圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の放出事故のうち、断開口面積が等しいことから2インチ未満のものであり、緩和機能として、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系、断注入系に期待している。				
	原子炉補機冷却水系故障	2.0×10^4	区分Iの原子炉補機冷却水系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。				
	冷却機故障	2.0×10^4	区分IIの原子炉補機冷却水系が機能喪失し、当該安全区分の設備に期待できない状態での手動停止。				
	外部電源喪失	4.8×10^4	外部電源が喪失し、所内電源の1線又は全部が喪失し、運転状態が破綻す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	2.3×10^9	定期検査など前もって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安全設備による計画されたアラート停止を含む手動停止。					
ISLOCA	ISLOCA	3.0×10^{11}	保護系の多重故障や予設故障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ことによってこれが破損し、原子炉冷却材が原子炉格納容器外で放出する事象。				
SSR	SSR	2.4×10^4	保護系の多重故障や予設故障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ことによってこれが破損し、原子炉冷却材が原子炉格納容器外で放出する事象。				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（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																																																																									
	<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 事故シナシケンスグループ及び重要事故シナシケンス等の選定について
 1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナシケンスグループ抽出及び重要事故シナシ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		
第1-1表 イベントツリーにより抽出される事故シナシケンス					第1-5表 イベントツリーにより抽出される事故シナシケンス(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シケンス					<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シケンについては、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シケンスに番号を付け、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シケンス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シケンス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シケンスは同様である。</p> <p>【大飯】</p> <p>■名称の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>・津波特有のシナシケンス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特有の事故シナシケンスとしている。</p>		
起因事象	イベントツリーにより抽出される事故シナシケンス	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シケンス	内部	地震	津波	シナシケンスNo.	起因事象	イベントツリーにより抽出される事故シナシケンス	内部	地震		津波	シナシケンスNo.
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+原子炉停止失敗	○	○	—	(6)		大破断LOCA+高圧注水失敗	○	○	—	(4)	
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	○	○	—		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)	大破断LOCA+高圧注水失敗	○	○	—	(5)
	大破断LOCA+低圧注入失敗	○	○	—		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)		大破断LOCA+高圧注水失敗	○	○	—	(6)	
	大破断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)+高圧注水失敗	○	○	—	(9)		中破断LOCA	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—	(6)
中破断LOCA	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—	通常停止/サポート系喪失	手動停止+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	○	—	—	(12)	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	○	○	—		手動停止+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	○	—	—	(13)		中破断LOCA+低圧再循環失敗+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	○	○	—		サポート系喪失+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	○	—	—	(14)		中破断LOCA+高圧注水失敗	○	○	—	(9)	
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗	○	○	—		サポート系喪失+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	○	—	—	(15)		中破断LOCA+高圧注水失敗	○	○	—	(10)	
小破断LOCA	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—	外部電源喪失	手動停止+高圧注水失敗+手動減圧失敗	○	—	—	(16)	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	○	○	—		サポート系喪失+高圧注水失敗+手動減圧失敗	○	—	—	(17)		小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	○	○	—	(12)	
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	○	○	—		手動停止+除熱失敗	○	—	—	(18)		小破断LOCA+高圧注水失敗	○	○	—	(13)	
	小破断LOCA+高圧注入失敗	○	○	—		手動停止+SRV再閉失敗+除熱失敗	○	—	—	(19)		小破断LOCA+補助給水失敗	○	○	—	(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	○	—	—	2次冷却系の破断	2次冷却系の破断+補助給水失敗	○	○	—	(20)	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	○	○	○		2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	○	○	—	(22)		主給水流量喪失	○	○	—	(17)	
外部電源喪失	外部電源喪失+補助給水失敗	○	○	○	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)	外部電源喪失	外部電源喪失+補助給水失敗	○	○	—	(18)	
	外部電源喪失+非常用内交流電源喪失	○	○	○		蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	○	—	—	(24)		外部電源喪失+非常用内交流電源喪失	○	○	—	(19)	
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	○	○	—	過渡事象	過渡事象+補助給水失敗	○	—	○	(25)	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	○	○	—		過渡事象+補助給水失敗	○	—	○	(26)		2次冷却系の破断	2次冷却系の破断+補助給水失敗	○	○	—	(21)
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	○	—	—	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	○	○	○	(27)	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+補助給水失敗	○	—	—		原子炉補機冷却機能喪失+加圧器過がし弁/安全弁LOCA	○	○	○	(28)		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	○	—	○	原子炉補機冷却機能喪失	手動停止+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)	
	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	○	—	—	(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	○	○	—	(26)
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	○	○	○	手動停止	手動停止+高圧注水失敗+手動減圧失敗	○	—	—	(16)	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	○	○	—	(26)	
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器過がし弁/安全弁LOCA	○	○	○		手動停止+除熱失敗	○	—	—	(18)		原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	○	○	—	(27)	
手動停止	手動停止+補助給水失敗	○	—	—	大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	手動停止+SRV再閉失敗+除熱失敗	○	—	—	(19)	手動停止	手動停止+補助給水失敗	○	—	—	(28)	
	大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	—	○	—		サポート系喪失+除熱失敗	○	—	—	(20)		大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	—	○	—	(30)	
地震又は津波により直接的に炉心損傷に至る事象	原子炉建屋損傷	—	○	—	サポート系喪失+高圧注水失敗+手動減圧失敗	サポート系喪失+高圧注水失敗+手動減圧失敗	○	—	—	(15)	地震、津波により直接的に炉心損傷に至る事象	原子炉建屋損傷	—	○	—	(34)	
	原子炉格納容器損傷	—	○	—		サポート系喪失+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	○	—	—	(15)		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	○	○	—	(29)
	制御建屋損傷	—	○	—		サポート系喪失+SRV再閉失敗+除熱失敗	○	—	—	(21)		蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	—	○	—	(31)	
	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	—	○	—		サポート系喪失+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗	○	—	—	(21)		原子炉建屋損傷	—	○	—	(34)	
	複数の信号系損傷	—	○	○													

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1-5表 イベントツリーにより抽出される事故シナシス(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ス</th> <th>内部</th> <th>地震</th> <th>津波</th> <th>シナシス 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ス	内部	地震	津波	シナシス 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ス	内部	地震	津波	シナシス 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 事故シーケン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

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ーケン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 重要事故シーケンスの選定について（1/2）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	重要事故シーケンスの選定理由				事故シーケンスの選定理由			
		1	2	3	4	1	2	3	4
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	○	○	○	○	○	○	○	○
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	○	○	○	○	○	○	○	○
③ 炉心補機冷却機能喪失	炉心補機冷却機能喪失	○	○	○	○	○	○	○	○
	炉心補機冷却機能喪失	○	○	○	○	○	○	○	○
	炉心補機冷却機能喪失	○	○	○	○	○	○	○	○
	炉心補機冷却機能喪失	○	○	○	○	○	○	○	○

第1-8表 重要事故シーケンス等の選定について（3/6）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	重要事故シーケンスの選定理由				事故シーケンスの選定理由			
		1	2	3	4	1	2	3	4
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	○	○	○	○	○	○	○	○
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	○	○	○	○	○	○	○	○
③ 炉心補機冷却機能喪失	炉心補機冷却機能喪失	○	○	○	○	○	○	○	○
	炉心補機冷却機能喪失	○	○	○	○	○	○	○	○
	炉心補機冷却機能喪失	○	○	○	○	○	○	○	○
	炉心補機冷却機能喪失	○	○	○	○	○	○	○	○

※：PRAの結果抽出した事故シーケンスの名称に対し、欄外に記載の内容を併記し、欄外に「○」を付した。

第1-9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	重要事故シーケンスの選定理由				事故シーケンスの選定理由			
		a	b	c	d	a	b	c	d
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	○	○	○	○	○	○	○	○
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	○	○	○	○	○	○	○	○
③ 炉心補機冷却機能喪失	炉心補機冷却機能喪失	○	○	○	○	○	○	○	○
	炉心補機冷却機能喪失	○	○	○	○	○	○	○	○

追而【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
 ・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ーケンスについて、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)	
		選定理由	選定結果
a) 炉心損傷防止対策の有効性評価	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
b) 炉心損傷防止対策の有効性評価	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
c) 炉心損傷防止対策の有効性評価	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
d) 炉心損傷防止対策の有効性評価	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果

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)	
		選定理由	選定結果
a) 炉心損傷防止対策の有効性評価	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
b) 炉心損傷防止対策の有効性評価	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
c) 炉心損傷防止対策の有効性評価	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
d) 炉心損傷防止対策の有効性評価	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果

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)	
		選定理由	選定結果
a) 炉心損傷防止対策の有効性評価	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
b) 炉心損傷防止対策の有効性評価	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
c) 炉心損傷防止対策の有効性評価	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
d) 炉心損傷防止対策の有効性評価	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果
	炉心損傷防止対策の有効性評価	重要事故シナシス選定結果	重要事故シナシス選定結果

追って【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）

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

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

ECCS注水機能喪失、ECCS再循環機能喪失及び格納容器バイパス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1.1-58ページ（点線部分）の大阪の第1-4表（2/2）を再掲している

事故シナシスグループ	事故シナシス	重要事故シナシスの選定について (2/2)				重要事故シナシス	選定理由
		a	b	c	d		
炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策 + ATWS制御機能喪失 + 原子炉トリップ失敗	低	中	高	高	低	ATWS制御機能喪失に起因する事故のうち、より多くの機能を動作させる必要があり、原子炉トリップ失敗がトリップの機能喪失の発生に起因し、炉心損傷防止の機能が働かない「炉心の異常」による事故である。ATWS制御機能喪失は、炉心損傷防止の機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
	中継器LOCA+再注入失敗	低	中	高	高	低	中継器LOCA+再注入失敗は、炉心損傷防止の機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
ECCS注水機能喪失	中継器LOCA+再注入失敗	低	中	高	高	低	ECCS注水機能喪失は、炉心損傷防止の機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
	大循環LOCA+再注入失敗 + 再注入機能喪失	低	中	高	高	低	ECCS注水機能喪失は、炉心損傷防止の機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
ECCS再循環機能喪失	中継器LOCA+再注入機能喪失	低	中	高	高	低	ECCS再循環機能喪失は、炉心損傷防止の機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
	大循環LOCA+再注入機能喪失 + 再注入機能喪失	低	中	高	高	低	ECCS再循環機能喪失は、炉心損傷防止の機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA、 高圧注水装置故障)	インターフェイスシステムLOCA	低	中	高	高	低	インターフェイスシステムLOCAは、格納容器バイパスの機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
	高圧注水装置故障 + 高圧注水装置機能喪失	低	中	高	高	低	高圧注水装置故障は、格納容器バイパスの機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。

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 (6/6)

事故シナシス	事故シナシス	重要事故シナシスの選定について (6/6)				重要事故シナシス	選定理由
		a	b	c	d		
炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策 + ATWS制御機能喪失 + 原子炉トリップ失敗	低	中	高	高	低	ATWS制御機能喪失に起因する事故のうち、より多くの機能を動作させる必要があり、原子炉トリップ失敗がトリップの機能喪失の発生に起因し、炉心損傷防止の機能が働かない「炉心の異常」による事故である。ATWS制御機能喪失は、炉心損傷防止の機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
	中継器LOCA+再注入失敗	低	中	高	高	低	中継器LOCA+再注入失敗は、炉心損傷防止の機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
ECCS注水機能喪失	中継器LOCA+再注入失敗	低	中	高	高	低	ECCS注水機能喪失は、炉心損傷防止の機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
	大循環LOCA+再注入失敗 + 再注入機能喪失	低	中	高	高	低	ECCS注水機能喪失は、炉心損傷防止の機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
ECCS再循環機能喪失	中継器LOCA+再注入機能喪失	低	中	高	高	低	ECCS再循環機能喪失は、炉心損傷防止の機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
	大循環LOCA+再注入機能喪失 + 再注入機能喪失	低	中	高	高	低	ECCS再循環機能喪失は、炉心損傷防止の機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA、 高圧注水装置故障)	インターフェイスシステムLOCA	低	中	高	高	低	インターフェイスシステムLOCAは、格納容器バイパスの機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
	高圧注水装置故障 + 高圧注水装置機能喪失	低	中	高	高	低	高圧注水装置故障は、格納容器バイパスの機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。

泊発電所3号炉

事故シナシス	事故シナシス	重要事故シナシスの選定について (4/4)				重要事故シナシス	選定理由
		a	b	c	d		
炉心損傷防止対策	炉心損傷防止対策 + ATWS制御機能喪失 + 原子炉トリップ失敗	低	中	高	高	低	ATWS制御機能喪失に起因する事故のうち、より多くの機能を動作させる必要があり、原子炉トリップ失敗がトリップの機能喪失の発生に起因し、炉心損傷防止の機能が働かない「炉心の異常」による事故である。ATWS制御機能喪失は、炉心損傷防止の機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
	中継器LOCA+再注入失敗	低	中	高	高	低	中継器LOCA+再注入失敗は、炉心損傷防止の機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
ECCS注水機能喪失	中継器LOCA+再注入失敗	低	中	高	高	低	ECCS注水機能喪失は、炉心損傷防止の機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
	大循環LOCA+再注入失敗 + 再注入機能喪失	低	中	高	高	低	ECCS注水機能喪失は、炉心損傷防止の機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
ECCS再循環機能喪失	中継器LOCA+再注入機能喪失	低	中	高	高	低	ECCS再循環機能喪失は、炉心損傷防止の機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
	大循環LOCA+再注入機能喪失 + 再注入機能喪失	低	中	高	高	低	ECCS再循環機能喪失は、炉心損傷防止の機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA、 高圧注水装置故障)	インターフェイスシステムLOCA	低	中	高	高	低	インターフェイスシステムLOCAは、格納容器バイパスの機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。
	高圧注水装置故障 + 高圧注水装置機能喪失	低	中	高	高	低	高圧注水装置故障は、格納容器バイパスの機能を喪失させるため、重要事故シナシスとして選定されている。

追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】

相違理由

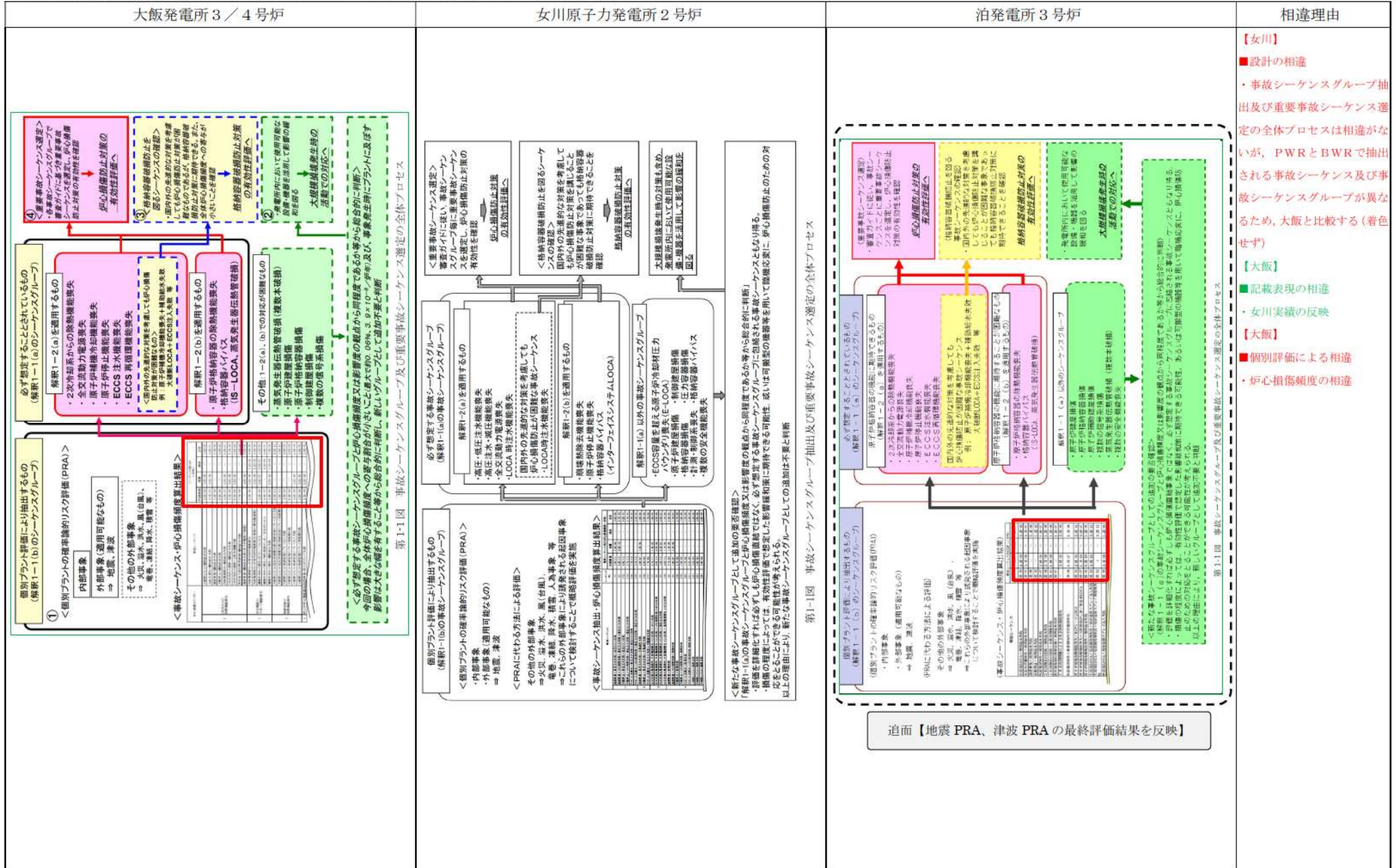
【大阪】
 ■記載方針の相違
 ・女川実績の反映
 ・泊は着視点d. 代表性については、定量的に検討しており、それに伴って着視点dの結果が大阪と異なる
 ・泊は格納容器バイパスの事故シナシスグループ内に事故シナシスとして選定しているため、各着視点について検討を行わずに「f」と記載している

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

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



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

第37条 付録1 事故シ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>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>事故シナシス</p>	<p>事故シナシス</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>事故シナシス</p>	<p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・イベントツリー及び抽出される事故シナシスについては、設計の相違によりPWRとBWRで相違しているため、第1-2図については大阪と比較する(女川に着色せず)(以下、相違理由説明を省略) <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 ・泊はイベントツリーにより抽出される事故シナシスグループを記載し、第1-5表に示した事故シナシス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>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>事故シナシス</p>	<p>事故シナシス</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>事故シナシス</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>事故シナシス</p>	<p>事故シナシス</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>事故シナシス</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(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 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 事故シーケン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																																							
<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 colspan="2">事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">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	事故シーケンス				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>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> <td>シーケンスNo</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>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>(16)</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>ATWSのイベントツリーで整理[※]</td> <td>ATWSへ</td> <td></td> </tr> </table>				インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo			インターフェイスシステムLOCA	格納容器レベル1	(16)			ATWSのイベントツリーで整理 [※]	ATWSへ																		
インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シーケンス																																																	
		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	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo																																															
		インターフェイスシステムLOCA	格納容器レベル1	(16)																																															
		ATWSのイベントツリーで整理 [※]	ATWSへ																																																
<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>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">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	事故シーケンス			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 [※]						<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>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> <td>シーケンスNo</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">炉心冷却成功</td> <td>炉心損傷なし</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <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>(17)</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">ATWSのイベントツリーで整理[※]</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	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo			炉心冷却成功		炉心損傷なし				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	(17)			ATWSのイベントツリーで整理 [※]		ATWSへ									
主給水流量喪失	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス																																																
		炉心冷却成功 主給水流量喪失+補助給水失敗 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	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo																																														
		炉心冷却成功		炉心損傷なし																																															
		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	(17)																																														
		ATWSのイベントツリーで整理 [※]		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>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">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	事故シーケンス			炉心冷却成功 外部電源喪失+補助給水失敗 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失 ATWSのイベントツリーで整理 [※]						<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>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> <td>シーケンスNo</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">炉心冷却成功</td> <td>炉心損傷なし</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <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>(18)</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <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>(19)</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">ATWSのイベントツリーで整理[※]</td> <td>ATWSへ</td> <td></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	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo			炉心冷却成功		炉心損傷なし				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	(18)			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	(19)			ATWSのイベントツリーで整理 [※]		ATWSへ	
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	事故シーケンス																																															
		炉心冷却成功 外部電源喪失+補助給水失敗 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失 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	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo																																													
		炉心冷却成功		炉心損傷なし																																															
		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	(18)																																														
		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	(19)																																														
		ATWSのイベントツリーで整理 [※]		ATWSへ																																															
<table border="1"> <tr> <td colspan="3">ATWS</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>起回事象[※]+原子炉トリップ失敗</td> </tr> </table>				ATWS			事故シーケンス				起回事象 [※] +原子炉トリップ失敗	<table border="1"> <tr> <td colspan="3">ATWS</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> <td>シーケンスNo</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>原子炉トリップが必要な起回事象[※]+原子炉トリップ失敗</td> <td>炉子が停止機能喪失</td> <td>(20)</td> </tr> </table>				ATWS			事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo				原子炉トリップが必要な起回事象 [※] +原子炉トリップ失敗	炉子が停止機能喪失	(20)																								
ATWS			事故シーケンス																																																
			起回事象 [※] +原子炉トリップ失敗																																																
ATWS			事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo																																														
			原子炉トリップが必要な起回事象 [※] +原子炉トリップ失敗	炉子が停止機能喪失	(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>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">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	事故シーケンス			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>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> <td>シーケンスNo</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">炉心冷却成功</td> <td>炉心損傷なし</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <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>(21)</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <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>(22)</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">ATWSのイベントツリーで整理[※]</td> <td>ATWSへ</td> <td></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	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo			炉心冷却成功		炉心損傷なし				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	(21)			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	(22)			ATWSのイベントツリーで整理 [※]		ATWSへ	
2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	事故シーケンス																																															
		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	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo																																													
		炉心冷却成功		炉心損傷なし																																															
		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	(21)																																														
		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	(22)																																														
		ATWSのイベントツリーで整理 [※]		ATWSへ																																															
<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(2/3)</p>				<p>※「通常停止」及び「サボート系喪失」の2つの起回事象を含む</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>				<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 (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 事故シーケン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>原子炉隔離時冷却系</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)+SRV閉鎖失敗+HPCS失敗</td> <td>原子炉隔離時冷却系</td> </tr> <tr> <td>(38)</td> <td>—</td> <td>ECCS 容量不足による原子炉冷却材圧力カウンターゲージ失敗 (E-LOC A)</td> <td>原子炉隔離時冷却系</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>原子炉隔離時冷却系</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第1-4図(2) 地震レベル1 PRA 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	原子炉隔離時冷却系	(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)+SRV閉鎖失敗+HPCS失敗	原子炉隔離時冷却系	(38)	—	ECCS 容量不足による原子炉冷却材圧力カウンターゲージ失敗 (E-LOC A)	原子炉隔離時冷却系	(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	原子炉隔離時冷却系		<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	原子炉隔離時冷却系																								
(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)+SRV閉鎖失敗+HPCS失敗	原子炉隔離時冷却系																								
(38)	—	ECCS 容量不足による原子炉冷却材圧力カウンターゲージ失敗 (E-LOC A)	原子炉隔離時冷却系																								
(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	原子炉隔離時冷却系																								

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;"> <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>主給水流量損失へ</td> <td>不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「主給水流量損失」と同じ</td> <td>不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「主給水流量損失」と同じ</td> </tr> <tr> <td>(18)、(19)</td> <td>外給電源損失へ</td> <td>不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「外給電源損失」と同じ</td> <td>不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「外給電源損失」と同じ</td> </tr> <tr> <td>(26)、(27)、(28)</td> <td>原子炉増熱外部増熱損失へ</td> <td>不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「原子炉増熱外部増熱損失」と同じ</td> <td>不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「原子炉増熱外部増熱損失」と同じ</td> </tr> <tr> <td>(10)</td> <td>全交流動力電源損失</td> <td>不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「全交流動力電源損失」と同じ</td> <td>不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「全交流動力電源損失」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)	主給水流量損失へ	不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「主給水流量損失」と同じ	不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「主給水流量損失」と同じ	(18)、(19)	外給電源損失へ	不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「外給電源損失」と同じ	不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「外給電源損失」と同じ	(26)、(27)、(28)	原子炉増熱外部増熱損失へ	不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「原子炉増熱外部増熱損失」と同じ	不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「原子炉増熱外部増熱損失」と同じ	(10)	全交流動力電源損失	不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「全交流動力電源損失」と同じ	不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「全交流動力電源損失」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)	主給水流量損失へ	不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「主給水流量損失」と同じ	不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「主給水流量損失」と同じ																				
(18)、(19)	外給電源損失へ	不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「外給電源損失」と同じ	不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「外給電源損失」と同じ																				
(26)、(27)、(28)	原子炉増熱外部増熱損失へ	不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「原子炉増熱外部増熱損失」と同じ	不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「原子炉増熱外部増熱損失」と同じ																				
(10)	全交流動力電源損失	不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「全交流動力電源損失」と同じ	不詳事象選定レベル1PRAイベントツリーの「全交流動力電源損失」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）

大飯発電所3/4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</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	<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 (0. P. +33. 9m^{※1}～)</th> <th style="width: 15%;">タービン建屋内への浸水 (0. P. +29m～0. 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 0. 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 (0. P. +33. 9m ^{※1} ～)	タービン建屋内への浸水 (0. P. +29m～0. 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;"> 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>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 評価方針の相違 ・ 泊は津波 PRA で想定する起因事象に対して有効な緩和手段がないため、起因事象の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																																																		
津波	原子炉建屋又は建屋内への浸水 (0. P. +33. 9m ^{※1} ～)	タービン建屋内への浸水 (0. P. +29m～0. 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>内部事象レベル1 PRA</p> <p>地震レベル1 PRA</p> <p>津波レベル1 PRA</p> <p>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>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>第1-6図 プラント全体の炉心損傷頻度</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>第1-7図 事故シーケンスグループ別の寄与割合</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>第1-6図 プラント全体の炉心損傷頻度</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>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>	<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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（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券囲気圧力・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</p> <p>（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</p> <p>（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 事故シーケン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>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ーケンス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、現段階では事故シーケンス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ーケンス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、現段階では事故シーケンス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。 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ーケンス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、現段階では事故シーケンス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。 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>【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> <ul style="list-style-type: none"> 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>⑤原子炉圧力容器内での水蒸気爆発</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>⑦原子炉圧力容器外での水蒸気爆発</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>⑧溶融物直接接触</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>③格納容器隔離失敗（βモード）</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>④原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード）</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>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> <ul style="list-style-type: none"> 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>⑥溶融物直接接触（μモード）</p> <ul style="list-style-type: none"> 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>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 事故シーケン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。</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、溶融炉心からの輻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ベースマツト溶融貫通（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ツ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、溶融炉心からの輻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】</p> <p>■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】</p> <p>■記載表現の相違 ・泊はεモードの説明としてベースマツ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回事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器外へ放射性物質が放出される事象として抽出。 ・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を起回事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器外へ放射性物質が放出される事象として抽出。 <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 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について

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クエ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>行った。</p> <p>2-1 (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 (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 (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> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・ 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> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・ 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> <ul style="list-style-type: none"> ■資料番号の相違

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

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

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) 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リオ、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リオグループ「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リオグループは以下の3つの事故シナリオグループとなる。</p> <p>【TI-SGTR発生の可能性を有する事故シナリオグループ】</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リオ「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リオ、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リオグループ「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リオグループは以下の3つの事故シナリオグループとなる。</p> <p>【TI-SGTR発生の可能性を有する事故シナリオグループ】</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リオ「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>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） 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「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） 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 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スとして抽出し、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ス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 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;"> 追而【地震 PRA の最終評価結果を反映】 </div> <p>b. インターフェイスシステムLOCA（γモード） 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スとして抽出し、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ス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） 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】 ■個別評価による相違</p> <p>【女川】 ■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 ・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> <p>【女川】 ■運用の相違 ・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> <p>【女川】【大飯】 ■個別評価による相違</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違</p>

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

第37条 付録1 事故シ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>(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シ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シ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>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シスの選定を実施している。</p> <p>評価事故シナシス選定に当たっては、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シスはPRAに基づく格納容器破損シナシス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シス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シスを選定する。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」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シスを選定する。</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シスを選定する。</p> <p>(4) 水素燃焼 水素燃焼の観点から厳しいシナシスを選定する。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シスを選定している。</p> <p>評価事故シナシス選定にあたっては、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シス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シスの中から、過圧及び過温の観点で厳しいシナシスを選定する。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」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シスの中から、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シスを選定する。</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シスの中から、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シスを選定する。</p> <p>(4) 水素燃焼 水素燃焼の観点で厳しいシナシスを選定する。女川原子力発電所2号炉では、運転中、格納容器内に窒素で置換し、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、評価事故シナシス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シスを選定する。</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シスを選定している。</p> <p>評価事故シナシス選定に当たっては、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シス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シスの中から、過圧及び過温の観点で厳しいシナシスを選定する。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」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シスの中から、原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点で厳しいシナシスを選定する。</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シスの中から、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シスを選定する。</p> <p>(4) 水素燃焼 水素燃焼の観点で厳しいシナシスを選定する。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に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1.5 PRA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1.5 PRAでは、レベル1 PRA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1.5 PRA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考え。</p> <p>2.2.1 評価対象とするPDSの選定 内部事象レベル1.5 PRAでは、内部事象レベル1 PRA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。 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1 PRA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考え。</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1 PRA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。 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1 PRA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) 【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 事故シーケン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>(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特有の事故シーケンス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 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■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>2.2.2 評価事故シナリオ選定の考え方</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に属する事故シナリオを比較し、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ナリオの検討を行い、以下のとおり評価事故シナリオの選定を実施した。</p> <p>評価事故シナリオについては、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ナリオに整理している。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>評価事故シナリオの選定結果を第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、事故シナリオグループ「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 評価事故シナリオ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に属する事故シナリオを比較し、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ナリオを検討し、評価事故シナリオを選定した。</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、事故シナリオグループ「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 評価事故シナリオ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に属する事故シナリオを比較し、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ナリオを検討し、評価事故シナリオを選定した。</p> <p>評価事故シナリオについては、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ナリオに整理している。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や事故シナリオ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>

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

第37条 付録1 事故シーケン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>なお、各格納容器破損モードについて、格納容器破損頻度が支配的となるPDSと主要なカットセットの整理を実施し、これらの格納容器破損頻度の観点で支配的となるカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを概ね確認している（別紙5 2.内部事象レベル1. 5 PRA）。</p> <p>2.2.3 評価事故シーケンスの選定結果</p>	<p>なお、重大事故等対処設備により、炉心損傷後の原子炉圧力容器底部の損傷及び格納容器下部への熔融炉心の落下を防止できるため、原子炉圧力容器の損傷が前提となる「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外熔融燃料－冷却材相互作用」、「熔融炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価では、物理現象及びその対策の有効性を確認する観点から、一部の重大事故等対処設備に期待せず、炉心損傷後の原子炉圧力容器底部の損傷及び格納容器下部への熔融炉心の落下に至る状況を仮定している。</p> <p>また、格納容器破損モードについて、格納容器破損頻度が支配的となるPDSと主要なカットセットの整理を実施し、これらの格納容器破損頻度の観点で支配的となるカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。（別紙5）</p>	<p>また、格納容器破損モードについて、格納容器破損頻度が支配的となるPDSと主要なカットセットの整理を実施し、これらの格納容器破損頻度の観点で支配的となるカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。（別紙5）</p> <p>評価事故シーケンスの選定結果を以下に示す。</p>	<p>・泊は別紙にて評価事故シーケンス選定の詳細について記載している（大飯と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は選定した評価事故シーケンスはいずれも国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することが困難な事故シーケンスに当たり、炉心損傷防止対策に期待できない事故シーケンスであることから、一部格納容器破損モードにおいて原子炉容器損傷前に重大事故等対処設備に期待しないといった仮定をしていない（大飯についても泊と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・泊は評価事故シーケンスの選定結果を本文中にも記載している</p> <p>・女川には本記載がないため、2.2.2(1)～(6)については大飯と比較する</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（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) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損） 破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内への注水により圧力上昇が抑制されないAEDから選定する。</p> <p>① AEDに該当する事故シナリオ ・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 ・中破断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</p> <p>② 選定理由 これらの事故シナリオのうち、破断規模が大きく、原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAに起因する事故シナリオとして「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」を選定する。 なお、評価事故シナリオにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却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>③ 選定結果 ・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）</p> <p>④ 格納容器破損防止対策 ・恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ+格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却</p>		<p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損） 破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内への注水により圧力上昇が抑制されないAEDから選定する。</p> <p>① AEDに該当する事故シナリオ ・大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</p> <p>② 選定理由 これらの事故シナリオのうち、破断規模が大きく、原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAに起因する事故シナリオとして「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」を選定する。 なお、評価事故シナリオにおいては、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ並びに可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却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>③ 選定結果 ・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）</p> <p>④ 格納容器破損防止対策 ・代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ+格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却</p>	<p>・泊は2.2.2にて選定結果を記載している</p> <p>【大飯】 ■記載表現の相違 (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】 ■設計の相違 ・代替格納容器スプレイに関しては、大飯は燃料取替用水ピットと海水を水源として、異なる2種類のポンプで注水するが、泊は燃料取替用水ピットを水源とするポンプを使用し、燃料取替用水ピットが枯渇する前までに海水をピットに補給することでスプレイを継続する設計となっている（伊方と同様） (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】 ■設備名称の相違 ・大容量ポンプ⇔可搬型大型送水ポンプ車 (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

