

非常用母線からの給電喪失時の電源車（緊急時対策所用）の起動手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

非常用母線からの給電喪失時。

(b) 操作手順

電源車（緊急時対策所用）から給電する手順は以下のとおり。給電系統概要を第1.18.13図に、タイムチャートを第1.18.15図に示す。

- ① 発電所対策本部長は、作業着手の判断基準に基づき緊急時対策本部要員及び緊急安全対策要員に緊急時対策所電力供給作業開始を指示する。
- ② 緊急安全対策要員は、電源車（緊急時対策所用）1台を起動する。
- ③ 緊急時対策本部要員は、電源車（緊急時対策所用）からの給電を行う場合は、緊急時対策所内の緊急時対策所コントロールセンタ及び緊急時対策所内の電源車切換盤にて、起動した電源車（緊急時対策所用）の遮断器を入とし給電を開始する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策本部要員1名、緊急安全対策要員1名で行い、一連の操作完了まで約5分と想定する。暗所においても円滑に対応できるように、ヘッドライト及び懐中電灯を配備する。

c. 電源車（緊急時対策所用）の切替及び燃料給油手順

(a) 電源車（緊急時対策所用）の切替手順

使用中の電源車（緊急時対策所用）に故障等が発生した

場合の切替手順を整備する。

i . 手順着手の判断基準

使用中の電源車（緊急時対策所用）に不具合が発生した場合など、運転中の電源車（緊急時対策所用）の停止が必要となった場合。

ii . 操作手順

電源車（緊急時対策所用）を待機側に切り替える手順は以下のとおり。タイムチャートを第 1.18.16 図に示す。

- ① 発電所対策本部長は、作業着手の判断基準に基づき緊急時対策本部要員に電源車（緊急時対策所用）の切替えを指示する。
- ② 緊急時対策本部要員は、待機側の電源車（緊急時対策所用）を起動する。
- ③ 緊急時対策本部要員は、使用側の電源車（緊急時対策所用）の遮断器を緊急時対策所内の電源車切換盤にて切とし、待機側の電源車（緊急時対策所用）の遮断器を入とする。
- ④ 緊急時対策本部要員は、使用中の電源車（緊急時対策所用）を停止する。

iii . 操作の成立性

上記の対応は、緊急時対策本部要員 1 名で行い、一連の操作完了まで約 6 分と想定する。暗所においても円滑に対応できるよう、ヘッドライト及び懐中電灯を配備する。

電源車（緊急時対策所用）は予備の 1 台を発電所内に保管していることから、万が一、異常等が発生した場合でも、交換等を行うことにより、中長期的な対応が可能

である。

- (b) 電源車（緊急時対策所用）燃料タンクへの燃料給油手順
電源車（緊急時対策所用）を運転した場合、燃料補給が必要となる。（燃料はすべて重油）

重大事故等対処設備である燃料油貯蔵タンク又は重油タンクからタンクローリーへ給油し、電源車（緊急時対策所用）燃料タンクへ補給する手順を整備する。

i . 手順着手の判断基準

電源車（緊急時対策所用）を運転した場合において、各発電機の燃料の管理油量を確認後、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間^{※13}に達した場合。

※13 定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間及び給油間隔の目安は以下のとおり。

- ・ 電源車（緊急時対策所用）:運転開始後約 9 時間(その後約 4 時間ごとに補給。ただし、プルーム放出中は除く。)

ii . 操作手順

電源車（緊急時対策所用）燃料タンクへの燃料(重油)補給の手順の概要は以下のとおり。

タンクローリーによるアクセスルートを図 1.18.17 に、タイムチャートを図 1.18.18 に示す。

- ① 発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき緊急安全対策要員に、燃料油貯蔵タンク又は重油タンクからタンクローリーによる電源車（緊急時対策所用）への燃料補給を指示する。
- ② 緊急安全対策要員は、燃料油貯蔵タンク又は重油タ

ンクから電源車（緊急時対策所用）へ燃料（重油）補給準備を行う。

- ③ 緊急安全対策要員は、タンクローリーを保管エリアから燃料油貯蔵タンク又は重油タンク付近に移動させる。
- ④ 緊急安全対策要員は、タンクローリー給油口に給油用ホースを接続する。
- ⑤ 緊急安全対策要員は、現場で燃料油貯蔵タンク蓋を開操作し、給油用ホース端を燃料油貯蔵タンクの油面レベル以下まで下げる。重油タンクは重油抜き取り用取出口に接続する。
- ⑥ 緊急安全対策要員は、タンクローリー給油ポンプを起動し、タンクローリーの油面計で満タンとなれば給油ポンプを停止する。
- ⑦ 緊急安全対策要員は、タンクローリーを電源車（緊急時対策所用）の近くに移動させる。
- ⑧ 緊急安全対策要員は、電源車（緊急時対策所用）の給油口に、給油ホースを接続する。
- ⑨ 緊急安全対策要員は、タンクローリーの排出弁を開状態にし、タンクローリーからの給油を開始する。
- ⑩ 緊急安全対策要員は、タンクが満タンになれば、給油を停止し、排出弁を閉止した後、給油ホースを取外す。
- ⑪ 緊急安全対策要員は、発電所対策本部長にタンクローリーによる電源車（緊急時対策所用）への燃料補給が完了したことを報告する。

iii. 操作の成立性

上記の現場対応は、緊急安全対策要員 3 名にて実施し、所要時間は約 2.3 時間と想定する。

電源車(緊急時対策所用)の燃料消費率は、約 49.3ℓ/h であり、起動から枯渇までの時間は約 20 時間と想定しており、枯渇までに燃料(重油)補給を実施する。

なお、重大事故等時 7 日間運転継続するために必要な燃料(重油)の備蓄量として「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4(1)「空冷式非常用発電装置等への燃料(重油)補給」に示す燃料油貯蔵タンク(150kℓ以上(1基当たり)、4基)及び重油タンク(160kℓ以上(1基当たり)、4基)を管理する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。周囲温度は外気温度と同程度である。

第 1.18.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順 (1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 ^{※1}	整備する手順書	手順の分類	
—	—	居住性の確保	緊急時対策所遮蔽	重大事故等対処設備	a	—	—
			緊急時対策所非常用空気浄化ファン ^{※2}				
			緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット ^{※2}				
			空気供給装置				
			緊急時対策所内可搬型エアモニタ ^{※2}				
			緊急時対策所外可搬型エアモニタ ^{※2}				
			酸素濃度計				
			二酸化炭素濃度計				
			電源車 (緊急時対策所用)				
			燃料油貯蔵タンク ^{※3}				
			重油タンク ^{※3}				
			タンクローリー ^{※3}				
			モニタリングステーション	多様性拡張設備	c	電源車 (緊急時対策所用) による給電手順	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書
			モニタリングポスト				
			可搬式モニタリングポスト				

※1 : 重大事故等対策において用いる設備の分類

a : 当該条文に適合する重大事故等対処設備 b : 37 条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

※2 : 電源車 (緊急時対策所用) から給電する。

※3 : 電源車 (緊急時対策所用)、空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。

※4 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 1.18.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順 (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 ^{※1}	整備する手順書	手順の分類	
-	-	必要な指示及び通信連絡	SPDS表示装置 ^{※2}	重大事故等対処設備	a	緊急時対策所 情報収集設備 によるプラント パラメータ 等の監視手順 重大事故等 に対処するた めの対策の検 討に必要な資 料の整備手順 通信連絡に 関する手順 電源車（緊急 時対策所用） による給電手 順	SA所達 ^{※7} 炉心の著しい 損傷及び原子 炉格納容器破 損を防止する 運転手順書
			安全パラメータ表示システム（SPDS） ^{※3}				
			安全パラメータ伝送システム ^{※3}				
			衛星電話（固定） ^{※2}				
			衛星電話（携帯）				
			衛星電話（可搬）				
			緊急時衛星通報システム ^{※2}				
			携行型通話装置				
			統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 ^{※2} （TV会議システム、IP電話、IP-FAX）				
			電源車（緊急時対策所用）				
			燃料油貯蔵タンク ^{※4}				
			重油タンク ^{※4}				
			タンクローリー ^{※4}				
			空冷式非常用発電装置 ^{※5}				
		運転指令設備	多様性拡張設備	空冷式非常用 発電装置によ る代替電源（交 流）からの給電 手順 空冷式非常用 発電装置等へ の燃料（重油） 補給手順	SA所達 ^{※7}		
		加入電話					
		加入ファクシミリ ^{※2}					
		電力保安通信用電話設備					
		社内TV会議システム ^{※2}					
		無線通話装置 ^{※2}					
		対策の検討に必要な資料 ^{※6}	資機材				
		必要な要員の収容	緊急時対策所非常用空気浄化ファン ^{※2}	重大事故等対処設備	a	放射線管理に 関する手順 飲料水、食料等 の維持管理の 手順 電源車（緊急 時対策所用）に よる給電手順	SA所達 ^{※7}
			緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット ^{※2}				
			電源車（緊急時対策所用）				
燃料油貯蔵タンク ^{※4}							
重油タンク ^{※4}							
タンクローリー ^{※4}							
防護具及びチェンジングエリア用資機材 ^{※6}	資機材						
飲料水、食料等 ^{※6}							

※1：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

※2：電源車（緊急時対策所用）から給電する。

※3：空冷式非常用発電装置から給電する。

※4：電源車（緊急時対策所用）、空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。

※5：空冷式非常用発電装置からの給電及び燃料補給については「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

※6：「対策の検討に必要な資料」「防護具及びチェンジングエリア用資機材」及び「飲料水、食料等」は資機材であるため、重大事故等対処設備とはしない。

※7：「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 1.18.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順 (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 ^{※1}	整備する手順書	手順の分類
サポート系機能喪失時	緊急時対策所 全交流動力電源	代替電源設備からの給電	電源車（緊急時対策所用）	a	電源車（緊急時対策所用）による給電手順 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電手順 空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給手順	S A所達 ^{※4} 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書 S A所達 ^{※3}
			燃料油貯蔵タンク ^{※2}			
			重油タンク ^{※2}			
			タンクローリー ^{※2}			
			空冷式非常用発電装置 ^{※3}			

※1：重大事故等対策において用いる設備の分類

a：当該条文に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

※2：電源車（緊急時対策所用）、空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。

※3：空冷式非常用発電装置からの給電及び燃料補給については「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。