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>(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</p> <p>原子炉容器破損時に溶融炉心が高压で原子炉格納容器内に分散することで原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きく、補助給水及び原子炉格納容器内への注水がなく温度上昇が抑制されないTEDから選定する。</p> <p>① TEDに該当する事故シナシス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失 ・手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗 ・ATWS+格納容器スプレイ注入失敗 ・2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗 <p>② 選定理由</p> <p>これらの事故シナシスのうち、1次冷却材圧力が高压で原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、溶融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる事故シナシスとして「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」を選定する。さらに、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、外部電源喪失時の緩和機能である補助給水の失敗も考慮した「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+補助給水失敗」を評価事故シナシスとして選定する。</p> <p>なお、評価事故シナシスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重量も考慮する。</p> <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+補助給水失敗 （原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮） <p>④ 格納容器破損防止対策</p>		<p>(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</p> <p>原子炉容器破損時に溶融炉心が高压で原子炉格納容器内に分散することで原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きく、補助給水及び原子炉格納容器内への注水がなく温度上昇が抑制されないTEDから選定する。</p> <p>① TEDに該当する事故シナシス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失 ・手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗 ・ATWS+格納容器スプレイ注入失敗 ・2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗 <p>② 選定理由</p> <p>これらの事故シナシスのうち、1次冷却材圧力が高压で原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、溶融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる事故シナシスとして「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」を選定する。さらに、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、外部電源喪失時の緩和機能である補助給水の失敗も考慮した「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+補助給水失敗」を評価事故シナシスとして選定する。</p> <p>なお、評価事故シナシスにおいては、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び可搬式大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重量も考慮する。</p> <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+補助給水失敗 （原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮） <p>④ 格納容器破損防止対策</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（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>・加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧+恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ+格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却</p> <p>(3) 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 1次冷却系が高圧で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱が抑制されないTEDから選定する。 ① TEDに該当する事故シナリオ 「(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に示した事故シナリオと同様。 ② 選定理由 これらの事故シナリオのうち、1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が大きくなる事故シナリオとして「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」を選定する。さらに、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、外部電源喪失時の緩和機能である補助給水の失敗も考慮した「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+補助給水失敗」を評価事故シナリオとして選定する。 なお、評価事故シナリオにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重量も考慮する。 ③ 選定結果 ・外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+補助給水失敗 （原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮） ④ 格納容器破損防止対策 ・加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧</p> <p>(4) 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内が冷却されないAEWから選定する。 ① AEWに該当する事故シナリオ</p>		<p>・加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧+代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ+格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却</p> <p>(3) 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 1次冷却系が高圧で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱が抑制されないTEDから選定する。 ① TEDに該当する事故シナリオ 「(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に示した事故シナリオと同様。 ② 選定理由 これらの事故シナリオのうち、1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が大きくなる事故シナリオとして「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」を選定する。さらに、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、外部電源喪失時の緩和機能である補助給水の失敗も考慮した「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+補助給水失敗」を評価事故シナリオとして選定する。 なお、評価事故シナリオにおいては、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び可搬式大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重量も考慮する。 ③ 選定結果 ・外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+補助給水失敗 （原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮） ④ 格納容器破損防止対策 ・加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧</p> <p>(4) 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内が冷却されないAEWから選定する。 ① AEWに該当する事故シナリオ</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（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
<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 ・大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 ・大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 ・大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 ・中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 ・中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 <p>② 選定理由</p> <p>これらの事故シナリオのうち、破断規模が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高いた大破断LOCAを起因とし、炉心損傷を早める観点から低圧注入失敗を、また原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環失敗を想定した「大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」を選定する。さらに、炉心損傷を早め、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、高圧注入の失敗を考慮した「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」を評価事故シナリオとして選定する。</p> <p>また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイによる注</p>		<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 ・大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 ・大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 ・大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 ・中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 ・中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ・中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 <p>② 選定理由</p> <p>これらの事故シナリオのうち、破断規模が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高いた大破断LOCAを起因とし、炉心損傷を早める観点から低圧注入失敗を、また原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環失敗を想定した「大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」を選定する。さらに、炉心損傷を早め、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、高圧注入の失敗を考慮した「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」を評価事故シナリオとして選定する。</p> <p>また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、代</p>	<p>【大飯】 ■設備名称の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シ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>水を想定する。恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。</p> <p>なお、評価事故シナリオにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却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量も考慮する。</p> <p>③ 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 （全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮。また、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ注入の成功を想定。） <p>④ 格納容器破損防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> 不要（原子炉格納容器の耐力にて健全性を維持可能） <p>(5) 水素燃焼</p> <p>破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで事故進展に伴う水素発生速度が大きく、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮により原子炉格納容器内の水素濃度が高くなるAEIから選定する。</p> <p>① AEIに該当する事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗 大破断LOCA+低圧注入失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗 中破断LOCA+高圧注入失敗 <p>② 選定理由</p> <p>これらの事故シナリオのうち、破断規模が大きく事故進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる事故シナリオとして「大破断LOCA+低圧注入失敗」を選定する。さらに、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、高圧注入の失敗を考慮した</p>		<p>る注水を想定する。代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。</p> <p>なお、評価事故シナリオにおいては、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ並びに可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却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量も考慮する。</p> <p>③ 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 （全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮。また、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ注入の成功を想定。） <p>④ 格納容器破損防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> 不要（原子炉格納容器の耐力にて健全性を維持可能） <p>(5) 水素燃焼</p> <p>破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで事故進展に伴う水素発生速度が大きく、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮により原子炉格納容器内の水素濃度が高くなるAEIから選定する。</p> <p>① AEIに該当する事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗 大破断LOCA+蓄圧注入失敗 大破断LOCA+低圧注入失敗 中破断LOCA+高圧再循環失敗 中破断LOCA+蓄圧注入失敗 中破断LOCA+高圧注入失敗 <p>② 選定理由</p> <p>これらの事故シナリオのうち、破断規模が大きく事故進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる事故シナリオとして「大破断LOCA+低圧注入失敗」を選定する。さらに、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しくなるよう、高圧注入の失敗を考慮した</p>	<p>・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）</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（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>「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗」を評価事故シナリオとして選定する。</p> <p>③ 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗 <p>④ 格納容器破損防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・静的触媒式水素再結合装置 <p>(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内への注水がなく原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心が冷却されないAEDから選定する。</p> <p>① AEDに該当する事故シナリオ</p> <p>「(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に示した事故シナリオと同様。</p> <p>② 選定理由</p> <p>これらの事故シナリオのうち、破断規模が大きく、事故進展が早く原子炉格納容器破損時の崩壊熱が高くなる大破断LOCAに起因する事故シナリオとして「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」を評価事故シナリオとして選定する。</p> <p>なお、評価事故シナリオにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却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>③ 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p>（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）</p> <p>④ 格納容器破損防止対策</p>		<p>「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗」を評価事故シナリオとして選定する。</p> <p>③ 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗 <p>④ 格納容器破損防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内水素処理装置 <p>(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内への注水がなく原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心が冷却されないAEDから選定する。</p> <p>① AEDに該当する事故シナリオ</p> <p>「(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に示した事故シナリオと同様。</p> <p>② 選定理由</p> <p>これらの事故シナリオのうち、破断規模が大きく、事故進展が早く原子炉格納容器破損時の崩壊熱が高くなる大破断LOCAに起因する事故シナリオとして「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」を評価事故シナリオとして選定する。</p> <p>なお、評価事故シナリオにおいては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却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>③ 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p>（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）</p> <p>④ 格納容器破損防止対策</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設備名称の相違 ・静的触媒式水素再結合装置 ⇨原子炉格納容器内水素処理装置

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

第37条 付録1 事故シ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>・恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ</p> <p>2.2.4 炉心損傷防止が困難な事故シナシにおける格納容器破損防止対策の有効性</p> <p>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シナシとして整理した事故シナシは、1.2 で示した以下の6つである。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗 2. 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 3. 大破断LOCA+低圧注入失敗 4. 大破断LOCA+蓄圧注入失敗 5. 中破断LOCA+蓄圧注入失敗 6. 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA) <p>これらのうち、1.~5.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各格納容器破損モードの評価事故シナシとしてより厳しい事故シナシを選定しているため、今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる。</p> <p>6.のExcess LOCAについては、地震により複数のRCS配管や原子炉容器等が損傷することを想定しており、原子炉冷却材圧力パウンダリのような損傷の程度及び組合せが考えられ、大破断LOCAと比較すると事故進展が異なることが考えられる。一方で、原子炉格納容器内へ放出される1次冷却系保有エネルギーは同じであり、長期的な挙動は大破断LOCAと同等と考えられるため、大破断LOCAの事故シナシを代表として格納容器破損防止対策の有効性を評価している（別紙13）。</p> <p>なお、Excess LOCAの発生を想定した場合においても、整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できることを別途確認している。</p>	<p>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</p> <p>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グループのうち、格納容器破損防止対策に期待できるものについては、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。</p> <p>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のうち、以下の事故シナシは、「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」事故シナシである。（1.2項参照）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗 <p>格納容器破損防止対策の有効性評価における評価シナシの選定では、上記の事故シナシを含めて格納容器破損モードごとに選定している。したがって、炉心損傷防止が困難な事故シナシ等についても、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。</p>	<p>・代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ</p> <p>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</p> <p>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グループのうち、格納容器破損防止対策に期待できるものについては、今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉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。</p> <p>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のうち、以下の事故シナシは、「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」事故シナシである。（1.2項参照）</p> <ol style="list-style-type: none"> ①原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗 ②1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 ③大破断LOCA+低圧注入失敗 ④大破断LOCA+蓄圧注入失敗 ⑤中破断LOCA+蓄圧注入失敗 ⑥大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA) <p>これらのうち、①~⑤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各格納容器破損モードの評価事故シナシとしてより厳しい事故シナシを選定しているため、今回整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる。</p> <p>⑥のExcess LOCAについては、地震により複数のRCS配管や原子炉容器等が損傷することを想定しており、原子炉冷却材圧力パウンダリのような損傷の程度及び組合せが考えられ、大破断LOCAと比較すると事故進展が異なることが考えられる。一方で、原子炉格納容器内へ放出される1次冷却系保有エネルギーは同じであり、長期的な挙動は大破断LOCAと同等と考えられるため、大破断LOCAの事故シナシを代表として格納容器破損防止対策の有効性を評価している（別紙14）。</p> <p>なお、Excess LOCAの発生を想定した場合においても、整備した格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できることを別途確認している。</p>	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■付番の相違 ・女川実績反映による項目番号の相違 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・炉心の著しい損傷に至る可能性がある事故シナシについては、設計の相違によりPWRとBWRで相違しているため、大飯と比較する（着色せず）

追而【地震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

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>2.2.4 直接的に炉心損傷に至る事故シナシに対する対策</p> <p>1.1.2.2 項において、炉心損傷防止に係る有効性評価において想定する事故シナシグループとして新たに追加する必要がないと判断した事故シナシグループについては、炉心損傷後の格納容器の閉じ込め機能に期待することが困難な場合が考えられる。一方で、プラントの損傷規模によっては、設計基準事故対処設備や今回整備した重大事故等対処設備により格納容器破損の防止が可能な場合も考えられる。</p> <p>格納容器の閉じ込め機能が喪失するような大規模損傷が生じた場合は、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対応も含め、敷地外への放射性物質の拡散抑制等を行い、事故の影響緩和を図る。</p>	<p>2.2.4 直接的に炉心損傷に至る事故シナシに対する対策</p> <p>1.1.2.2 項において、炉心損傷防止に係る有効性評価において想定する事故シナシグループとして新たに追加する必要がないと判断した事故シナシグループについては、炉心損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待することが困難な場合が考えられる。一方で、プラントの損傷規模によっては、設計基準事故対処設備や今回整備した重大事故等対処設備により格納容器破損の防止が可能な場合も考えられる。</p> <p>原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失するような大規模損傷が生じた場合は、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対応も含め、敷地外への放射性物質の拡散抑制等を行い、事故の影響緩和を図る。</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 ・泊は直接的に炉心損傷に至る事故シナシに対する対策について記載している

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 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	
格納容器の状態	想定される破損モード	格納容器破損モード	格納容器破損モード
格納容器破損モード	5.1E-07	なし	なし
格納容器破損モード	3.0E-11	<0.1%	なし
格納容器破損モード	3.2E-07	0.0%	なし
格納容器破損モード	1.4E-09	<0.1%	なし
格納容器破損モード	7.4E-09	<0.1%	なし
格納容器破損モード	4.8E-09	<0.1%	なし
格納容器破損モード	4.7E-07	0.9%	なし
格納容器破損モード	2.7E-10	<0.1%	なし
格納容器破損モード	9.4E-08	0.2%	なし
格納容器破損モード	1.3E-06	<0.1%	なし
格納容器破損モード	1.3E-09	2.9%	なし
格納容器破損モード	7.6E-06	14.4%	なし
格納容器破損モード	4.2E-05	80.8%	なし
格納容器破損モード	5.4E-08	0.1%	なし
合計	5.3E-05	100%	なし

第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度		第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度	
格納容器の状態	想定される破損モード	格納容器破損モード	格納容器破損モード
格納容器破損モード	5.4×10 ⁻⁹	0.1	なし
格納容器破損モード	1.3×10 ⁻⁸	0.1	なし
格納容器破損モード	5.5×10 ⁻⁸	約100	なし
格納容器破損モード	3.9×10 ⁻⁷	0.1	なし
格納容器破損モード	—	—	なし
格納容器破損モード	5.9×10 ⁻⁸	0.1	なし
格納容器破損モード	1.1×10 ⁻⁸	0.1	なし
格納容器破損モード	—	—	なし
格納容器破損モード	2.4×10 ⁻⁹	0.1	なし
格納容器破損モード	9.4×10 ⁻⁸	0.1	なし

泊発電所3号炉		相違理由	
格納容器の状態	想定される破損モード	格納容器破損モード	相違理由
格納容器破損モード	4.5×10 ⁴	なし	【女川】 ■個別評価による相違 ・格納容器破損モードについては、設計の相違によりPW RとBWRで相違している ・泊は格納容器先行破損に至るシナリオが占める寄与割合が小さく、寄与割合と格納容器先行破損に至るシナリオを除いた場合の寄与割合がほぼ同様となることから、格納容器先行破損に至るシナリオを除いた場合の寄与割合については記載していない（大飯と同様） ・女川はBWRにおいて考えられる格納容器破損モードの1つとして抽出したものの女川では想定されないことから定量化の対象から除外した格納容器破損モードについて記載されているが、泊は格納容器破損モードとして抽出した後に定量化の対象から除外していない（大飯と同様）
格納容器破損モード	3.0×10 ⁴	なし	【女川】 ■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
格納容器破損モード	1.1×10 ⁶	なし	【大飯】 ■個別評価による相違 【大飯】 ■記載表現の相違 ・女川に記載統一
格納容器破損モード	1.7×10 ⁶	なし	
格納容器破損モード	1.3×10 ⁶	なし	
格納容器破損モード	2.0×10 ⁶	なし	
格納容器破損モード	2.0×10 ⁶	なし	
格納容器破損モード	3.5×10 ⁹	なし	
格納容器破損モード	3.3×10 ¹⁰	なし	
格納容器破損モード	6.7×10 ⁶	なし	
格納容器破損モード	1.8×10 ⁶	なし	
格納容器破損モード	2.0×10 ⁶	なし	
格納容器破損モード	2.0×10 ⁴	なし	
格納容器破損モード	8.2×10 ⁶	なし	
合計	2.1×10 ⁴	100.0	

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

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

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 style="text-align: center;">第2-2表 プラント損傷状態（PDS）の定義</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>PDS</th> <th>PCV 破損時期</th> <th>原子炉圧力</th> <th>炉心損傷時期</th> <th>プラント損傷時点での電源有無（電源確保）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>TQV</td> <td>炉心損傷後</td> <td>低圧</td> <td>早期</td> <td>直流/交流電源有</td> </tr> <tr> <td>TQX</td> <td>炉心損傷後</td> <td>高圧</td> <td>早期</td> <td>直流/交流電源有</td> </tr> <tr> <td>長期TB</td> <td>炉心損傷後</td> <td>高圧</td> <td>後期</td> <td>直流電源無 交流電源無</td> </tr> <tr> <td>TBU</td> <td>炉心損傷後</td> <td>高圧</td> <td>早期</td> <td>直流電源有 交流電源無</td> </tr> <tr> <td>TBP</td> <td>炉心損傷後</td> <td>低圧</td> <td>早期</td> <td>直流電源有 交流電源無</td> </tr> <tr> <td>TBD</td> <td>炉心損傷後</td> <td>高圧</td> <td>早期</td> <td>直流電源無 交流電源無</td> </tr> <tr> <td>TW</td> <td>炉心損傷前</td> <td>—</td> <td>後期</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>TC</td> <td>炉心損傷前</td> <td>—</td> <td>早期</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>AE</td> <td>炉心損傷後</td> <td>低圧</td> <td>早期</td> <td>直流/交流電源有</td> </tr> <tr> <td>S1E</td> <td>炉心損傷後</td> <td>低圧</td> <td>早期</td> <td>直流/交流電源有</td> </tr> <tr> <td>S2E</td> <td>炉心損傷後</td> <td>高圧</td> <td>早期</td> <td>直流/交流電源有</td> </tr> <tr> <td>ISLOCA</td> <td>炉心損傷前</td> <td>—</td> <td>早期</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 蓄電池枯渇により事象発生から8時間で原子炉隔離時冷却系が停止し、炉心損傷に至るためプラント損傷状態では直流電源が機能喪失している。</p> <p>注：ハッチングは格納容器先行破損に至る事故シーケンスであることから、解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」する。このため、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とするPDSを示す。</p>	PDS	PCV 破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	プラント損傷時点での電源有無（電源確保）	TQV	炉心損傷後	低圧	早期	直流/交流電源有	TQX	炉心損傷後	高圧	早期	直流/交流電源有	長期TB	炉心損傷後	高圧	後期	直流電源無 交流電源無	TBU	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源有 交流電源無	TBP	炉心損傷後	低圧	早期	直流電源有 交流電源無	TBD	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源無 交流電源無	TW	炉心損傷前	—	後期	—	TC	炉心損傷前	—	早期	—	AE	炉心損傷後	低圧	早期	直流/交流電源有	S1E	炉心損傷後	低圧	早期	直流/交流電源有	S2E	炉心損傷後	高圧	早期	直流/交流電源有	ISLOCA	炉心損傷前	—	早期	—	<p style="text-align: center;">第2-2表 プラント損傷状態（PDS）の定義</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">No</th> <th rowspan="2">PDS</th> <th rowspan="2">事故のタイプ</th> <th rowspan="2">RCS 圧力</th> <th rowspan="2">炉心損傷 時期</th> <th colspan="3">格納容器内事故進展</th> </tr> <tr> <th>RWSP 水の 原子炉格納容器 への移送</th> <th>原子炉格納容器 破損時期</th> <th>原子炉格納容器 内熱除去 手段</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>AED</td> <td>大中破断 LOCA</td> <td>低圧</td> <td>早期</td> <td>×</td> <td>炉心損傷後</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>AEW</td> <td>大中破断 LOCA</td> <td>低圧</td> <td>早期</td> <td>○</td> <td>炉心損傷後</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>AEI</td> <td>大中破断 LOCA</td> <td>低圧</td> <td>早期</td> <td>○</td> <td>炉心損傷後</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>ALC</td> <td>大中破断 LOCA</td> <td>低圧</td> <td>後期</td> <td>○</td> <td>炉心損傷前</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>SED</td> <td>小破断 LOCA</td> <td>中圧</td> <td>早期</td> <td>×</td> <td>炉心損傷後</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>SEW</td> <td>小破断 LOCA</td> <td>中圧</td> <td>早期</td> <td>○</td> <td>炉心損傷後</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>SEI</td> <td>小破断 LOCA</td> <td>中圧</td> <td>早期</td> <td>○</td> <td>炉心損傷後</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>SLW</td> <td>小破断 LOCA</td> <td>中圧</td> <td>後期</td> <td>○</td> <td>炉心損傷後</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>SLI</td> <td>小破断 LOCA</td> <td>中圧</td> <td>後期</td> <td>○</td> <td>炉心損傷後</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>SLC</td> <td>小破断 LOCA</td> <td>中圧</td> <td>後期</td> <td>○</td> <td>炉心損傷前</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>TED</td> <td>Transient</td> <td>高圧</td> <td>早期</td> <td>×</td> <td>炉心損傷後</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>TEW</td> <td>Transient</td> <td>高圧</td> <td>早期</td> <td>○</td> <td>炉心損傷後</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td>TEI</td> <td>Transient</td> <td>高圧</td> <td>早期</td> <td>○</td> <td>炉心損傷後</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>14</td> <td>V</td> <td>インターフェイス システム LOCA</td> <td>低圧</td> <td></td> <td></td> <td>—</td> <td></td> </tr> <tr> <td>15</td> <td>G</td> <td>SGTR</td> <td>中圧</td> <td></td> <td></td> <td>—</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>注：ハッチングは格納容器先行破損又は格納容器バイパスに至る事故シーケンスであることから、解釈1-2(b)に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」する。このため、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とするPDSを示す。</p>	No	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷 時期	格納容器内事故進展			RWSP 水の 原子炉格納容器 への移送	原子炉格納容器 破損時期	原子炉格納容器 内熱除去 手段	1	AED	大中破断 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×	2	AEW	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×	3	AEI	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○	4	ALC	大中破断 LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×	5	SED	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×	6	SEW	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×	7	SEI	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○	8	SLW	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×	9	SLI	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○	10	SLC	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×	11	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×	12	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×	13	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○	14	V	インターフェイス システム LOCA	低圧			—		15	G	SGTR	中圧			—		<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■評価方針の相違 ・プラント損傷状態（PDS）を定義するに当たって着目している属性が異なる（大飯に記載はないが、泊と同様の整理となっている） ・泊はプラント損傷時点での電源有無をPDSを定義するにあたって着目する属性としていないため、女川にて記載されている※1については記載していない（大飯に記載はないが、泊と同様の整理となっている） ・泊と女川で異なるPDSを定義している（大飯に記載はないが、泊と同様の整理となっている） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は第2-2表にてプラント損傷状態（PDS）の定義について記載している
PDS	PCV 破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	プラント損傷時点での電源有無（電源確保）																																																																																																																																																																																																			
TQV	炉心損傷後	低圧	早期	直流/交流電源有																																																																																																																																																																																																			
TQX	炉心損傷後	高圧	早期	直流/交流電源有																																																																																																																																																																																																			
長期TB	炉心損傷後	高圧	後期	直流電源無 交流電源無																																																																																																																																																																																																			
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源有 交流電源無																																																																																																																																																																																																			
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	直流電源有 交流電源無																																																																																																																																																																																																			
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源無 交流電源無																																																																																																																																																																																																			
TW	炉心損傷前	—	後期	—																																																																																																																																																																																																			
TC	炉心損傷前	—	早期	—																																																																																																																																																																																																			
AE	炉心損傷後	低圧	早期	直流/交流電源有																																																																																																																																																																																																			
S1E	炉心損傷後	低圧	早期	直流/交流電源有																																																																																																																																																																																																			
S2E	炉心損傷後	高圧	早期	直流/交流電源有																																																																																																																																																																																																			
ISLOCA	炉心損傷前	—	早期	—																																																																																																																																																																																																			
No	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷 時期	格納容器内事故進展																																																																																																																																																																																																		
					RWSP 水の 原子炉格納容器 への移送	原子炉格納容器 破損時期	原子炉格納容器 内熱除去 手段																																																																																																																																																																																																
1	AED	大中破断 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																
2	AEW	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																
3	AEI	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																
4	ALC	大中破断 LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×																																																																																																																																																																																																
5	SED	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																
6	SEW	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																
7	SEI	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																
8	SLW	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																
9	SLI	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																
10	SLC	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×																																																																																																																																																																																																
11	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																
12	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×																																																																																																																																																																																																
13	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○																																																																																																																																																																																																
14	V	インターフェイス システム LOCA	低圧			—																																																																																																																																																																																																	
15	G	SGTR	中圧			—																																																																																																																																																																																																	

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

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

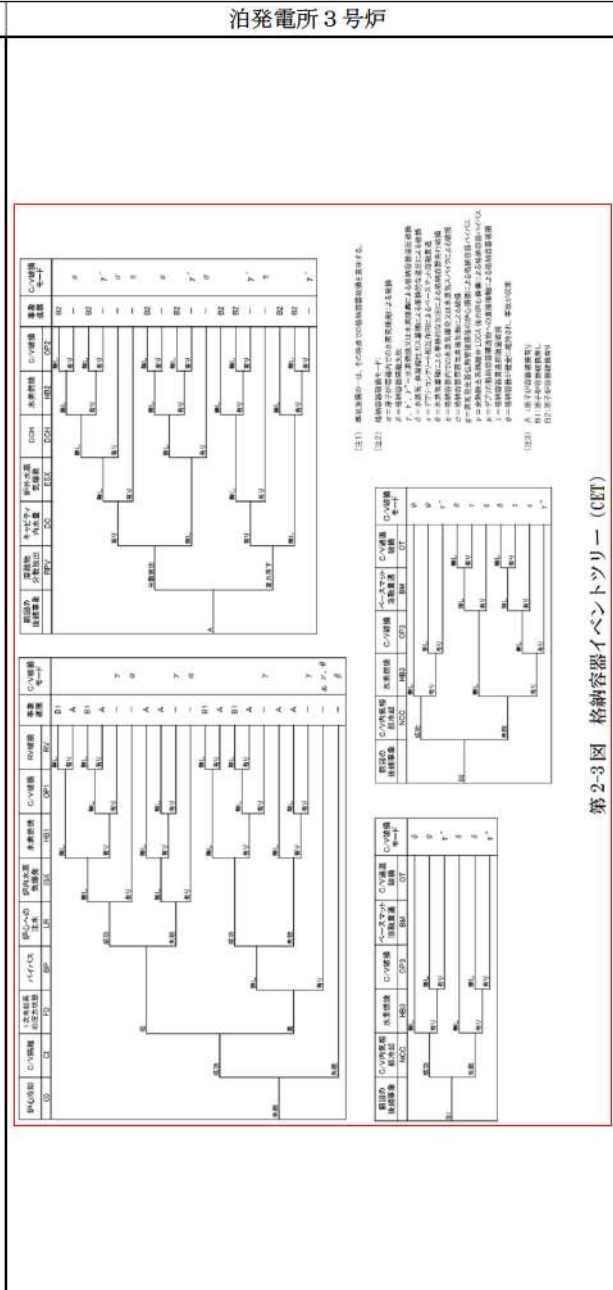
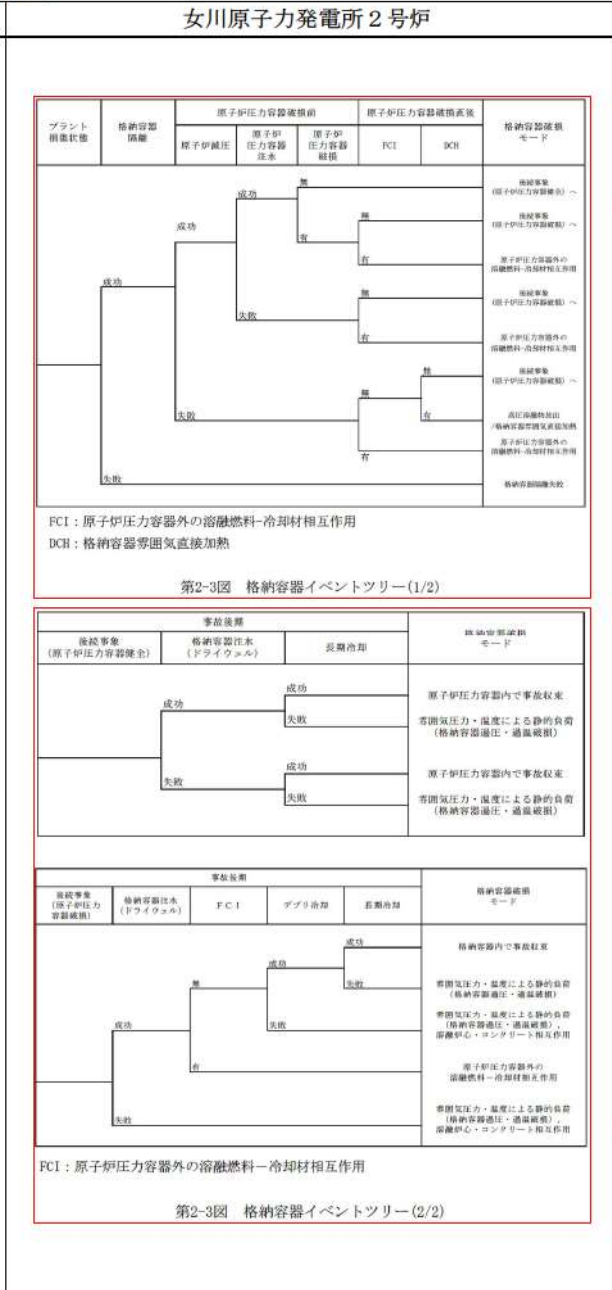
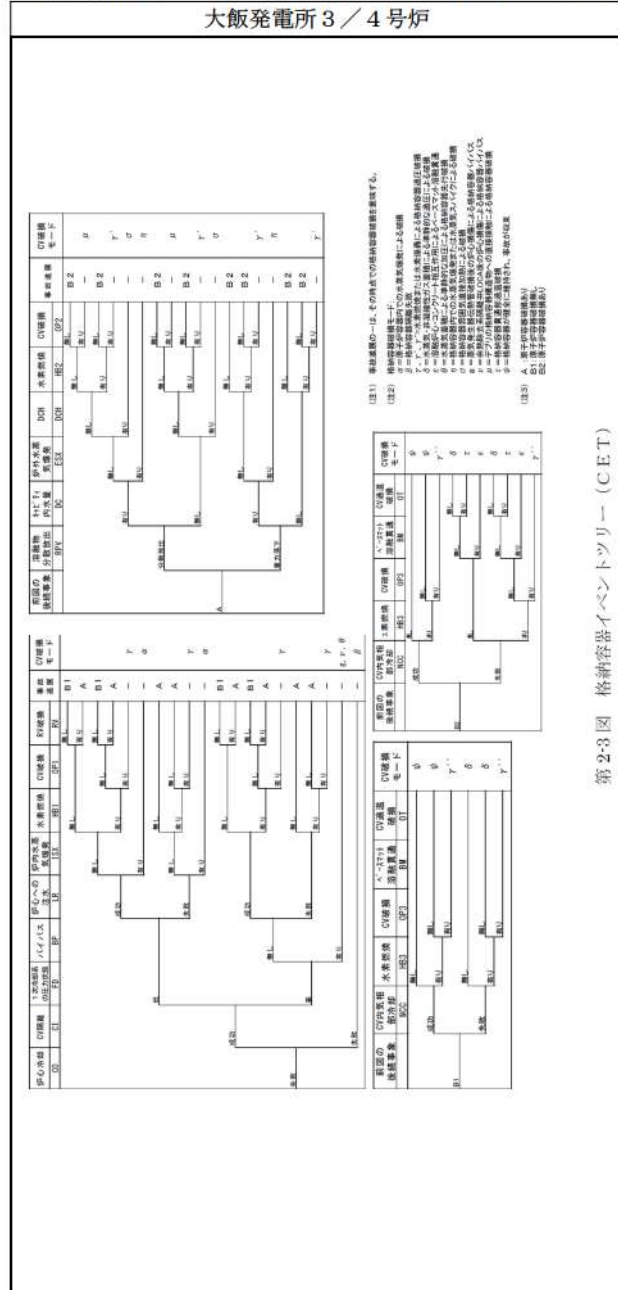
2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定について

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>大飯発電所3/4号炉のシビアアクシデントで想定される事故進展と格納容器破損モード</p>	<p>女川原子力発電所2号炉のシビアアクシデントで想定される事故進展と格納容器破損モード</p>	<p>泊発電所3号炉のシビアアクシデントで想定される事故進展と格納容器破損モード</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・事故進展や格納容器破損モードについては、設計の相違により泊と女川で相違している（大飯と同様） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は緩和手段やPDSについても図示している

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

第37条 付録1 事故シーケン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



相違理由

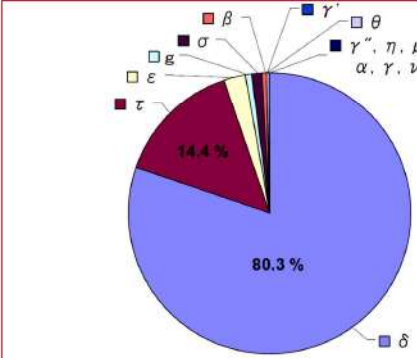
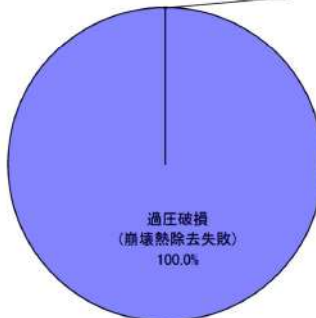
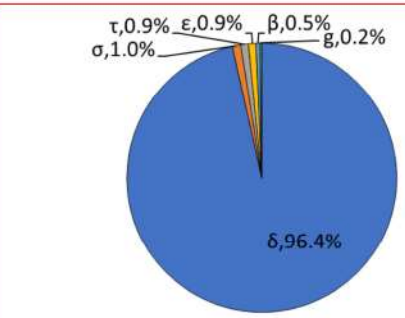
【女川】

- 設計及び評価方針の相違
- ・格納容器イベントツリーについては、設計及び評価方針の相違により泊と女川で相違している（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

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																																												
 <table border="1" data-bbox="100 678 683 917"> <tr> <td>δ：水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損</td> <td>θ：水蒸気蓄積による格納容器先行破損</td> </tr> <tr> <td>τ：過温破損</td> <td>γ^{''}：水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損後長時間経過後)</td> </tr> <tr> <td>ε：ベースマット溶融貫通</td> <td>η：原子炉容器外水蒸気爆発</td> </tr> <tr> <td>g：蒸気発生器伝熱管破損</td> <td>μ：溶融物直接接触</td> </tr> <tr> <td>σ：格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>α：原子炉容器内水蒸気爆発</td> </tr> <tr> <td>β：格納容器隔離失敗</td> <td>γ：水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損以前)</td> </tr> <tr> <td>γ[']：水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損直後)</td> <td>ν：インターフェイスシステム LOCA</td> </tr> </table> <p data-bbox="190 941 537 989">第2-4図 レベル1. 5PRAの定量化結果 (格納容器破損モードごとの寄与割合)</p>	δ：水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	θ：水蒸気蓄積による格納容器先行破損	τ：過温破損	γ ^{''} ：水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損後長時間経過後)	ε：ベースマット溶融貫通	η：原子炉容器外水蒸気爆発	g：蒸気発生器伝熱管破損	μ：溶融物直接接触	σ：格納容器雰囲気直接加熱	α：原子炉容器内水蒸気爆発	β：格納容器隔離失敗	γ：水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損以前)	γ ['] ：水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損直後)	ν：インターフェイスシステム LOCA	 <p data-bbox="1086 287 1276 486"><0.1% 過圧破損 (未臨界確保失敗) インターフェイスシステム LOCA 過圧破損 (長期冷却失敗) 隔離失敗 溶融炉心・コンクリート相互作用 過温破損 水蒸気爆発</p> <p data-bbox="840 718 1198 758">格納容器破損頻度：5.5×10⁻⁵/炉年</p> <p data-bbox="728 798 1288 853">第2-4図 内部事象運転時レベル1. 5PRAの定量化結果 (格納容器破損モード別の寄与割合)</p>	 <p data-bbox="1456 614 1769 654">格納容器破損頻度：2.1×10⁻⁴/炉年</p> <table border="1" data-bbox="1344 678 1892 1189"> <thead> <tr> <th>破損モード</th> <th>寄与割合 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>δ：水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損</td><td>96.4</td></tr> <tr><td>σ：格納容器雰囲気直接加熱</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>τ：格納容器貫通過温破損</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>ε：ベースマット溶融貫通</td><td>0.9</td></tr> <tr><td>β：格納容器隔離失敗</td><td>0.5</td></tr> <tr><td>g：蒸気発生器伝熱管破損</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>θ：水蒸気蓄積による格納容器先行破損</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>γ^{''}：水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損後長時間経過後)</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>μ：溶融物直接接触</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>α：原子炉容器内水蒸気爆発</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>η：原子炉容器外水蒸気爆発</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>γ：水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損以前)</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>γ[']：水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損直後)</td><td><0.1</td></tr> <tr><td>ν：インターフェイスシステム LOCA</td><td><0.1</td></tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1400 1220 1836 1276">第2-4図 内部事象運転時レベル1.5PRAの定量化結果 (格納容器破損モード別の寄与割合)</p>	破損モード	寄与割合 (%)	δ：水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	96.4	σ：格納容器雰囲気直接加熱	1.0	τ：格納容器貫通過温破損	0.9	ε：ベースマット溶融貫通	0.9	β：格納容器隔離失敗	0.5	g：蒸気発生器伝熱管破損	0.2	θ：水蒸気蓄積による格納容器先行破損	<0.1	γ ^{''} ：水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損後長時間経過後)	<0.1	μ：溶融物直接接触	<0.1	α：原子炉容器内水蒸気爆発	<0.1	η：原子炉容器外水蒸気爆発	<0.1	γ：水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損以前)	<0.1	γ ['] ：水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損直後)	<0.1	ν：インターフェイスシステム LOCA	<0.1	<p data-bbox="1926 231 2139 279">【女川】 ■個別評価による相違</p> <p data-bbox="1926 303 2139 351">【大飯】 ■個別評価による相違</p> <p data-bbox="1926 375 2150 662">・耐熱リングの設計の相違によるRCPシールLOCA発生確率の相違により、泊はプラント損傷状態：SEDの寄与割合が大きくなり、SEDは過圧破損に至る可能性が高いPDSであることから、泊はδモード(過圧破損)の寄与割合が高い</p> <p data-bbox="1926 678 2150 973">・プラント損傷状態：TEDの解析結果の相違(TEDの場合、泊は過圧破損、大飯は過温破損に至る可能性が高い)により、泊はδモード(過圧破損)の寄与割合が高く、大飯は泊と比較してεモード(過温破損)の寄与割合が高い</p> <p data-bbox="1926 989 2150 1141">(Oリングのモデル化については伊方、玄海と同様、TEDの解析結果の傾向については3ループプラントで同様となっている)</p>
δ：水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	θ：水蒸気蓄積による格納容器先行破損																																														
τ：過温破損	γ ^{''} ：水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損後長時間経過後)																																														
ε：ベースマット溶融貫通	η：原子炉容器外水蒸気爆発																																														
g：蒸気発生器伝熱管破損	μ：溶融物直接接触																																														
σ：格納容器雰囲気直接加熱	α：原子炉容器内水蒸気爆発																																														
β：格納容器隔離失敗	γ：水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損以前)																																														
γ ['] ：水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損直後)	ν：インターフェイスシステム LOCA																																														
破損モード	寄与割合 (%)																																														
δ：水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	96.4																																														
σ：格納容器雰囲気直接加熱	1.0																																														
τ：格納容器貫通過温破損	0.9																																														
ε：ベースマット溶融貫通	0.9																																														
β：格納容器隔離失敗	0.5																																														
g：蒸気発生器伝熱管破損	0.2																																														
θ：水蒸気蓄積による格納容器先行破損	<0.1																																														
γ ^{''} ：水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損後長時間経過後)	<0.1																																														
μ：溶融物直接接触	<0.1																																														
α：原子炉容器内水蒸気爆発	<0.1																																														
η：原子炉容器外水蒸気爆発	<0.1																																														
γ：水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損以前)	<0.1																																														
γ ['] ：水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損直後)	<0.1																																														
ν：インターフェイスシステム LOCA	<0.1																																														

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

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

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要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

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

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシスの選定について

2. まとめ資料との比較結果の概要

- ・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ナシスグループ以外の新たに追加する事故シナシスグループは抽出されなかった。
- ・内部事象停止時PRAの事故シナシ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冷却材の流出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。
- ・また、有効性評価の対象とする重要事故シナシ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。

項目	詳細項目	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
3.1.2 抽出した事故シナシスの整理	事故シナシスの整理	(該当記載なし)	<p>(1) 崩壊熱除去機能喪失 運転中の残留熱除去系の故障が発生した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し、燃料損傷に至る事故シナシスを解釈4-1(a)に記載の「崩壊熱除去機能喪失」に分類する。</p> <p>(2) 全交流動力電源喪失 外部電源喪失の発生時に非常用交流電源の電源確保に失敗する等、全交流動力電源喪失の発生後に、崩壊熱除去・炉心冷却の失敗により、燃料損傷に至る事故シナシスを解釈4-1(a)に記載の「全交流動力電源喪失」に分類する。</p> <p>(3) 原子炉冷却材の流出 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の誤操作等により原子炉冷却材が系外に流出後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し、燃料損傷に至る事故シナシスを解釈4-1(a)に記載の「原子炉冷却材の流出」に分類する。 なお、必ず想定する事故シナシスグループのうち「反応度の誤投入」については、プラント停止時には原則として全制御棒が挿入されており、複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はないこと、万一反応度事故が起こり臨界に至った場合でも、局所的な事象で収束し、燃料の著しい損傷に至ることは考え難いことから、今回の停止時PRAでは考慮していない。</p>	<p>(1) 崩壊熱除去機能喪失 余熱除去系の故障に伴い余熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事故シナシスを解釈4-1(a)に記載の「崩壊熱除去機能喪失」に分類する。</p> <p>(2) 全交流動力電源喪失 外部電源喪失の発生時に非常用所内交流電源の電源確保に失敗する全交流動力電源喪失の発生により余熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事故シナシスを解釈4-1(a)に記載の「全交流動力電源喪失」に分類する。</p> <p>(3) 原子炉冷却材の流出 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の誤操作等による原子炉冷却材の系外への流出により余熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事故シナシスを解釈4-1(a)に記載の「原子炉冷却材の流出」に分類する。</p> <p>(4) 反応度の誤投入 プラント停止中に化学体積制御系の故障、誤操作等により反応度が添加されることで臨界に達し、燃料損傷に至る事故シナシスを解釈4-1(a)に記載の「反応度の誤投入」に分類する。</p>	<p>【女川】 ・炉型の相違により抽出される事故シナシス及びそれらの各シナシスグループへの整理が相違している。また、泊は反応度の誤投入もPRAとして評価した上で事故シナシスとして選定している（大飯に記載はないが、泊と同様の評価となっている）</p>

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

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナシグループ抽出及び重要事故シナシの選定について

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
3.2.2 重要事故シナシの選定結果	重要事故シナシの選定結果	(1) 崩壊熱除去機能喪失 ③選定結果 ・燃料取出前のミッドループ運転中における余熱除去機能喪失（充てんポンプ及び高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮） (2) 全交流動力電源喪失 ③選定結果 ・燃料取出前のミッドループ運転中における外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失（原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮） (3) 原子炉冷却材の流出 ③選定結果 ・燃料取出前のミッドループ運転中における原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 (4) 反応度の誤投入 ③選定結果 ・原子炉起動時における化学体積制御系の弁の誤動作等による原子炉への純水流入	(1) 崩壊熱除去機能喪失 ①重要事故シナシ ・崩壊熱除去機能喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 (2) 全交流動力電源喪失 ①重要事故シナシ ・外部電源喪失＋交流電源喪失＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 (3) 原子炉冷却材の流出 ①重要事故シナシ ・原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗 (4) 反応度の誤投入 ①重要事故シナシ ・制御棒の誤引き抜き	(1) 崩壊熱除去機能喪失 ①重要事故シナシ ・燃料取出前のミッドループ運転中における余熱除去機能喪失（充てんポンプ及び高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮） (2) 全交流動力電源喪失 ①重要事故シナシ ・燃料取出前のミッドループ運転中における外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失（原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮） (3) 原子炉冷却材の流出 ①重要事故シナシ ・燃料取出前のミッドループ運転中における原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 (4) 反応度の誤投入 ①重要事故シナシ ・原子炉起動時における化学体積制御系の弁の誤動作等による原子炉への純水流入	【女川】 ・炉型の相違により、選定される重要事故シナシが相違している（大飯と同様）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナシスグループ抽出及び重要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>3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シ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>運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の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3-1図に示すとおりであり、本プロセスにより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要否を検討した。</p> <p>③ 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、審査ガイドに記載の観点（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>3.1 運転停止中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、運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に係る運転停止中事故シナシスグループ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>4-1</p> <p>(a) 必ず想定する運転停止中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（RHRの故障による停止時冷却機能喪失） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出 ・反応度の誤投入 <p>(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シナシス</p>	<p>3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシスの選定について</p> <p>運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の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3-1図に示すとおりであり、本プロセスにより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要否を検討した。</p> <p>③ 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、審査ガイドに記載の観点（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>3.1 運転停止中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、運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に係る運転停止中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、以下のとおり記載されている。</p> <p>4-1</p> <p>(a) 必ず想定する運転停止中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（RHRの故障による停止時冷却機能喪失） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出 ・反応度の誤投入 <p>(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シナシス</p>	<p>3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナシスグループ抽出及び重要事故シナシスの選定について</p> <p>運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の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3-1図に示すとおりであり、本プロセスにより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要否を検討した。</p> <p>③ 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、審査ガイドに記載の観点（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>3.1 運転停止中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、運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に係る運転停止中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、以下のとおり記載されている。</p> <p>4-1</p> <p>(a) 必ず想定する運転停止中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（RHRの故障による停止時冷却機能喪失） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出 ・反応度の誤投入 <p>(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シナシス</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・女川実績の反映 <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

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

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナシグループ抽出及び重要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>シナシグループ</p> <p>① 個別プラントの停止時に関する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4-1(a)の運転停止中事故シナシグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シナシグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シナシグループとして追加すること。</p>	<p>シナシグループ</p> <p>① 個別プラントの停止時に関する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4-1(a)の運転停止中事故シナシグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シナシグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シナシグループとして追加すること。</p>	<p>シナシグループ</p> <p>① 個別プラントの停止時に関する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4-1(a)の運転停止中事故シナシグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シナシグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シナシグループ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号炉を対象に停止時PRAの知見等を活用して、運転停止中事故シナシグループ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シグループの分析の場合と同様に、燃料損傷防止対策設備の有効性評価を行う事故シナシ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、これまで整備してきた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の停止時レベル1 PRAを実施した。</p>	<p>上記4-1(b)を踏まえて、2号炉を対象とした内部事象停止時レベル1 PRA評価を実施し、事故シナシグループの検討を行った。</p> <p>なお、事故シナシグループの選定は、炉心損傷防止対策に係る事故シナシグループの分析と同様、従来の設置許可取得時の設計で考慮していた設備のみ期待できる条件^{*1}で評価した停止時PRAの結果を用いた。</p> <p>※1 従来から整備してきた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条件</p>	<p>上記4-1(b)を踏まえて、泊3号炉を対象とした内部事象停止時レベル1 PRA評価を実施し、事故シナシグループの検討を行った。</p> <p>なお、事故シナシグループの選定は、炉心損傷防止対策に係る事故シナシグループの分析と同様、従来の設置許可取得時の設計で考慮していた設備のみ期待できる条件^{*1}で評価した停止時PRAの結果を用いた。</p> <p>※1 従来から整備してきた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条件</p>	<p>【女川】【大飯】 ■名称の相違 ・申請プラント</p>
<p>3.1.1 燃料損傷に至る運転停止中事故シナシグループの検討・整理</p> <p>停止時レベル1 PRAの対象期間である定期検査中は、プラントの停止や起動に伴う運転員操作やメンテナンスに伴う1次冷却系の水位操作、機器の待機除外等によりプラント状態が様々なに変化する。プラント状態の変化に伴って、崩壊熱除去に関連する機器の状態やパラメータも変化するため、停止時PRAにおいてはこのようなプラント状態を適切に分類して評価を行う必要がある。</p> <p>分類したプラント状態を、状態ごとのプラントの主要なパラメータとともに第3-1図に示す。</p>	<p>3.1.1 燃料損傷に至る運転停止中事故シナシグループの抽出、整理</p> <p>定期検査中はプラントの状態が大きく変化することから、停止時レベル1 PRAにおいては、定期検査における評価対象期間を設定し、原子炉の水位、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準に関する類似性によって、評価対象期間を幾つかのプラント状態（以下「POS」という。）に分類し評価を行う。</p> <p>分類したPOSを、状態ごとのプラントの主要なパラメータとともに第3-2図に示す。また、POSごとの期間及び系統の待機状態を示した工程表を第3-3図に示す。</p>	<p>3.1.1 燃料損傷に至る運転停止中事故シナシグループの抽出、整理</p> <p>定期事業者検査中はプラントの状態が大きく変化することから、停止時レベル1 PRAにおいては、定期事業者検査における評価対象期間を設定し、原子炉の水位、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準に関する類似性によって、評価対象期間を幾つかのプラント状態（以下「POS」という。）に分類し評価を行う。</p> <p>分類したPOSを状態ごとのプラントの主要なパラメータとともに第3-2図に示す。また、POSごとの期間及び系統の待機状態を示した工程表を第3-3図に示す。</p>	<p>【女川】【大飯】 ■記載表現の相違</p> <p>【大飯】 ■付番の相違 ・女川実績の反映による図番の相違</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

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要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>停止時PRAにおいては、原子炉停止後の運転停止中の各プラント状態において燃料損傷へ波及する可能性のある起因事象について、マスターロジックダイアグラム、過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し、ここから燃料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3-2図のイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る各事故シーケンスを抽出している。停止時PRAの定量化結果を第3-1表及び第3-3図に示す。</p> <p>3.1.1.1 選定した起因事象</p> <ul style="list-style-type: none"> 余熱除去機能喪失 余熱除去系の弁やポンプの故障等により余熱除去機能が喪失する事象。 外部電源喪失 外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用所内交流電源（ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。 原子炉補機冷却機能喪失 原子炉補機冷却水系の弁やポンプの故障等により、原子炉補機冷却機能が喪失する事象。発生した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 配管破断や運転員の弁の誤操作等により原子炉冷却材が系外へ流出する事象。低温停止時には、配管破断による原子炉冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁 	<p>停止時PRAにおいては、原子炉停止後の運転停止中の各POSにおいて燃料損傷へ波及する可能性のある起因事象について、マスターロジックダイアグラム、過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し、ここから燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第3-4図のイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る各事故シーケンスを抽出している。抽出した起因事象と発生頻度を第3-1表に示す。</p>	<p>停止時PRAにおいては、原子炉停止後の運転停止中の各POSにおいて燃料損傷へ波及する可能性のある起因事象について、マスターロジックダイアグラム、過去の国内プラントのトラブル事例等から選定し、ここから燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第3-4図のイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る各事故シーケンスを抽出している。抽出した起因事象と発生頻度を第3-1表に示す。</p> <p>3.1.1.1 選定した起因事象</p> <ul style="list-style-type: none"> 余熱除去機能喪失 余熱除去系の弁やポンプの故障等により余熱除去機能が喪失する事象。 外部電源喪失 外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用所内交流電源（ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。 原子炉補機冷却機能喪失 原子炉補機冷却水系の弁やポンプの故障等により、原子炉補機冷却機能が喪失する事象。発生した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 配管破断や運転員の弁の誤操作等により原子炉冷却材が系外へ流出する事象。低温停止時には、配管破断による原子炉冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁 	<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 ・第3-3図を追加 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は起因事象と発生頻度の表を追加している。また、大飯に記載のある定量化結果は次段落に記載している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・記載充実のため選定した起因事象を説明している箇所であり、「反応度の誤投入」の説明部分まで大飯と比較する

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について

3. 運転停止中炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナリオグループ抽出及び重要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>の誤操作等による原子炉冷却材の流出を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（水位維持失敗） ミッドループ運転中に何らかの原因によりRCS水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象。 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（オーバードレン） RCS水抜き操作時に、RCS水位がミッドループまで低下した後、水抜きを停止する通常の操作に失敗し、水位低下が継続する事象。 反応度の誤投入※ 希釈操作時の運転基準に基づき、必要な希釈量の算出又は設定に失敗し、異常の察知にも失敗する事象。 (※ 制御棒の誤引抜きについては、プラント停止中は高濃度ほう酸水で未臨界度が確保されること、起動時においてもほう素濃度が高い状況で制御バンクDを除く制御棒を全引抜きとすることから、制御棒誤引抜き時の反応度投入はわずかであることから本評価においては評価対象外と判断。) <p>抽出された事故シナリオ別の炉心損傷頻度を整理するとともに、各事故シナリオについて燃料損傷に至る主要因の観点で整理を行い、解釈で想定される事故シナリオグループとの比較を行った（第3-1表参照）。 その結果、解釈に基づき必ず想定する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新たに抽出されないことを確認した。</p>	<p>抽出された事故シナリオ別の炉心損傷頻度を整理し、審査ガイドの「必ず想定する運転停止中事故シナリオグループ」に含まれるか、それ以外の事故シナリオグループであるかを確認するとともに、燃料損傷状態を分類した。事故シナリオグループ別の炉心損傷頻度を第3-2表に示す。起因事象別の炉心損傷頻度への寄与割合を第3-5図に、事故シナリオグループ別の炉心損傷頻度への寄与割合を第3-6図に示す。</p> <p>3.1.2 抽出した事故シナリオの整理 3.1.2.1 必ず想定する事故シナリオグループとの対応 第3-2表に示す停止時PRAにより抽出した各事故シナリオについて、緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び燃料損傷に至る要因の観点で必ず想定する事故シナリオグループに対応する(1)から(3)の事故シナリオグループとして整理した。</p>	<p>の誤操作等による原子炉冷却材の流出を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（水位維持失敗） ミッドループ運転中に何らかの原因によりRCS水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象。 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（オーバードレン） RCS水抜き操作時に、RCS水位がミッドループまで低下した後、水抜きを停止する通常の操作に失敗し、水位低下が継続する事象。 反応度の誤投入※ 希釈操作時の運転要領に基づき、必要な希釈量の算出又は設定に失敗し、異常の察知にも失敗する事象。 (※ 制御棒の誤引抜きについては、プラント停止中は高濃度ほう酸水で未臨界度が確保されること、起動時においてもほう素濃度が高い状況で制御バンクDを除く制御棒を全引抜きとすることから、制御棒誤引抜き時の反応度投入はわずかであることから本評価においては評価対象外と判断。) <p>抽出された事故シナリオ別の炉心損傷頻度を整理し、審査ガイドの「必ず想定する運転停止中事故シナリオグループ」に含まれるか、それ以外の事故シナリオグループであるかを確認するとともに、燃料損傷状態を分類した。事故シナリオグループ別の炉心損傷頻度を第3-2表に示す。起因事象別の炉心損傷頻度への寄与割合を第3-5図に、事故シナリオグループ別の炉心損傷頻度への寄与割合を第3-6図に示す。</p> <p>3.1.2 抽出した事故シナリオの整理 3.1.2.1 必ず想定する事故シナリオグループとの対応 第3-2表に示す停止時PRAにより抽出した各事故シナリオについて、緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び燃料損傷に至る要因の観点で必ず想定する事故シナリオグループに対応する(1)から(4)の事故シナリオグループとして整理した。</p>	<p>【大飯】 ■名称の相違</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【大飯】 ■記載箇所の相違 ・泊は大飯の「その結果～」に相当する内容を3.1.2.2項に記載している</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は反応度の誤投入もPRA</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

3. 運転停止中炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要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>(1) 崩壊熱除去機能喪失 運転中の残留熱除去系の故障が発生した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し、燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈4-1(a)に記載の「崩壊熱除去機能喪失」に分類する。</p> <p>(2) 全交流動力電源喪失 外部電源喪失の発生時に非常用交流電源の電源確保に失敗する等、全交流動力電源喪失の発生後に、崩壊熱除去・炉心冷却の失敗により、燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈4-1(a)に記載の「全交流動力電源喪失」に分類する。</p> <p>(3) 原子炉冷却材の流出 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の誤操作等により原子炉冷却材が系外に流出後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し、燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈4-1(a)に記載の「原子炉冷却材の流出」に分類する。</p>	<p>(1) 崩壊熱除去機能喪失 余熱除去系の故障に伴い余熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈4-1(a)に記載の「崩壊熱除去機能喪失」に分類する。</p> <p>(2) 全交流動力電源喪失 外部電源喪失の発生時に非常用所内交流電源の電源確保に失敗する全交流動力電源喪失の発生により余熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈4-1(a)に記載の「全交流動力電源喪失」に分類する。</p> <p>(3) 原子炉冷却材の流出 原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の誤操作等による原子炉冷却材の系外への流出により余熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至る事故シーケンスを解釈4-1(a)に記載の「原子炉冷却材の流出」に分類する。</p>	<p>として評価した上で整理していることから数字が異なる（大飯に記載は無いが、泊と同様の評価である）</p> <p>【女川】 ■評価方針・設計の相違 ・泊は余熱除去系2系統の喪失を起因事象として評価していること及びPWRとBWRの設備構成の相違から記載が異なる（大飯に記載は無いが、泊と同様の評価である）</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違 【女川】 ■設計の相違 ・PWRとBWRの設備構成の相違に伴い泊はSBO時に余熱除去機能に期待しない評価としていることから記載が異なる（大飯に記載は無いが、泊と同様の評価である）</p> <p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は事象発生後の緩和策に期待しない評価としていることから記載が異なる（大飯に記載は無いが、泊と同様の評価である）</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナシグループ抽出及び重要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>3.2 重要事故シナシの選定について</p> <p>原子炉設置変更許可申請における運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策設備の有効性評価の実施に際しては、運転停止中事故シナシグループごとに重要事故シナシの選定を実施している。重要事故シナシ選定に当たっては、以下に示す「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド（以下「審査ガイド（運転停止中）」という。）」に記載の3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の選定に当たっての具体的な検討内容を以下に示す。（第3-2表参照）。</p>	<p>なお、必ず想定する事故シナシグループのうち「反応度の誤投入」については、プラント停止時には原則として全制御棒が挿入されており、複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はないこと、万一反応度事故が起こり臨界に至った場合でも、局所的な事象で収束し、燃料の著しい損傷に至ることは考え難いことから、今回の停止時PRAでは考慮していない。</p> <p>ただし、万一上記のような反応度事故が起こった場合においても、実際に局所的な事象で収束し、燃料の著しい損傷に至らないことを確認するため、「反応度の誤投入」については、有効性評価の評価対象とする事故シナシグループとした。</p> <p>3.1.2.2 追加すべき事故シナシグループの検討 今回実施したPRAでは、緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び燃料損傷に至る要因の観点で解釈4-1(a)に示されている必ず想定する事故シナシグループに対応しない事故シナシは抽出されなかった。そのため、解釈に基づき想定する事故シナシグループに追加すべき新たな事故シナシグループはないと判断した。</p> <p>3.2 重要事故シナシの選定について 3.2.1 重要事故シナシの選定の考え方</p> <p>重要事故シナシの選定に当たっては、以下に示す審査ガイドに記載の着眼点に沿って実施しており、具体的な検討内容を以下に示す。（第3-3表）</p>	<p>(4) 反応度の誤投入 プラント停止中に化学体積制御系の故障、誤操作等により反応度が添加されることで臨界に達し、燃料損傷に至る事故シナシを解釈4-1(a)に記載の「反応度の誤投入」に分類する。</p> <p>3.1.2.2 追加すべき事故シナシグループの検討 今回実施したPRAでは、緩和機能の喪失状況、プラントの状態及び燃料損傷に至る要因の観点で解釈4-1(a)に示されている必ず想定する事故シナシグループに対応しない事故シナシは抽出されなかった。そのため、解釈に基づき想定する事故シナシグループに追加すべき新たな事故シナシグループはないと判断した。</p> <p>3.2 重要事故シナシの選定について 3.2.1 重要事故シナシの選定の考え方</p> <p>原子炉設置変更許可申請における運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策設備の有効性評価の実施に際しては、運転停止中事故シナシグループごとに重要事故シナシの選定を実施している。重要事故シナシ選定に当たっては、以下に示す審査ガイドに記載の着眼点に沿って実施しており、具体的な検討内容を以下に示す（第3-3表）。</p>	<p>【女川】 ■評価方針の相違 ・泊は反応度の誤投入もPRAとして評価した上で事故シナシとして選定している（大飯に記載は無いが、泊と同様の評価である）</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川の実績反映（3.2.1項目名の記載）</p> <p>【女川】 ■記載方針の相違 ・泊はシナシ選定に関する記載を充実させている（大飯と同様）</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナリオグループ抽出及び重要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>泊と大飯の記載を比較するため、1-3-1-13 ページ（実線部分）に再掲</p> <p>なお、各事故シナリオグループに分類される事故シナリオについて、燃料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リオに占める割合の観点で主要なカットセットに対する燃料損傷防止対策の整備状況等を確認している（別紙5 3. 停止時レベル1 PRA）。</p> <p>【審査ガイド（運転停止中）に記載の着眼点】</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。 c. 運転停止中事故シナリオグループ内のシナリオの特徴を代表している。</p>	<p>【審査ガイドに記載の着眼点】</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。 c. 運転停止中事故シナリオグループ内のシナリオの特徴を代表している。</p>	<p>【審査ガイドに記載の着眼点】</p> <p>a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。 c. 運転停止中事故シナリオグループ内のシナリオの特徴を代表している。</p>	<p>【大飯】</p> <p>■記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊はカットセット確認に関する記載を3. 項末に記載している
	<p>a. 余裕時間</p> <p>崩壊熱が高く、余裕時間や必要な注水量の観点で厳しくなる事故シナリオを選定している。（第3-4表）なお、原子炉冷却材の流出量に対して、対策の余裕時間は比較的長いとした。なお、反応度の誤投入については、事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要である。（第3-3表、第3-4表）</p> <p>b. 設備容量</p> <p>設備容量については、事故シナリオグループ内での必要な設備容量の大きさに応じて「高」、「中」、「低」と3つに分類した。なお、反応度の誤投入については、事象発生後も崩壊熱除去や注水機能は喪失しないため、それらの緩和措置実施までの余裕時間の考慮は不要である。（第3-3表、第3-4表）</p>	<p>a. 余裕時間</p> <p>崩壊熱が高く、余裕時間や必要な注水量の観点で厳しくなる事故シナリオを選定している。なお、崩壊熱及び原子炉冷却材の保有水量の観点でより厳しいPOSにおける事故シナリオの発生を考慮する。</p> <p>b. 設備容量</p> <p>設備容量については、事故シナリオグループ内での必要な設備容量の大きさに応じて「高」、「中」、「低」と3つに分類した。</p>	<p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映（a, b 及び c 項の記載） <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は、原子炉冷却材の流出についての補足事項を記載しているが、泊は起因事象や事故シナリオグループに関わらず着眼点として共通する考え方を記載している。 <p>【女川】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は反応度の誤投入を停止時 PRA で考慮しないことに対する補足を記載しているが、泊は他事象同様評価していることから反応度の誤投入に関する記載をしていない（a 及び b 項）