※4：「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

第 1.18.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

1.18 緊急時対策所の重大事故等時の手順等

監視計器一覧

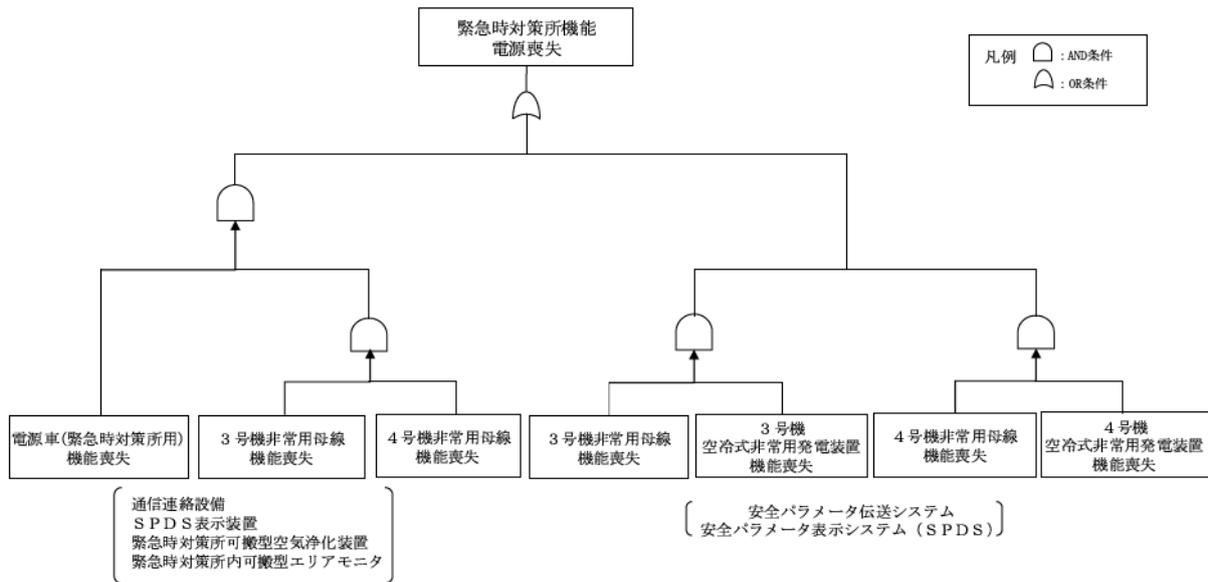
対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.18.2.1 居住性を確保するための手順等			
(1) 緊急時対策所の立ち上げ時の手順 c. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順	判断基準	緊急時対策所換気空調設備を運転している場合 酸素濃度 19%未満若しくは二酸化炭素濃度 1%超える場合	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
		操作	空気供給装置使用時
	緊急時対策所可搬型空気浄化装置使用時		緊急時対策所非常用空気浄化ファン給気流量計 緊急時対策所内差圧計
	緊急時対策所内の環境監視	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計	
(3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 b. 空気供給装置への切替準備手順	判断基準	緊急時対策所外の放射線量	緊急時対策所外可搬型エリアモニタ
		炉心損傷 原子炉格納容器破損	炉心損傷が生じた旨の連絡、通報 原子炉格納容器破損が生じた旨の連絡、情報
	操作	—	—
(3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 c. 空気供給装置への切替手順	判断基準	緊急時対策所外の放射線量	緊急時対策所外可搬型エリアモニタ
		緊急時対策所内の放射線量	緊急時対策所内可搬型エリアモニタ
	操作	空気供給装置使用時	流量調整ユニット流量計 緊急時対策所内差圧計
		緊急時対策所内の環境監視	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
(3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等 d. 緊急時対策所可搬型空気浄化装置への切替手順	判断基準	緊急時対策所外の放射線量	緊急時対策所外可搬型エリアモニタ
		緊急時対策所内の放射線量	緊急時対策所内可搬型エリアモニタ
	操作	緊急時対策所可搬型空気浄化装置	緊急時対策所非常用空気浄化ファン給気流量計 緊急時対策所内差圧計
		緊急時対策所内の環境監視	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計
1.18.2.4 代替電源設備からの給電手順			
(1) 電源車（緊急時対策所用）による給電手順 b. 電源車（緊急時対策所用）起動手順 c. 電源車（緊急時対策所）の切替及び燃料補給手順	判断基準	電源	電源車（緊急時対策所用）
	操作	電源	緊急時対策所コントロールセンタ 緊急時対策所電源車切替盤

第 1.18.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

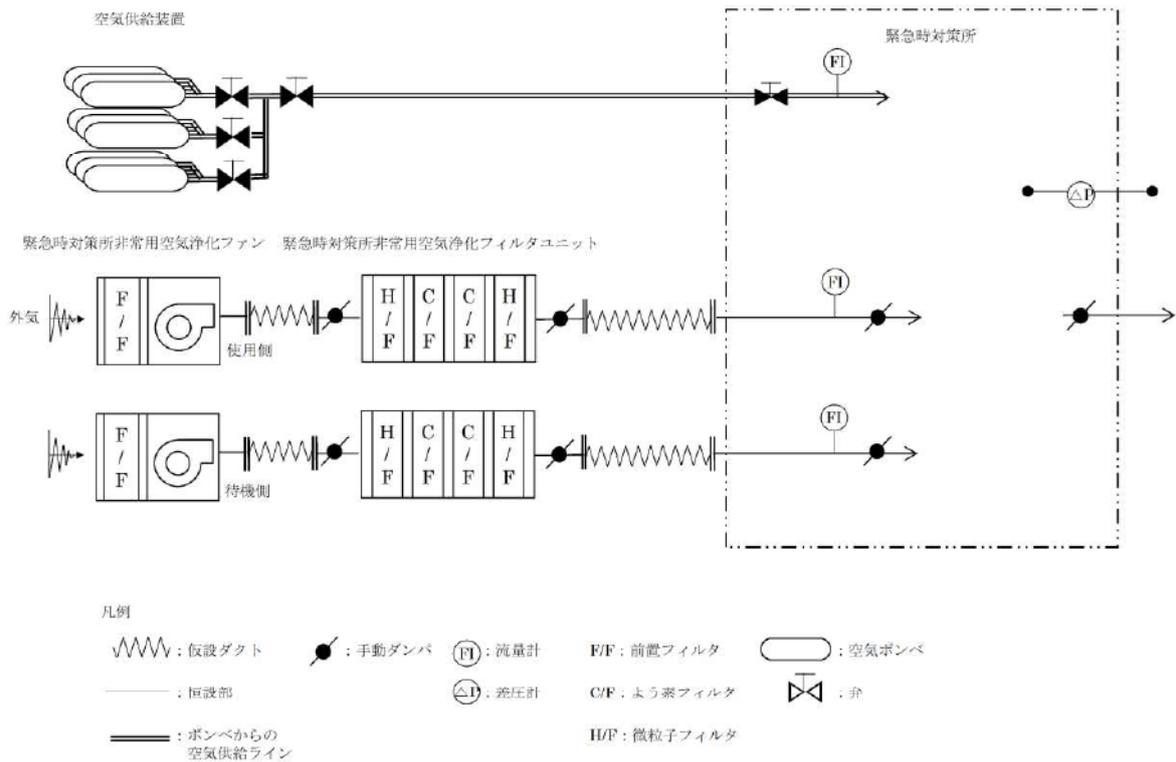
条文	供給対象設備	受電盤
1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	緊急時対策所非常用空気浄化ファン	緊急時対策所コントロールセンタ
	安全パラメータ表示システム (SPDS)	3 データ伝送設備電源切替分電盤
	安全パラメータ伝送システム	4 データ伝送設備電源切替分電盤
	SPDS表示装置	緊急時対策所コントロールセンタ

第 1.18.4 表 重大事故等対処に係る通信連絡設備一覧

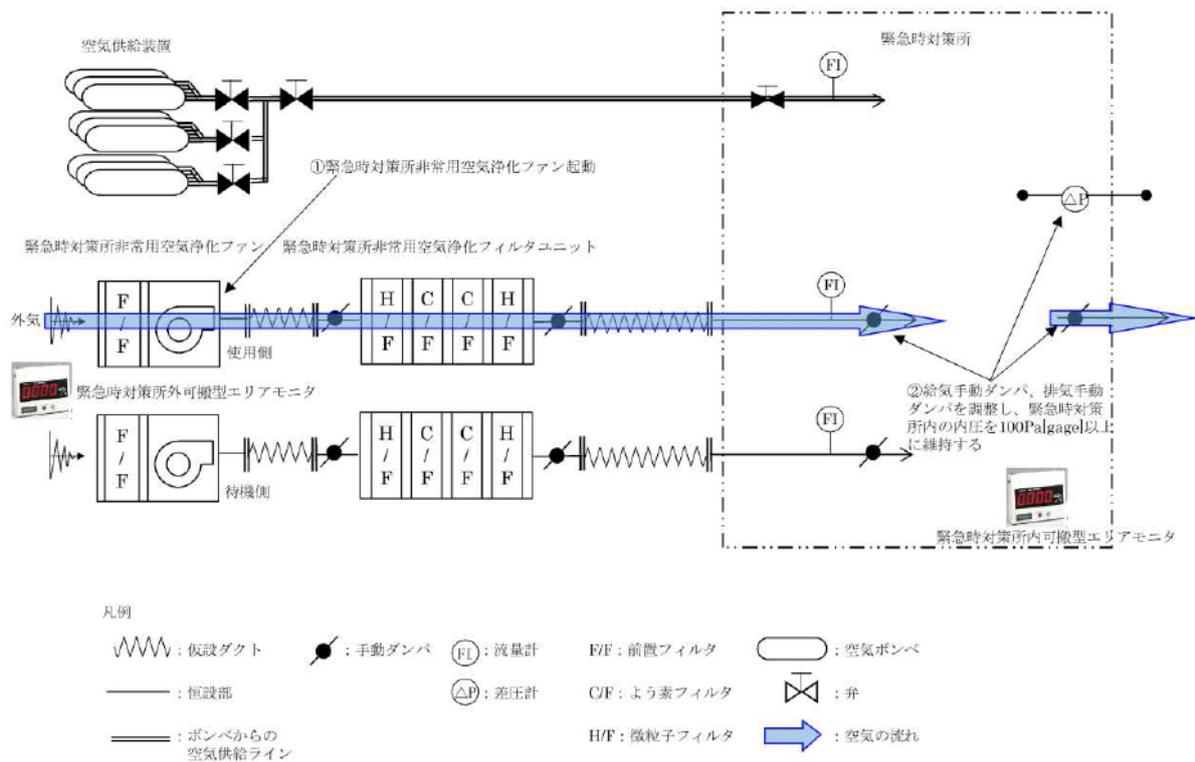
対応設備		
衛星電話	衛星電話 (固定)	重大事故対処設備
	衛星電話 (携帯)	
	衛星電話 (可搬)	
緊急時衛星通報システム	緊急時衛星通報システム	
携行型通話装置	携行型通話装置	
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	TV会議システム	
	IP電話	
	IP-FAX	
運転指令設備	運転指令設備	多様性拡張設備
電力保安通話用電話設備	保安電話 (固定)	
	保安電話 (携帯)	
	衛星保安電話	
無線連絡設備	無線通話装置 (固定型)	
テレビ会議システム	社内TV会議システム	
加入電話設備	加入電話	
加入ファクシミリ	加入ファクシミリ	



第 1.18.1 図 機能喪失原因対策分析（緊急時対策所電源喪失）



第 1.18.2 図 緊急時対策所換気設備の概略系統図



第 1.18.3 図 緊急時対策所可搬型空気浄化装置運転の概略系統図

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)							備考
		5	10	15	20	25	30	35	
緊急時対策所可搬型空気浄化装置運転手順	緊急安全対策要員 1								約34分▽ 緊急時対策所可搬型空気浄化装置による換気開始
						移動※1			
								空気浄化装置ダクト、ケーブル接続	
								移動	
								空気浄化ファン起動	

※1 移動時間に防護具の着用時間を含む。

第 1.18.4 図 緊急時対策所可搬型空気浄化装置運転 タイムチャート

		経過時間 (分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
手順の項目	要員 (数)	約55分▽ 空気供給装置の系統構成							
空気供給装置による空気供給準備	緊急安全対策要員 1								
				移動※1					
								ホース接続・元弁開放	