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

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナシグループ抽出及び重要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>以下に示す4つの事故シナシグループから重要事故シナシを選定するに当たって、具体的な検討内容を以下に示す。</p> <p>(1) 崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）</p> <p>(2) 全交流動力電源喪失</p> <p>(3) 原子炉冷却材の流出</p> <p>(4) 反応度の誤投入</p> <p>(1) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>① 事故シナシ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去機能喪失 ・外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗 ・原子炉補機冷却機能喪失 <p>③ 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取出前のミッドループ運転中における余熱除去機能喪失（充てんポンプ及び高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮） 	<p>c. 代表性</p> <p>第3-2表の事故シナシごとの炉心損傷頻度を比較し、事故シナシグループ内での寄与割合が支配的なものを「高」、事故シナシグループ内での寄与割合が支配的な事故シナシの炉心損傷頻度に対して10%以上のものを「中」、10%に満たないものを「低」と3つに分類した。</p> <p>3.2.2 重要事故シナシの選定結果</p> <p>3.2.1の選定の着眼点を踏まえ、同じ事故シナシグループに複数の事故シナシ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を重要事故シナシとして選定した。</p> <p>各事故シナシグループに対する重要事故シナシの選定理由及び選定結果について、第3-3表及び以下に示す。</p> <p>(1) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>①重要事故シナシ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 	<p>c. 代表性</p> <p>第3-2表の事故シナシごとの炉心損傷頻度を比較し、事故シナシグループ内での寄与割合が支配的なものを「高」、事故シナシグループ内での寄与割合が支配的な事故シナシの炉心損傷頻度に対して10%以上のものを「中」、10%に満たないものを「低」と3つに分類した。</p> <p>3.2.2 重要事故シナシの選定結果</p> <p>3.2.1の選定の着眼点を踏まえ、同じ事故シナシグループに複数の事故シナシ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を重要事故シナシとして選定した。</p> <p>各事故シナシグループに対する重要事故シナシの選定理由及び選定結果について、第3-3表及び以下に示す。</p> <p>(1) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>① 重要事故シナシ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取出前のミッドループ運転中における余熱除去機能喪失（充てんポンプ及び高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮） 	<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(3.2.2項の記載) <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■構成の相違 ・女川実績の反映 ・泊は次の構成で記載 ①重要事故シナシ ②選定理由 ③炉心損傷防止対策（有効性評価で主に考慮） ・泊の構成に合わせて大飯の記載順序を入替（以降、同様の相違は「構成の相違」と表示） <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で抽出される事故シナシが異なり、選定シナシも異なるため、①②③

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

3. 運転停止中炉心における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナリオグループ抽出及び重要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>② 選定理由</p> <p>余裕時間について、「原子炉補機冷却機能喪失」はある一定期間余熱除去ポンプの利用が期待できる一方で、「余熱除去機能喪失」及び「外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗」は、余熱除去系が使用できず余裕時間が短くなる。「余熱除去機能喪失」及び「外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗」は、余裕時間は同等であるものの、「外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗」は「全交流動力電源喪失」に包絡される。このため、「余熱除去機能喪失」を代表として選定した。また、設備容量については各事象に差は生じない。</p> <p>なお、対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事象を選定した。</p> <p>また、蓄圧注入及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水の有効性を確認する観点から、充てんポンプ及び高圧注水ポンプの機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>④ 燃料損傷防止対策</p> <p>・蓄圧タンク+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>	<p>②選定理由</p> <p>崩壊熱の高いPOS-Sを含む可能性のある事故シナリオについては、余裕時間や必要な注水量の観点で比較的厳しくなると考えられることから、着眼点a及び着眼点bは「中」とした。一方、代表性の観点から、事故シナリオグループの中で最も炉心損傷頻度の高い事故シナリオである「崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シナリオとして選定した。</p> <p>なお、対策実施の時間余裕及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない原子炉停止1日後に、崩壊熱除去機能が喪失する事象を選定した。</p> <p>「外部電源喪失」を起因事象とする事故シナリオの対策の有効性については、全交流動力電源喪失の事故シナリオにて確認する。</p> <p>③燃料損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）</p> <p>・待機中の残留熱除去系（LPCIモード）</p>	<p>② 選定理由</p> <p>余裕時間について、「原子炉補機冷却機能喪失」はある一定期間余熱除去ポンプの利用が期待できるため着眼点aを「中」とした。一方で、「余熱除去機能喪失」及び「外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗」は、余熱除去系が使用できず余裕時間が短くなるため着眼点aを「高」とした。「余熱除去機能喪失」及び「外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗」は、余裕時間は同等であるものの、「外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗」は「全交流動力電源喪失」に包絡される。このため、「余熱除去機能喪失」を代表として選定した。また、設備容量については各事象に差は生じないため着眼点bはいずれも「高」とした。</p> <p>なお、対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事象を選定した。</p> <p>また、代替格納容器スプレイポンプを用いた炉心注水の有効性を確認する観点から、充てんポンプ及び高圧注水ポンプの機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>③ 燃料損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）</p> <p>・代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水</p>	<p>は大飯と比較する（着色せず）</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川実績の反映 ・泊は各着眼点の分類について記載を充実させている <p>【大飯】</p> <p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は1次冷却材の系外への放出の懸念等から蓄圧タンクを停止時の注水手段としていない（玄海と同様） <p>【大飯】</p> <p>■設備名称の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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） <p>【大飯】</p> <p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は1次冷却材の系外への放出の懸念等から蓄圧タンク

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

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

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要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) 全交流動力電源喪失</p> <p>① 事故シーケンス</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"> 燃料取出前のミッドループ運転中における外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失（原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮） <p>② 選定理由</p> <p>全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。原子炉設置許可取得済みの設備の緩和機能以外の燃料損傷防止対策や自主的なAM策に期待しない今回のPRAにおいては、外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故シーケンスが想定される。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に全交流動力電源が喪失する事象を選定する。さらに、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>(2) 全交流動力電源喪失</p> <p>① 重要事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 <p>② 選定理由</p> <p>崩壊熱の高いPOS-Sを含む可能性のある事故シーケンスについては、余裕時間や必要な注水量の観点で比較的厳しくなると考えられることから、着眼点a及び着眼点bは「中」とし、崩壊熱除去・炉心冷却失敗を含まないシーケンスはPOS-Sを含まず、崩壊熱量は最大でもPOS-Sの約半分であるため「低」とした。</p> <p>着眼点a及び着眼点bの結果から「外部電源喪失+直流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」及び「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」について「中」が同数となったが、代表性の観点から炉心損傷頻度が高い「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定した。</p> <p>なお、「外部電源喪失+直流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷</p>	<p>(2) 全交流動力電源喪失</p> <p>① 重要事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料取出前のミッドループ運転中における外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失（原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮） <p>② 選定理由</p> <p>全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは当該シーケンスのみである。原子炉設置許可取得済みの設備の緩和機能以外の燃料損傷防止対策や自主的なAM策に期待しない今回のPRAにおいては、外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故シーケンスが想定される。対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に全交流動力電源が喪失する事象を選定する。さらに、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>を停止時の注水手段としていない（玄海と同様）</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊は代替格納容器スプレイポンプは非常用母線から電源供給可能であるため、大飯の空冷式非常用発電装置に相当する設備は考慮不要（玄海と同様） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 構成の相違 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で抽出される事故シーケンスが異なり、選定シーケンスも異なるため、①②③は大飯と比較する（着色せず）

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

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

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要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>④ 燃料損傷防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> 蓄圧タンク+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>(3) 原子炉冷却材の流出</p> <p>① 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 水位維持失敗 オーバードレン <p>③ 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料取出前のミッドループ運転中における原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 	<p>却失敗」及び「外部電源喪失+直流電源喪失」については、選定したシーケンスにおいて直流電源復旧操作の有効性を確認することで重要事故シーケンスに包絡される。</p> <p>また、「外部電源喪失+交流電源喪失」については、「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」と有効と考えられる主な燃料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「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」の事故シーケンスは包絡性を有している。</p> <p>③燃料損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ） 常設代替交流電源設備 <p>(3) 原子炉冷却材の流出</p> <p>①重要事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 	<p>③ 燃料損傷防止対策（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) 原子炉冷却材の流出</p> <p>① 重要事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料取出前のミッドループ運転中における原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・泊は1次冷却材の系外への放出の懸念等から蓄圧タンクを停止時の炉心冷却手段としていない（玄海と同様） <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 （以下、相違理由説明を省略） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■構成の相違 ・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で抽出される事故シーケンスが異なり、選定シーケンスも異なるため、①②③は大飯と比較する（着色せず）

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

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

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要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 選定理由</p> <p>原子炉冷却材の流出として想定される起因事象としては、プラント停止期間を通じて想定される弁の誤操作等による原子炉冷却材の流出事象に加えて、1次冷却系の水抜き操作実施時の水抜き停止操作の失敗による流出継続、ミッドループ運転中に何らかの原因で1次冷却系の水位維持に失敗する事象が想定される。原子炉設置許可取得済の設備の緩和機能以外の燃料損傷防止対策や自主的なAM策に期待しない今回のPRAにおいて、これらは原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失として直接的に燃料損傷に至る同一の事故シーケンスとして想定されるため、代表として1次冷却材の流出流量が多い原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失を選定する。</p> <p>なお、対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材が流出する事象を選定する。</p> <p>④ 燃料損傷防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> ・充てんポンプによる炉心注入 <p>(4) 反応度の誤投入</p> <p>① 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ・反応度の誤投入 	<p>②選定理由</p> <p>緩和措置の実施に必要な時間はいずれのシーケンスにおいても同程度であることから、「中」とした。原子炉冷却材の流出流量が大きい「CRD交換時の冷却材流出」は、ECCSによる注水が必要であることから、設備容量の観点で、「中」とした。また、その他の事故シーケンスについては、「低」とした。事故シーケンスグループの中で最も炉心損傷頻度の高い事故シーケンスについて、「高」とした。また、事故シーケンスグループのうち最も炉心損傷頻度の高い事故シーケンスの炉心損傷頻度に対して10%以上の事故シーケンスについて、「中」とし、10%未満の事故シーケンスについて、「低」とした。</p> <p>なお、「原子炉冷却材の流出(CUWブロー時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については、炉心損傷頻度が比較的大きいものの、冷却材流出発生時には、ブロー水の排水先の放射性廃棄物処理設備の運転員による異常の認知にも期待でき、認知は容易であると考えられるため、選定から除外した。</p> <p>「原子炉冷却材の流出(CRD交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については、必要な設備容量が大きいものの、運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と流出発生箇所が同一であるため認知は容易であると考えられるため、選定から除外した。</p> <p>「原子炉冷却材の流出(LPRM交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については、必要な設備容量が比較的小さく、運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と流出発生箇所が同一であるため認知は容易であると考えられるため、選定から除外した。</p> <p>③燃料損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・待機中残留熱除去系（LPCIモード） <p>(4) 反応度の誤投入</p>	<p>② 選定理由</p> <p>原子炉冷却材の流出として想定される起因事象としては、プラント停止期間を通じて想定される弁の誤操作等による原子炉冷却材の流出事象に加えて、1次冷却系の水抜き操作実施時の水抜き停止操作の失敗による流出継続、ミッドループ運転中に何らかの原因で1次冷却系の水位維持に失敗する事象が想定される。原子炉設置許可取得済の設備の緩和機能以外の燃料損傷防止対策や自主的なAM策に期待しない今回のPRAにおいて、これらは原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失として直接的に燃料損傷に至る同一の事故シーケンスとして想定されるため、代表として1次冷却材の流出流量が多い原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失を着眼点a及びbの観点で「高」であるとして選定する。</p> <p>なお、対策実施の余裕時間及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材が流出する事象を選定する。</p> <p>③ 燃料損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・充てんポンプによる炉心注入 <p>(4) 反応度の誤投入</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 ・泊は各着眼点の分類について記載を充実させている <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■構成の相違 ・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

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナシスグループ抽出及び重要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>③ 選定結果</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉起動時における化学体積制御系の弁の誤動作等による原子炉への純水流入 <p>② 選定理由</p> <p>反応度の誤投入に係る事故シナシスは当該シナシスのみである。原子炉設置許可取得済の設備の緩和機能以外の燃料損傷防止対策や自主的なAM策に期待しない今回のPRAにおいては、原子炉起動時におけるほう素の希釈操作失敗に伴う反応度の誤投入が想定される。</p> <p>なお、原子炉起動前までは希釈が生じない措置を講じること及び臨界到達までの余裕時間を厳しく評価する観点から、原子炉起動前にほう素希釈運転中の化学体積制御系の弁の誤動作等による純水の注水により、1次冷却材が希釈され、原子炉が臨界に至る可能性がある事象を選定する。</p> <p>④ 燃料損傷防止対策</p> <ul style="list-style-type: none"> 純水注入停止操作 <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>泊と大飯の記載を比較するため、1-3-1-6～7ページ（点線部分）を再掲</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、燃料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燃料損傷防止対策の整備状況等を確認している（別紙5 3.停止時レベル1 PRA）。</p> </div>	<p>①重要事故シナシス</p> <ul style="list-style-type: none"> 制御棒の誤引き抜き <p>②選定理由</p> <p>代表性の観点から停止中に実施される試験等により、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故を想定する。</p> <p>③燃料損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> 起動領域モニタの原子炉周期短信号によるスクラム <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、燃料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重大事故等対策の整備状況等を確認している。（別紙5）</p>	<p>① 重要事故シナシス</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉起動時における化学体積制御系の弁の誤動作等による原子炉への純水流入 <p>② 選定理由</p> <p>反応度の誤投入に係る事故シナシスは当該シナシスのみである。原子炉設置許可取得済の設備の緩和機能以外の燃料損傷防止対策や自主的なAM策に期待しない今回のPRAにおいては、原子炉起動時におけるほう素の希釈操作失敗に伴う反応度の誤投入が想定される。</p> <p>なお、原子炉起動前までは希釈が生じない措置を講じること及び臨界到達までの余裕時間を厳しく評価する観点から、原子炉起動前にほう素希釈運転中の化学体積制御系の弁の誤動作等による純水の注水により、1次冷却材が希釈され、原子炉が臨界に至る可能性がある事象を選定する。</p> <p>③ 燃料損傷防止対策（有効性評価で主に考慮）</p> <ul style="list-style-type: none"> 純水注入停止操作 <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、燃料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重大事故等対策の整備状況等を確認している（別紙5）。</p>	<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事故シナシスが異なるため、①②③は大飯と比較する（着色せず） <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載箇所の相違 ・女川実績の反映 ・大飯は3.2項の冒頭に同様の内容を記載

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

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンスの選定について

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																																																
	<p>第3-1表 内部事象停止時レベル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</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RHRフロントライン系機能喪失</td> <td>5.7×10⁴/日</td> <td>プラント停止時の主要な除熱設備であるRHR(RHCモードで運転中の系統)が故障した場合の除熱失敗を想定。</td> </tr> <tr> <td>RHRサポート系機能喪失</td> <td>7.1×10⁴/日</td> <td>RHRサポート系が故障した場合、これらが必要としている複数の設備全てが使用不能となり、RHRフロントライン系の故障と比べてもその影響が大きいことから、RHRフロントライン系の故障と分けて考慮し、RHRサポート系の故障による除熱失敗を想定。</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>2.6×10⁴/日</td> <td>送電系統のトラブルにより駆動電源を喪失し除熱設備が運転停止する場合を想定。</td> </tr> <tr> <td>RHR切替時のLOCA</td> <td>2.4×10⁴/回</td> <td></td> </tr> <tr> <td>CRO交換時のLOCA</td> <td>5.5×10⁴/定期検査</td> <td>RHRの切替、CROの交換、LPDMの交換の際には作業又は操作誤り等により、冷却材が原子炉冷却材圧力バウングリ外に漏えいする可能性があるため、各々を起回事象として選定。POS-BI及びPOS-B2において生じる作業。</td> </tr> <tr> <td>LPDM交換時のLOCA</td> <td>3.3×10⁴/定期検査</td> <td></td> </tr> <tr> <td>CWブロー一時のLOCA</td> <td>8.1×10⁴/回</td> <td>原子炉ウエル満水状態から通常水位へ水位を下げる際には、CWによる原子炉圧力容器の冷却材のプロローが実施され、冷却材が系外である液体廃棄物処理系のLCW収集槽に移送される。CWブローを終了させることを忘れた場合、燃料が露出する可能性があるため、起回事象として選定。POS-CI及びPOS-DIにおいて生じる作業。</td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	発生頻度	説明	RHRフロントライン系機能喪失	5.7×10 ⁴ /日	プラント停止時の主要な除熱設備であるRHR(RHCモードで運転中の系統)が故障した場合の除熱失敗を想定。	RHRサポート系機能喪失	7.1×10 ⁴ /日	RHRサポート系が故障した場合、これらが必要としている複数の設備全てが使用不能となり、RHRフロントライン系の故障と比べてもその影響が大きいことから、RHRフロントライン系の故障と分けて考慮し、RHRサポート系の故障による除熱失敗を想定。	外部電源喪失	2.6×10 ⁴ /日	送電系統のトラブルにより駆動電源を喪失し除熱設備が運転停止する場合を想定。	RHR切替時のLOCA	2.4×10 ⁴ /回		CRO交換時のLOCA	5.5×10 ⁴ /定期検査	RHRの切替、CROの交換、LPDMの交換の際には作業又は操作誤り等により、冷却材が原子炉冷却材圧力バウングリ外に漏えいする可能性があるため、各々を起回事象として選定。POS-BI及びPOS-B2において生じる作業。	LPDM交換時のLOCA	3.3×10 ⁴ /定期検査		CWブロー一時のLOCA	8.1×10 ⁴ /回	原子炉ウエル満水状態から通常水位へ水位を下げる際には、CWによる原子炉圧力容器の冷却材のプロローが実施され、冷却材が系外である液体廃棄物処理系のLCW収集槽に移送される。CWブローを終了させることを忘れた場合、燃料が露出する可能性があるため、起回事象として選定。POS-CI及びPOS-DIにおいて生じる作業。	<p>第3-1表 内部事象停止時レベル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</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>余熱除去機能喪失</td> <td>5.8E-8/hr</td> <td>余熱除去系の弁やポンプの故障等により余熱除去機能が喪失する事象。</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>5.3E-7/hr</td> <td>外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用内交流電源（ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には自然除熱除去が不可能となる可能性がある。</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>2.3E-8/hr</td> <td>原子炉補機冷却水系の弁やポンプ等の故障により、原子炉補機冷却機能が喪失する事象。発生した場合には自然除熱除去が不可能となる可能性がある。</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウングリ機能喪失</td> <td>8.2E-7/hr</td> <td>配管破断や運転員の弁の誤操作等により原子炉冷却材が系外へ流出する事象。低圧停止時には、配管破断時には、配管破断による原子炉冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁の誤操作等による原子炉冷却材の流出を対象とする。</td> </tr> <tr> <td>水位維持失敗</td> <td>4.1E-6/ミッドタープ</td> <td>ミッドタープ運転中に何らかの原因によりRCS水位が低下し、かつ本位低下が継続する事象。</td> </tr> <tr> <td>オーバードレン</td> <td>4.1E-6/demand</td> <td>RCS水位がミッドタープまで低下した後、水位を停止する通常の操作に失敗し、本位低下が継続する事象。</td> </tr> <tr> <td>反応度の要投入</td> <td>3.1E-8/demand</td> <td>希釈操作時の運転要領に基づき、必要な希釈量の算出又は設定に失敗し、異常の増加にも失敗する事象。 ※ 制御棒の要引抜きについては、プラント停止中は高濃度ほうげん水で濃度調整が行われること、起動時においてもほうげん水濃度が高い状況で制御棒バンクDを抜く制御棒を全引抜きとすることから、制御棒要引抜き時の反応度投入は概かであるため本評価には評価対象外と判断。</td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	発生頻度	説明	余熱除去機能喪失	5.8E-8/hr	余熱除去系の弁やポンプの故障等により余熱除去機能が喪失する事象。	外部電源喪失	5.3E-7/hr	外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用内交流電源（ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には自然除熱除去が不可能となる可能性がある。	原子炉補機冷却機能喪失	2.3E-8/hr	原子炉補機冷却水系の弁やポンプ等の故障により、原子炉補機冷却機能が喪失する事象。発生した場合には自然除熱除去が不可能となる可能性がある。	原子炉冷却材圧力バウングリ機能喪失	8.2E-7/hr	配管破断や運転員の弁の誤操作等により原子炉冷却材が系外へ流出する事象。低圧停止時には、配管破断時には、配管破断による原子炉冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁の誤操作等による原子炉冷却材の流出を対象とする。	水位維持失敗	4.1E-6/ミッドタープ	ミッドタープ運転中に何らかの原因によりRCS水位が低下し、かつ本位低下が継続する事象。	オーバードレン	4.1E-6/demand	RCS水位がミッドタープまで低下した後、水位を停止する通常の操作に失敗し、本位低下が継続する事象。	反応度の要投入	3.1E-8/demand	希釈操作時の運転要領に基づき、必要な希釈量の算出又は設定に失敗し、異常の増加にも失敗する事象。 ※ 制御棒の要引抜きについては、プラント停止中は高濃度ほうげん水で濃度調整が行われること、起動時においてもほうげん水濃度が高い状況で制御棒バンクDを抜く制御棒を全引抜きとすることから、制御棒要引抜き時の反応度投入は概かであるため本評価には評価対象外と判断。	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 ・起回事象や発生頻度等が異なる <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は記載充実のため本表を追加している
起回事象	発生頻度	説明																																																	
RHRフロントライン系機能喪失	5.7×10 ⁴ /日	プラント停止時の主要な除熱設備であるRHR(RHCモードで運転中の系統)が故障した場合の除熱失敗を想定。																																																	
RHRサポート系機能喪失	7.1×10 ⁴ /日	RHRサポート系が故障した場合、これらが必要としている複数の設備全てが使用不能となり、RHRフロントライン系の故障と比べてもその影響が大きいことから、RHRフロントライン系の故障と分けて考慮し、RHRサポート系の故障による除熱失敗を想定。																																																	
外部電源喪失	2.6×10 ⁴ /日	送電系統のトラブルにより駆動電源を喪失し除熱設備が運転停止する場合を想定。																																																	
RHR切替時のLOCA	2.4×10 ⁴ /回																																																		
CRO交換時のLOCA	5.5×10 ⁴ /定期検査	RHRの切替、CROの交換、LPDMの交換の際には作業又は操作誤り等により、冷却材が原子炉冷却材圧力バウングリ外に漏えいする可能性があるため、各々を起回事象として選定。POS-BI及びPOS-B2において生じる作業。																																																	
LPDM交換時のLOCA	3.3×10 ⁴ /定期検査																																																		
CWブロー一時のLOCA	8.1×10 ⁴ /回	原子炉ウエル満水状態から通常水位へ水位を下げる際には、CWによる原子炉圧力容器の冷却材のプロローが実施され、冷却材が系外である液体廃棄物処理系のLCW収集槽に移送される。CWブローを終了させることを忘れた場合、燃料が露出する可能性があるため、起回事象として選定。POS-CI及びPOS-DIにおいて生じる作業。																																																	
起回事象	発生頻度	説明																																																	
余熱除去機能喪失	5.8E-8/hr	余熱除去系の弁やポンプの故障等により余熱除去機能が喪失する事象。																																																	
外部電源喪失	5.3E-7/hr	外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用内交流電源（ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には自然除熱除去が不可能となる可能性がある。																																																	
原子炉補機冷却機能喪失	2.3E-8/hr	原子炉補機冷却水系の弁やポンプ等の故障により、原子炉補機冷却機能が喪失する事象。発生した場合には自然除熱除去が不可能となる可能性がある。																																																	
原子炉冷却材圧力バウングリ機能喪失	8.2E-7/hr	配管破断や運転員の弁の誤操作等により原子炉冷却材が系外へ流出する事象。低圧停止時には、配管破断時には、配管破断による原子炉冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁の誤操作等による原子炉冷却材の流出を対象とする。																																																	
水位維持失敗	4.1E-6/ミッドタープ	ミッドタープ運転中に何らかの原因によりRCS水位が低下し、かつ本位低下が継続する事象。																																																	
オーバードレン	4.1E-6/demand	RCS水位がミッドタープまで低下した後、水位を停止する通常の操作に失敗し、本位低下が継続する事象。																																																	
反応度の要投入	3.1E-8/demand	希釈操作時の運転要領に基づき、必要な希釈量の算出又は設定に失敗し、異常の増加にも失敗する事象。 ※ 制御棒の要引抜きについては、プラント停止中は高濃度ほうげん水で濃度調整が行われること、起動時においてもほうげん水濃度が高い状況で制御棒バンクDを抜く制御棒を全引抜きとすることから、制御棒要引抜き時の反応度投入は概かであるため本評価には評価対象外と判断。																																																	

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

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオの選定について

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
第3-1表 運転停止中事故シナリオグループ別炉心損傷頻度						第3-2表 運転停止中事故シナリオグループ別炉心損傷頻度						第3-2表 運転停止中事故シナリオグループ別炉心損傷頻度						
事故シナリオ	シナリオ別 CDF (1/炉年)	全CDFへの寄与割合 (%)	炉心損傷に至る主要因	グループ別 CDF (1/炉年)	全CDFへの寄与割合 (%)	事故シナリオグループ	備考	シナリオ No.	シナリオ別 CDF (1/炉年)	炉心損傷に至る主要因	グループ別 CDF (1/炉年)	全CDFへの寄与割合 (%)	運転停止中事故シナリオグループ	備考				
余熱除去機能喪失	6.4E-05	15.2%	余熱除去機能の喪失	7.6E-05	18.0%	(a) 除熱除去機能喪失 (RRRの段階による停止時冷却機能喪失)	全炉心損傷頻度の100%を燃料損傷防止対策にてカバー	(1)	9.0×10 ⁻⁷	崩壊熱の除去に失敗	9.3×10 ⁻⁷	94.8%	崩壊熱除去機能喪失	全炉心損傷頻度の100%を燃料損傷防止対策にてカバー				
外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗	2.7E-06	0.6%	外部電源喪失+非常用炉内冷却電源喪失	1.0E-06	0.2%	(b) 全交流動力電源喪失		(2)	3.2×10 ⁻⁸	サポート機能(電源機能)の喪失	5.1×10 ⁻⁸	5.1%	全交流動力電源喪失					
原子炉補機冷却機能喪失	9.2E-06	2.2%	原子炉冷却材の喪失(流出)	3.0E-04	81.8%	(c) 原子炉冷却材の流出		(3)	2.2×10 ⁻¹¹	原子炉冷却材の喪失	3.5×10 ⁻¹⁰	<0.1%	原子炉冷却材の流出					
外部電源喪失+非常用炉内冷却電源喪失	1.0E-06	0.2%	反応度の増投入	5.3E-06	<0.1%	(d) 反応度の増投入		(4)	1.7×10 ⁻¹²	原子炉冷却材の喪失	2.3×10 ⁻¹²	<0.1%	反応度の増投入					
原子炉冷却材圧力バウナジ機能喪失	3.3E-04	77.8%	-	4.2E-04	100.0%	-		(5)	3.5×10 ⁻⁸	-	9.8×10 ⁻⁷	100.0%	-					
水位維持失敗	8.4E-06	2.0%	-	-	-	-		(6)	1.6×10 ⁻⁸	-	-	-	-		-			
オーバードレン	8.4E-06	2.0%	-	-	-	-		(7)	1.7×10 ⁻¹⁰	-	-	-	-		-			
反応度の増投入	5.3E-06	<0.1%	-	-	-	-		(8)	1.7×10 ⁻¹⁰	-	-	-	-		-			
合計	4.2E-04	100.0%	-	4.2E-04	100.0%	-		(9)	4.0×10 ⁻¹²	-	-	-	-		-			
								(10)	2.3×10 ⁻¹²	-	-	-	-		-			
							合計	9.8×10 ⁻⁷	-	-	-	100.0%	-					

【女川】
 ■個別評価による相違
 ・事故シナリオやCDF値等が異なる
 【女川】
 ■記載方針の相違
 ・泊は事故シナリオ別の全CDFへの寄与割合を記載している(大阪と同様)
 【女川】
 ■記載表現の相違
 ・泊は定検頻度が約1回/炉年であることからCDFの単位を出力時と同様(/炉年)としている
 【大阪】
 ■個別評価による相違
 ・CDF値の結果が異なる

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオの選定について

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

第3-2表 重要事故シナリオ（運転停止中）の選定について

事故シナリオグループ	事故シナリオ	燃料損傷防止対策	重要事故シナリオの選定の考え方				
			a	b	c	d	e
1	① 炉冷却系機能喪失 RHRの取組による 停止時の炉冷却機能喪失	外周電源喪失+外周冷却系による炉冷却 +炉冷却系機能喪失 +炉冷却系機能喪失	高	高	高	高	高
			中	中	中	中	中
			低	低	低	低	低
			中	中	中	中	中
2	② 全交直流動力電源喪失	+炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置 +炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置	高	高	高	高	高
			中	中	中	中	中
3	炉子炉冷却材の排出	+炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置 +炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置	高	高	高	高	高
			中	中	中	中	中
4	反応度の投入	純水注入停止操作	高	高	高	高	高
			中	中	中	中	中

○：選定した重要事故シナリオ

第3-3表 重要事故シナリオ（運転停止中）の選定について (1/3)

事故シナリオグループ	事故シナリオ	燃料損傷防止対策	重要事故シナリオの選定の考え方				
			a	b	c	d	e
① 炉冷却系機能喪失 RHRの取組による 停止時の炉冷却機能喪失	外周電源喪失+外周冷却系による炉冷却 +炉冷却系機能喪失 +炉冷却系機能喪失	+炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置 +炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置	高	高	高	高	高
			中	中	中	中	中
② 全交直流動力電源喪失	+炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置 +炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置	+炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置 +炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置	高	高	高	高	高
			中	中	中	中	中
③ 炉子炉冷却材の排出	+炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置 +炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置	+炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置 +炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置	高	高	高	高	高
			中	中	中	中	中
④ 反応度の投入	純水注入停止操作	純水注入停止操作	高	高	高	高	高
			中	中	中	中	中

注：停止時に、炉冷却系機能喪失した場合であっても、炉子炉注水を表層する事で燃料損傷を防止できる。
 (原子的電源（炉子炉冷却材）や炉冷却系（炉子炉冷却材）→炉冷却系を防止し、その後長期間的な安定化他の情報の為に炉冷却系除去等を要する)

第3-3表 重要事故シナリオ（運転停止中）の選定について (1/2)

事故シナリオグループ	事故シナリオ	燃料損傷防止対策	重要事故シナリオの選定の考え方				
			a	b	c	d	e
① 炉冷却系機能喪失 RHRの取組による 停止時の炉冷却機能喪失	外周電源喪失+外周冷却系による炉冷却 +炉冷却系機能喪失 +炉冷却系機能喪失	+炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置 +炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置	高	高	高	高	高
			中	中	中	中	中
② 全交直流動力電源喪失	+炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置 +炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置	+炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置 +炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置	高	高	高	高	高
			中	中	中	中	中
③ 炉子炉冷却材の排出	+炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置 +炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置	+炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置 +炉冷却系機能喪失+非常用電源供給装置	高	高	高	高	高
			中	中	中	中	中

【女川】
 ■個別評価による相違
 ・PWRとBWRの設計の相違により事故シナリオや燃料損傷防止策が異なるため第3-3表は大飯と比較する(着色せず)
 【大飯】
 ■記載内容の相違
 ・女川実績の反映
 ・泊は各着点についての説明や重要事故シナリオが他の事故シナリオを包括する説明を充実化している
 ・泊はcの着点の高中低の分類について、女川の考え方に合わせている
 ・泊は事故シナリオグループ内に事故シナリオが1つのみの場合は、各着点について「-」として重要事故シナリオとして選定している
 【大飯】
 ■設計の相違
 ・泊は1次冷却材の系外への放出の懸念等から蓄圧タンクを停止時の注水手段としていない(玄海と同様)
 ・泊は代替格納容器スプレイポンプは非常用母線から電源供給可能であるため、大飯の空冷式非常用発電装置に相当する設備を記載していない(玄海と同様)

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

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオの選定について

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
<p>比較のため大飯の第3-2図を再掲している</p>						
<p>重要事故シナリオの選定の考え方 備考：b：余裕時間、c：代表シナリオ</p>						
事故シナリオグループ	事故シナリオ	燃料損傷防止対策	シナリオ	シナリオ	シナリオ	
1 炉内燃料損傷防止 （炉内燃料損傷防止）	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	
	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	
	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	
	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	
2 炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	
	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	
3 炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	
	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	
4 炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	
	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	

第3-3表 重要事故シナリオ（運転停止中）の選定について（2/2）

事故シナリオグループ	事故シナリオ	燃料損傷防止対策	シナリオ	
			シナリオ	シナリオ
1 炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止
			炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止
2 炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止
			炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止
3 炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止
			炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止
4 炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止
			炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止

第3-3表 重要事故シナリオ（運転停止中）の選定について（2/2）

事故シナリオグループ	事故シナリオ	燃料損傷防止対策	シナリオ	
			シナリオ	シナリオ
1 炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止
			炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止
2 炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止
			炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止
3 炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止
			炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止
4 炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止
			炉内燃料損傷防止	炉内燃料損傷防止

【女川】
 ■個別評価による相違
 ・PWRとBWRの設計の相違により事故シナリオや燃料損傷防止策が異なるため第3-3表は大飯と比較する（着色せず）
 【大飯】
 ■記載内容の相違
 ・女川の実績反映
 ・泊は各着眼点についての説明や重要事故シナリオが他の事故シナリオを包括する説明を充実化している
 ・泊はcの着眼点の高中低の分類について、女川の考え方に合わせている
 ・泊は事故シナリオグループ内に事故シナリオが1つのみの場合は、各着眼点について「-」として重要事故シナリオとして選定している

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

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナリオグループ抽出及び重要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>第9-4表 炉心損傷までの余裕時間について</p> <p>(a) 瞬時熱除去機能喪失及び外置式電源喪失を起因事象とする場合</p> <table border="1" data-bbox="840 849 1079 1110"> <thead> <tr> <th>POS</th> <th>炉心損傷までの余裕時間(h)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>S</td><td>4</td></tr> <tr><td>A1</td><td>6</td></tr> <tr><td>A2</td><td>9</td></tr> <tr><td>B1</td><td>81</td></tr> <tr><td>B2</td><td>153</td></tr> <tr><td>C1</td><td>35</td></tr> <tr><td>C2</td><td>42</td></tr> <tr><td>D</td><td>43</td></tr> </tbody> </table> <p>(b) 一次冷却材ポンプダウンリ機能喪失を起因事象とする場合</p> <table border="1" data-bbox="828 276 1010 743"> <thead> <tr> <th>冷却材流出事象</th> <th>CRD交換</th> <th>LRM交換</th> <th>RHR切替</th> <th>CVプロロー</th> </tr> <tr> <th>POS</th> <th>B1</th> <th>B1</th> <th>B2</th> <th>C1,D</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心損傷に至る 流出量(m³)</td> <td colspan="4" rowspan="3" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> <tr> <td>冷却材流出量 (m³/h)</td> </tr> <tr> <td>炉心損傷までの 余裕時間(h)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 CRD口径が更新した場合を想定 ※2 LRM口径が更新した場合を想定</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	POS	炉心損傷までの余裕時間(h)	S	4	A1	6	A2	9	B1	81	B2	153	C1	35	C2	42	D	43	冷却材流出事象	CRD交換	LRM交換	RHR切替	CVプロロー	POS	B1	B1	B2	C1,D	炉心損傷に至る 流出量(m³)					冷却材流出量 (m³/h)	炉心損傷までの 余裕時間(h)		<p>【女川】</p> <p>■評価方針の相違</p> <p>・泊は保守的に POS5 を想定した時間余裕を全 POS に適用しているため、POS ごとに余裕時間を整理した本表は不要としている（玄海と同様）</p>
POS	炉心損傷までの余裕時間(h)																																					
S	4																																					
A1	6																																					
A2	9																																					
B1	81																																					
B2	153																																					
C1	35																																					
C2	42																																					
D	43																																					
冷却材流出事象	CRD交換	LRM交換	RHR切替	CVプロロー																																		
POS	B1	B1	B2	C1,D																																		
炉心損傷に至る 流出量(m³)																																						
冷却材流出量 (m³/h)																																						
炉心損傷までの 余裕時間(h)																																						

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

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオの選定について

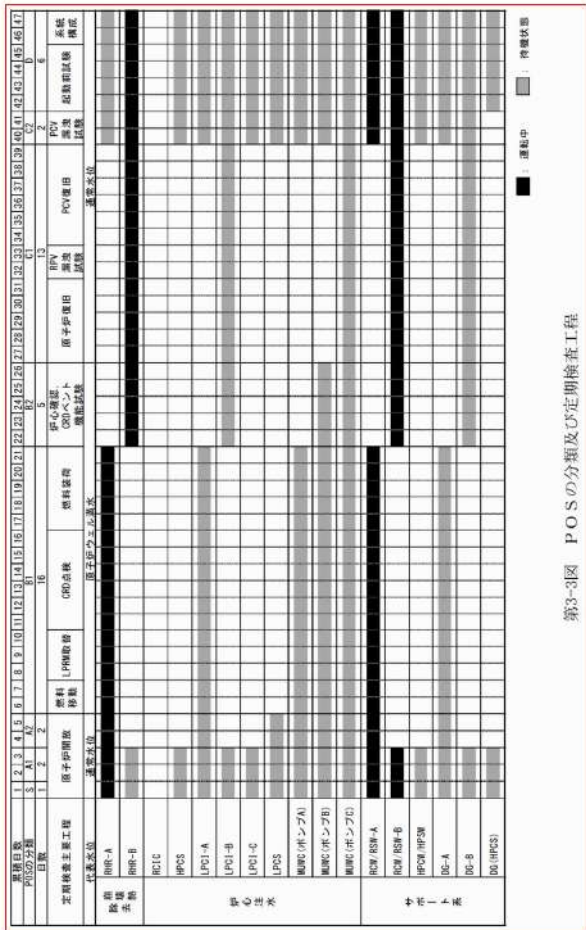
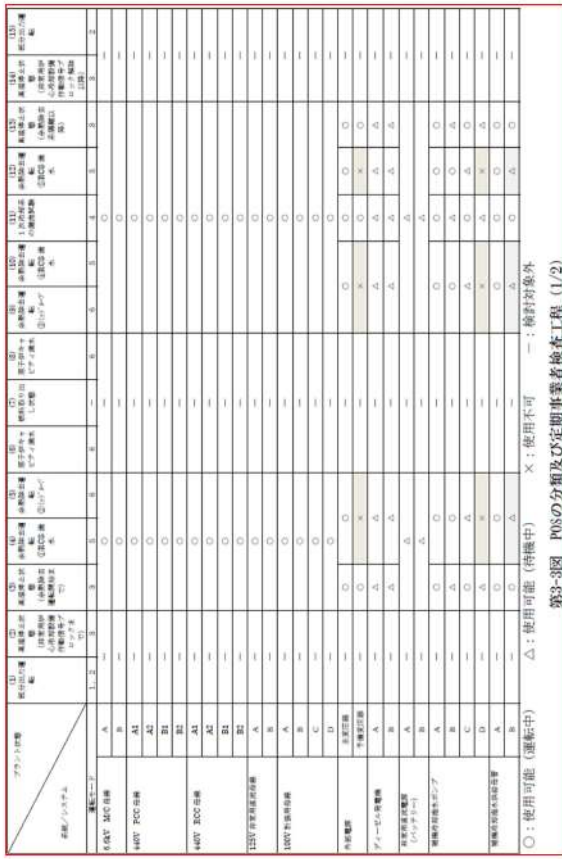
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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3-1図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移</p>	<p>第3-2図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移</p>	<p>第3-2図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・PWR と BWR の設計の相違により定検中のプラント状態が異なる（大阪と同様）

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

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオの選定について

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
<p>第3-3図 POSの分類及び定期検査工程</p> 		<p>第3-3図 POSの分類及び定期事業者検査工程 (1/2)</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"> ■運用の相違 ・評価対象とする定検における各POSの各系統の運転状態実績であるため、プラントごとに内容が異なる

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンスの選定について

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
		<p>第3-3図 POSの分類及び定期事業者検査工程(2/2)</p> <p>○：使用可能(運転中) △：使用可能(待機中) ×：使用不可 -：絶対対象外</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"> ■運用の相違 ・評価対象とする定検における各POSの各系統の運転状態実績であるため、プラントごとに内容が異なる

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

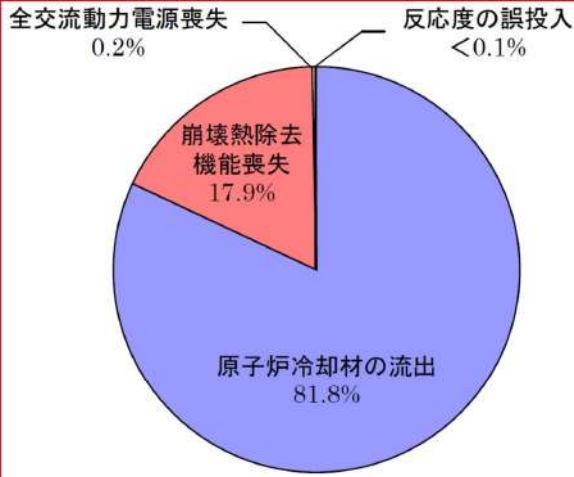
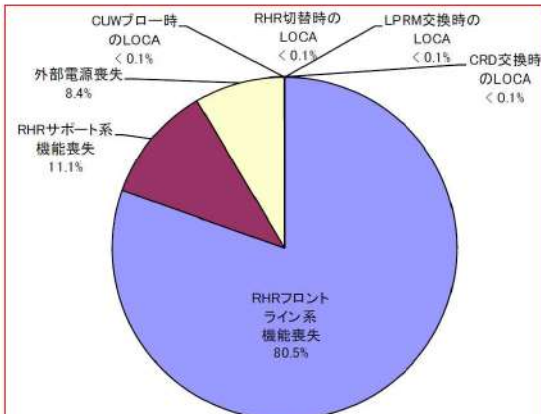
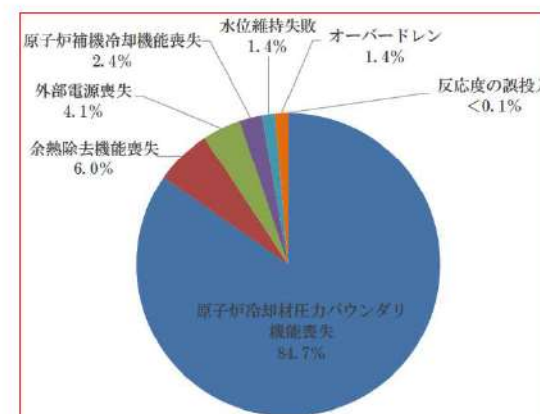
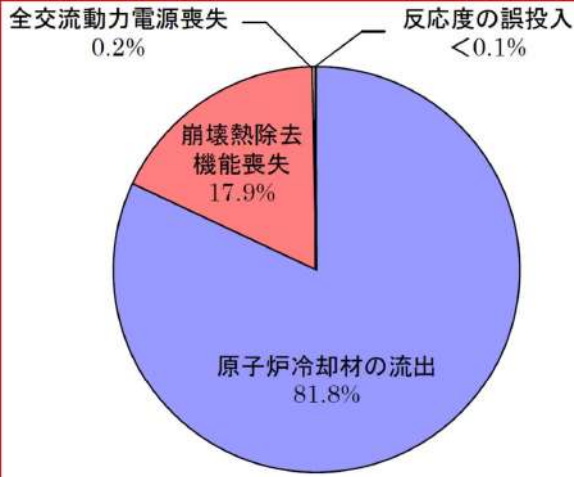
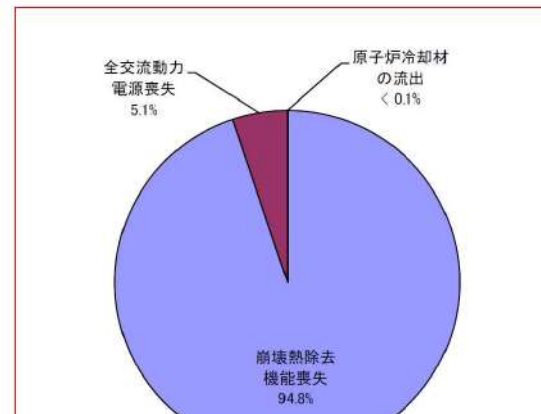
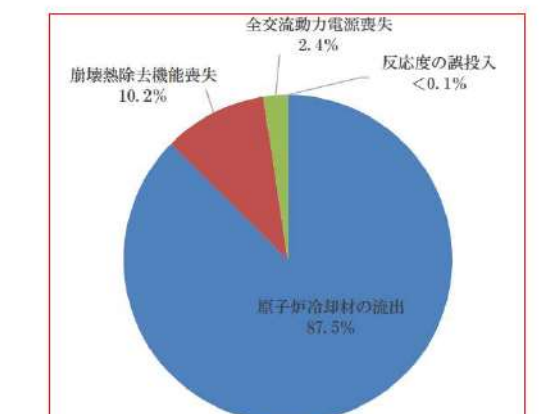
3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シナリオグループ抽出及び重要事故シナリオの選定について

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																				
<table border="1"> <tr> <td colspan="2">余熱除去機能喪失</td> <td colspan="2">事故シナリオ</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">余熱除去機能喪失</td> </tr> </table>		余熱除去機能喪失		事故シナリオ				余熱除去機能喪失				<table border="1"> <tr> <td colspan="2">余熱除去機能喪失</td> <td colspan="2">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"></td> <td colspan="2">余熱除去機能喪失</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>(1)</td> </tr> </table>				余熱除去機能喪失		事故シナリオ		事故シナリオグループ	シナリオNo.			余熱除去機能喪失		崩壊熱除去機能喪失	(1)	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・起因事象や事故シナリオが相違している <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載内容の相違 ・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3-2表に示した事故シナリオの番号と紐づけた
余熱除去機能喪失		事故シナリオ																										
		余熱除去機能喪失																										
余熱除去機能喪失		事故シナリオ		事故シナリオグループ	シナリオNo.																							
		余熱除去機能喪失		崩壊熱除去機能喪失	(1)																							
<table border="1"> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>非常用所内交流電源</td> <td>余熱除去系による冷却</td> <td>事故シナリオ</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>炉心冷却成功 外部電源喪失 +余熱除去系による冷却失敗 外部電源喪失 +非常用所内交流電源喪失</td> </tr> </table>		外部電源喪失	非常用所内交流電源	余熱除去系による冷却	事故シナリオ				炉心冷却成功 外部電源喪失 +余熱除去系による冷却失敗 外部電源喪失 +非常用所内交流電源喪失			<table border="1"> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>非常用所内交流電源</td> <td>余熱除去系による冷却</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="3"></td> <td>炉心冷却成功 外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失</td> <td>崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失</td> <td>(2) (4)</td> </tr> </table>				外部電源喪失	非常用所内交流電源	余熱除去系による冷却	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 外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失	(2) (4)	
外部電源喪失	非常用所内交流電源	余熱除去系による冷却	事故シナリオ																									
			炉心冷却成功 外部電源喪失 +余熱除去系による冷却失敗 外部電源喪失 +非常用所内交流電源喪失																									
外部電源喪失	非常用所内交流電源	余熱除去系による冷却	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 外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	崩壊熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失	(2) (4)																							
<table border="1"> <tr> <td colspan="2">原子炉補機冷却機能喪失</td> <td colspan="2">事故シナリオ</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">原子炉補機冷却機能喪失</td> </tr> </table>		原子炉補機冷却機能喪失		事故シナリオ				原子炉補機冷却機能喪失				<table border="1"> <tr> <td colspan="2">原子炉補機冷却機能喪失</td> <td colspan="2">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"></td> <td colspan="2">原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>(3)</td> </tr> </table>				原子炉補機冷却機能喪失		事故シナリオ		事故シナリオグループ	シナリオNo.			原子炉補機冷却機能喪失		崩壊熱除去機能喪失	(3)	
原子炉補機冷却機能喪失		事故シナリオ																										
		原子炉補機冷却機能喪失																										
原子炉補機冷却機能喪失		事故シナリオ		事故シナリオグループ	シナリオNo.																							
		原子炉補機冷却機能喪失		崩壊熱除去機能喪失	(3)																							
<table border="1"> <tr> <td colspan="2">原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</td> <td colspan="2">事故シナリオ</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</td> </tr> </table>		原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失		事故シナリオ				原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失				<table border="1"> <tr> <td colspan="2">原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</td> <td colspan="2">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"></td> <td colspan="2">原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</td> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>(5)</td> </tr> </table>				原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失		事故シナリオ		事故シナリオグループ	シナリオNo.			原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失		原子炉冷却材の流出	(5)	
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失		事故シナリオ																										
		原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失																										
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失		事故シナリオ		事故シナリオグループ	シナリオNo.																							
		原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失		原子炉冷却材の流出	(5)																							
<table border="1"> <tr> <td colspan="2">水位維持失敗</td> <td colspan="2">事故シナリオ</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">水位維持失敗</td> </tr> </table>		水位維持失敗		事故シナリオ				水位維持失敗				<table border="1"> <tr> <td colspan="2">水位維持失敗</td> <td colspan="2">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"></td> <td colspan="2">水位維持失敗</td> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>(6)</td> </tr> </table>				水位維持失敗		事故シナリオ		事故シナリオグループ	シナリオNo.			水位維持失敗		原子炉冷却材の流出	(6)	
水位維持失敗		事故シナリオ																										
		水位維持失敗																										
水位維持失敗		事故シナリオ		事故シナリオグループ	シナリオNo.																							
		水位維持失敗		原子炉冷却材の流出	(6)																							
<table border="1"> <tr> <td colspan="2">オーバードレン</td> <td colspan="2">事故シナリオ</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">オーバードレン</td> </tr> </table>		オーバードレン		事故シナリオ				オーバードレン				<table border="1"> <tr> <td colspan="2">オーバードレン</td> <td colspan="2">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"></td> <td colspan="2">オーバードレン</td> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>(7)</td> </tr> </table>				オーバードレン		事故シナリオ		事故シナリオグループ	シナリオNo.			オーバードレン		原子炉冷却材の流出	(7)	
オーバードレン		事故シナリオ																										
		オーバードレン																										
オーバードレン		事故シナリオ		事故シナリオグループ	シナリオNo.																							
		オーバードレン		原子炉冷却材の流出	(7)																							
<table border="1"> <tr> <td colspan="2">反応度の誤投入</td> <td colspan="2">事故シナリオ</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">反応度の誤投入</td> </tr> </table>		反応度の誤投入		事故シナリオ				反応度の誤投入				<table border="1"> <tr> <td colspan="2">反応度の誤投入</td> <td colspan="2">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"></td> <td colspan="2">反応度の誤投入</td> <td>反応度の誤投入</td> <td>(8)</td> </tr> </table>				反応度の誤投入		事故シナリオ		事故シナリオグループ	シナリオNo.			反応度の誤投入		反応度の誤投入	(8)	
反応度の誤投入		事故シナリオ																										
		反応度の誤投入																										
反応度の誤投入		事故シナリオ		事故シナリオグループ	シナリオNo.																							
		反応度の誤投入		反応度の誤投入	(8)																							
<p>第3-2図 停止時PRAにおけるイベントツリー</p>		<p>第3-4図 内部事象停止時レベル1 PRAイベントツリー</p>		<p>第3-4図 内部事象停止時レベル1 PRAイベントツリー</p>																								

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

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

3. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の運転停止中事故シーケンスグループ抽出及び重要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>第3-3図 停止時PRAの定量化結果 (運転停止中事故シーケンスグループごとの寄与割合)</p>	 <p>第3-5図 起因果事象別の寄与割合</p> <p>全炉心損傷頻度：9.8×10^{-7} (ノ定期検査)</p>	 <p>第3-5図 起因果事象別の寄与割合</p> <p>炉心損傷頻度=$6.0E-4$</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 ・記載充実のため起因果事象別の寄与割合の図を記載している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 ・起因果事象や寄与割合等が異なる
 <p>第3-3図 停止時PRAの定量化結果 (運転停止中事故シーケンスグループごとの寄与割合)</p>	 <p>第3-6図 事故シーケンスグループ別の寄与割合</p>	 <p>第3-6図 事故シーケンスグループ別の寄与割合</p> <p>炉心損傷頻度=$6.0E-4$</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 <p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■個別評価による相違 ・崩壊熱除去機能喪失については、大飯は前半 POS での崩壊熱除去機能喪失による炉心損傷頻度(h)が泊より大きく、また、その前半 POS の継続時間が定検実績時間に占める割合も泊より高いことが主な要因となり、全体に占める寄与割合が泊と比べて高くなっていると考えられる ・全交流動力電源喪失については、泊は事象発生前人的過誤に起因するサポート系喪失による非常用ディーゼル発電機の失敗が主な要因となり、全体に占める寄与割合が大飯と比べて高くなっていると考えられる

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について

4. 事故シナシグループ抽出及び重要事故シナシ等の選定に活用したPRAの実施プロセスについて

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定に活用したPRAの実施プロセスについて</p> <p>事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定に際して適用可能としたPRAの実施に際しては、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に評価を実施し、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した（別紙14）。</p> <p>また、今回のPRAの評価プロセスの確認及び更なる品質向上を目的として、専門家によるピアレビューを実施した。</p> <p>その結果、今回実施したPRAにおいて、事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認した（別紙15）。</p>	<p>4 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定に活用したPRAの実施プロセスについて</p> <p>事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定に際して適用可能としたPRAは、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に実施した。</p> <p>これらのPRAについて、PRAの実施プロセスの確認及び更なる品質向上を目的とし、一般社団法人日本原子力学会の実施基準への対応状況及びPRAの手法の妥当性について、海外のレビューを含む専門家によるピアレビューを実施した。</p> <p>なお、本ピアレビューでは、第三者機関から発行されている「PSAピアレビューガイドライン」（平成21年6月一般社団法人日本原子力技術協会）を参考にした。ピアレビューの結果、実施したPRAにおいて、事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認した。その結果を別紙12に示す。</p> <p>また、各実施項目について、「PRAの説明における参照事項」（平成25年9月原子力規制庁）において参照すべき事項として挙げられているレベル1PRA（内部事象、内部事象（停止時）、外部事象（地震及び津波））、レベル1.5PRA（内部事象、外部事象（地震））の対応状況を確認した。その結果を別紙13に示す。</p>	<p>4. 事故シナシグループ、重要事故シナシ等の選定に活用したPRAの実施プロセスについて</p> <p>事故シナシグループ、重要事故シナシ等の選定に際して適用可能としたPRAは、一般社団法人日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に実施した。</p> <p>これらのPRAについて、PRAの実施プロセスの確認及び更なる品質向上を目的とし、一般社団法人日本原子力学会の実施基準への対応状況及びPRAの手法の妥当性について、海外のレビューを含む専門家によるピアレビューを実施した。</p> <p>なお、本ピアレビューでは、第三者機関から発行されている「PSAピアレビューガイドライン」（平成21年6月一般社団法人日本原子力技術協会）を参考にした。ピアレビューの結果、実施したPRAにおいて、事故シナシグループ、重要事故シナシ等の選定結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認した。その結果を別紙15に示す。</p> <p>また、各実施項目について、「PRAの説明における参照事項」（平成25年9月原子力規制庁）において参照すべき事項として挙げられているレベル1PRA（内部事象、内部事象（停止時）、外部事象（地震及び津波））、レベル1.5PRA（内部事象、外部事象（地震））の対応状況を確認した。その結果を別紙16に示す。</p>	<p>【女川】【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載箇所の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>(着色せず)</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p>有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について</p> <p>重大事故等対策の有効性評価に係る個別プラントでの事故シーケンスグループ等の選定に際しては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に「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すること。」と記載されている。</p> <p>今回の申請書作成に当たっては外部事象に関しては手法が適用可能な段階にあるものとして地震、津波のレベル1PRAを対象に実施した。火災、溢水及びその他外部事象についてはPRA手法の確立に向けた検討を実施中の段階であったり、起因事象発生頻度等現実的な定量評価の実施に際して必要となるデータの整備を実施していく段階であることから、現段階では「適用可能なもの」に含まれないものと判断したが、「それに代わる手法」として、これらの外部事象の影響を考慮した場合の事故シーケンスグループ等の選定への影響について以下のとおり検討・整理した。</p> <p>1. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループの選定に係る検討（レベル1PRA）</p> <p>1.1 火災、溢水の影響</p> <p>外部事象のうち、火災、溢水についてはレベル1PRAの手法確立・個別プラントへの展開に係る検討作業がある程度進んでいることを踏まえ、PRAを念頭にして想定される起因事象を整理した結果を第1表及び第2表に示す。</p>	<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p>有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について</p> <p>重大事故の有効性評価に係る個別プラントでの事故シーケンスグループの選定に際しては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に「個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。」と記載されている。</p> <p>今回の申請に当たって、外部事象に関しては手法が適用可能な段階にあると判断した地震、津波を対象にレベル1PRAを実施した。内部溢水、内部火災及びその他外部事象に関するレベル1PRA及び外部事象レベル1.5PRA並びに停止時レベル1PRAについては、PRA手法の確立に向けた検討が進められている段階又は現実的な定量評価の実施に向けて必要なデータ整備を進めていく段階であることから、現段階では「適用可能なもの」に含まれないと判断し、「それに代わる方法」として、これら外部事象の影響を考慮した場合の事故シーケンスグループ選定への影響について以下のとおり整理した。</p> <p>1. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ抽出に係る検討</p> <p>1.1 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>今回はPRAの適用を見合わせたが、内部溢水、内部火災についてはレベル1PRAの手法確立・個別プラントへの展開に係る検討作業がある程度進んでいる。</p> <p>このことを踏まえ、PRAを念頭にして、内部溢水、内部火災の発生によって誘発される可能性がある起因事象を、定性的な分析によって抽出した。抽出結果を表1に示す。</p>	<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p>有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について</p> <p>重大事故等対策の有効性評価に係る個別プラントでの事故シーケンスグループ等の選定に際しては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に「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すること。」と記載されている。</p> <p>今回の申請に当たって、外部事象に関しては手法が適用可能な段階にあると判断した地震、津波を対象にレベル1PRAを実施した。内部溢水、内部火災及びその他外部事象に関するレベル1PRA並びに外部事象レベル1.5PRA及び停止時レベル1PRAについては、PRA手法の確立に向けた検討が進められている段階又は現実的な定量評価の実施に向けて必要なデータ整備を進めていく段階であることから、現段階では「適用可能なもの」に含まれないと判断し、「それに代わる方法」として、これら外部事象の影響を考慮した場合の事故シーケンスグループ等選定への影響について以下のとおり整理した。</p> <p>1. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ抽出に係る検討</p> <p>1.1 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>今回はPRAの適用を見合わせたが、内部溢水、内部火災についてはレベル1PRAの手法確立・個別プラントへの展開に係る検討作業がある程度進んでいる</p> <p>このことを踏まえ、PRAを念頭にして、内部溢水、内部火災の発生によって誘発される可能性がある起因事象を、定性的な分析によって抽出した。抽出結果を第1表に示す。</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・泊は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の記載にあわせている</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>■記載表現の相違</p> <p>・別紙1のタイトル、本文の「はじめに」に合わせて「事故シーケンスグループ等の選定」としている</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>（以下、相違理由説明を省略）</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4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: 5px;"> <p>内部溢水及び内部火災により誘発される起回事象を比較するため、37条 付録1-別紙1-15（実践部分）に再掲している</p> <p>第1表 内部溢水により誘発される起回事象 （原子力学会標準附属書に記載の例）</p> <table border="1" data-bbox="152 395 712 673"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>起回事象を誘発する要因の例</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>小破断LOCA</td> <td>溢水による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>溢水による主給水ポンプ等の機能喪失</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断</td> <td>溢水による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動</td> </tr> <tr> <td>過渡事象/手動停止</td> <td>溢水による原子炉トリップ/手動停止</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>溢水による常用母線等の機能喪失</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>溢水による原子炉補機冷却水ポンプ等の機能喪失</td> </tr> </tbody> </table> <p>第2表 内部火災により誘発される起回事象</p> <table border="1" data-bbox="152 753 712 1104"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>起回事象を誘発する要因の例</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>小破断LOCA</td> <td>火災による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動 火災によるRCPシール冷却機能喪失</td> </tr> <tr> <td>IS-LOCA</td> <td>火災による隔離弁制御回路の誤作動</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>火災による主給水ポンプの機能喪失</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断</td> <td>火災による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動</td> </tr> <tr> <td>過渡事象/手動停止</td> <td>火災による原子炉トリップ/手動停止</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>火災による常用母線の機能喪失</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>火災による原子炉補機冷却水ポンプの機能喪失</td> </tr> </tbody> </table> </div>	起回事象	起回事象を誘発する要因の例	小破断LOCA	溢水による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動	主給水流量喪失	溢水による主給水ポンプ等の機能喪失	2次冷却系の破断	溢水による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動	過渡事象/手動停止	溢水による原子炉トリップ/手動停止	外部電源喪失	溢水による常用母線等の機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失	溢水による原子炉補機冷却水ポンプ等の機能喪失	起回事象	起回事象を誘発する要因の例	小破断LOCA	火災による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動 火災によるRCPシール冷却機能喪失	IS-LOCA	火災による隔離弁制御回路の誤作動	主給水流量喪失	火災による主給水ポンプの機能喪失	2次冷却系の破断	火災による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動	過渡事象/手動停止	火災による原子炉トリップ/手動停止	外部電源喪失	火災による常用母線の機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失	火災による原子炉補機冷却水ポンプの機能喪失	<p>表1に示す起回事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て炉心損傷に至る可能性があるが、これらに起因する事故シーケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象出力運転時レベル1PRAにおいて評価対象とした起回事象に含まれている。</p> <p>また、設計基準対象施設によって、内部溢水、内部火災の影響拡大防止が図られることで、異なる区画等、広範囲における重畳的な安全機器の同時機能喪失発生を防止できると考える。</p>	<p>第1表に示す起回事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て炉心損傷に至る可能性があるが、これらに起因する事故シーケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象出力運転時レベル1PRAにおいて評価対象とした起回事象に含まれている。</p> <p>また、設計基準対象施設によって、内部溢水、内部火災の影響拡大防止が図られることで、異なる区画等、広範囲における重畳的な安全機器の同時機能喪失発生を防止できると考える。</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 ・泊は女川の記載方針に統一するため、図表の記載箇所や記載内容等が全般的に大飯と異なる <p>（以下、相違理由説明を省略）</p>
起回事象	起回事象を誘発する要因の例																																
小破断LOCA	溢水による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動																																
主給水流量喪失	溢水による主給水ポンプ等の機能喪失																																
2次冷却系の破断	溢水による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動																																
過渡事象/手動停止	溢水による原子炉トリップ/手動停止																																
外部電源喪失	溢水による常用母線等の機能喪失																																
原子炉補機冷却機能喪失	溢水による原子炉補機冷却水ポンプ等の機能喪失																																
起回事象	起回事象を誘発する要因の例																																
小破断LOCA	火災による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動 火災によるRCPシール冷却機能喪失																																
IS-LOCA	火災による隔離弁制御回路の誤作動																																
主給水流量喪失	火災による主給水ポンプの機能喪失																																
2次冷却系の破断	火災による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動																																
過渡事象/手動停止	火災による原子炉トリップ/手動停止																																
外部電源喪失	火災による常用母線の機能喪失																																
原子炉補機冷却機能喪失	火災による原子炉補機冷却水ポンプの機能喪失																																
<p>第1表及び第2表で抽出された起回事象は屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て炉心損傷に至る可能性を有するが、これらは同機器の故障等及び誤操作を想定する内部事象レベル1PRAから得られる起回事象に含まれている。</p> <p>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もあるが、設計基準対象施設により波及拡大に起因する広範囲における重畳</p>																																	