※1 移動時間に防護具の着用時間を含む。

第 1.18.5 図 空気供給装置による空気供給準備 タイムチャート

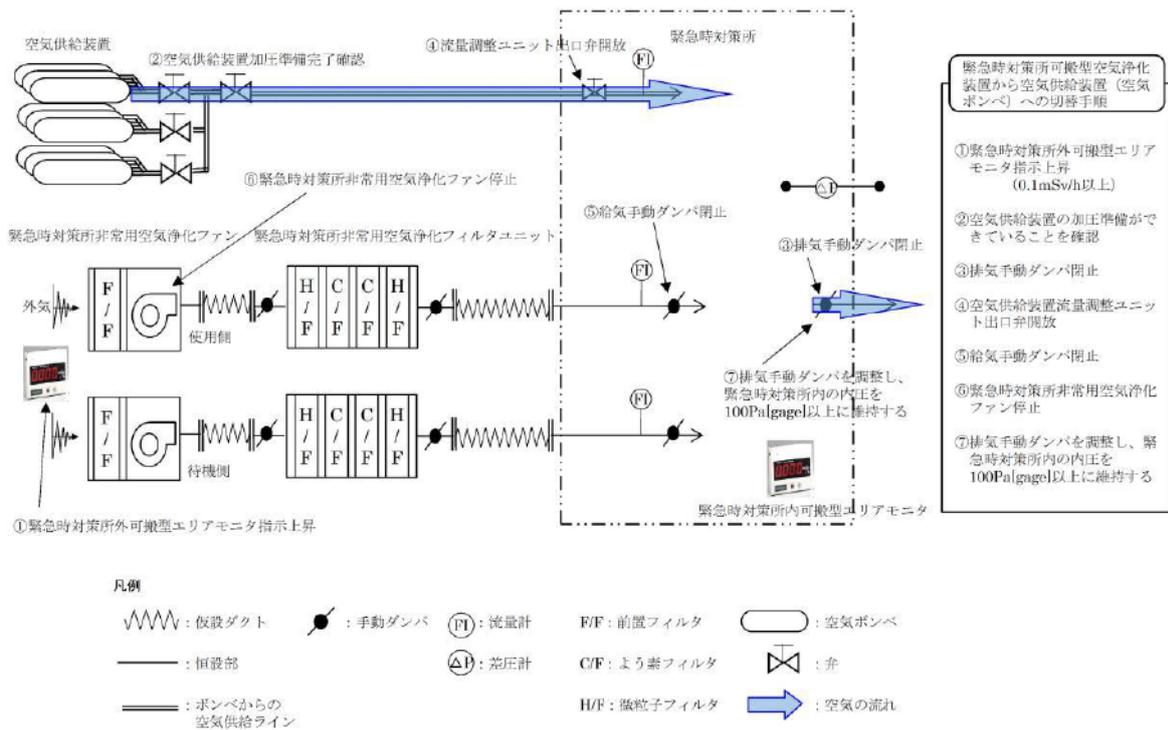
		経過時間 (分)							備考
		10	20	30	40	50	60	70	
手順の項目	要員 (数)	約31分▽ 緊急時対策所内可搬型エリアモニタの設置 約47分▽ 緊急時対策所外可搬型エリアモニタの設置							
緊急時対策所内可搬型エリアモニタ設置	緊急安全対策要員 1								
				移動※1					
					緊急時対策所内可搬型エリアモニタ設置				
						緊急時対策所内可搬型エリアモニタ起動			
緊急時対策所外可搬型エリアモニタ設置	緊急安全対策要員 1								
				移動※1					
						緊急時対策所外可搬型エリアモニタ設置			
							緊急時対策所外可搬型エリアモニタ起動		

※1 移動時間に防護具の着用時間を含む。

第 1.18.6 図 緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタ設置 タイムチャート

		経過時間 (分)								備考
		5	10	15	20	25	30	35	40	
手順の項目	要員 (数)	約4分▽ 空気供給装置への切替準備								
空気供給装置への切替準備	緊急時対策本部要員 2									

第 1.18.7 図 空気供給装置への切替準備 タイムチャート



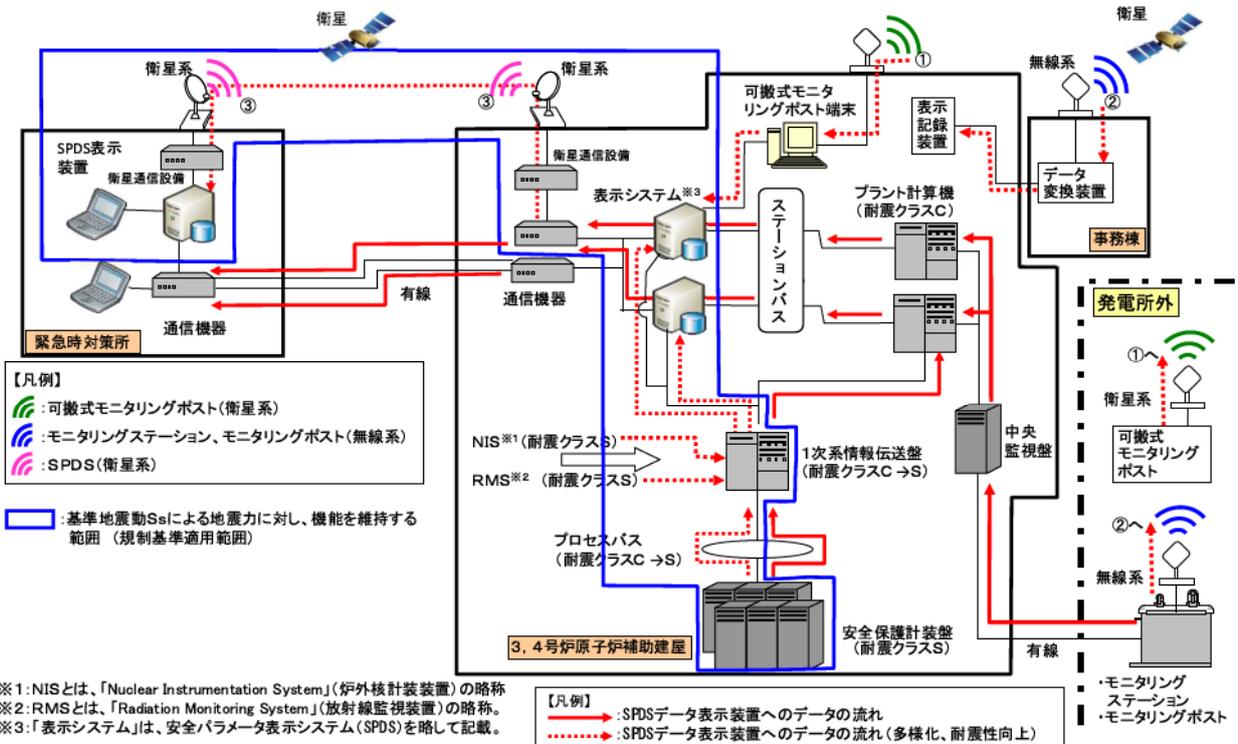
第 1.18.8 図 空気供給装置への切替の概略系統図

手順の項目	要員（数）	経過時間（分）								備考	
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4		
		約2分▽ 緊急時対策所内空気供給装置への切替									
空気供給装置への切替	緊急時対策本部要員	2	1								
				1							
			1								
				1							

第 1.18.9 図 空気供給装置への切替 タイムチャート

		経過時間 (分)								備考
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4	
手順の項目	要員 (数)	約2分▽ 緊急時対策所可搬型空気浄化装置への切替								
緊急時対策所可搬型空気浄化装置への切替	緊急時対策本部要員 2	1								
		1								
		1								
		1								
		1								

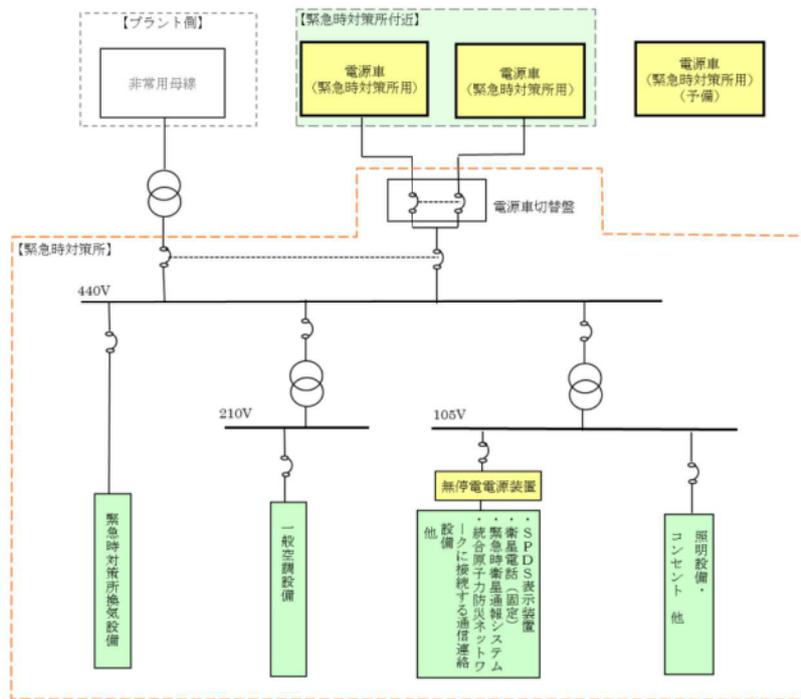
第 1.18.10 図 緊急時対策所可搬型空気浄化装置への切替 タイムチャート



第 1.18.11 図 緊急時対策所情報収集設備の概要

		経過時間 (分)						備考
		1	2	3	4	5	6	
手順の項目	要員 (数)	約4分▽ 緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替						
緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替	緊急時対策本部要員 1							

第 1.18.12 図 緊急時対策所可搬型空気浄化装置の切替 タイムチャート



第 1.18.13 図 緊急時対策所 給電系統概要

		経過時間 (分)							備考	
		5	10	15	20	25	30	35		
手順の項目	要員 (数)	約24分▽ 電源車 (緊急時対策所用) 準備								
電源車 (緊急時対策所用) 準備	緊急安全対策要員	2	移動※1			ケーブル接続				

※1 移動時間に防護具の着用時間を含む。

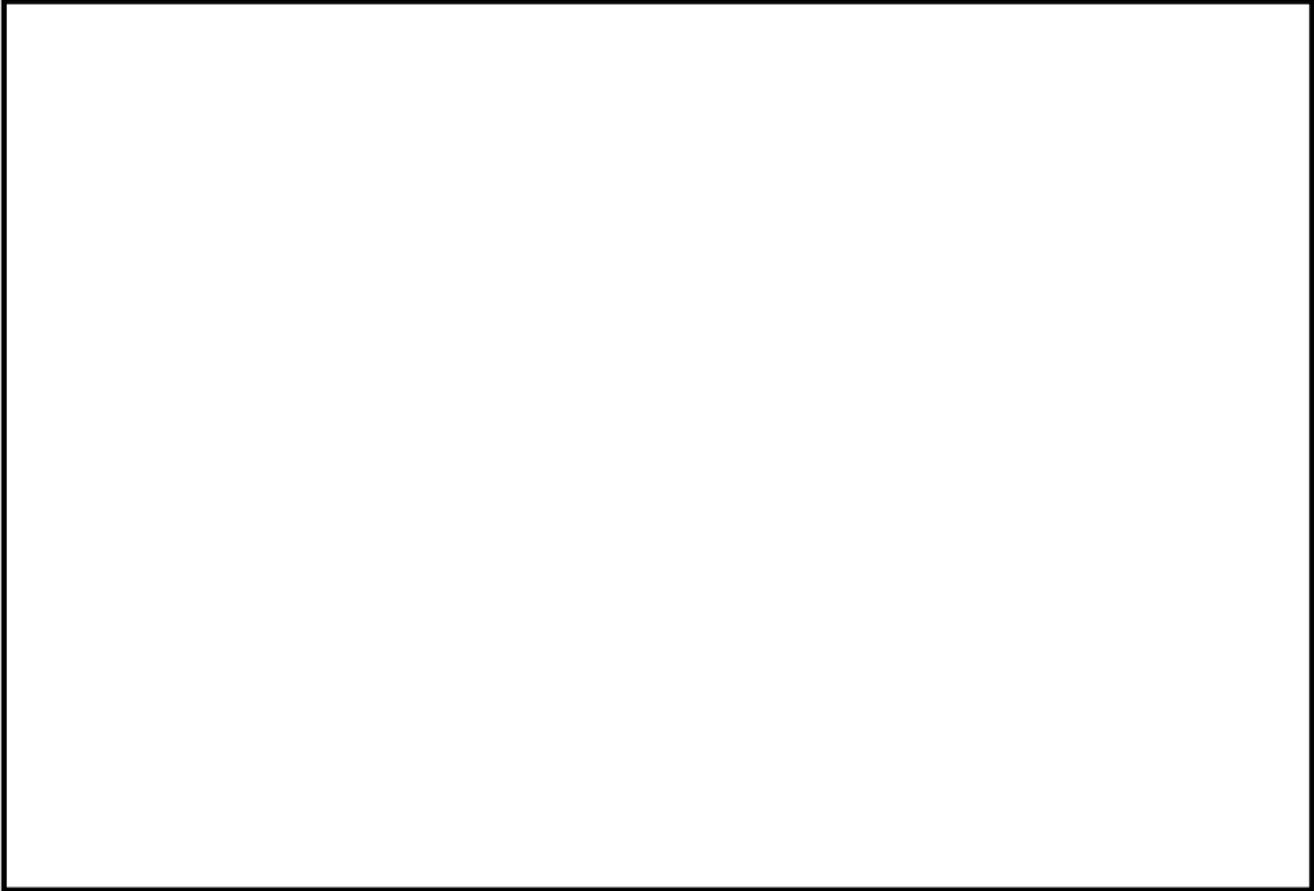
第 1.18.14 図 電源車 (緊急時対策所用) 準備 タイムチャート

		経過時間 (分)							備考
		5	10	15	20	25	30	35	
手順の項目	要員 (数)	約5分▽ 電源車 (緊急時対策所用) 起動							
電源車 (緊急時対策所用) 起動	緊急安全対策要員	1	移動						
			発電機起動						
	緊急時対策本部要員	1	電源車遮断機投入						