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>的な事象発生を防止できることを考えると、定量化に際しては別途評価が必要であるものの、これらは内部事象レベル1 PRAから得られる事故シーケンスと同様の事象になるものと推定される。</p> <p>1.2 その他外部事象の影響</p> <p>その他の外部事象としては解釈第6条第2項に自然現象として、第8項に人為事象として具体的に以下が記載されている。</p> <p><自然現象> 敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるもの。</p> <p><人為事象> 敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等。</p> <p>これらの外部事象については一般社団法人 日本原子力学会リスク専門部会においてリスク評価に係る考え方の議論が開始されている一方、具体的なPRA手法に係る検討は現段階では行われていないが、相当程度の構造強度を有する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が主要な検討対象になるものと推定される（第3表、第4表及び添付参照）。</p> <p>自然現象については、炉心損傷に至る可能性のある建屋外部の設備の機能喪失としては海水ポンプの機能喪失による原子炉</p>	<p>したがって、内部溢水・内部火災に起因した炉心損傷頻度の定量化には上記の課題が残るものの、定性的な起因事象の抽出結果から想定される事故シーケンスは、内部事象出力運転時レベル1 PRAの検討から得られる事故シーケンスの一部として分類できるため、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループが発生する可能性は低いと考える。</p> <p>1.2 その他の外部事象の影響</p> <p>その他の外部事象としては、解釈第6条第2項に自然現象及び第8項に発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）として、具体的に以下が記載されている。</p> <p>第6条（外部からの衝撃による損傷の防止） （中略） 2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。 （中略） 8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。</p> <p>これらの地震、津波を除く各種自然現象及び人為事象がプラントに与え得る影響について、設計基準及びそれを超える場合、現象等の重畳を含めて定性的に分析した結果を添付1に示す。</p> <p>地震、津波以外の自然現象及び人為事象について、起因事象発生の可能性を検討した結果、出力運転時を対象として実施した</p>	<p>したがって、内部溢水、内部火災に起因した炉心損傷頻度の定量化には上記の課題が残るものの、定性的な起因事象の抽出結果から想定される事故シーケンスは、内部事象出力運転時レベル1 PRAの検討から得られる事故シーケンスの一部として分類できるため、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループが発生する可能性は低いと考える。</p> <p>1.2 その他外部事象の影響</p> <p>その他の外部事象としては、解釈第6条第2項に自然現象及び第8項に発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）として、具体的に以下が記載されている。</p> <p>第6条（外部からの衝撃による損傷の防止） （中略） 2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。 （中略） 8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。</p> <p>これらの地震、津波を除く各種自然現象及び人為事象がプラントに与え得る影響について、設計基準及びそれを超える場合、現象等の重畳を含めて定性的に分析した結果を添付1に示す。</p> <p>地震、津波以外の自然現象及び人為事象について、起因事象発生の可能性を検討した結果、出力運転時を対象として実施した</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
 別紙1 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>補機冷却機能喪失、変圧器及び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、これらはいずれも今回PRA実施により抽出した事故シーケンスとしても確認されている。</p> <p>また、火山（火山灰の降下）では火山灰、森林火災ではばい煙の建屋開口部からの取り込みによる換気空調系機能への影響等は新たに考慮すべき可能性があるものと考えられるが、原子炉補機冷却機能喪失、全交流動力電源喪失発生時には同時に換気空調系機能喪失が想定されており、これらの事故シーケンスと類似した事象になるものと推定される。</p> <p>自然現象の重畳を考慮した場合でも、建屋外部に設置された設備への影響の程度が変わるのみであり、起因事象としては変わらないことから、新たな事故シーケンスグループが発生することはないものとする。</p> <p>人為事象についても、原子炉施設へ与える影響について評価した。評価対象事象のうち、飛来物（航空機衝突）及び電磁的障害については、発生確率が十分に低いと考えられるが、仮に発生を想定した場合でも大規模損壊対策による影響緩和が可能である。その他の人為事象については、大飯発電所の敷地及び敷地周辺の地域特性を考慮すると発生のおそれはないと考えられるが、仮に発生を想定した場合でも自然現象と同様に、建屋外部に設置された設備への影響を考慮すれば良いことから、新たな事故シーケンスグループが発生することはないものとする。</p> <p>なお、今回定性的な評価とした各評価や地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災及び地震随伴溢水を対象としたPRAについては、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検討を順次進めていく予定である。</p> <p>2. 格納容器破損モード選定に係る検討（レベル1.5PRA） 外部事象レベル1.5PRAについては、地震レベル1.5PRAのみ学会標準に一部関連する記載があるものの、その他の事象については標準的なPRA手法が確立されておらず、定量評価を</p>	<p>内部事象、地震及び津波レベル1PRAにて抽出した起因事象を誘発する要因による事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>2. 格納容器破損防止対策の格納容器破損モードの抽出に係る検討 外部事象レベル1.5PRAについては、地震PRAのみ学会標準に一部関連する記載があるものの、その他の事象については標準的なPRA手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状</p>	<p>内部事象、地震及び津波レベル1PRAにて抽出した起因事象を誘発する要因による事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>2. 格納容器破損防止対策の格納容器破損モードの抽出に係る検討 外部事象レベル1.5PRAについては、地震PRAのみ学会標準に一部関連する記載があるものの、その他の事象については標準的なPRA手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状</p>	<p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は火山の影響については補足1-3、森林火災事象の影響については補足1-5に記載している</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は自然現象の重畳については「4. 設計基準を超える自然現象の重畳の考慮について」に記載している</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は人為事象の影響については補足2に記載している</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は地震随伴事象のPRAについては「4. まとめ」に記載している</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>実施できる状況ではないため以下のとおり定性的な検討を実施した。</p> <p>2.1 地震の影響</p> <p>地震レベル1.5PRAの評価に際しては、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、国内でも試験事例はあるものの、定量評価に際しては損傷箇所、損傷モード等の精緻化検討が必要な段階であり、現在PWR電力共同で実機適用検討を実施中である。</p> <p>なお、地震特有の影響としては、地震動により原子炉格納容器本体あるいは原子炉建屋が損傷し直接的に原子炉格納容器が損傷する事象（Xモード）、格納容器隔離弁等が損傷し原子炉格納容器の隔離に失敗する事象（Bモード）、蒸気発生器伝熱管の複数本破損により原子炉格納容器をバイパスする事象（gモード）が考えられるが、Bモードとgモードについては内部事象レベル1.5PRAで抽出されている損傷モードである。また、Xモードについては地震動による直接的な原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失であり、地震レベル1PRAにおいて抽出した「原子炉建屋損傷」及び「原子炉格納容器損傷」が該当するが、これらについては格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モードとして選定するのではなく、発生する事象の程度や組み合わせに応じて対応していくべきものである。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、原子炉格納容器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する。</p>	<p>況ではないことから、以下のとおり定性的な検討を実施した。</p> <p>2.1 地震の影響</p> <p>地震がプラントに与え得る特有の影響について、新たに有効性評価の対象として追加すべき格納容器破損モードの観点で定性的に分析した結果を添付2に示す。</p> <p>また、出力運転時を対象として実施した地震レベル1PRAの結果からは、地震特有の事象として原子炉建屋損傷や格納容器損傷等の炉心損傷直結事象が抽出されている。これらの事象については、深刻な事故の場合には格納容器も破損に至るが、この場合の格納容器破損は事象進展によって格納容器に負荷が加えられて破損に至るものではなく、地震による直接的な格納容器の閉じ込め機能喪失である。これらについては、耐震補強等による事象の発生防止を図ること、あるいは大規模損壊対策として可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した対応により影響緩和を試みることで対応していく事象であり、有効性評価において取り扱う事象としては適切でないと考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル1.5PRAにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。</p>	<p>況ではないため以下のとおり定性的な検討を実施した。</p> <p>2.1 地震の影響</p> <p>地震がプラントに与え得る特有の影響について、新たに有効性評価の対象として追加すべき格納容器破損モードの観点で定性的に分析した結果を添付2に示す。</p> <p>また、出力運転時を対象として実施した地震レベル1PRAの結果からは、地震特有の影響として原子炉建屋損傷や原子炉格納容器損傷等の炉心損傷直結事象が抽出されている。これらの事象については、深刻な事故の場合には原子炉格納容器も破損に至るが、この場合の原子炉格納容器破損は事象進展によって原子炉格納容器に負荷が加えられて破損に至るものではなく、地震による直接的な原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失である。これらについては、耐震補強等による事象の発生防止を図ること、あるいは大規模損壊対策として可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した対応により影響緩和を試みることで対応していく事象であり、有効性評価において取り扱う事象としては適切でないと考えられる。</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 ・泊は地震レベル1.5PRAについては添付2に記載している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設備名称の相違 ・格納容器⇔原子炉格納容器 (以下、相違理由説明を省略)

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	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 津波の影響</p> <p>津波特有の影響として建屋外部の設備が機能喪失することは想定されるものの、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象についても内部事象レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられる。原子炉格納容器に直接影響を及ぼす物理的負荷としては津波による波力及び漂流物の衝撃力等が考えられるが、原子炉格納容器の配置や周辺の建屋により直接破損することは想定し難く、格納容器破損モードの追加は必要ないものとする。</p> <p>2.3 火災、溢水の影響</p> <p>レベル1PRAにおける発生可能性のある起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象レベル1PRAに追加すべきものは発生しないものと推定しており、原子炉格納容器及び内部構造物が直接破損することも想定し難いことから、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象についても内部事象レベル1.5PRAで想定するものと同様と考えられ、格納容器破損モードとして追加すべきものは発生しないものとする。</p> <p>2.4 その他外部事象の影響</p> <p>レベル1PRAにおける検討からも、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象レベル1PRAに追加すべきものは発生しないものと推定しており、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理現象についても内部事象レベル1.5PRAで想定するものと同様と考えられ、格納容器破損モードとして追加すべきものは発生しないものとする。</p>	<p>2.2 津波の影響</p> <p>津波がプラントに与え得る特有の影響について、建物外部の設備が機能喪失することは想定されるものの、格納容器が津波による物理的負荷（波力・漂流物の衝撃力）によって直接損傷することは想定し難い。また、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象についても内部事象レベル1.5PRAで想定するものと同様と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル1.5PRAにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものとする。</p> <p>2.3 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>1.1に示した起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象レベル1PRAで用いた事象以外に追加すべきものは発生しないものと推定しており、格納容器が直接破損することは想定し難い。また、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象についても内部事象レベル1.5PRAで想定するものと同様と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル1.5PRAにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものとする。</p> <p>2.4 その他外部事象の影響</p> <p>1.2に示したプラントに与え得る影響の検討からは、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては、内部事象レベル1PRAにて抽出された事故シーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと推定している。また、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象についても内部事象レベル1.5PRAで想定するものと同様と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル1.5PRAにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものとする。</p>	<p>2.2 津波の影響</p> <p>津波がプラントに与え得る特有の影響について、建物外部の設備が機能喪失することは想定されるものの、原子炉格納容器が津波による物理的負荷（波力・漂流物の衝撃力）によって直接損傷することは想定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象レベル1.5PRAで想定するものと同様と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル1.5PRAにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものとする。</p> <p>2.3 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>1.1に示した起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象レベル1PRAで用いた事象以外に追加すべきものは発生しないものと推定しており、原子炉格納容器が直接破損することは想定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象レベル1.5PRAで想定するものと同様と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル1.5PRAにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものとする。</p> <p>2.4 その他外部事象の影響</p> <p>1.2に示したプラントに与え得る影響の検討からは、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては、内部事象レベル1PRAにて抽出された事故シーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと推定している。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象レベル1.5PRAで想定するものと同様と考えられる。</p> <p>したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル1.5PRAにて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものとする。</p>	

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シナシグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>3. 停止時原子炉における燃料損傷防止対策の事故シナシグループ抽出に係る検討</p> <p>停止時レベル1 PRAについては、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他外部事象に関するレベル1 PRAの標準的なPRA手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況にない。このため、出力運転時の地震・津波レベル1 PRAの評価結果、内部溢水・内部火災及びその他の外部事象に関する整理、図1に示す内部事象停止時レベル1 PRAのマスターロジックダイアグラムを参考に、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象により発生する起因事象を以下のとおり定性的に分析し、表2にまとめた。</p> <p>さらに、抽出した起因事象を基に、内部事象停止時レベル1 PRAにて抽出した事故シナシグループ以外に新たに追加が必要となる事故シナシグループの有無を確認した。</p> <p>3.1 出力運転時と停止時のプラント状態等の差異</p> <p>停止時における燃料損傷防止対策の事故シナシグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考に評価を行ったが、評価に当たってはその前提として、出力運転時と停止時のプラント状態等の差異を把握することが重要と考え、その整理を行った。整理に当たり、一般的な出力運転時と停止時の違いとして以下の観点に着目し、それぞれについて事故シナシグループの抽出において、考慮が必要であるか確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱、原子炉冷却材の温度・圧力 <p>停止時の崩壊熱、原子炉冷却材の温度・圧力は出力運転時と比べ小さくなるため、事象進展は緩やかになるが、事故シナシグループの抽出においては影響しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料損傷防止に必要な機能 	<p>3. 停止時原子炉における燃料損傷防止対策の事故シナシグループ抽出に係る検討</p> <p>停止時レベル1 PRAについては、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他外部事象に関するレベル1 PRAの標準的なPRA手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況にない。このため、出力運転時の地震・津波レベル1 PRAの評価結果、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象に関する整理、第1図に示す内部事象停止時レベル1 PRAのマスターロジックダイアグラムを参考に、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象により発生する起因事象を以下のとおり定性的に分析し、第2表にまとめた。</p> <p>さらに、抽出した起因事象を基に、内部事象停止時レベル1 PRAにて抽出した事故シナシグループ以外に新たに追加が必要となる事故シナシグループの有無を確認した。</p> <p>3.1 出力運転時と停止時のプラント状態等の差異</p> <p>停止時における燃料損傷防止対策の事故シナシグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考に評価を行ったが、評価に当たってはその前提として、出力運転時と停止時のプラント状態等の差異を把握することが重要と考え、その整理を行った。整理に当たり、一般的な出力運転時と停止時の違いとして以下の観点に着目し、それぞれについて事故シナシグループの抽出において、考慮が必要であるか確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱、原子炉冷却材の温度・圧力 <p>停止時の崩壊熱、原子炉冷却材の温度・圧力は出力運転時と比べ小さくなるため、事象進展は緩やかになるが、事故シナシグループの抽出においては影響しない。一方、原子炉冷却材の温度・圧力に応じて原子炉冷却材の冷却手段が変わることにより期待できる緩和機能が異なるため、事故シナシグループの抽出においては、この差異について考慮する必要がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料損傷防止に必要な機能 	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載方針の相違 女川実績の反映 泊は停止時の外部事象の評価を実施している <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> 設計の相違 PWRは、停止時の原子炉冷却材の温度・圧力に応じて、冷却方法を2次冷却系から余熱除去系に切り替える。（大飯に記載はないが、泊と同様となっている）

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>停止時の燃料損傷防止に必要となる機能は、出力運転時と異なり、原子炉停止機能が不要となる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。</p> <p>・原子炉水位、原子炉圧力容器・格納容器の状態</p> <p>原子炉水位の変化は時間余裕へ影響するものの、事故シーケンスグループ抽出には影響しない。</p> <p>停止時は原子炉圧力容器・格納容器が開放されている状態も考えられるが、これらの状態に依らず、停止時の必要な機能は変化しないため、事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。</p> <p>・緩和設備・サポート系設備の状態</p> <p>停止時において、一部の緩和設備及びサポート系設備の点検又は試験によりその機能に期待できない状態も推定される。ただし、期待できる設備は少なくなるものの、必要な機能は原子炉施設保安規定により担保されるものであり、また、既に内部事象停止レベル1 PRAでこれらの設備の点検又は試験により期待できないことは考慮されている。そのため、本観点は事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。</p> <p>・停止時特有の作業の影響</p> <p>停止時において、出力運転時とは異なり、点検作業等に伴う開口箇所の発生など現場の状態が異なることが考えられる。</p>	<p>停止時の燃料損傷防止に必要となる機能は、出力運転時と異なり、原子炉停止機能が不要となる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。</p> <p>・原子炉水位、原子炉容器・原子炉格納容器の状態</p> <p>プラントの停止起動に伴う運転員操作やメンテナンスに伴う1次冷却系の水位操作、機器の待機除外等によりプラント状態が様々に変化するため、事故シーケンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。</p> <p>停止時は原子炉容器・原子炉格納容器が開放されている状態も考えられるが、これらの状態に依らず、停止時の必要な機能は変化しないため、事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。</p> <p>・緩和設備・サポート系設備の状態</p> <p>停止時において、一部の緩和設備及びサポート系設備の点検又は試験によりその機能に期待できない状態も推定される。ただし、期待できる設備は少なくなるものの、必要な機能は原子炉施設保安規定により担保されるものであり、また、既に内部事象停止レベル1 PRAでこれらの設備の点検又は試験により期待できないことは考慮されている。そのため、本観点は事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。</p> <p>・停止時特有の作業の影響</p> <p>停止時において、出力運転時とは異なり、点検作業等に伴う開口箇所の発生等現場の状態が異なることが考えられる。</p>	<p>停止時の燃料損傷防止に必要となる機能は、出力運転時と異なり、原子炉停止機能が不要となる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。</p> <p>・原子炉水位、原子炉容器・原子炉格納容器の状態</p> <p>プラントの停止起動に伴う運転員操作やメンテナンスに伴う1次冷却系の水位操作、機器の待機除外等によりプラント状態が様々に変化するため、事故シーケンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。</p> <p>停止時は原子炉容器・原子炉格納容器が開放されている状態も考えられるが、これらの状態に依らず、停止時の必要な機能は変化しないため、事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。</p> <p>・緩和設備・サポート系設備の状態</p> <p>停止時において、一部の緩和設備及びサポート系設備の点検又は試験によりその機能に期待できない状態も推定される。ただし、期待できる設備は少なくなるものの、必要な機能は原子炉施設保安規定により担保されるものであり、また、既に内部事象停止レベル1 PRAでこれらの設備の点検又は試験により期待できないことは考慮されている。そのため、本観点は事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。</p> <p>・停止時特有の作業の影響</p> <p>停止時において、出力運転時とは異なり、点検作業等に伴う開口箇所の発生等現場の状態が異なることが考えられる。</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】 ■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)</p> <p>【女川】 ■設計の相違 ・PWRは、停止時に原子炉水位を出力運転時の通常水位より低下させるため、事故シーケンスグループ抽出の観点では重要な要素となる(大飯に記載はないが、泊と同様となっている)</p> <p>【女川】</p>

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

第37条 付録1 事故シークエンスグループ及び重要事故シークエンス等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シークエンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>そのため、事故シークエンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。</p> <p>以上より、停止時における燃料損傷防止対策の事故シークエンスグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考にする際は、「燃料損傷防止に必要となる機能」、「停止時特有の作業の影響」について考慮する必要がある。</p> <p>3.2 地震の影響</p> <p>地震により個々の機器が損傷する可能性は出力運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では出力運転時と停止時で異なり、停止時は燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。</p> <p>停止時に燃料の崩壊熱を除去している系統は残留熱除去系及びそのサポート系である原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系及び外部電源から給電される所内電源設備である。</p> <p>地震により残留熱除去系又は原子炉補機冷却水系が機能喪失</p>	<p>そのため、事故シークエンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。</p> <p>以上より、停止時における燃料損傷防止対策の事故シークエンスグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考にする際は、「崩壊熱、原子炉冷却材の温度・圧力」、「燃料損傷防止に必要となる機能」、「原子炉水位、原子炉容器・原子炉格納容器の状態」及び「停止時特有の作業の影響」について考慮する必要がある。</p> <p>3.2 地震の影響</p> <p>地震により個々の機器が損傷する可能性は出力運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では出力運転時と停止時で異なり、停止時は燃料の崩壊熱除去に関連する系統や原子炉水位に関連する系統が重要となる。</p> <p>停止時に燃料の崩壊熱を除去している系統は余熱除去系及びそのサポート系である原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系及び外部電源から給電される所内電源系統である。</p> <p>地震により余熱除去系が機能喪失すると「余熱除去機能喪失」</p>	<p>そのため、事故シークエンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。</p> <p>以上より、停止時における燃料損傷防止対策の事故シークエンスグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考にする際は、「崩壊熱、原子炉冷却材の温度・圧力」、「燃料損傷防止に必要となる機能」、「原子炉水位、原子炉容器・原子炉格納容器の状態」及び「停止時特有の作業の影響」について考慮する必要がある。</p> <p>3.2 地震の影響</p> <p>地震により個々の機器が損傷する可能性は出力運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では出力運転時と停止時で異なり、停止時は燃料の崩壊熱除去に関連する系統や原子炉水位に関連する系統が重要となる。</p> <p>停止時に燃料の崩壊熱を除去している系統は余熱除去系及びそのサポート系である原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系及び外部電源から給電される所内電源系統である。</p> <p>地震により余熱除去系が機能喪失すると「余熱除去機能喪失」</p>	<p>■記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・など⇔等 (以下、相違理由説明を省略) <p>【女川】</p> <p>■評価結果の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWRは、停止時の原子炉冷却材の温度・圧力に応じて、冷却方法を2次冷却系から余熱除去系に切り替え、また停止時に原子炉水位を出力運転時の通常水位より低下させるため、事故シークエンスグループ抽出の観点において考慮すべき項目が異なる（大飯に記載はないが、泊と同様となっている） <p>【女川】</p> <p>■設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWRは、停止時に原子炉水位を出力運転時の通常水位より低下させるため、事故シークエンスグループ抽出の観点では重要な要素となる。（大飯に記載はないが、泊と同様となっている） <p>【女川】</p> <p>■名称の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系⇔余熱除去系 ・所内電源設備⇔所内電源系統 (以下、相違理由説明を省略) <p>【女川】</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>すると「残留熱除去系の故障」の起回事象が発生し、碍子又は所内電源設備等の送受電設備が損傷すると「外部電源喪失」の起回事象が発生する。</p> <p>これらの起回事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機能を有する系統が機能喪失した場合は燃料損傷に至るが、この事故シーケンスは、同じ系統がランダム故障等で発生することを想定している内部事象停止時レベル1 PRAにて抽出される事故シーケンスと同じである。</p> <p>地震特有の事象として、原子炉建屋損傷、制御建屋損傷、格納容器損傷、圧力容器損傷、E-LOCA、計測・制御系喪失、格納容器バイパスの発生があげられるが、これらについては出力運転中を対象とした炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出における考え方と同様、損傷の規模に応じて、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、可搬型の機器等で燃料損傷防止を試みるものとする。一方、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備及び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、影響緩和を図ることで対応するべきものとする。</p> <p>したがって、停止時の地震の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 PRAにて抽出した事故シーケンスグループ以外に</p>	<p>の起回事象、原子炉補機冷却水系や原子炉補機冷却海水系が機能喪失すると「原子炉補機冷却機能喪失」の起回事象、碍子又は所内電源系統等の送受電設備が損傷すると「外部電源喪失」の起回事象が発生する。また、地震により配管の破断や弁等の損傷が発生すると「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」の起回事象、原子炉水位の調整に係る機器の損傷が発生すると「水位維持失敗」の起回事象、原子炉冷却材の水抜き操作時に抽出ラインの機器の損傷が発生すると「オーバードレン」が発生する。</p> <p>これらの起回事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機能を有する系統が機能喪失した場合は燃料損傷に至るが、この事故シーケンスは、同じ系統がランダム故障等で発生することを想定している内部事象停止時レベル1 PRAにて抽出される事故シーケンスと同じである。</p> <p>地震特有の事象として、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉補助建屋損傷、電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失、1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失、複数の信号系損傷の発生があげられるが、これらについては出力運転中を対象とした炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出における考え方と同様、損傷の規模に応じて、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、可搬型の機器等で燃料損傷防止を試みるものとする。一方、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備及び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、影響緩和を図ることで対応するべきものとする。</p> <p>したがって、停止時の地震の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 PRAにて抽出した事故シーケンスグループ以外に</p>	<p>■名称の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系の故障⇔余熱除去機能喪失 <p>（以下、相違理由説明を省略）</p> <p>【女川】</p> <p>■評価結果の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWRは、停止時の原子炉冷却材の温度・圧力に応じて、冷却方法を2次冷却系から余熱除去系に切り替え、また停止時に原子炉水位を出力運転時の通常水位より低下させるため、事故シーケンスグループ抽出の観点において考慮すべき項目が異なる（大飯に記載はないが、泊と同様となっている） <p>【女川】</p> <p>■評価結果の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震特有の事象については、評価結果の相違によりPWRとBWRで異なる（大飯に記載はないが、泊と同様となっている）

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シナシグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>新たに追加が必要となる事故シナシグループはないものと判断した。</p> <p>3.3 津波の影響</p> <p>停止時においては、点検作業等に伴い、出力運転時にはない開口が生じている可能性が考えられ、事故シナシの選定においては、この差異について考慮する必要があり、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と停止時で異なり、停止時には、燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。</p> <p>停止時に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロント系としては残留熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系及び外部電源が該当する。外部電源について、運転時の津波レベル1 PRAでは期待していないことから、停止時においても期待しないものとする、そのバックアップとなる非常用電源が重要となる。</p> <p>津波により海水が敷地内に浸水し、浸水防止壁高さを越えた場合に、原子炉補機冷却海水系の機能喪失が発生し、「最終ヒートシンク喪失」の起因事象が発生する。ただし、これを起因とする事故シナシに対しては、内部事象停止時レベル1 PRAから抽出される「全交流動力電源喪失」の事故シナシグループと同様、常設代替交流電源設備、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等により燃料損傷を防止できる。</p> <p>津波特有の事象として「複数の安全機能喪失」の発生が挙げられるが、これについては出力運転中を対象とした炉心損傷に至</p>	<p>新たに追加が必要となる事故シナシグループはないものと判断した。</p> <p>3.3 津波の影響</p> <p>停止時においては、点検作業等に伴い、出力運転時にはない開口が生じている可能性が考えられ、事故シナシの選定においては、この差異について考慮する必要があり、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と停止時で異なり、停止時には、燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。</p> <p>停止時に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロント系としては余熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系及び外部電源が該当する。外部電源について、運転時の津波レベル1 PRAでは期待していないことから、停止時においても期待しないものとする、そのバックアップとなる非常用電源が重要となる。</p> <p>津波により海水が敷地内に浸水し、循環水ポンプ建屋外壁扉の下端レベルの高さを越えた場合に、原子炉補機冷却海水系の機能喪失が発生し、「原子炉補機冷却機能喪失」の起因事象が発生する。ただし、これを起因とする事故シナシに対しては、内部事象停止時レベル1 PRAから抽出される「全交流動力電源喪失」の事故シナシグループと同様、代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ等により燃料損傷を防止できる。</p> <p>津波特有の事象として「複数の安全機能喪失」の発生が挙げられるが、これについては出力運転中を対象とした炉心損傷に至</p>	<p>新たに追加が必要となる事故シナシグループはないものと判断した。</p> <p>3.3 津波の影響</p> <p>停止時においては、点検作業等に伴い、出力運転時にはない開口が生じている可能性が考えられ、事故シナシの選定においては、この差異について考慮する必要があり、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と停止時で異なり、停止時には、燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。</p> <p>停止時に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロント系としては余熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系及び外部電源が該当する。外部電源について、運転時の津波レベル1 PRAでは期待していないことから、停止時においても期待しないものとする、そのバックアップとなる非常用電源が重要となる。</p> <p>津波により海水が敷地内に浸水し、循環水ポンプ建屋外壁扉の下端レベルの高さを越えた場合に、原子炉補機冷却海水系の機能喪失が発生し、「原子炉補機冷却機能喪失」の起因事象が発生する。ただし、これを起因とする事故シナシに対しては、内部事象停止時レベル1 PRAから抽出される「全交流動力電源喪失」の事故シナシグループと同様、代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ等により燃料損傷を防止できる。</p> <p>津波特有の事象として「複数の安全機能喪失」の発生が挙げられるが、これについては出力運転中を対象とした炉心損傷に至</p>	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■設計の相違 ・泊は原子炉補機冷却海水ポンプを屋内に設置しているため、女川と同様の浸水防止壁は設置していない。 【女川】 ■名称の相違 ・最終ヒートシンク喪失⇔原子炉補機冷却機能喪失 【女川】 ■設備名称の相違 ・常設代替交流電源設備⇔代替非常用発電機 (以下、相違理由説明を省略) ・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）⇔代替格納容器スプレイポンプ

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>る事故シーケンスの抽出における考え方と同様、損傷の規模に応じて、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。</p> <p>一方、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備又は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、影響緩和を図ることで対応するべきものとする。</p> <p>以上より、停止時の津波の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 PRAにて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>なお、停止時は、常設代替交流電源設備等の重大事故等対処設備が点検に伴い待機除外となる場合もあるものの、燃料損傷防止対策が全て喪失するような複数の同時点検等は実施しない運用とするとともに、必要な浸水防止対策が全て喪失することがないように複数の同時点検等は実施しない等、少なくとも1区分は機能維持可能な運用とする。</p> <p>3.4 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>内部溢水、内部火災により個々の機器が損傷する可能性は出力運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では出力運転時と停止時で異なり、停止時は燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。</p> <p>停止時に燃料の崩壊熱を除去している系統は、残留熱除去系及びそのサポート系である原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系及び外部電源から給電される所内電源設備である。</p> <p>内部溢水、内部火災により運転中の残留熱除去系又は原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が機能喪失すると「残留熱除去系の故障」の起回事象が発生し、外部電源設備が機能喪失する。</p>	<p>る事故シーケンスの抽出における考え方と同様、損傷の規模に応じて、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。</p> <p>一方、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備又は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、影響緩和を図ることで対応するべきものとする。</p> <p>以上より、停止時の津波の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 PRAにて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>なお、停止時は、代替非常用発電機等の重大事故等対処設備が点検に伴い待機除外となる場合もあるものの、燃料損傷防止対策が全て喪失するような複数の同時点検等は実施しない運用とするとともに、必要な浸水防止対策が全て喪失することがないように複数の同時点検等は実施しない等、少なくとも1区分は機能維持可能な運用とする。</p> <p>3.4 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>内部溢水、内部火災により個々の機器が損傷する可能性は出力運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では出力運転時と停止時で異なり、停止時は燃料の崩壊熱除去に関連する系統や原子炉水位に関連する系統が重要となる。</p> <p>停止時に燃料の崩壊熱を除去している系統は、余熱除去系及びそのサポート系である原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系及び外部電源から給電される所内電源系統である。</p> <p>内部溢水、内部火災により運転中の余熱除去系が機能喪失すると「余熱除去機能喪失」の起回事象、原子炉補機冷却水系や原子炉補機冷却海水系が機能喪失すると「原子炉補機冷却機能喪失」の起回事象が発生し、外部電源設備が機能喪失する。</p>	<p>る事故シーケンスの抽出における考え方と同様、損傷の規模に応じて、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。</p> <p>一方、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備又は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、影響緩和を図ることで対応するべきものとする。</p> <p>以上より、停止時の津波の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 PRAにて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。</p> <p>なお、停止時は、代替非常用発電機等の重大事故等対処設備が点検に伴い待機除外となる場合もあるものの、燃料損傷防止対策が全て喪失するような複数の同時点検等は実施しない運用とするとともに、必要な浸水防止対策が全て喪失することがないように複数の同時点検等は実施しない等、少なくとも1区分は機能維持可能な運用とする。</p> <p>3.4 内部溢水、内部火災の影響</p> <p>内部溢水、内部火災により個々の機器が損傷する可能性は出力運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では出力運転時と停止時で異なり、停止時は燃料の崩壊熱除去に関連する系統や原子炉水位に関連する系統が重要となる。</p> <p>停止時に燃料の崩壊熱を除去している系統は、余熱除去系及びそのサポート系である原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系及び外部電源から給電される所内電源系統である。</p> <p>内部溢水、内部火災により運転中の余熱除去系が機能喪失すると「余熱除去機能喪失」の起回事象、原子炉補機冷却水系や原子炉補機冷却海水系が機能喪失すると「原子炉補機冷却機能喪失」の起回事象が発生し、外部電源設備が機能喪失する。</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違 ・全て⇄すべて (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】 ■設計の相違 ・PWRは、停止時に原子炉水位を出力運転時の通常水位より低下させ、事故シーケンスグループ抽出の観点では重要な要素となる。(大飯に記載はないが、泊と同様となっている)</p> <p>【女川】 ■評価結果の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シナシグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. まとめ</p> <p>今回の事故シナシグループ等の選定に際して、現段階でPRA適用可能と判断した地震レベル1PRA、津波レベル1PRA以外の外部事象について、定性的な分析及び推定から新たに追加すべき事故シナシグループ等は発生しないものと評価し</p>	<p>失すると「外部電源喪失」の起因事象が発生するが、これらを起因とする事故シナシは、同系統の機器のランダム故障による機能喪失を想定する内部事象停止レベル1PRAで考慮している起因事象に含まれている。</p> <p>したがって、運転停止時の内部溢水又は内部火災の発生を考慮しても、内部事象停止レベル1PRAにおいて抽出した事故シナシグループ以外に新たに追加が必要となる事故シナシグループはないものと判断した。</p> <p>なお、停止時においても、燃料損傷防止に必要な機能を全て喪失することのないよう、必要な内部溢水、内部火災の影響拡大防止対策を維持する運用とする。</p> <p>3.5 その他の外部事象の影響</p> <p>地震、津波以外の自然現象及び人為事象について、出力運転時を対象とした整理を参考に、停止時に起因事象が発生し得るかを確認した。</p> <p>その結果、その他の自然現象の発生に伴う起因事象は、内部事象停止レベル1PRAにおいて抽出した起因事象に包含されるため、内部事象停止レベル1PRAにて抽出した事故シナシグループ以外に新たに追加が必要となる事故シナシグループはないものと判断した。</p> <p>4. まとめ</p> <p>今回の事故シナシグループ等の選定に際して、現段階でPRAを適用可能と判断した出力運転時地震レベル1PRA、出力運転時津波レベル1PRA以外の外部事象について、定性的な分析・推定から新たに追加すべき事故シナシグループ及び格納</p>	<p>失」の起因事象、外部電源設備が機能喪失すると「外部電源喪失」の起因事象が発生する。また、内部溢水、内部火災により弁等の損傷が発生すると「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」の起因事象、原子炉水位の調整に係る機器の損傷が発生すると「水位維持失敗」の起因事象、原子炉冷却材の水抜き操作時に抽出ラインの機器の損傷が発生すると「オーバー dren」の起因事象、化学体積制御系の損傷により「反応度の誤投入」の起因事象が発生する。これらを起因とする事故シナシは、同系統の機器のランダム故障による機能喪失を想定する内部事象停止レベル1PRAで考慮している起因事象に含まれている。</p> <p>したがって、運転停止時の内部溢水又は内部火災の発生を考慮しても、内部事象停止レベル1PRAにおいて抽出した事故シナシグループ以外に新たに追加が必要となる事故シナシグループはないものと判断した。</p> <p>なお、停止時においても、燃料損傷防止に必要な機能をすべて喪失することのないよう、必要な内部溢水、内部火災の影響拡大防止対策を維持する運用とする。</p> <p>3.5 その他の外部事象の影響</p> <p>地震、津波以外の自然現象及び人為事象について、出力運転時を対象とした整理を参考に、停止時に起因事象が発生し得るかを確認した。</p> <p>その結果、その他の自然現象の発生に伴う起因事象は、内部事象停止レベル1PRAにおいて抽出した起因事象に包含されるため、内部事象停止レベル1PRAにて抽出した事故シナシグループ以外に新たに追加が必要となる事故シナシグループはないものと判断した。</p> <p>4. まとめ</p> <p>今回の事故シナシグループ等の選定に際して、現段階でPRA適用可能と判断した出力運転時地震レベル1PRA、出力運転時津波レベル1PRA以外の外部事象について、定性的な分析・推定から新たに追加すべき事故シナシグループ及び格納</p>	<p>【女川】</p> <p>■評価結果の相違</p> <p>・PWRは、停止時の原子炉冷却材の温度・圧力に応じて、冷却方法を2次冷却系から余熱除去系に切り替え、また停止時に原子炉水位を出力運転時の通常水位より低下させるため、事故シナシグループ抽出の観点において考慮すべき項目が異なる（大飯に記載はないが、泊と同様となっている）</p>