第 1.18.15 図 電源車 (緊急時対策所用) 起動 タイムチャート

		経過時間 (分)				備考
		5	10	15	20	
手順の項目	要員 (数)	約6分▽ 電源車 (緊急時対策所用) 切替				
電源車 (緊急時対策所用) 切替	緊急時対策本部要員	1	移動			
			待機側電源車起動			
			停止側電源車遮断器切、待機側電源車遮断器入			
			使用側電源車停止			

第 1.18.16 図 電源車 (緊急時対策所用) 切替 タイムチャート



第 1.18.17 図 タンクローリーによるアクセスルート

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

		経過時間 (時間)								備考		
		0.5	1	1.5	2	2.5	3	3.5	4			
手順の項目	要員 (数)	▽約2.3時間 電源車 (緊急時対策所用) への給油開始										
電源車 (緊急時対策所用) 燃料補給	緊急安全対策要員 3	移動、タンクローリー準備※1										
		繰り 返し	燃料積み込み									
				移動								
		→電源車 (緊急時対策所用) への給油開始										

※1 移動、タンクローリー準備の時間には防護具の着用時間、竜巻対策用アンカーの取り外し時間を含む。

※2 3名のうち2名がタンクローリーへの給油を行い、1名は燃料油貯蔵タンクのマンホール開放時の酸素濃度測定を実施する。

第 1.18.18 図 電源車 (緊急時対策所用) 燃料補給 タイムチャート

1.19 通信連絡に関する手順等

< 目 次 >

1.19.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備
 - b. 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備
 - c. 手順等

1.19.2 重大事故等時の手順等

1.19.2.1 発電所内の通信連絡

- (1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
- (2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

1.19.2.2 発電所外（社内外）との通信連絡

- (1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
- (2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等

1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等

1.19 通信連絡に関する手順等

<要求事項>

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 通信連絡設備は、代替電源設備(電池等の予備電源設備を含む。)からの給電を可能とすること。
 - b) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、必要な対処設備を整備しており、ここでは、それらの対処設備を活用した手順等について説明する。

1.19.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定する。

※1 多様性拡張設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすこ

とやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第六十二条及び技術基準規則第七十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、多様性拡張設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び多様性拡張設備を以下に示す。

なお、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第1.19.1表、第1.19.2表に示す。

a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

発電所内で、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手段がある。

発電所内の通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- ・ 衛星電話（固定）
- ・ 衛星電話（携帯）
- ・ 無線通話装置
- ・ トランシーバー

- ・ 携行型通話装置
- ・ 安全パラメータ表示システム（SPDS）
- ・ SPDS表示装置
- ・ 運転指令設備
- ・ 電力保安通信用電話設備
（保安電話（固定）、保安電話（携帯））

発電所内の通信連絡を行うために必要な設備は、代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

- ・ 空冷式非常用発電装置
- ・ 電源車（緊急時対策所用）
- ・ 燃料油貯蔵タンク
- ・ 重油タンク
- ・ タンクローリー

(b) 重大事故等対処設備及び多様性拡張設備

審査基準及び基準規則に要求される発電所内の通信連絡を行うための設備のうち衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバー、携行型通話装置、安全パラメータ表示システム（SPDS）、SPDS表示装置、空冷式非常用発電装置、電源車（緊急時対策所用）、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーは、重大事故等対処設備と位置づける。

以上の重大事故等対処設備において、発電所内の通信連絡を行うことが可能である。また、以下の設備は多様性拡張設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 無線通話装置
- ・ 運転指令設備

- ・ 電力保安通信用電話設備

(保安電話(固定)、保安電話(携帯))

上記の設備は、耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所内の通信連絡を行うための手段として有効である。

- b. 発電所外(社内外)の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において、発電所外(社内外)の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

国の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ必要なデータを伝送し、パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外(社内外)の必要な場所で共有する手段がある。

発電所外(社内外)との通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- ・ 衛星電話(固定)
- ・ 衛星電話(携帯)
- ・ 衛星電話(可搬)
- ・ 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備
(TV会議システム、IP電話及びIP-FAX)
- ・ 安全パラメータ表示システム(SPDS)
- ・ 安全パラメータ伝送システム
- ・ 加入電話
- ・ 加入ファクシミリ
- ・ 携帯電話
- ・ 電力保安通信用電話設備(保安電話(固定)、

保安電話（携帯）及び衛星保安電話）

- ・ 社内TV会議システム
- ・ 無線通話装置
- ・ 緊急時衛星通報システム

発電所外（社内外）との通信連絡を行うために必要な設備は、代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

- ・ 空冷式非常用発電装置
- ・ 電源車（緊急時対策所用）
- ・ 燃料油貯蔵タンク
- ・ 重油タンク
- ・ タンクローリー

(b) 重大事故等対処設備及び多様性拡張設備

審査基準及び基準規則に要求される発電所外（社内外）との通信連絡を行うための設備のうち衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム、緊急時衛星通報システム、空冷式非常用発電装置、電源車（緊急時対策所用）、燃料油貯蔵タンク、重油タンク及びタンクローリーは、重大事故等対処設備と位置づける。

以上の重大事故等対処設備において、発電所外（社内外）との通信連絡を行うことが可能である。また、以下の設備は多様性拡張設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 加入電話
- ・ 加入ファクシミリ

- ・ 携帯電話
- ・ 電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯）及び衛星保安電話）
- ・ 社内TV会議システム
- ・ 無線通話装置

上記の設備は、耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所外（社内外）の通信連絡を行うための手段として有効である。

c. 手順等

上記a.及びb.により選定した対応手段に係る手順を整備する。また、給電が必要となる設備についても整備する（第1.19.3表）。

これらの手順は、発電所対策本部長^{※2}、当直課長、運転員等^{※3}及び緊急安全対策要員^{※4}の対応として通信連絡に関する手順等に定める（第1.19.1表、第1.19.2表）。

※2 発電所対策本部長:重大事故等発生時における発電所原子力防災管理者及び代行者をいう。

※3 運転員等:運転員及び重大事故等対策要員のうち当直課長の指示に基づき運転対応を実施する要員をいう。

※4 緊急安全対策要員:重大事故等対策要員のうち発電所対策本部長の指示に基づき対応する運転員等以外の要員をいう。

1.19.2 重大事故等時の手順等

1.19.2.1 発電所内の通信連絡

(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所内）により、運転員等及び緊急安全対策要員が、中央制御室、屋内外の作業場所、移動式放射能測定装置（モニタ車）及び緊急時対策所との間で相

互に通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、無線通話装置、トランシーバー、携行型通話装置、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）及び保安電話（携帯））を使用する手順を整備する。

また、データ伝送設備（発電所内）により緊急時対策所へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びSPDS表示装置を使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡又は通話通信確認を行う場合。

b. 操作手順

(a) 衛星電話（固定）及び衛星電話（携帯）

中央制御室の運転員等及び緊急時対策所の緊急安全対策要員は、衛星電話（固定）を使用する。屋外の運転員等、緊急安全対策要員及び移動式放射能測定装置（モニタ車）にてモニタリングを行う緊急安全対策要員は、衛星電話（携帯）を使用する。これらの衛星電話（固定）及び衛星電話（携帯）を用いて相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i. 衛星電話（固定）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ii. 衛星電話（携帯）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、屋外で電源を「入」操作し、充電電池の残量及び電波の受信状態を確認する。
- ② 充電電池の残量が少ない場合、別の端末と交換する。
- ③ 一般の携帯電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。
- ④ 使用中に充電電池の残量が少なくなった場合は、充電を行うとともに、別の端末を使用する。
- ⑤ 使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(b) 無線通話装置

緊急時対策所の緊急安全対策要員は、無線通話装置（固定）を使用する。移動式放射能測定装置（モニタ車）にてモニタリングを行う発電所内の緊急安全対策要員は、無線通話装置（車載）を使用する。これらの無線通話装置を用いて相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i. 無線通話装置（固定）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、電源を「入」操作する。
- ② 通話ボタンを押し、連絡する。
- ③ 使用後は、電源を「切」操作する。

ii. 無線通話装置（車載）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、電源を「入」操作する。
- ② 通話ボタンを押し、連絡する。

③ 使用後は、電源を「切」操作する。

(c) トランシーバー

屋外の緊急安全対策要員は、トランシーバーを使用し、相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i. トランシーバー

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、屋外で電源を「入」操作し、充電電池又は乾電池の残量及び電波の受信状態を確認する。
- ② 充電電池又は乾電池の残量が少ない場合、別の端末又は予備の乾電池と交換する。
- ③ 通話チャンネルの設定が必要な端末は、事前に取り決めた通話チャンネルに設定されていることを確認する。
- ④ 使用する端末と共に予備の乾電池を携行する。
- ⑤ 通話ボタンを押し、連絡する。
- ⑥ 使用中に充電電池又は乾電池の残量が少なくなった場合は、充電電池は充電を行い、乾電池は予備の乾電池と交換する。
- ⑦ 使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

(d) 携行型通話装置

中央制御室の運転員等及び屋内外の緊急安全対策要員は、携行型通話装置を使用し、相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i. 携行型通話装置

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、保管場所等で作業に使用する端末と通話装

置用ケーブルを接続して切替スイッチを操作し、ブザーが鳴ることで乾電池の残量を確認する。

- ② 乾電池の残量が少ない場合、予備の乾電池と交換する。
- ③ 端末の切替スイッチを操作し、使用する端末間で通話通信確認を行い、健全性を確認する。
- ④ 確認後は、端末の切替スイッチを「OFF」にし、通話装置用ケーブルを切り離す。
- ⑤ 使用する端末及び通話装置用ケーブルと共に予備の乾電池を携行する。
- ⑥ 使用する場所にて、最寄りの接続端子に端末を接続する。
(必要に応じて通話装置用ケーブルを用いて延長する。複数の端末を接続することにより、複数者での連絡を可能とする。)
- ⑦ 切替スイッチを操作し、連絡する。
- ⑧ 使用中に乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の乾電池と交換する。
- ⑨ 使用後は、切替スイッチを「OFF」にし、端末及び通話装置用ケーブルを切り離す。

(e) 安全パラメータ表示システム (SPDS)

安全パラメータ表示システム (SPDS) により、緊急時対策所の SPDS 表示装置へ、必要なデータの伝送を行うための対応として、以下の手順がある。

i. 安全パラメータ表示システム (SPDS)

常時伝送を行うため、通常操作は必要ない。なお、中央制御室で警報を常時監視する。

(f) SPDS 表示装置

操作手順は、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」のうち、1.18.2.2(1)「緊急時対策所情報収集設備によるプラントパラメータ等の監視手順」にて整備する。

(g) 運転指令設備

中央制御室の運転員等及び緊急時対策所の緊急安全対策要員は、運転指令設備を使用し、相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i. 運転指令設備

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、使用チャンネルを選択し、連絡する。

(h) 電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））

中央制御室の運転員等及び緊急時対策所の緊急安全対策要員は、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））を使用し、相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i. 保安電話（固定）、保安電話（携帯）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機又は携帯電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡をする。
- ② 保安電話（携帯）の充電電池の残量が少なくなった場合は、充電を行うとともに、別の端末を使用する。

c. 操作の成立性

衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、無線通話装置、トラン

シーバー、運転指令設備及び電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））は、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であるとともに、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

携行型通話装置は、使用場所において端末と通話装置用ケーブルを容易かつ確実に接続可能とするとともに、必要な個数を設置又は保管することにより、通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

d. 優先順位

中央制御室の運転員等、屋内外の緊急安全対策要員及び移動式放射能測定装置（モニタ車）にてモニタリングを行う緊急安全対策要員及び緊急時対策所の緊急安全対策要員は、操作、作業等の通信連絡を行う場合、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））及び無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、トランシーバー及び携行型通話装置を使用する。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ、可搬型使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合、現場と中央制御室との連絡には携行型通話装置を使用し、現場又は中央制御室と緊急時対策所との連絡には衛星電話（固定）及び衛星電話（携帯）