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>た。</p> <p>なお、今回定性的な分析とした各評価や地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災及び地震随伴溢水を対象としたPRAについては、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検討を順次進めていく予定である。</p>	<p>容器破損モードはないものと評価した。</p> <p>なお、今回定性的な分析とした各PRAや地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災及び地震随伴溢水を対象としたPRAについては、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検討を順次進めていく予定である。</p>	<p>容器破損モードは発生しないものと評価した。</p> <p>なお、今回定性的な分析とした各PRAや地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災及び地震随伴溢水を対象としたPRAについては、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検討を順次進めていく予定である。</p>	

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

第37条 付録1 事故シナシスグループ及び重要事故シナシス等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シナシスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																												
<p>内部溢水及び内部火災により誘因される起回事象を比較するため、37条 付録1-別紙1-2の表（点線部分）を再掲している</p> <p>第1表 内部溢水により誘発される起回事象 （原子力学会標準附属書に記載の例）</p> <table border="1" data-bbox="141 387 723 667"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>起回事象を誘発する要因の例</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>小破断LOCA</td> <td>溢水による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>溢水による主給水ポンプ等の機能喪失</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断</td> <td>溢水による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動</td> </tr> <tr> <td>過渡事象/手動停止</td> <td>溢水による原子炉トリップ/手動停止</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>溢水による常用母線の機能喪失</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>溢水による原子炉補機冷却水ポンプ等の機能喪失</td> </tr> </tbody> </table> <p>第2表 内部火災により誘発される起回事象</p> <table border="1" data-bbox="141 743 723 1102"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>起回事象を誘発する要因の例</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>小破断LOCA</td> <td>火災による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動 火災によるRCPシール冷却機能喪失</td> </tr> <tr> <td>IS-LOCA</td> <td>火災による隔離弁制御回路の誤作動</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>火災による主給水ポンプの機能喪失</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断</td> <td>火災による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動</td> </tr> <tr> <td>過渡事象/手動停止</td> <td>火災による原子炉トリップ/手動停止</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>火災による常用母線の機能喪失</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>火災による原子炉補機冷却水ポンプの機能喪失</td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	起回事象を誘発する要因の例	小破断LOCA	溢水による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動	主給水流量喪失	溢水による主給水ポンプ等の機能喪失	2次冷却系の破断	溢水による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動	過渡事象/手動停止	溢水による原子炉トリップ/手動停止	外部電源喪失	溢水による常用母線の機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失	溢水による原子炉補機冷却水ポンプ等の機能喪失	起回事象	起回事象を誘発する要因の例	小破断LOCA	火災による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動 火災によるRCPシール冷却機能喪失	IS-LOCA	火災による隔離弁制御回路の誤作動	主給水流量喪失	火災による主給水ポンプの機能喪失	2次冷却系の破断	火災による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動	過渡事象/手動停止	火災による原子炉トリップ/手動停止	外部電源喪失	火災による常用母線の機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失	火災による原子炉補機冷却水ポンプの機能喪失	<p>表1 内部溢水、内部火災により発生する代表的な起回事象</p> <table border="1" data-bbox="775 236 1279 1393"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>起回事象を誘発する要因の例</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>内部溢水・内部火災による常用母線の機能喪失</td> </tr> <tr> <td>非隔離事象</td> <td>内部溢水・内部火災によるタービン廻り設備の機能喪失</td> </tr> <tr> <td>隔離事象</td> <td>内部溢水・内部火災による循環水ポンプ等の機能喪失によって主復水器真空度低下</td> </tr> <tr> <td>全給水喪失</td> <td>内部溢水・内部火災による給復水ポンプ等の機能喪失</td> </tr> <tr> <td>S/R弁誤開放</td> <td>内部火災によるケーブル内の短絡によるS/R弁制御回路の誤作動</td> </tr> <tr> <td>手動停止</td> <td>内部溢水・内部火災による待機系設備の機能喪失（プラント自動停止に至らないケース）</td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	起回事象を誘発する要因の例	外部電源喪失	内部溢水・内部火災による常用母線の機能喪失	非隔離事象	内部溢水・内部火災によるタービン廻り設備の機能喪失	隔離事象	内部溢水・内部火災による循環水ポンプ等の機能喪失によって主復水器真空度低下	全給水喪失	内部溢水・内部火災による給復水ポンプ等の機能喪失	S/R弁誤開放	内部火災によるケーブル内の短絡によるS/R弁制御回路の誤作動	手動停止	内部溢水・内部火災による待機系設備の機能喪失（プラント自動停止に至らないケース）	<p>第1表 内部溢水、内部火災により発生する代表的な起回事象</p> <table border="1" data-bbox="1355 236 1917 1393"> <thead> <tr> <th>起回事象</th> <th>起回事象を誘発する要因の例</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>小破断LOCA</td> <td>内部溢水、内部火災による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動 内部火災によるRCPシール冷却機能喪失</td> </tr> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>内部火災による隔離弁制御回路の誤作動</td> </tr> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>内部溢水、内部火災による主給水ポンプ等の機能喪失</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系の破断</td> <td>内部溢水、内部火災による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動</td> </tr> <tr> <td>過渡事象/手動停止</td> <td>内部溢水、内部火災による原子炉トリップ/手動停止</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>内部溢水、内部火災による常用母線の機能喪失</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>内部溢水、内部火災による原子炉補機冷却水ポンプ等の機能喪失</td> </tr> </tbody> </table>	起回事象	起回事象を誘発する要因の例	小破断LOCA	内部溢水、内部火災による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動 内部火災によるRCPシール冷却機能喪失	インターフェイスシステムLOCA	内部火災による隔離弁制御回路の誤作動	主給水流量喪失	内部溢水、内部火災による主給水ポンプ等の機能喪失	2次冷却系の破断	内部溢水、内部火災による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動	過渡事象/手動停止	内部溢水、内部火災による原子炉トリップ/手動停止	外部電源喪失	内部溢水、内部火災による常用母線の機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失	内部溢水、内部火災による原子炉補機冷却水ポンプ等の機能喪失	<p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 評価結果の相違 ・ 炉型の相違による起回事象の抽出結果の相違（大飯と同様）
起回事象	起回事象を誘発する要因の例																																																														
小破断LOCA	溢水による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動																																																														
主給水流量喪失	溢水による主給水ポンプ等の機能喪失																																																														
2次冷却系の破断	溢水による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動																																																														
過渡事象/手動停止	溢水による原子炉トリップ/手動停止																																																														
外部電源喪失	溢水による常用母線の機能喪失																																																														
原子炉補機冷却機能喪失	溢水による原子炉補機冷却水ポンプ等の機能喪失																																																														
起回事象	起回事象を誘発する要因の例																																																														
小破断LOCA	火災による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動 火災によるRCPシール冷却機能喪失																																																														
IS-LOCA	火災による隔離弁制御回路の誤作動																																																														
主給水流量喪失	火災による主給水ポンプの機能喪失																																																														
2次冷却系の破断	火災による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動																																																														
過渡事象/手動停止	火災による原子炉トリップ/手動停止																																																														
外部電源喪失	火災による常用母線の機能喪失																																																														
原子炉補機冷却機能喪失	火災による原子炉補機冷却水ポンプの機能喪失																																																														
起回事象	起回事象を誘発する要因の例																																																														
外部電源喪失	内部溢水・内部火災による常用母線の機能喪失																																																														
非隔離事象	内部溢水・内部火災によるタービン廻り設備の機能喪失																																																														
隔離事象	内部溢水・内部火災による循環水ポンプ等の機能喪失によって主復水器真空度低下																																																														
全給水喪失	内部溢水・内部火災による給復水ポンプ等の機能喪失																																																														
S/R弁誤開放	内部火災によるケーブル内の短絡によるS/R弁制御回路の誤作動																																																														
手動停止	内部溢水・内部火災による待機系設備の機能喪失（プラント自動停止に至らないケース）																																																														
起回事象	起回事象を誘発する要因の例																																																														
小破断LOCA	内部溢水、内部火災による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動 内部火災によるRCPシール冷却機能喪失																																																														
インターフェイスシステムLOCA	内部火災による隔離弁制御回路の誤作動																																																														
主給水流量喪失	内部溢水、内部火災による主給水ポンプ等の機能喪失																																																														
2次冷却系の破断	内部溢水、内部火災による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動																																																														
過渡事象/手動停止	内部溢水、内部火災による原子炉トリップ/手動停止																																																														
外部電源喪失	内部溢水、内部火災による常用母線の機能喪失																																																														
原子炉補機冷却機能喪失	内部溢水、内部火災による原子炉補機冷却水ポンプ等の機能喪失																																																														

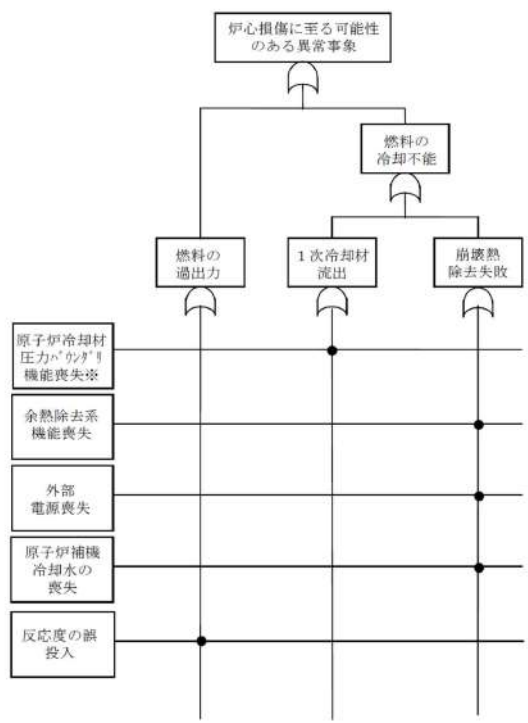
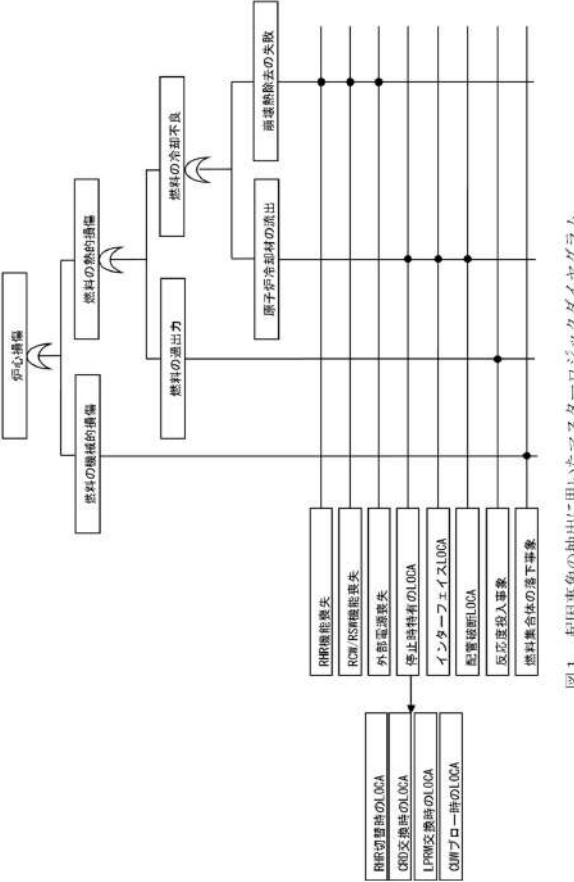
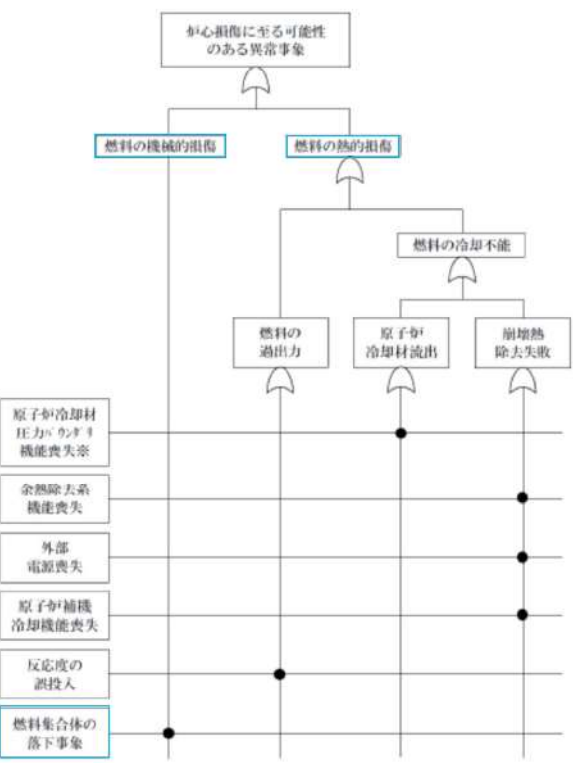
第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
別紙1 有効性評価の事故シナリオグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																				
	<p>表2 運転停止中における各外部事象で発生する起因事象及び事故シナリオの抽出結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>外部事象</th> <th>地震</th> <th>津波</th> <th>内部火災・内部溢水</th> <th>その他の外部事象</th> <th>主な炉心損傷防止対策</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>相線熱除去機能喪失</td> <td>外部事象</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>外部電源喪失</td> <td>外部電源設備(送受電設備)の損傷^{※1}</td> <td>外部電源設備(送受電設備)の破損^{※1}</td> <td>外部電源設備(送受電設備)の機能喪失</td> <td>外部電源設備(送受電設備)の機能喪失(竜巻、凍結、積雪、落雷、火山の影響、森林火災)</td> <td>常設大流量冷却設備 ・原子炉補機冷却海水系 ・原子炉補機代用冷却水系統 ・低圧代替注水系統(常設・可搬型)</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>—^{※2}</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>反応度の誤投入</td> <td>原子炉建屋損傷 ・制御室損傷 ・格納容器損傷 ・E-LOCA ・計測・制御系喪失 ・格納容器バイパスに至る事象</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>出力運転中の地震 PRA 及び 津波 PRA に基づき、直接炉心損傷に至る可能性のある起因事象を抽出しているが、評価方法にはかなりの保守性を有し、かつ、大きな不確かさを有する。出力運転中の取り扱いと同様、機能維持した設計基準事故対処設備、及び炉心損傷防止対策を柔軟に活用し影響緩和を図ることでの対応すべきものと考える。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：出力運転時 PRA では交流電源高周・直流電源故障を起因事象として取り扱っているが、停止時 PRA では稼働中として取り扱っているため起因事象の抽出の対象としな い(事故シナリオグループとして)は全交流動力電源喪失を発生。 ※2：原子炉冷却材圧力損失は「E-LOCA」として直接炉心損傷に至る事象に整理する。</p>	起因事象	外部事象	地震	津波	内部火災・内部溢水	その他の外部事象	主な炉心損傷防止対策	相線熱除去機能喪失	外部事象						外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源設備(送受電設備)の損傷 ^{※1}	外部電源設備(送受電設備)の破損 ^{※1}	外部電源設備(送受電設備)の機能喪失	外部電源設備(送受電設備)の機能喪失(竜巻、凍結、積雪、落雷、火山の影響、森林火災)	常設大流量冷却設備 ・原子炉補機冷却海水系 ・原子炉補機代用冷却水系統 ・低圧代替注水系統(常設・可搬型)	原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出	— ^{※2}	—	—	—	—	反応度の誤投入	反応度の誤投入	原子炉建屋損傷 ・制御室損傷 ・格納容器損傷 ・E-LOCA ・計測・制御系喪失 ・格納容器バイパスに至る事象	—	—	—	出力運転中の地震 PRA 及び 津波 PRA に基づき、直接炉心損傷に至る可能性のある起因事象を抽出しているが、評価方法にはかなりの保守性を有し、かつ、大きな不確かさを有する。出力運転中の取り扱いと同様、機能維持した設計基準事故対処設備、及び炉心損傷防止対策を柔軟に活用し影響緩和を図ることでの対応すべきものと考える。	<p>表2 運転停止中における各外部事象で発生する起因事象及び事故シナリオの抽出結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>起因事象</th> <th>外部事象</th> <th>地震</th> <th>津波</th> <th>内部火災・内部溢水</th> <th>その他の外部事象</th> <th>主な燃料損傷防止対策</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉冷却圧力パワングリ機能喪失</td> <td>外部事象</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>水位維持失敗</td> <td>水位維持失敗</td> <td>配管の破断 ・弁等の損傷 ・ろ過機調整 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷</td> <td>—</td> <td>内部火災・内部溢水 ・弁等の損傷 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷</td> <td>—</td> <td>ろ過機調整 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>外部電源喪失</td> <td>外部電源設備(送受電設備)の損傷</td> <td>外部電源設備(送受電設備)の破損、浸水</td> <td>外部電源設備(送受電設備)の機能喪失</td> <td>外部電源設備(送受電設備)の機能喪失(竜巻、凍結、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、森林火災)</td> <td>ろ過機調整 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>原子炉補機冷却海水系又は原子炉補機冷却海水系の損傷</td> <td>原子炉補機冷却海水ポンプの破損、浸水</td> <td>原子炉補機冷却海水系又は原子炉補機冷却海水系の損傷</td> <td>原子炉補機冷却海水系又は原子炉補機冷却海水系の損傷(竜巻、凍結、積雪、落雷、火山の影響、森林火災)</td> <td>ろ過機調整 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>反応度の誤投入</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>ろ過機調整 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷</td> </tr> <tr> <td>直接燃料損傷に至る事象</td> <td>直接燃料損傷に至る事象</td> <td>蒸気発生器伝熱管破損 ・燃料管破損 ・大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA) ・原子炉建屋損傷 ・原子炉補機建屋損傷 ・電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失 ・1 次系冷却機能喪失 ・2 次系冷却機能喪失 ・機数の信号系損傷</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>ろ過機調整 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷</td> </tr> </tbody> </table>	起因事象	外部事象	地震	津波	内部火災・内部溢水	その他の外部事象	主な燃料損傷防止対策	原子炉冷却圧力パワングリ機能喪失	外部事象						水位維持失敗	水位維持失敗	配管の破断 ・弁等の損傷 ・ろ過機調整 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷	—	内部火災・内部溢水 ・弁等の損傷 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷	—	ろ過機調整 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷	外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源設備(送受電設備)の損傷	外部電源設備(送受電設備)の破損、浸水	外部電源設備(送受電設備)の機能喪失	外部電源設備(送受電設備)の機能喪失(竜巻、凍結、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、森林火災)	ろ過機調整 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却海水系又は原子炉補機冷却海水系の損傷	原子炉補機冷却海水ポンプの破損、浸水	原子炉補機冷却海水系又は原子炉補機冷却海水系の損傷	原子炉補機冷却海水系又は原子炉補機冷却海水系の損傷(竜巻、凍結、積雪、落雷、火山の影響、森林火災)	ろ過機調整 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷	反応度の誤投入	反応度の誤投入	—	—	—	—	ろ過機調整 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷	直接燃料損傷に至る事象	直接燃料損傷に至る事象	蒸気発生器伝熱管破損 ・燃料管破損 ・大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA) ・原子炉建屋損傷 ・原子炉補機建屋損傷 ・電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失 ・1 次系冷却機能喪失 ・2 次系冷却機能喪失 ・機数の信号系損傷	—	—	—	ろ過機調整 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷	<p>【女川】 ・評価結果の相違 ・炉型の相違による起因事象の抽出結果の相違</p>
起因事象	外部事象	地震	津波	内部火災・内部溢水	その他の外部事象	主な炉心損傷防止対策																																																																																	
相線熱除去機能喪失	外部事象																																																																																						
外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源設備(送受電設備)の損傷 ^{※1}	外部電源設備(送受電設備)の破損 ^{※1}	外部電源設備(送受電設備)の機能喪失	外部電源設備(送受電設備)の機能喪失(竜巻、凍結、積雪、落雷、火山の影響、森林火災)	常設大流量冷却設備 ・原子炉補機冷却海水系 ・原子炉補機代用冷却水系統 ・低圧代替注水系統(常設・可搬型)																																																																																	
原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出	— ^{※2}	—	—	—	—																																																																																	
反応度の誤投入	反応度の誤投入	原子炉建屋損傷 ・制御室損傷 ・格納容器損傷 ・E-LOCA ・計測・制御系喪失 ・格納容器バイパスに至る事象	—	—	—	出力運転中の地震 PRA 及び 津波 PRA に基づき、直接炉心損傷に至る可能性のある起因事象を抽出しているが、評価方法にはかなりの保守性を有し、かつ、大きな不確かさを有する。出力運転中の取り扱いと同様、機能維持した設計基準事故対処設備、及び炉心損傷防止対策を柔軟に活用し影響緩和を図ることでの対応すべきものと考える。																																																																																	
起因事象	外部事象	地震	津波	内部火災・内部溢水	その他の外部事象	主な燃料損傷防止対策																																																																																	
原子炉冷却圧力パワングリ機能喪失	外部事象																																																																																						
水位維持失敗	水位維持失敗	配管の破断 ・弁等の損傷 ・ろ過機調整 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷	—	内部火災・内部溢水 ・弁等の損傷 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷	—	ろ過機調整 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷																																																																																	
外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源設備(送受電設備)の損傷	外部電源設備(送受電設備)の破損、浸水	外部電源設備(送受電設備)の機能喪失	外部電源設備(送受電設備)の機能喪失(竜巻、凍結、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、森林火災)	ろ過機調整 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷																																																																																	
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却海水系又は原子炉補機冷却海水系の損傷	原子炉補機冷却海水ポンプの破損、浸水	原子炉補機冷却海水系又は原子炉補機冷却海水系の損傷	原子炉補機冷却海水系又は原子炉補機冷却海水系の損傷(竜巻、凍結、積雪、落雷、火山の影響、森林火災)	ろ過機調整 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷																																																																																	
反応度の誤投入	反応度の誤投入	—	—	—	—	ろ過機調整 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷																																																																																	
直接燃料損傷に至る事象	直接燃料損傷に至る事象	蒸気発生器伝熱管破損 ・燃料管破損 ・大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA) ・原子炉建屋損傷 ・原子炉補機建屋損傷 ・電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失 ・1 次系冷却機能喪失 ・2 次系冷却機能喪失 ・機数の信号系損傷	—	—	—	ろ過機調整 ・ろ過機調整の調整 ・抽出ラインの機器の損傷																																																																																	

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

第37条 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>泊と大飯を比較するため、別添 3. レベル1PRA 3.1 内部事象 PRA 3.1.2 停止時 PRA の付録 1-別添 3-3.1-3.1.2-85 ページの大飯の第 1.1.2.b-1 図) を再掲している</p>  <p>※原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、水位維持失敗及びオーバードレンを想定</p> <p>第 1.1.2.b-1 図 燃料損傷に至る可能性のある異常事象のマスターロジックダイアグラム</p>	 <p>図 1 起因事象の抽出に用いたマスターロジックダイアグラム</p>	 <p>※原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、水位維持失敗、オーバードレンを想定</p> <p>第 1 図 起因事象の抽出に用いたマスターロジックダイアグラム</p>	<p>【女川】 ■設計の相違 ・PWR と BWR で抽出する起因事象が異なるため大飯と比較する（着色せず）</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は、燃料の機械的損傷を示している</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 事故シナシエンスグループ及び重要事故シナシエンス等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シナシエンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																										
<p style="text-align: center;">第3表 自然現象が原子炉施設へ与える影響</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">自然事象</th> <th style="width: 90%;">原子炉施設へ与える影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>洪水</td> <td>敷地の地形及び表流水の状況から判断して、敷地が洪水による被害を受けることは考えられない。また、発生する影響は溢水又は津波の影響に包含される。</td> </tr> <tr> <td>風（台風）</td> <td>安全施設に対する風荷重は、建築基準法に基づき、既往最大値を上回るものとし、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としており、風による影響は考え難い。また、強風の影響としては竜巻の影響に包含される。</td> </tr> <tr> <td>竜巻</td> <td>過大な風荷重、気圧急激な変動により構造物等が破損し、構造物等に直接的あるいは波及的影響を与える可能性があるが、日本で過去に発生した竜巻による最大風速及び国内最大規模の竜巻を想定しても、安全上重要な構造物等に影響を与えることはない。ただし、送電鉄塔倒壊による外部電源喪失が想定される。一方、屋外設備の海水ポンプには飛来物による破損が考えられ、海水ポンプ機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失が想定される。なお、海水ポンプについては、飛来物への防護対策を講ずることとしている。</td> </tr> <tr> <td>凍結</td> <td>屋外機器で凍結のおそれのあるものは必要に応じて最低気温に適切な余裕を持った凍結防止対策を行うものとし、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としているため、安全上重要な設備に影響を与えることはないと考えられる。ただし、普氷による変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。</td> </tr> <tr> <td>除水</td> <td>溢水又は津波による影響に包含される。</td> </tr> <tr> <td>積雪</td> <td>過大な積雪荷重により構造物等が破損する可能性があるが、過去に記録された最大積雪量を想定しても、安全上重要な構造物等に影響を与えることはないと考えられる。ただし、変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。</td> </tr> <tr> <td>落雷</td> <td>原子炉格納容器等への避雷針の設置、接地網の布設による接地抵抗の低減等を行うとともに、安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計とし、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としているため、安全上重要な設備に影響を与えることはないと考えられるが、可能性としては海水ポンプモータ部への雷撃による損傷で、原子炉補機冷却機能喪失が想定される。また、変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。</td> </tr> <tr> <td>地滑り</td> <td>構造物等が損傷する可能性があるが、地滑り防護対策により、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としているため、安全上重要な設備に影響を与えることはない。ただし、発電所周辺では倒壊に伴う送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。</td> </tr> <tr> <td>火山の影響</td> <td>火山灰による過大な積載荷重による構造物等の破損、火山灰による排気筒等の閉塞等の可能性があるが、想定される降灰厚さを考慮しても安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としており、安全上重要な構造物等に影響を与えることはない。ただし、荷重によるタービン建屋破損に伴う2次冷却熱交換器機能喪失や送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。</td> </tr> <tr> <td>生物学的事象</td> <td>海生生物については、大量の襲来を原因とした海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失が想定される。なお、小動物については、屋外設置の端子箱内に侵入した場合に短絡、地絡事象の原因となり得るが、ケーブル貫通部等のシールにより防止可能であり、トレン分離した安全機能が共通要因で機能喪失することはない。</td> </tr> <tr> <td>森林火災</td> <td>森林火災については、輸送機による設備及び建屋への影響が想定されるが、安全施設は、森林火災に対して、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参照し、防火帯を設けていることから、安全性を損なうおそれはない。ただし、火災により森林内に設置された送電線の機能喪失による外部電源喪失が想定される。</td> </tr> <tr> <td>高潮</td> <td>安全施設は高潮による影響のない敷地高さに設置されていることから、安全性を損なうおそれはない。</td> </tr> </tbody> </table>	自然事象	原子炉施設へ与える影響	洪水	敷地の地形及び表流水の状況から判断して、敷地が洪水による被害を受けることは考えられない。また、発生する影響は溢水又は津波の影響に包含される。	風（台風）	安全施設に対する風荷重は、建築基準法に基づき、既往最大値を上回るものとし、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としており、風による影響は考え難い。また、強風の影響としては竜巻の影響に包含される。	竜巻	過大な風荷重、気圧急激な変動により構造物等が破損し、構造物等に直接的あるいは波及的影響を与える可能性があるが、日本で過去に発生した竜巻による最大風速及び国内最大規模の竜巻を想定しても、安全上重要な構造物等に影響を与えることはない。ただし、送電鉄塔倒壊による外部電源喪失が想定される。一方、屋外設備の海水ポンプには飛来物による破損が考えられ、海水ポンプ機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失が想定される。なお、海水ポンプについては、飛来物への防護対策を講ずることとしている。	凍結	屋外機器で凍結のおそれのあるものは必要に応じて最低気温に適切な余裕を持った凍結防止対策を行うものとし、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としているため、安全上重要な設備に影響を与えることはないと考えられる。ただし、普氷による変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。	除水	溢水又は津波による影響に包含される。	積雪	過大な積雪荷重により構造物等が破損する可能性があるが、過去に記録された最大積雪量を想定しても、安全上重要な構造物等に影響を与えることはないと考えられる。ただし、変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。	落雷	原子炉格納容器等への避雷針の設置、接地網の布設による接地抵抗の低減等を行うとともに、安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計とし、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としているため、安全上重要な設備に影響を与えることはないと考えられるが、可能性としては海水ポンプモータ部への雷撃による損傷で、原子炉補機冷却機能喪失が想定される。また、変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。	地滑り	構造物等が損傷する可能性があるが、地滑り防護対策により、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としているため、安全上重要な設備に影響を与えることはない。ただし、発電所周辺では倒壊に伴う送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。	火山の影響	火山灰による過大な積載荷重による構造物等の破損、火山灰による排気筒等の閉塞等の可能性があるが、想定される降灰厚さを考慮しても安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としており、安全上重要な構造物等に影響を与えることはない。ただし、荷重によるタービン建屋破損に伴う2次冷却熱交換器機能喪失や送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。	生物学的事象	海生生物については、大量の襲来を原因とした海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失が想定される。なお、小動物については、屋外設置の端子箱内に侵入した場合に短絡、地絡事象の原因となり得るが、ケーブル貫通部等のシールにより防止可能であり、トレン分離した安全機能が共通要因で機能喪失することはない。	森林火災	森林火災については、輸送機による設備及び建屋への影響が想定されるが、安全施設は、森林火災に対して、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参照し、防火帯を設けていることから、安全性を損なうおそれはない。ただし、火災により森林内に設置された送電線の機能喪失による外部電源喪失が想定される。	高潮	安全施設は高潮による影響のない敷地高さに設置されていることから、安全性を損なうおそれはない。			<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は女川の記載方針に統一するため、その他の自然現象の影響については補足1に記載している
自然事象	原子炉施設へ与える影響																												
洪水	敷地の地形及び表流水の状況から判断して、敷地が洪水による被害を受けることは考えられない。また、発生する影響は溢水又は津波の影響に包含される。																												
風（台風）	安全施設に対する風荷重は、建築基準法に基づき、既往最大値を上回るものとし、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としており、風による影響は考え難い。また、強風の影響としては竜巻の影響に包含される。																												
竜巻	過大な風荷重、気圧急激な変動により構造物等が破損し、構造物等に直接的あるいは波及的影響を与える可能性があるが、日本で過去に発生した竜巻による最大風速及び国内最大規模の竜巻を想定しても、安全上重要な構造物等に影響を与えることはない。ただし、送電鉄塔倒壊による外部電源喪失が想定される。一方、屋外設備の海水ポンプには飛来物による破損が考えられ、海水ポンプ機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失が想定される。なお、海水ポンプについては、飛来物への防護対策を講ずることとしている。																												
凍結	屋外機器で凍結のおそれのあるものは必要に応じて最低気温に適切な余裕を持った凍結防止対策を行うものとし、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としているため、安全上重要な設備に影響を与えることはないと考えられる。ただし、普氷による変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。																												
除水	溢水又は津波による影響に包含される。																												
積雪	過大な積雪荷重により構造物等が破損する可能性があるが、過去に記録された最大積雪量を想定しても、安全上重要な構造物等に影響を与えることはないと考えられる。ただし、変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。																												
落雷	原子炉格納容器等への避雷針の設置、接地網の布設による接地抵抗の低減等を行うとともに、安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計とし、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としているため、安全上重要な設備に影響を与えることはないと考えられるが、可能性としては海水ポンプモータ部への雷撃による損傷で、原子炉補機冷却機能喪失が想定される。また、変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。																												
地滑り	構造物等が損傷する可能性があるが、地滑り防護対策により、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としているため、安全上重要な設備に影響を与えることはない。ただし、発電所周辺では倒壊に伴う送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。																												
火山の影響	火山灰による過大な積載荷重による構造物等の破損、火山灰による排気筒等の閉塞等の可能性があるが、想定される降灰厚さを考慮しても安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計としており、安全上重要な構造物等に影響を与えることはない。ただし、荷重によるタービン建屋破損に伴う2次冷却熱交換器機能喪失や送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。																												
生物学的事象	海生生物については、大量の襲来を原因とした海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失が想定される。なお、小動物については、屋外設置の端子箱内に侵入した場合に短絡、地絡事象の原因となり得るが、ケーブル貫通部等のシールにより防止可能であり、トレン分離した安全機能が共通要因で機能喪失することはない。																												
森林火災	森林火災については、輸送機による設備及び建屋への影響が想定されるが、安全施設は、森林火災に対して、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参照し、防火帯を設けていることから、安全性を損なうおそれはない。ただし、火災により森林内に設置された送電線の機能喪失による外部電源喪失が想定される。																												
高潮	安全施設は高潮による影響のない敷地高さに設置されていることから、安全性を損なうおそれはない。																												