を使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信設備（発電所内）により、発電所内の必要な場所で共有する場合。

b. 操作手順

操作手順については、「1.19.2.1(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.3(2)「可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視」、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2.2(1)「全交流動力電源喪失及び直流電源喪失」並びに「1.17 監視測定等に関する手順等」のうち、1.17.2.1「放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等」及び1.17.2.2「風向、風速その他の気象条件の測定の手順等」にて整備する。

c. 操作の成立性

発電所内の通信連絡を行うための設備により、特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所での共有を可能とする。

d. 優先順位

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信設備（発電所内）により、発電所内の必要な場所で共有する場合、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯））及び無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛

星電話（固定）、衛星電話（携帯）及び携行型通話装置を使用する。

1.19.2.2 発電所外（社内外）との通信連絡

(1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）により、緊急時対策所の緊急安全対策要員が、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、移動式放射能測定装置（モニタ車）、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）、加入電話、加入ファクシミリ、携帯電話、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯）及び衛星保安電話）、社内TV会議システム、無線通話装置及び緊急時衛星通報システムを使用する手順を整備する。

また、データ伝送設備（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、安全パラメータ表示システム（SPDS）及び安全パラメータ伝送システムを使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡又は通話通信確認を行う場合。

b. 操作手順

(a) 衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）及び衛星電話（可搬）

緊急時対策所の緊急安全対策要員及び屋外の緊急安全対策要員は、衛星電話（固定）及び衛星電話（携帯）を使用し、原子力事業本部、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等へ通信連絡を行う。移動式放射能測定装置（モニタ車）にてモニタリングを行う発電所外の緊急安全対策要員は、衛星電話（携帯）を使用し、緊急時対策所の緊急安全対策要員へ通信連絡を行う。また、緊急時対策所の緊急安全対策要員は、衛星電話（可搬）を使用し、原子力事業本部、本店へ通信連絡を行う。これらの衛星電話（固定）、衛星電話（可搬）及び衛星電話（携帯）を用いて相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i. 衛星電話（固定）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ii. 衛星電話（携帯）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、屋外で電源を「入」操作し、充電電池の残量及び電波の受信状態を確認する。
- ② 充電電池の残量が少ない場合、別の端末と交換する。
- ③ 一般の携帯電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡をする。
- ④ 使用中に充電電池の残量が少なくなった場合は、充電を行うとともに、別の端末を使用する。
- ⑤ 使用後は、屋外で電源を「切」操作する。

iii. 衛星電話（可搬）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、屋外に必要な設備を設置後、屋内にて衛星電話（可搬）のケーブルを接続し、必要な箇所と通話通信確認を行い、端末の健全性を確認する。
- ② 一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルして、通信連絡をする。
- ③ 使用後は、屋内にて衛星電話（可搬）のケーブルを切り離した後、屋外に設置した設備を取り外す。

(b) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）

緊急時対策所の緊急安全対策要員は、統合原子力防災ネットワークに接続するTV会議システム、IP電話及びIP-FAXを使用し、原子力事業本部、本店、国及び地方公共団体へ通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i. TV会議システム

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、モニタの電源を「入」操作後、TV会議システムの待ち受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。
- ② 社外関係箇所と通信連絡を行う場合は、通信先から接続されるまで待つ。社内関係箇所と通信連絡を行う場合は、リモコン操作により通信先と接続する。
- ③ 使用後は、モニタの電源を「切」操作する。

ii. IP電話

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先

の電話番号をダイヤルし、連絡する。

iii. I P - F A X

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般のF A Xと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

(c) 安全パラメータ表示システム (S P D S) 及び安全パラメータ 伝送システム

安全パラメータ表示システム (S P D S) 及び安全パラメータ伝送システムにより、緊急時対策支援システム (E R S S) 等へ、必要なデータの伝送を行うための対応として、以下の手順がある。

i. 安全パラメータ表示システム (S P D S)

常時伝送を行うため、通常操作は必要ない。なお、中央制御室で警報を常時監視する。

ii. 安全パラメータ伝送システム

常時伝送を行うため、通常操作は必要ない。なお、中央制御室で警報を常時監視する。

(d) 加入電話、加入ファクシミリ及び携帯電話

緊急時対策所の緊急安全対策要員は、加入電話、加入ファクシミリ及び携帯電話を使用し、原子力事業本部、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等へ通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i. 加入電話、加入ファクシミリ及び携帯電話

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機、携帯電話機又はFAXと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。
- ② 携帯電話は、屋外で電源を「入」操作し、使用後は屋外で電源「切」操作する。
- ③ 携帯電話は、使用中に充電機の残量が少なくなった場合は、充電を行うとともに、別の端末を使用する。

(e) 電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯）及び衛星保安電話）

緊急時対策所の緊急安全対策要員は、保安電話（固定）、保安電話（携帯）及び衛星保安電話を使用し、原子力事業本部、本店等へ通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i. 保安電話（固定）、保安電話（携帯）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機又は携帯電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡をする。
- ② 保安電話（携帯）の充電機の残量が少なくなった場合は、充電を行うとともに、別の端末を使用する。

ii. 衛星保安電話

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡をする。

(f) 社内TV会議システム

緊急時対策所の緊急安全対策要員は、社内TV会議システムにより、原子力事業本部、本店等へ通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i. 社内TV会議システム

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、社内TV会議システムとモニタの電源を「入」操作後、社内TV会議システムの待ち受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。
- ② 操作端末により、通信先と接続する。
- ③ 使用後は、社内TV会議システムとモニタの電源を「切」操作する。

(g) 無線通話装置

緊急時対策所の緊急安全対策要員は無線通話装置（固定）を使用する。移動式放射能測定装置（モニタ車）にてモニタリングを行う発電所外の緊急安全対策要員は、無線通話装置（車載）を使用する。

これらの無線通話装置を用いて相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i. 無線通話装置（固定）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、電源を「入」操作する。
- ② 通話ボタンを押し、連絡する。
- ③ 使用後は、電源を「切」操作する。

ii. 無線通話装置（車載）

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、電源を「入」操作する。
- ② 通話ボタンを押し、連絡する。
- ③ 使用後は、電源を「切」操作する。

(h) 緊急時衛星通報システム

緊急時対策所の緊急安全対策要員は、緊急時衛星通報システムを使用し、国、地方公共団体へ通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i. 緊急時衛星通報システム

- ① 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、緊急時衛星通報システムの電源を「入」操作し、緊急時通報システムのソフトを起動後、「通報・メニュー」画面より「原災法通報」ボタンを押し。
- ② 通報表に必要な事項を入力し、「FAX原稿イメージ」画面により記載内容を確認する。
- ③ 「原災法通報」画面の「通報開始」ボタンを押し、必要な箇所へ発信する。
- ④ 使用後は、緊急時衛星通報システムの電源を「切」操作する。

c. 操作の成立性

衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）、緊急時衛星通報システム、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）、加入電話、加入ファクシミリ、携帯電話、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯）及び衛星保安電話）、社内TV会議システム及び無線通話装置は、特別な技量を要する

ことなく、容易に操作が可能であるとともに、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

d. 優先順位

緊急時対策所の緊急安全対策要員が、原子力事業本部、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）及び緊急時衛星通報システム並びに多様性拡張設備である、加入電話、加入ファクシミリ、携帯電話、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯）及び衛星保安電話）、社内TV会議システム及び無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）及び衛星電話（可搬）を使用する。

なお、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）については、緊急時対策所の立ち上げ時から使用する。社内TV会議システムは、緊急時対策所と原子力事業本部、本店等との通信連絡用として必要に応じて使用する。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等

直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ、可搬型使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、緊急時対策所と原子力事業本部、本店、国、地方公共団体等との連絡には

衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）、衛星電話（可搬）及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）を使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果を通信設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合。

b. 操作手順

操作手順については、「1.19.2.2(1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等」にて整備する。

特に重要なパラメータを計測する手順等は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.3(2)「可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視」、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2.2(1)「全交流動力電源喪失及び直流電源喪失」並びに「1.17 監視測定等に関する手順等」のうち、1.17.2.1「放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等」及び1.17.2.2「風向、風速その他の気象条件の測定の手順等」にて整備する。

c. 操作の成立性

発電所外（社内外）との通信連絡を行うための設備により、特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有を可能とする。

d. 優先順位

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し、その結果

を通信設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）並びに多様性拡張設備である加入電話、加入ファクシミリ、携帯電話、電力保安通信用電話設備（保安電話（固定）、保安電話（携帯）及び衛星保安電話）、社内TV会議システム及び無線通話装置の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星電話（固定）、衛星電話（携帯）及び衛星電話（可搬）を使用する。

1.19.2.3 代替電源設備から給電する手順等

全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により衛星電話（固定）、衛星電話（可搬）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（TV会議システム、IP電話及びIP-FAX）、緊急時衛星通報システム、安全パラメータ表示システム（SPDS）、安全パラメータ伝送システム及びSPDS表示装置へ給電する。

空冷式非常用発電装置から給電する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、電源車（緊急時対策所用）から給電する手順は、「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」のうち、1.18.2.4(1)「電源車（緊急時対策所用）による給電手順」にて整備する。

衛星電話（携帯）の電源は、充電機を使用する。使用前及び使用中の充電機の残量確認で、残量が少ない場合、別の端末と交換することにより継続して通話を可能とし、使用後の充電機は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から充電する。

トランシーバーの電源は、充電機又は乾電池を使用する。充電機を用いるものについては、使用前及び使用中の充電機の残量確認で、残量が少ない場合、別の端末と交換することにより、継続して通話を可能とし、使用後の充電機は、中央制御室又は緊急時対策所の電源から

充電する。また、乾電池を用いるものについては、使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続しての通話を可能とする。

携行型通話装置の電源は、乾電池を使用する。使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより、7日間以上継続しての通話を可能とする。

第 1.19.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順
(発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 ^{※6}	整備する手順書	手順の分類
-	-	発電所内の通信連絡	衛星電話 (固定) ^{※2}	重大事故等対処設備	通信連絡に関する手順	S A所達 ^{※1}
			衛星電話 (携帯)			
トランシーバー						
携行型通話装置						
安全パラメータ表示システム (SPDS) ^{※2}	通信連絡に関する手順 緊急時対策所運用手順					
SPDS表示装置 ^{※2}						
無線通話装置	多様性拡張設備		通信連絡に関する手順			
運転指令設備						
電力保安通信用電話設備 〔保安電話 (固定)、保安電話 (携帯)〕						
-	-	代替電源設備からの給電の確保	空冷式非常用発電装置 ^{※3}	重大事故等対処設備	空冷式非常用発電装置による電源の復旧手順	炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止する運転手順書 S A所達 ^{※1}
			燃料油貯蔵タンク ^{※4}			
			重油タンク ^{※4}			
			タンクローリー ^{※4}			
			電源車 (緊急時対策所用) ^{※5}	a	緊急時対策所の居住性確保のための手順	S A所達 ^{※1}

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : ディーゼル発電機等により給電する。

※3 : 空冷式非常用発電装置から給電する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4 : 空冷式非常用発電装置、電源車 (緊急時対策所用) の燃料補給に使用する。空冷式非常用発電装置の燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」、電源車 (緊急時対策所用) に燃料補給する手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

※5 : 電源車 (緊急時対策所用) から給電する手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

※6 : 重大事故等対策において用いる設備の分類

a : 当該条文に適合する重大事故等対処設備 b : 37 条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.19.2 表 重大事故等における対応手段と整備する手順
(発電所外 (社内外) の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 ^{※6}	整備する手順書	手順の分類
—	—	発電所外 (社内外) の通信連絡	衛星電話 (固定) ^{※2}	重大事故等対処設備	通信連絡に関する手順	S A所達 ^{※1}
			衛星電話 (携帯)			
衛星電話 (可搬) ^{※2}						
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 ^{※2} (TV会議システム、IP 電話及びIP-FAX)						
安全パラメータ表示システム (SPDS) ^{※2}	通信連絡に関する手順 緊急時対策所運用手順					
安全パラメータ伝送システム ^{※2}						
緊急時衛星通報システム ^{※2}	多様性拡張設備		通信連絡に関する手順			
加入電話						
加入ファクシミリ						
携帯電話						
電力保安通信用電話設備 〔保安電話 (固定)、保安電話 (携帯) 及び衛星保安電話〕	重大事故等対処設備	空冷式非常用発電装置による電源の復旧手順	空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	S A所達 ^{※1}		
社内TV会議システム						
無線通話装置						
—	—	代替電源設備からの給電の確保	空冷式非常用発電装置 ^{※3}	a	緊急時対策所の居住性確保のための手順	S A所達 ^{※1}
燃料油貯蔵タンク ^{※4}						
重油タンク ^{※4}	a		タンクローリー ^{※4}			
電源車 (緊急時対策所用) ^{※5}						

※1 : 「大飯発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2 : ディーゼル発電機等により給電する。

※3 : 空冷式非常用発電装置から給電する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4 : 空冷式非常用発電装置、電源車 (緊急時対策所用) の燃料補給に使用する。空冷式非常用発電装置の燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」、電源車 (緊急時対策所用) に燃料補給する手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

※5 : 電源車 (緊急時対策所用) から給電する手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

※6 : 重大事故等対策において用いる設備の分類

a : 当該条文に適合する重大事故等対処設備 b : 37 条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第1.19.3表 審査基準における要求事項毎の電力の供給対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【1.19】 通信連絡に関する手順等	衛星電話(固定)	3C1計装用分電盤
		緊急時対策所コントロールセンタ
	衛星電話(可搬)	緊急時対策所コントロールセンタ
	緊急時衛星通報システム	緊急時対策所コントロールセンタ
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (TV会議システム、IP電話及びIP-FAX)	緊急時対策所コントロールセンタ
	安全パラメータ表示システム(SPDS) 安全パラメータ伝送システム	3データ伝送設備電源切替分電盤
		4データ伝送設備電源切替分電盤
	SPDS表示装置	緊急時対策所コントロールセンタ

追 補 2

「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」の追補

添付書類十「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」の記述に次のとおり追補する。

(3号炉及び4号炉)

I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので
公開することはできません。

追補 2. I

I 事故シーケンスグループ及び 重要事故シーケンス等の選定について

目 次

はじめに

- 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及び重要事故シーケンスの選定について
 - 1.1 事故シーケンスグループの分析について
 - 1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理
 - 1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理
 - 1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて
 - 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
 - 1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果

- 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
 - 2.1 格納容器破損モードの分析について
 - 2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理
 - 2.1.2 レベル1．5 P R A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
 - 2.2 評価事故シーケンスの選定について
 - 2.2.1 評価対象とするプラント損傷状態（P D S）の選定
 - 2.2.2 評価事故シーケンス選定の考え方
 - 2.2.3 評価事故シーケンスの選定結果
 - 2.2.4 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性

- 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及び重要事故シーケンスの選定について
 - 3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について
 - 3.1.1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理
 - 3.2 重要事故シーケンスの選定について

- 4 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用したP R Aの実施プロセスについて

表

- 第 1-1 表 イベントツリーにより抽出される事故シーケンス
第 1-2 表 PRA 結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討
第 1-3 表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度（内部事象、地震、津波）
第 1-4 表 重要事故シーケンスの選定について
- 第 2-1 表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度
第 2-2 表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について
第 2-3 表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について
- 第 3-1 表 運転停止中事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度
第 3-2 表 重要事故シーケンス（運転停止中）の選定について

図

- 第 1-1 図 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス
第 1-2 図 PRA におけるイベントツリー
第 1-3 図 地震 PRA 階層イベントツリー
第 1-4 図 津波 PRA 階層イベントツリー
第 1-5 図 プラント全体の定量化結果
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）
- 第 2-1 図 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
第 2-2 図 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
第 2-3 図 格納容器イベントツリー（CET）
第 2-4 図 レベル 1.5 PRA の定量化結果（格納容器破損モードごとの寄与割合）
- 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
第 3-2 図 停止時 PRA におけるイベントツリー
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）

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
2. 外部事象に特有の事故シーケンスについて
3. 国内外の重大事故等対策に関係する設備例について
4. 事故（SGTR、IS-LOCA）時の原子炉トリップ失敗の取扱いについて
5. PRA における主要なカットセットについて
6. 地震 PRA、津波 PRA における主要な事故シーケンスの対策等について
7. 格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由について
8. g モード（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））に係る追加要否の検討について
9. β モード（格納容器隔離失敗）の想定について
10. α モード（原子炉容器内の水蒸気爆発）の格納容器破損モードからの除外理由について
11. ライナーアタックについて
12. 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について（補足）
13. 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性について

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

はじめに

「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「P R A」という。）を活用している。

当社は従来から定期安全レビュー（P S R）等の機会に内部事象を対象としたレベル 1 P R A（出力運転時、停止時）及びレベル 1. 5 P R A の評価を実施してきており、これらの P R A 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 P R A 及び津波レベル 1 P R A 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。

また、P R A 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。

今回実施する P R A 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 P R A 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、P R A 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、内部事象 P R A 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 P R A 及び津波 P R A 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、P R A に対する影響は小さく今回の事故シーケンス評価に影響はない。

表 今回の P R A 評価対象の整理

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

今回実施した P R A 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 (P R A) について」に示す。

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及び重要事故シーケンスの選定について

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及び重要事故シーケン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。

(概要)

- ① 内部事象 P R A、外部事象 P R A (適用可能なものとして地震、津波を選定) 及び P R A を適用できない外部事象に係る定性的検討から事故シーケンスを抽出し、解釈の記載との比較検討及び分類を行った。
- ② 抽出された事故シーケンスのうち外部事象特有の影響の特定が困難な事故シーケンスは、頻度及び影響を総合的に確認のうえ事故シーケン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。
- 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ーケンスは、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。
- 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ーケンスはグループ化を行い、事故シーケンスグループごとに「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ーケンスを選定した。

1.1 事故シーケンスグループの分析について

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ーケン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。

1-1

(a) 必ず想定する事故シーケンスグループ

② PWR

- ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失
- ・ 全交流動力電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- ・ 原子炉停止機能喪失
- ・ ECCS注水機能喪失
- ・ ECCS再循環機能喪失
- ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

- 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。
- ② その結果、上記1-1(a)の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抽出された場合には、想定する事故シーケン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ーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケン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。

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、事故シーケンスグループの分析を実施している。

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

を用いて事故シーケンスグループ等の評価を行うこととした。

また、P R A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している。

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ーケン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P R A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 P R Aについて評価を実施した。

これらのP R Aの知見等を活用した事故シーケンスグループの分析結果について以下に示す。

1.1.1 炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出、整理

(1) P R Aに基づく整理

内部事象レベル1 P R A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ーケンスを抽出している。地震P R Aや津波P R A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ーケン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ーケンスについても取り扱っている。

具体的には、地震P R A及び津波P R Aでは内部事象P R A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

せを含めた事故シーケンスの抽出を実施している。第 1-3 図に地震 P R A の起因事象階層イベントツリー、第 1-4 図に津波 P R A の起因事象階層イベントツリーを示す。

地震 P R A 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 L O C A を上回る規模の L O C A（E x c e s s L O C A））、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。

また、津波 P R A 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。

内部事象 P R A、地震 P R A、津波 P R A 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。

(2) P R A に代わる検討に基づく整理

今回 P R A 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 L O C A、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 1 P R A 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）。

1.1.2 抽出した事故シーケンスの整理

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。

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。

(a) 想定する事故シーケン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。

(b) 想定する事故シーケン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ーケンス、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。

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。

上記記載に基づき、事故シーケンスグループは以下のとおり分類することができる。

1-2 (a) に分類される事故シーケンスグループ

- ・ 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

1-2 (b) に分類される事故シーケンスグループ

- ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失

- ・ 格納容器バイパス（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）

解釈では、1－2(a)に分類される事故シーケンスグループは、炉心損傷後に原子炉格納容器の機能に期待できるものであり、炉心損傷を防止するための十分な対策（国内外の先進的な対策と同等のもの）が講じられており、その有効性を確認することとされている。一方、1－2(b)に分類される事故シーケンスグループは、炉心損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷を防止するための対策の有効性を確認することとされている。

1.1.2.1 必ず想定する事故シーケンスグループについて

今回実施したレベル1 P R Aにより抽出した第 1-1 表に示す各事故シーケンスについて分類した結果は第 1-2 表のとおりであり、喪失した緩和機能及び炉心損傷に至った主要因の観点から事故シーケンスを分類した。喪失した緩和機能が同一であれば対策は基本的に同じであるため、各事故シーケンスのグループ化を行い、解釈で想定する 8 つの事故シーケンスグループとの関係について以下のとおり整理した。

(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ーケンスや、破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シーケンス等、PWRプラントの特徴である蒸気発生器を使用した除熱に失敗した場合、炉心損傷に至る。

また、地震で炉内構造物が損傷した場合、炉心で冷却材の流れが阻害されることにより、原子炉トリップ後の蒸気発生器による除熱時の自然循環が阻害され、除熱に失敗するシナリオを想定しており、事象としては「過渡事象＋補助給水失敗」と同じ分類が可能である。これらは「2次冷却系

からの除熱機能喪失」の事故シーケンスグループに該当し、対策としてはフィードアンドブリードが考えられる。

(b) 全交流動力電源喪失

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ーケンスは、全交流動力電源喪失となり炉心損傷に至る。事故シーケン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。

(c) 原子炉補機冷却機能喪失

原子炉補機冷却機能が喪失する事故シーケンスは、起回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。事故シーケンスグループとしては「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。

(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

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ーケンスは、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。事故シーケンスグループとしては「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。

(e) 原子炉停止機能喪失

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

事故シーケンスは、原子炉出力が抑制できずに炉心損傷に至る。事故シーケンスグループとしては「原子炉停止機能喪失」に該当し、対策としては A T W S 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。

(f) E C C S 注水機能喪失

L O C A 事象が発生し蓄圧注入、高圧注入又は低圧注入による E C C S 注水に失敗する事故シーケンスは、短期の 1 次冷却系保有水の回復に失敗し炉心損傷に至る。

また、地震により大破断 L O C A を上回る規模の L O C A (E x c e s s L O C A) が発生した場合、E C C S 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「E C C S 注水機能喪失」の事故シーケンスグループに該当し、対策としては 2 次冷却系強制冷却 + 低圧注入等が考えられる。

(g) E C C S 再循環機能喪失

L O C A 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 E C C S 再循環に失敗する事故シーケンスは、炉心の長期冷却ができず炉心損傷に至る。事故シーケンスグループとしては「E C C S 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。

(h) 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)

インターフェイスシステム L O C A 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ーケンスは、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。事故シーケン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 L O C A、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。

1.1.2.2 新たな事故シーケン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ーケンスのうち、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ーケン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 つの事故シーケンスを抽出した（別紙 2）。

a. 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

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 L O C A が発生し、E C C S 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。

b. 原子炉建屋損傷

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 L O C A が発生する可能性があり、E C C S 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。

c. 原子炉格納容器損傷

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 L O C A が発生する可能性があり、E C C S 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。

d. 制御建屋損傷

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。

e. 複数の信号系損傷

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。

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。

また、「b. 原子炉建屋損傷」、「d. 制御建屋損傷」及び「e. 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ーケンスとなる。

これらの各事故シーケン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ーケンス全体を1つの外部事象特有の事故シーケンスグループと考え、解釈で必ず想定するとされている事故シーケンスグループと異なる新たな事故シーケンスグループとしての設定要否について検討を実施した。

(a) 頻度の観点

これらの各事故シーケン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ーケン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ーケンスグループよりも小さい炉心損傷頻度と推定できる。

(b) 影響の観点

これらの各事故シーケン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ーケンスグループは、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。

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。

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ものではなく、事故シーケン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。

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 P R A 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、P R A 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。

なお、F O - A ~ F O - 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 P R A で評価していない事故シーケンスが追加になることはない。また、炉心損傷防止対策及び炉心損傷後の原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない建屋損傷等の地震及び津波特有の事故シーケンスの寄与が著しく増大することはない、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。

1.2 有効性評価の対象となる事故シーケンスについて

事故シーケンスグループ別に事故シーケンス、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。

解釈 1 - 2 (a) に分類される事故シーケンスに対しては、「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ーケンスには、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ーケンスも存在する。