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
 別紙1 有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
<p>第4表 外部人為事象が原子炉施設へ与える影響</p> <table border="1" data-bbox="138 247 728 702"> <thead> <tr> <th data-bbox="138 279 241 303">外部人為事象</th> <th data-bbox="241 279 728 303">原子炉施設へ与える影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="138 311 241 359">有毒ガス</td> <td data-bbox="241 311 728 359">幹線道路、鉄道路線、主要幹路及び石油コンビナートは発電所から十分な距離が確保されており、危険物を搭載した車両及び船舶を含む事故等による発電所への有毒ガスの影響はない。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="138 367 241 422">飛来物 (航空機衝突)</td> <td data-bbox="241 367 728 422">航空機落下確率評価結果が緊急設計の要否判断の基準である10^{-7}（/年）を超えないため、航空機衝突による防護設計を必要としない。なお、当該事象が仮に発生した場合には、大規模損壊及び大規模な火災が発生することを想定し、大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="138 430 241 518">船舶の衝突 (船舶事故)</td> <td data-bbox="241 430 728 518">周辺海域の船舶の航路としては、小浜湾内に観光船等の航路があるが、小浜湾口部では南方向の潮流と北方向の潮流が交差しており、仮に漂流したとしても取水路に船舶が漂着する可能性は低い。また、取水路付近での漁業作業は行われていないことから、小型漁船が漂流し、取水路に侵入する可能性は極めて低い。仮に取水路に侵入し、3、4号炉海水ポンプ室前面に到達したとしても防護壁があり、海水ポンプの取水に影響を及ぼすおそれはない。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="138 526 241 566">爆発（プラント外での爆発）</td> <td data-bbox="241 526 728 566">発電所の近くには、爆発により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設等はないため、爆発による発電所への影響はない。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="138 574 241 646">電磁的障害</td> <td data-bbox="241 574 728 646">原子炉安全保護計装盤及びケーブルは、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、銅製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計としており、発生確率は小さいと考えられる。なお、仮に当該事象が発生した場合には、複数の信号系の損傷も想定されるが、大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応する。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="138 654 241 678">ダムの崩壊</td> <td data-bbox="241 654 728 678">発電所の近くには、ダムは存在しないことから、安全性を損なうおそれはない。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="138 686 241 702">火災（近隣工場等の火災）</td> <td data-bbox="241 686 728 702">発電所の近くには、火災により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設等はないため、石油コンビナート施設等の火災による安全施設への影響はない。</td> </tr> </tbody> </table>			外部人為事象	原子炉施設へ与える影響	有毒ガス	幹線道路、鉄道路線、主要幹路及び石油コンビナートは発電所から十分な距離が確保されており、危険物を搭載した車両及び船舶を含む事故等による発電所への有毒ガスの影響はない。	飛来物 (航空機衝突)	航空機落下確率評価結果が緊急設計の要否判断の基準である 10^{-7} （/年）を超えないため、航空機衝突による防護設計を必要としない。なお、当該事象が仮に発生した場合には、大規模損壊及び大規模な火災が発生することを想定し、大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応する。	船舶の衝突 (船舶事故)	周辺海域の船舶の航路としては、小浜湾内に観光船等の航路があるが、小浜湾口部では南方向の潮流と北方向の潮流が交差しており、仮に漂流したとしても取水路に船舶が漂着する可能性は低い。また、取水路付近での漁業作業は行われていないことから、小型漁船が漂流し、取水路に侵入する可能性は極めて低い。仮に取水路に侵入し、3、4号炉海水ポンプ室前面に到達したとしても防護壁があり、海水ポンプの取水に影響を及ぼすおそれはない。	爆発（プラント外での爆発）	発電所の近くには、爆発により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設等はないため、爆発による発電所への影響はない。	電磁的障害	原子炉安全保護計装盤及びケーブルは、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、銅製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計としており、発生確率は小さいと考えられる。なお、仮に当該事象が発生した場合には、複数の信号系の損傷も想定されるが、大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応する。	ダムの崩壊	発電所の近くには、ダムは存在しないことから、安全性を損なうおそれはない。	火災（近隣工場等の火災）	発電所の近くには、火災により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設等はないため、石油コンビナート施設等の火災による安全施設への影響はない。	<p>【大飯】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は女川の記載方針に統一するため、人為事象影響については補足2及び補足4に記載している
外部人為事象	原子炉施設へ与える影響																		
有毒ガス	幹線道路、鉄道路線、主要幹路及び石油コンビナートは発電所から十分な距離が確保されており、危険物を搭載した車両及び船舶を含む事故等による発電所への有毒ガスの影響はない。																		
飛来物 (航空機衝突)	航空機落下確率評価結果が緊急設計の要否判断の基準である 10^{-7} （/年）を超えないため、航空機衝突による防護設計を必要としない。なお、当該事象が仮に発生した場合には、大規模損壊及び大規模な火災が発生することを想定し、大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応する。																		
船舶の衝突 (船舶事故)	周辺海域の船舶の航路としては、小浜湾内に観光船等の航路があるが、小浜湾口部では南方向の潮流と北方向の潮流が交差しており、仮に漂流したとしても取水路に船舶が漂着する可能性は低い。また、取水路付近での漁業作業は行われていないことから、小型漁船が漂流し、取水路に侵入する可能性は極めて低い。仮に取水路に侵入し、3、4号炉海水ポンプ室前面に到達したとしても防護壁があり、海水ポンプの取水に影響を及ぼすおそれはない。																		
爆発（プラント外での爆発）	発電所の近くには、爆発により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設等はないため、爆発による発電所への影響はない。																		
電磁的障害	原子炉安全保護計装盤及びケーブルは、ラインフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、銅製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計としており、発生確率は小さいと考えられる。なお、仮に当該事象が発生した場合には、複数の信号系の損傷も想定されるが、大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応する。																		
ダムの崩壊	発電所の近くには、ダムは存在しないことから、安全性を損なうおそれはない。																		
火災（近隣工場等の火災）	発電所の近くには、火災により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設等はないため、石油コンビナート施設等の火災による安全施設への影響はない。																		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

第37条 付録1 事故シナシグループ及び重要事故シナシ等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シナシグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	添付資料 添付1 有効性評価の事故シナシグループの選定に際しての地震、津波以外の外部事象の考慮について 添付2 地震レベル1.5PRAについて	添付資料 添付1 有効性評価の事故シナシグループの選定に際しての地震、津波以外の外部事象の考慮について 添付2 地震レベル1.5PRAについて	【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は地震、津波以外の外部事象の影響については添付1、地震レベル1.5PRAについては添付2に記載している

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

第37条 付録1 事故シナシナグループ及び重要事故シナシナ等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シナシナグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙1（添付）</p> <p>外部事象（地震、津波、火災及び溢水を除く）の影響評価について</p> <p>解釈第6条2項に記載されている自然現象については、現段階でのPRAの実施は困難であるため、「それに代わる方法」として事故シナシナグループの抽出を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シナシナグループの有無について確認を行った。</p> <p>1. 評価対象事象 設計基準において想定される外部事象（自然現象及び人為事象）について、添付-1のとおり抽出しているが、人為事象について</p>	<p style="text-align: right;">添付1</p> <p>有効性評価の事故シナシナグループの選定に際しての地震、津波以外の外部事象の考慮について</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」（原規技発第1306193号（平成26年6月19日原子力規制委員会決定））第37条第1-1項では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故シナシナグループを抽出するため、個別プラントのPRA又はそれに代わる方法で評価を実施することが求められている。</p> <p>外部事象のうち、日本原子力学会標準として実施基準が定められておりPRAの適用実績がある地震及び津波については、それぞれPRAを実施し事故シナシナグループの抽出を実施している。</p> <p>また、地震、津波以外の自然現象については現段階でのPRA評価は実施困難であるため、「それに代わる方法」として以下に示す方法にて定性的に事故シナシナグループの抽出を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シナシナグループの有無について確認を行った。</p> <p>さらに人為事象についても定性的に事故シナシナグループの抽出を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シナシナグループの有無について確認を行った。</p> <p>また、自然現象、人為事象が重畳することによる影響についても、定性的な評価を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シナシナグループの有無について確認を行った。</p> <p>1. 前提条件 (1) 評価対象事象 設計基準を設定する自然現象（以下「設計基準設定事象」という。）の設定は、一般的な事象に加え、国内外の規格基準から</p>	<p style="text-align: right;">添付1</p> <p>有効性評価の事故シナシナグループの選定に際しての地震、津波以外の外部事象の考慮について</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」（原規技発第1306193号（平成26年6月19日原子力規制委員会決定））第37条1-1項では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故シナシナグループを抽出するため、個別プラントのPRA又はそれに代わる方法で評価を実施することが求められている。</p> <p>外部事象のうち、日本原子力学会標準として実施基準が定められておりPRAの適用実績がある地震及び津波については、それぞれPRAを実施し事故シナシナグループの抽出を実施している。</p> <p>また、地震、津波以外の自然現象については現段階でのPRA評価は実施困難であるため、「それに代わる方法」として以下に示す方法にて定性的に事故シナシナグループの抽出を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シナシナグループの有無について確認を行った。</p> <p>さらに人為事象についても定性的に事故シナシナグループの抽出を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シナシナグループの有無について確認を行った。</p> <p>また、自然現象、人為事象が重畳することによる影響についても、定性的な評価を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シナシナグループの有無について確認を行った。</p> <p>1.前提条件 (1) 評価対象事象 設計基準を設定する自然現象（以下、「設計基準設定事象」という。）の設定は、一般的な事象に加え、国内外の規格基準から</p>	<p>【大飯】 ■記載方針の相違 ・女川実績の反映 ・泊は自然現象、人為事象の重畳の評価を実施している</p> <p>【大飯】 ■記載方針の相違</p>

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シナリオグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

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、発生のおそれがないこと等から、ここでは、自然現象（地震、津波、火災及び溢水を除く）に着目した評価を行った。</p> <p>なお、自然現象の評価に当たっては、以下の事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・洪水 ・風（台風） ・竜巻 ・凍結 ・降水 ・積雪 ・落雷 ・地滑り ・火山の影響 ・生物学的影响 ・森林火災 ・高潮 	<p>集した様々な自然現象に対し、そもそも女川原子力発電所において発生する可能性があるか、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点でスクリーニングを実施している。</p> <p>したがって、設計基準設定事象以外のものについては、そもそもプラントの安全性が損なわれる可能性がないか、有意な頻度では発生しないか、若しくは影響度の大きさから他の自然現象に包絡されるものであるため、事故シナリオの有無の確認は、設計基準設定事象である以下の10事象を対象に実施するものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・風（台風） ・竜巻 ・凍結 ・降水 ・積雪 ・落雷 ・火山の影響 ・生物学的事象 ・森林火災 ・高潮 <p>なお、設計基準設定事象以外については、上述のとおり、基本的には事故シナリオに至ることはないか、有意な頻度では発生しないか、若しくは影響度の大きさから他の自然現象に包絡されるものであると判断しているものの、各自然現象により想</p>	<p>収集した様々な自然現象に対し、そもそも泊発電所において発生する可能性があるか、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点でスクリーニングを実施している。</p> <p>したがって、設計基準設定事象以外のものについては、そもそもプラントの安全性が損なわれる可能性がないか、有意な頻度では発生しないか、若しくは影響度の大きさから他の自然現象に包絡されるものであるため、事故シナリオの有無の確認は、設計基準設定事象である以下の11事象を対象に実施するものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ・高潮 <p>なお、設計基準設定事象以外については、上述のとおり、基本的には事故シナリオに至ることはないか、有意な頻度では発生しないか、若しくは影響度の大きさから他の自然現象に包絡されるものであると判断しているものの、各自然現象により想</p>	<p>・女川実績の反映</p> <p>・泊は女川の記載方針に統一するため、人為事象の影響については補足2に記載している</p> <p>【女川】</p> <p>■名称の相違</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】</p> <p>■評価結果の相違</p> <p>・泊3は第6条「外部からの衝撃による損傷の防止（その他外部事象）」において地滑りを考慮すべき外部事象として選定している</p> <p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【大飯】</p> <p>■評価結果の相違</p> <p>・大飯は地域特性を踏まえて洪水を選定しているが、泊では、同様の観点から対象外と判断している</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>・泊は女川の記載方針に統一</p>

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

第37条 付録1 事故シナリクスグループ及び重要事故シナリクス等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シナリクスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 想定範囲</p> <p>事故シナリクスグループの抽出に当たっては、上記自然現象のそれぞれについて、過酷と考えられる条件を基にその影響について評価を行う。</p>	<p>定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象について整理しており、その結果からも上記10事象に加え詳細評価が必要な事象は無いことを確認している。</p> <p>なお、このうち4事象については、他事象に包絡される（降水、風（台風）、高潮）か、起因事象の発生はない（生物学的事象）ことを確認している。（補足1）</p> <p>また、各人為事象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象についても整理しており、その結果から新たな起因事象がないこと、事象の影響として設計基準設定事象に包絡されることを確認している。（補足2）</p> <p>(2) 想定範囲</p> <p>上記設計基準設定事象については、それぞれ考慮すべき最も過酷と考えられる条件を設定している。具体的には、設計基準設定を超えた規模を仮定する。</p> <p>2. 評価方法</p> <p>2.1 起因事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>1.にて示した風、積雪等の自然現象が設計基準を超える規模で発生した場合に、発電所に与える影響は地震、津波ほど十分な知見がない。そこで、ここでは国外の評価事例、国内のトラブル事例及び規格・基準にて示されている発電所の影響を収集し、対象とする自然現象が発生した場合に設備等へどのような影響を与えるか（設備等への損傷・機能喪失モード）の抽出を行う。</p> <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性がある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。</p> <p>(3) 起因事象となり得るシナリオの選定</p>	<p>定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象について整理しており、その結果からも上記11事象に加え詳細評価が必要な事象は無いことを確認している。</p> <p>なお、このうち5事象については、他事象に包絡される（降水、風（台風）、高潮）か、起因事象の発生はない（地滑り、生物学的事象）ことを確認している。（補足1）</p> <p>また、各人為事象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象についても整理しており、その結果から新たな起因事象がないこと、事象の影響として設計基準設定事象に包絡されることを確認している。（補足2）</p> <p>(2) 想定範囲</p> <p>上記設計基準設定事象については、それぞれ考慮すべき最も過酷と考えられる条件を設定している。具体的には、設計基準設定を超えた規模を仮定する。</p> <p>2. 評価方法</p> <p>2.1 起因事象の特定</p> <p>(1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出</p> <p>1.にて示した風、積雪等の自然現象が設計基準を超える規模で発生した場合に、発電所に与える影響は地震、津波ほど十分な知見がない。そこで、ここでは国外の評価事例、国内のトラブル事例及び規格・基準にて示されている発電所の影響を収集し、対象とする自然現象が発生した場合に設備等へどのような影響を与えるか（設備等への損傷・機能喪失モード）の抽出を行う。</p> <p>(2) 評価対象設備の選定</p> <p>(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性がある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。</p> <p>(3) 起因事象になり得るシナリオの選定</p>	<p>するため、評価対象とする自然現象の考え方の補足を記載している</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>・泊は女川の記載方針に統一するため、人為事象の影響については補足2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>・泊は女川の記載方針に統一するため、評価方法について記載している</p> <p>【女川】</p>

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

第37条 付録1 事故シナシナグループ及び重要事故シナシナ等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シナシナグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

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)で抽出した損傷・機能喪失モードに対して、(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定する。</p> <p>シナリオの選定に当たっては、事故シナシナグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象となり得るシナリオを選定する。</p> <p>なお、起回事象の選定は、日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル1PSA編）：2008」（以下「学会標準」という。）に示される考え方などを参考に行う。</p> <p>(4) 起回事象の特定</p> <p>(3)で選定した各シナリオについて発生可能性を評価し、事故シナシナグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行う。</p> <p>なお、過去の観測実績等をもとに発生可能性を評価可能なものについては、影響のある事故シナシナの要因となる可能性について考察を行う。</p> <p>2.2 事故シナシナの特定</p> <p>2.1(4)にて特定した起回事象について、内部事象レベル1PRAや地震、津波レベル1PRAにて考慮しておらず、重大事故の有効性評価において追加すべき新たな事故シナシナにつながる可能性のあるものの有無について確認を行う。</p> <p>また、新たな事故シナシナにつながる可能性のある起回事象が確認された場合、事故シナシナに至る可能性について評価の上、有意な影響のある事故シナシナとなり得るかについて確認を行う。</p> <p>事故シナシナに至る可能性の評価については、旧原子力安全・保安院指示に基づき実施したストレステストでの評価方法などを参考に実施するものとする。</p> <p>3. 個別事象評価のまとめ</p> <p>1.にて示した各評価対象事象について、事故シナシナに至る可能性のある起回事象について特定した結果（補足1-1～6参照）、内部事象や地震、津波レベル1PRAで考慮している起回事象に包含されることを確認した。また、各評価対象事象によって機能喪失</p>	<p>(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対して、(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定する。</p> <p>シナリオの選定に当たっては、事故シナシナグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象となり得るシナリオを選定する。</p> <p>なお、起回事象の選定は、日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル1PSA編）：2008」（以下「学会標準」という。）に示される考え方などを参考に行う。</p> <p>(4) 起回事象の特定</p> <p>(3)で選定した各シナリオについて発生可能性を評価し、事故シナシナグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行う。</p> <p>なお、過去の観測実績等をもとに発生可能性を評価可能なものについては、影響のある事故シナシナの要因となる可能性について考察を行う。</p> <p>2.2 事故シナシナの特定</p> <p>2.1(4)にて特定した起回事象について、内部事象レベル1PRAや地震、津波レベル1PRAにて考慮しておらず、重大事故の有効性評価において追加すべき新たな事故シナシナにつながる可能性のあるものの有無について確認を行う。</p> <p>また、新たな事故シナシナにつながる可能性のある起回事象が確認された場合、事故シナシナに至る可能性について評価の上、有意な影響のある事故シナシナとなり得るかについて確認を行う。</p> <p>事故シナシナに至る可能性の評価については、旧原子力安全・保安院指示に基づき実施したストレステストでの評価方法などを参考に実施するものとする。</p> <p>3. 個別事象評価のまとめ</p> <p>1.にて示した各評価対象事象について、事故シナシナに至る可能性のある起回事象について特定した結果（補足1-1～6参照）、内部事象や地震、津波レベル1PRAで考慮している起回事象に包含されることを確認した。また、各評価対象事象によって機能喪失</p>	<p>(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対して、(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定する。</p> <p>シナリオの選定に当たっては、事故シナシナグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象となり得るシナリオを選定する。</p> <p>なお、起回事象の選定は、日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル1PSA編）：2008」（以下「学会標準」という。）に示される考え方などを参考に行う。</p> <p>(4) 起回事象の特定</p> <p>(3)で選定した各シナリオについて発生可能性を評価し、事故シナシナグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行う。</p> <p>なお、過去の観測実績等に基づき発生可能性を評価可能なものについては、影響のある事故シナシナの要因となる可能性について考察を行う。</p> <p>2.2 事故シナシナの特定</p> <p>2.1(4)にて特定した起回事象について、内部事象レベル1PRAや地震、津波レベル1PRAにて考慮しておらず、重大事故の有効性評価において追加すべき新たな事故シナシナにつながる可能性のあるものの有無について確認を行う。</p> <p>また、新たな事故シナシナにつながる可能性のある起回事象が確認された場合、事故シナシナに至る可能性について評価の上、有意な影響のある事故シナシナとなり得るかについて確認を行う。</p> <p>事故シナシナに至る可能性の評価については、旧原子力安全・保安院指示に基づき実施したストレステストでの評価方法などを参考に実施するものとする。</p> <p>3. 個別事象評価のまとめ</p> <p>1.にて示した各評価対象事象について、事故シナシナに至る可能性のある起回事象について特定した結果（補足1-1～6参照）、内部事象や地震、津波レベル1PRAで考慮している起回事象に包含されることを確認した。また、各評価対象事象によって機能喪失</p>	<p>■記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・他の箇所の同様のタイトルは全て「に」しており、表現を統一した。 <p>【女川】</p> <ul style="list-style-type: none"> ■記載表現の相違 ・もとに←基に

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

第37条 付録1 事故シナリオグループ及び重要事故シナリオ等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シナリオグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

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>する可能性のある緩和設備について確認し、起因事象が発生した場合であっても、緩和設備が機能維持すること等により、必要な機能を確保することは可能であることを確認した（補足 1-7）。したがって、内部事象や地震、津波レベル1 PRAにて抽出した事故シナリオに対して新たに追加すべき事故シナリオは発生しないものと判断した。</p> <p>4. 設計基準を超える自然現象の重畳の考慮について</p> <p>(1) 自然現象の重畳影響</p> <p>自然現象の重畳評価については、損傷・機能喪失モードの相違に応じて、以下に示す影響を考慮する。</p> <p>I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース</p> <p>(例：積雪と降下火砕物による堆積荷重の増加)</p> <p>II. ある自然現象の防護施設がほかの自然現象によって機能喪失することにより影響が増長するケース（例：地震により浸水防止機能が喪失して浸水量が増加）</p> <p>III-1. ほかの自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース</p> <p>(例：降水による降下火砕物密度の増加)</p> <p>III-2. ほかの自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース（例：斜面に降下火砕物が堆積した後大量の降水により滑り、プラント周辺まで降下火砕物を含んだ水が押し寄せる状態。単独事象としては想定していない。）</p> <p>(2) 自然現象の重畳によるシナリオの選定</p> <p>基本的には一般的な事象に加え、国内外の規格基準から収集した自然現象について(1) I～III-2 に示した重畳影響の確認を実施した。</p> <p>ただし、以下の観点から明らかに事故シナリオにはつながらないと考えられるものについては重畳影響を考慮不要と判断し確認対象から除外した。</p> <p>○女川原子力発電所及びその周辺では発生しない（若しくは、発生が極めて稀）と判断した事象（No.は補足 1 参照）</p> <p>No.2：隕石、No.4：河川の迂回、No.5：砂嵐（塩を含んだ嵐）、No.9：雪崩、No.12：干ばつ、No.13：洪水、No.22：湖又は河川の水位低下、No.23：湖又は河川の水位上昇、No.26：地滑</p>	<p>する可能性のある緩和設備について確認し、起因事象が発生した場合であっても、緩和設備が機能維持すること等により、必要な機能を確保することは可能であることを確認した（補足 1-7）。したがって、内部事象や地震、津波レベル1 PRAにて抽出した事故シナリオに対して新たに追加すべき事故シナリオは発生しないものと判断した。</p> <p>4. 設計基準を超える自然現象の重畳の考慮について</p> <p>(1) 自然現象の重畳影響</p> <p>自然現象の重畳評価については、損傷・機能喪失モードの相違に応じて、以下に示す影響を考慮する。</p> <p>I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース</p> <p>(例：積雪と降下火砕物による堆積荷重の増加)</p> <p>II. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより影響が増長するケース（例：地震により浸水防止機能が喪失して浸水量が増加）</p> <p>III-1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース</p> <p>(例：降水による降下火砕物密度の増加)</p> <p>III-2. 他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース（例：斜面に降下火砕物が堆積した後大量の降水により滑り、プラント周辺まで降下火砕物を含んだ水が押し寄せる状態。単独事象としては想定していない。）</p> <p>(2) 自然現象の重畳によるシナリオの選定</p> <p>基本的には一般的な事象に加え、国内外の規格基準から収集した自然現象について(1) I～III-2 に示した重畳影響の確認を実施した。</p> <p>ただし、以下の観点から明らかに事故シナリオにはつながらないと考えられるものについては重畳影響を考慮不要と判断し確認対象から除外した。</p> <p>○泊発電所及びその周辺では発生しない（若しくは、発生が極めて稀）と判断した事象（No.は補足 1 参照）</p> <p>No.2：隕石、No.4：河川の迂回、No.5：砂嵐（塩を含んだ嵐）、No.9：雪崩、No.12：干ばつ、No.13：洪水、No.20：氷晶、No.22：湖又は河川の水位低下、No.23：湖又は河川の水位上</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
 別紙1 有効性評価の事故シナリオグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

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>り, No.27:カルスト</p> <p>○単独事象での評価において設備等への影響がない(若しくは、非常に小さい)と判断した事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響が無いと判断した事象(No.は補足1参照)</p> <p>No.11:海岸浸食, No.16:濃霧, No.18:霜・白霜, No.19:極高温, No.24:もや, No.25:塩害, 塩雲, No.29:高温水(海水温高), No.30:低温水(海水温低)</p> <p>確認した結果としては、重畳影響Ⅰ～Ⅲ-1については、以下に示す理由から、単独事象での評価において抽出されたシナリオ以外のシナリオが生じることはなく、重畳影響Ⅲ-2についても、他事象にて抽出したシナリオであり、新たなものが確認されなかった。個別自然現象の重畳影響の確認結果を補足3に示す。また、人為事象との重畳影響については、補足4に示すとおり自然現象の重畳影響に包絡されると判断した。</p> <p>I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース 重畳により影響度合いが大きくなるのみであり、単独で設計基準を超える事象に対してシナリオの抽出を行っていることを踏まえると、新たなシナリオは生じない。</p> <p>II. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース 単独の自然現象に対するシナリオの選定において、設計基準を超える事象を評価対象としているということは、つまり設備耐力や防護対策に期待していないということであり、単独事象の評価において抽出された以外の新たなシナリオは生じない。</p> <p>Ⅲ-1. ほかの自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース 一方の自然現象の前提条件が、他方の自然現象により変化し、元の自然現象の影響度が大きくなったとしても、</p>	<p>昇, No.27:カルスト</p> <p>○単独事象での評価において設備等への影響がない(若しくは、非常に小さい)と判断した事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響が無いと判断した事象(No.は補足1参照)</p> <p>No.11:海岸浸食, No.16:濃霧, No.18:霜・白霜, No.19:極高温, No.24:もや, No.25:塩害, 塩雲, No.26:地滑り, No.29:高温水(海水温高), No.30:低温水(海水温低)</p> <p>確認した結果としては、重畳影響Ⅰ～Ⅲ-1については、以下に示す理由から、単独事象での評価において抽出されたシナリオ以外のシナリオが生じることはなく、重畳影響Ⅲ-2については、該当するケースがなかった。個別自然現象の重畳影響の確認結果を補足3に示す。また、人為事象との重畳影響については、補足4に示すとおり自然現象の重畳影響に包絡されると判断した。</p> <p>I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース 重畳により影響度合いが大きくなるのみであり、単独で設計基準を超える事象に対してシナリオの抽出を行っていることを踏まえると、新たなシナリオは生じない。</p> <p>II. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース 単独の自然現象に対するシナリオの選定において、設計基準を超える事象を評価対象としているということは、つまり設備耐力や防護対策に期待していないということであり、単独事象の評価において抽出された以外の新たなシナリオは生じない。</p> <p>Ⅲ-1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース 一方の自然現象の前提条件が、他方の自然現象により変化し、元の自然現象の影響度が大きくなったとしても、</p>	<p>(以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】 ■記載表現の相違 ・泊は表現を統一している (以下、相違理由説明を省略)</p> <p>【女川】 ■個別評価による相違 ・泊は重畳影響Ⅲ-2に該当するケースはなく、女川も補足3の自然現象の重畳確認結果においてはⅢ-2に該当するケースは抽出されておらず、実質的に相違はない (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 事故シナシナグループ及び重要事故シナシナ等の選定について
 別紙1 有効性評価の事故シナシナグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. まとめ</p> <p>1.項に示した各評価対象事象について、事故シナシナに至る可能性について検討を実施した結果（添付-2～7参照）、内部事象レベル1 PRA、地震PRA及び津波PRAにて抽出した事故シナシナグループに対して新たに追加が必要となる事故シナシナグループは発生しないものと判断した。</p>	<p>I.と同様、単独で設計基準を超える事象に対してシナリオ抽出を行っているため、新たなシナリオは生じない。</p> <p>III-2.ほかの自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース</p> <p>単独事象では影響が及ばない評価であったのに対し、事象が重畳することにより影響が及ぶようになるものは、降下火砕物と降水の組合せのみであったが、屋外設備（外部電源、海水ポンプ等）の損傷を想定しても、起因事象としては外部電源喪失、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失であり、新しいシナリオは生じない。</p> <p>(3) 重畳影響評価のまとめ</p> <p>事故シナシナの抽出という観点においては、上述のとおり、自然現象・人為事象が重畳することにより、単独事象の評価で特定されたシナリオに対し新たなものが生じることはなく、自然現象の重畳により追加すべき新たな事故シナシナは発生しないものと判断した。</p> <p>5. 全体まとめ</p> <p>地震、津波以外の自然現象、人為事象について、事故シナシナに至る可能性のある起因事象について特定した結果、内部事象や地震、津波レベル1 PRAにて抽出した事故シナシナに対して新たに追加すべき事故シナシナは発生しないものと判断した。</p> <p>また、地震、津波を含む、各自然現象の重畳影響についても確認を実施した結果、単独事象での評価と同様に、内部事象や地震、津波レベル1 PRAにて抽出した事故シナシナに対して新たに追加すべき事故シナシナは発生しないものと判断した。</p>	<p>I.と同様、単独で設計基準を超える事象に対してシナリオ抽出を行っているため、新たなシナリオは生じない。</p> <p>(3) 重畳影響評価のまとめ</p> <p>事故シナシナの抽出という観点においては、上述のとおり、自然現象・人為事象が重畳することにより、単独事象の評価で特定されたシナリオに対し新たなものが生じることはなく、自然現象の重畳により追加すべき新たな事故シナシナは発生しないものと判断した。</p> <p>5. 全体まとめ</p> <p>地震、津波以外の自然現象、人為事象について、事故シナシナに至る可能性のある起因事象について特定した結果、内部事象や地震 PRA 及び津波 PRA にて抽出した事故シナシナに対して新たに追加すべき事故シナシナは発生しないものと判断した。</p> <p>また、地震、津波を含む、各自然現象の重畳影響についても確認を実施した結果、単独事象での評価と同様に、内部事象や地震、津波レベル1 PRAにて抽出した事故シナシナに対して新たに追加すべき事故シナシナは発生しないものと判断した。</p>	<p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>・泊は女川の記載方針に統一するため、自然現象の重畳の評価を実施している</p> <p>【大飯】</p> <p>■記載方針の相違</p> <p>・女川実績の反映</p> <p>【女川】</p> <p>■記載表現の相違</p>