以下に示すシーケン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ーケンスに該当する。なお、国内外の先進的な対策と大飯3号炉及び4号炉の対策の比較を別紙3に示す。

- ・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)

PRAの定量化結果(第1-2表及び第1-3表)から、これら各事故シーケン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%を占める事故シーケン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。

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。

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。

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

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。

【審査ガイドに記載の着眼点】

- 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。

a. 共通要因故障、系統間依存性の観点

共通要因故障については地震及び津波による事故シーケンス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）。

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）。

⇒ 該当シーケンスを第1-4表中に影響度の観点で「高」、「中」、「低」で整理

【例. 事故シーケンスグループ(c) 原子炉補機冷却機能喪失】

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。

b. 余裕時間の観点

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ーケンスを選定している。

⇒ 該当シーケンスを第 1-4 表中に影響度の観点で「高」、「中」、「低」で整理

【例 1. 事故シーケンスグループ(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。

【例 2. 事故シーケンスグループ(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。

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ーケンスを選定している。

⇒ 該当シーケンスを第 1-4 表中に影響度の観点で「高」、「中」、「低」で整理

【例. 事故シーケンスグループ(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。

d. 事故シーケンスグループ内での代表性の観点

各事故シーケンスグループにおいて、当該事故シーケンスグループの代表的な事故シーケンスとして、炉心損傷頻度が大きく事象進展が事故シーケンスグループの特徴を有しているものを選定している。

⇒ 該当シーケンスを第 1-4 表中に影響度の観点で「高」、「中」、「低」で整理

【例. 事故シーケンスグループ(c) 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」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。

1.3.2 重要事故シーケンスの選定結果

選定の着眼点を踏まえ、同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、事象進展が早いもの等、より厳しい事故シーケンスを重要事故シーケンスとして以下のとおり選定している。

(a) 2次冷却系からの除熱機能喪失

① 事故シーケンス

- ・ 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

② 選定理由

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。

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。

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。

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。

以上から、「主給水流量喪失＋補助給水失敗」を選定する。

③ 選定結果

- ・主給水流量喪失＋補助給水失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・フィードアンドブリード

(b) 全交流動力電源喪失

① 事故シーケンス

- ・外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失

② 選定理由

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」のみである。ただし、共通要因故障、系統間依存性の観

点から、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。

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。

③ 選定結果

- ・ 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

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 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

(c) 原子炉補機冷却機能喪失

① 事故シーケンス

- ・ 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

② 選定理由

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）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、代表的な事故シーケンスは「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、重要事故シーケンスとしては、「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。

③ 選定結果

- ・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

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・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

(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

① 事故シーケンス

- ・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

② 選定理由

「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。

③ 選定結果

- ・大破断 L O C A ＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・格納容器内自然対流冷却

(e) 原子炉停止機能喪失

① 事故シーケンス

- ・原子炉トリップが必要な起回事象＋原子炉トリップ失敗

② 選定理由

原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは「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）。

「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するため、A T W S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、A T W S緩和設備に期待しない事象である。したがって、A T W S緩和設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能に期待する必要がある、

原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗」を選定する。また、「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。

③ 選定結果

- ・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

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ATWS緩和設備

(f) ECCS注水機能喪失

① 事故シーケンス

- ・中破断LOCA＋高圧注入失敗
- ・小破断LOCA＋高圧注入失敗

② 選定理由

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、破断口径に不確実さが伴うことから、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。

③ 選定結果

- ・中破断LOCA＋高圧注入失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・ 2次冷却系強制冷却＋低圧注入

(g) ECCS再循環機能喪失

① 事故シーケンス

- ・ 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

② 選定理由

①で選定した事故シーケンスの中では、「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。

また、「中破断LOCA」又は「小破断LOCA」を起因とする事故シーケンスについては、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。

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、その他の事故シーケンスについては包絡することができる。

③ 選定結果

- ・大破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・代替再循環

(h) 格納容器バイパス

① 事故シーケンス

- ・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 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗

② 選定理由

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ーケンスとして選定する。

③ 選定結果

- ・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 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗

④ 炉心損傷防止対策（有効性評価で考慮）

- ・クールダウンアンドリサーキュレーション

なお、各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて、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ーケン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1 P R A）。

また、地震、津波の主要な事故シーケンスのうち、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も、事故シーケンスは同等と評価することは妥当と考えている（別紙6）。

第 1-1 表 イベントツリーにより抽出される事故シーケンス

起因事象	イベントツリーにより抽出される事故シーケンス	内部	地震	津波
大破断 LOCA	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—
	大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗	○	○	—
	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	○	○	—
	大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗	○	○	—
	大破断 LOCA + 低圧注入失敗	○	○	—
中破断 LOCA	中破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—
	中破断 LOCA + 高圧再循環失敗	○	○	—
	中破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	○	○	—
	中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗	○	○	—
	中破断 LOCA + 高圧注入失敗	○	○	—
小破断 LOCA	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	○	○	—
	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗	○	○	—
	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	○	○	—
	小破断 LOCA + 高圧注入失敗	○	○	—
	小破断 LOCA + 補助給水失敗	○	○	—
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	○	—	—
主給水流量喪失	主給水流量喪失 + 補助給水失敗	○	○	○
外部電源喪失	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	原子炉トリップが必要な起因事象 + 原子炉トリップ失敗	○	○	—
2次冷却系の破断	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	蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗	○	—	—
	蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗	○	—	—
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	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	○	○	○
	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 + 補助給水失敗	○	—	—
地震又は津波により直接的に炉心損傷に至る事象	大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	—	○	—
	蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	—	○	—
	原子炉建屋損傷	—	○	—
	原子炉格納容器損傷	—	○	—
	制御建屋損傷	—	○	—
	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	—	○	○

第 1-2 表 PRA 結果に基づく新たな事故シナリオグループの検討

事故シナリオ	シナリオ別CDF(1/年)					寄与割合	炉心損傷に至る 主要因	グループ別 CDF(1/年)	全CDFへの 寄与割合	事故シナリオ グループ	解説
	内前事象	地震	津波	合計							
小破断LOCA+補助給水失敗	5.6E-09	7.0E-08	-	7.6E-08	0.1%						
主給水流量喪失+補助給水失敗	2.7E-07	3.2E-08	-	3.0E-07	0.4%						
過渡事象+補助給水失敗	2.3E-06	-	-	2.3E-06	3.4%						
手動停止+補助給水失敗	5.5E-06	-	-	5.5E-06	8.2%						
外部電源喪失+補助給水失敗	1.2E-07	5.5E-08	-	1.8E-07	0.3%	蒸気発生器からの 除熱に失敗	1.1E-05	16.0%	2次冷却系からの 除熱機能喪失	1-2(a)	
2次冷却系の破断+補助給水失敗	1.2E-06	3.8E-09	-	1.2E-06	1.8%						
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	6.5E-11	1.1E-06	-	1.1E-06	1.6%						
蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	7.7E-08	-	-	7.7E-08	0.1%						
1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	-	2.0E-08	-	2.0E-08	<0.1%						
外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	8.5E-06	1.0E-06	2.2E-10	9.5E-06	14.1%	サブポート機能 (電源機能)の喪失	9.5E-05	14.1%	全交流動力電源喪失		
原子炉補機冷却機能喪失+RCPシナリオLOCA	4.2E-05	1.8E-07	3.0E-07	4.2E-05	63.3%						
原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	9.0E-07	-	1.3E-09	9.0E-07	1.3%	サブポート機能 (補機冷却機能)の喪失	4.3E-05	64.6%	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	4.9E-09	6.5E-11	2.2E-09	7.2E-09	<0.1%						
大破断LOCA+低圧再循環喪失+格納容器スプレイ注入失敗	8.0E-13	-	-	8.0E-13	<0.1%						
大破断LOCA+低圧再循環喪失+格納容器スプレイ再循環失敗	7.8E-12	-	-	7.8E-12	<0.1%						
中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	4.8E-09	-	-	4.8E-09	<0.1%	格納容器内 気相部冷却に失敗	5.5E-08	<0.1%	原子炉格納容器の 除熱機能喪失	1-2(b)	
中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	8.1E-09	-	-	8.1E-09	<0.1%						
小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	1.6E-08	2.2E-10	-	1.6E-08	<0.1%						
小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	2.6E-08	1.3E-10	-	2.6E-08	<0.1%						
原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	1.2E-08	8.3E-09	-	2.0E-08	<0.1%	反応度抑制に失敗	2.0E-08	<0.1%	原子炉停止機能喪失		
大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	-	3.0E-08	-	3.0E-08	<0.1%						
大破断LOCA+低圧注入失敗	3.7E-09	3.7E-09	-	7.4E-09	<0.1%						
大破断LOCA+蓄圧注入失敗	8.8E-12	2.6E-10	-	2.7E-10	<0.1%						
中破断LOCA+蓄圧注入失敗	2.6E-11	2.1E-10	-	2.4E-10	<0.1%	1次冷却系保水水の喪失	3.0E-06	4.5%	ECCS注水機能喪失	1-2(a)	
中破断LOCA+高圧注入失敗	6.9E-07	3.1E-09	-	6.9E-07	1.0%						
小破断LOCA+高圧注入失敗	2.2E-06	1.1E-07	-	2.3E-06	3.4%						
大破断LOCA+高圧再循環喪失+低圧再循環喪失	9.2E-10	3.1E-10	-	1.2E-09	<0.1%	炉心の長期冷却に失敗	3.2E-08	<0.1%	ECCS再循環機能喪失		
中破断LOCA+高圧再循環喪失	5.2E-09	2.5E-10	-	5.5E-09	<0.1%						
小破断LOCA+高圧再循環喪失	1.7E-08	7.9E-09	-	2.5E-08	<0.1%						
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	-	-	3.0E-11	<0.1%	格納容器貫通配管からの 漏えい/切止に失敗	2.4E-07	0.4%	格納容器ベイパス (インターフェイスシステム)LOCA、 蒸気発生器伝熱管破損	1-2(b)	
蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	2.4E-07	-	-	2.4E-07	0.4%						
原子炉建屋損傷	-	2.8E-08	-	2.8E-08	<0.1%						
原子炉格納容器損傷	-	8.3E-10	-	8.3E-10	<0.1%						
制御建屋損傷	-	3.5E-08	-	3.5E-08	<0.1%	外部事象による 大規模な損傷	2.8E-08	<0.1%	※1		
複数の信号系損傷	-	2.6E-08	1.1E-10	2.6E-08	<0.1%		3.5E-08	<0.1%			
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	-	3.9E-08	-	3.9E-08	<0.1%		2.6E-08	<0.1%			
合計	6.4E-05	2.8E-06	3.0E-07	6.7E-05	100%	-	6.7E-05	100%		-	

ハッチング：地震、津波特有の事象で、解釈に基づき必ず想定する事故シナリオグループと直接的に対応しないもの。

※1：全炉心損傷頻度への寄与及び影響度の観点から他の事故シナリオグループと比較し、新たな事故シナリオグループとしての追加は不要と判断。

第1-3表 事故シナリオグループ別炉心損傷頻度（内部事象、地震、津波）

事故シナリオグループ	事故シナリオ	対応する炉心損傷防止対策	シナリオ別CDF (/年)				全CDFへの寄与割合 (シナリオ別)	グループ別 CDF (/年)	全CDFへの寄与割合 (グループ別)	備考
			内部事象	地震	津波	合計				
(a)	2次冷却系からの除熱機能喪失	ファイアドアンドブリード	5.6E-09	7.6E-08	-	7.6E-08	0.1%			
	小破断LOCA+補助給水失敗		2.7E-07	3.2E-08	-	3.0E-07	0.4%			
	主給水流量喪失+補助給水失敗		2.3E-06	-	-	2.3E-06	3.4%			
	過渡事象+補助給水失敗		5.5E-06	-	-	5.5E-06	8.2%			
	手動停止+補助給水失敗		1.2E-07	5.5E-08	-	1.8E-07	0.3%	1.1E-05	16.0%	
(b)	外部電源喪失+補助給水失敗		1.2E-06	3.8E-09	-	1.2E-06	1.8%			
	2次冷却系の破断+補助給水失敗		6.5E-11	1.1E-06	-	1.1E-06	1.6%			
	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗		7.7E-08	-	-	7.7E-08	0.1%			
	蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗		-	2.0E-08	-	2.0E-08	<0.1%			
	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	①※1	8.5E-06	1.0E-06	2.2E-10	9.5E-06	14.1%	9.5E-06	14.1%	
(c)	原子炉補機冷却機能喪失	②※1	4.2E-05	1.8E-07	3.0E-07	4.2E-05	63.3%			
	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA		9.0E-07	-	1.3E-09	9.0E-07	1.3%	4.8E-05	64.6%	
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA		4.9E-09	6.5E-11	2.2E-09	7.2E-09	<0.1%			
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗		8.0E-13	-	-	8.0E-13	<0.1%			
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗		7.8E-12	-	-	7.8E-12	<0.1%			
(d)	原子炉格納容器の除熱機能喪失	格納容器内 自然対流冷却	4.8E-09	-	-	4.8E-09	<0.1%	5.5E-08	<0.1%	
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗		8.1E-09	-	-	8.1E-09	<0.1%			
	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		1.6E-08	2.2E-10	-	1.6E-08	<0.1%			
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗		2.6E-08	1.3E-10	-	2.6E-08	<0.1%			
	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		1.2E-08	8.3E-09	-	2.0E-08	<0.1%	2.0E-08	<0.1%	
(e)	原子炉停止機能喪失	ATWS破砕設備	-	3.0E-08	-	3.0E-08	<0.1%			
	大破断LOCAを1回する規模のLOCA(Excess LOCA)	※1	3.7E-09	3.7E-09	-	7.4E-09	<0.1%			
	大破断LOCA+低圧注入失敗		8.8E-12	2.6E-10	-	2.7E-10	<0.1%	3.0E-06	4.5%	
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗		2.6E-11	2.1E-10	-	2.4E-10	<0.1%			
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗	③※1	6.9E-07	3.1E-09	-	6.9E-07	1.0%			
(f)	ECCS注水機能喪失	2次冷却系強制冷却+低圧注入	2.2E-06	1.1E-07	-	2.3E-06	3.4%			
	大破断LOCA+高圧注入失敗		9.2E-10	3.1E-10	-	1.2E-09	<0.1%			
	大破断LOCA+高圧再循環失敗	代替再循環	5.2E-09	2.5E-10	-	5.5E-09	<0.1%	3.2E-08	<0.1%	
	中破断LOCA+高圧再循環失敗		1.7E-08	7.9E-09	-	2.5E-08	<0.1%			
	小破断LOCA+高圧再循環失敗	2次冷却系強制冷却+低圧注入 代替再循環	3.0E-11	-	-	3.0E-11	<0.1%			
(g)	ECCS再循環機能喪失	クールドダウンブロード リザーキューレーション	2.4E-07	-	-	2.4E-07	0.4%			
	格納容器スライバ (インターフェイス シールド)		6.4E-05	2.8E-06	3.0E-07	6.7E-05	100% ※2	6.7E-05	100% ※2	
	インターフェイスシールドLOCA		-	-	-	-	-	-	-	
	蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗		-	-	-	-	-	-	-	
	蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗		-	-	-	-	-	-	-	

ハッチング：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ナリオ

①ファイアドアンドブリード等により影響を緩和できる場合がある。

②主給水系による代替給水により炉心損傷を回避できる場合がある。

③原子炉への注水により影響を緩和できる場合がある。

※1：格納容器破砕防止対策として、代替格納容器スプレイ（恒設代替低圧注水ポンプ）+格納容器内自然対流冷却（海水直接通水）等に期待できる。

※2：100%には第1-2表で除外した事故シナリオの炉心損傷頻度も含む。

第1-4表 重要事故シナリオの選定について (1/2)

事故シナリオグループ	事故シナリオ	炉心損傷 防止対策	重要事故シナリオの選定の考え方 (審査ガイドの着眼点に対応)					重要事故 シナリオ
			a	b	c	d	備考 (a: 系統間機能依存性, b: 余裕時間, c: 設備容量, d: 代表シナリオ)	
(a)	小破断 L.O.C.A + 補助給水失敗	フリード ブリード	低	低	低	低	2次冷却系からの除熱機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「主給水流量喪失+補助給水失敗」を選定。 a. 「外部電源喪失」により常用系機器が機能喪失するため「中」とした。 b. 「過渡事象」及び「手動停止」については、事象発生後の一定期間主給水が利用可能であり、「2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗」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。 「小破断 L.O.C.A」及び「蒸気発生器伝熱管破断」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次冷却系の破断が促進される。 高圧及び高圧状態になる事象であり、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時) 時点での蒸気発生器の2次側流量が少なく、除熱の観点でより厳しい事象となる。 c. 余裕時間の短さが崩壊熱の大きさに関連するため、各事故シナリオの厳しさの程度は着眼点と同一とした。 d. CDFの寄与割合としては最も支配的となる「手動停止」については、トリップ事象+補助給水失敗という組合せからも代表性を有しており、着眼点dの観点で「高」とした。	
	主給水流量喪失+補助給水失敗		低	高	中	中		
	過渡事象+補助給水失敗		低	中	中	中		
	手動停止+補助給水失敗		低	中	中	高		
	外部電源喪失+補助給水失敗		中	中	中	低		
	2次冷却系の破断+補助給水失敗		低	低	低	低		
	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗		低	低	低	低		
	蒸気発生器伝熱管破断+補助給水失敗		低	低	低	低		
	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失		高	高	高	高		
	原子炉補機冷却機能喪失		高	高	高	高		
(b)	外部電源喪失	2次冷却系強制冷却 + 恒設代替低圧 注水ポンプ + 空冷式非常用 発電装置	高	高	高	高	「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールドLOCA」は、「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」に從属的に発生することから、事象進展は同じであるため右記事故シナリオを選定。 [原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールドLOCA]は、「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失+RCPシールドLOCA」であり、着眼点dの観点で「高」とした。	
	原子炉補機冷却機能喪失	2次冷却系強制冷却 + 恒設代替低圧 注水ポンプ + 空冷式非常用 発電装置	高	高	高	高		
	原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁/安全弁 L.O.C.A	2次冷却系強制冷却 + 恒設代替低圧 注水ポンプ + 空冷式非常用 発電装置	高	中	中	低		
(c)	大破断 L.O.C.A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	格納容器内 自然対流冷却	低	高	低	低	原子炉格納容器の除熱機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「大破断 L.O.C.A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗」を選定。 a. 各事故シナリオの事象が発生しても共通原因故障又は系統間の機能依存性はない。 b. 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格納容器内の温度及び圧力上昇が早い。余裕時間の違いによる余裕時間の差異に比べ影響が大きい。 c. 破断口径の大きい「大破断 L.O.C.A」が、原子炉格納容器の除熱に必要なスプレイ流量の観点で厳しい。 d. CDFの寄与割合としては支配的となる「小破断 L.O.C.A + 格納容器スプレイ注入 (再循環) 失敗」については L.O.C.A + 格納容器スプレイ機能喪失の組合せで代表性を有しており、着眼点dの観点で「高」とした。	
	大破断 L.O.C.A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗		低	低	高	低		
	中破断 L.O.C.A + 格納容器スプレイ注入失敗		低	高	中	中		
	中破断 L.O.C.A + 格納容器スプレイ再循環失敗		低	低	中	中		
	小破断 L.O.C.A + 格納容器スプレイ注入失敗		低	高	低	高		
小破断 L.O.C.A + 格納容器スプレイ再循環失敗	低	低	低	低				
(d)	原子炉格納容器の除熱機能喪失	大破断 L.O.C.A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	低	高	低	低	大破断 L.O.C.A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	大破断 L.O.C.A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	低	低	高	低		

○：選定した重要事故シナリオ

第1-4表 重要事故シナリオの選定について (2/2)

事故シナリオグループ	事故シナリオ		重要事故シナリオの選定の考え方 (審査ガイドの着眼点に対処)				重要事故シナリオ	
	シナリオ	発生シナリオ	a	b	c	d		
(e) 原子炉停止機能喪失	○ 原子炉トリップが必要なら起因事象 + 原子炉トリップ失敗	炉心損傷 防止対策 A TWS 緩和設備	高	高	高	高	A TWS 緩和設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要があり、原子炉冷却時圧力バランシングの健全性確保の観点で厳しい「主給水流量喪失」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失」を選定。 ECCS 注水機能喪失の起因事象の選定に当たり、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「中破断 LOCA + 高圧注入失敗」を選定。 a. 各事故シナリオの事象が発生しても共通要因故障又は系統間の機能依存性は無い。 b. 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、重大事故等対応設備による対応操作に係る余裕時間が短くなる。 c. 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。 d. CDF の寄与割合としては最も支配的となる「小破断 LOCA + 高圧注入失敗」については LOCA + ECCS 注水機能喪失という組合せで代表性を有しており、着眼点 d の観点で「高」とした。 ECCS 注水機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗」を選定。 a. 各事故シナリオの事象が発生しても共通要因故障又は系統間の機能依存性は無い。 b. 1 次冷却材の系外への流出が多いため再循環切替までの時間が短く、再循環切替時点での崩壊熱が高くなることを踏まえ大破断 LOCA 時の高圧及び低圧再循環失敗を選定。 c. 破断口径の大きい「大破断 LOCA」を選定。 d. CDF の寄与割合としては最も支配的となる「小破断 LOCA + 高圧再循環失敗」については LOCA + ECCS 再循環失敗という組合せで代表性を有しており、着眼点 d の観点で「高」とした。また、「中破断 LOCA」又は「小破断 LOCA」を起因とする事故シナリオの炉心損傷防止対策である「2 次冷却系強制冷却 + 低圧再循環」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。	
			低	高	高	中		ECCS 注水機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗」を選定。 a. 各事故シナリオの事象が発生しても共通要因故障又は系統間の機能依存性は無い。 b. 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、重大事故等対応設備による対応操作に係る余裕時間が短くなる。 c. 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。 d. CDF の寄与割合としては最も支配的となる「小破断 LOCA + 高圧注入失敗」については LOCA + ECCS 注水機能喪失という組合せで代表性を有しており、着眼点 d の観点で「高」とした。 ECCS 注水機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗」を選定。 a. 各事故シナリオの事象が発生しても共通要因故障又は系統間の機能依存性は無い。 b. 1 次冷却材の系外への流出が多いため再循環切替までの時間が短く、再循環切替時点での崩壊熱が高くなることを踏まえ大破断 LOCA 時の高圧及び低圧再循環失敗を選定。 c. 破断口径の大きい「大破断 LOCA」を選定。 d. CDF の寄与割合としては最も支配的となる「小破断 LOCA + 高圧再循環失敗」については LOCA + ECCS 再循環失敗という組合せで代表性を有しており、着眼点 d の観点で「高」とした。また、「中破断 LOCA」又は「小破断 LOCA」を起因とする事故シナリオの炉心損傷防止対策である「2 次冷却系強制冷却 + 低圧再循環」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。
			低	中	中	低		
(f) ECCS 注水機能喪失	○ 中破断 LOCA + 高圧注入失敗	2 次冷却系強制冷却 + 低圧注入	低	高	高	中	ECCS 注水機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗」を選定。 a. 各事故シナリオの事象が発生しても共通要因故障又は系統間の機能依存性は無い。 b. 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、重大事故等対応設備による対応操作に係る余裕時間が短くなる。 c. 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。 d. CDF の寄与割合としては最も支配的となる「小破断 LOCA + 高圧注入失敗」については LOCA + ECCS 注水機能喪失という組合せで代表性を有しており、着眼点 d の観点で「高」とした。 ECCS 注水機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗」を選定。 a. 各事故シナリオの事象が発生しても共通要因故障又は系統間の機能依存性は無い。 b. 1 次冷却材の系外への流出が多いため再循環切替までの時間が短く、再循環切替時点での崩壊熱が高くなることを踏まえ大破断 LOCA 時の高圧及び低圧再循環失敗を選定。 c. 破断口径の大きい「大破断 LOCA」を選定。 d. CDF の寄与割合としては最も支配的となる「小破断 LOCA + 高圧再循環失敗」については LOCA + ECCS 再循環失敗という組合せで代表性を有しており、着眼点 d の観点で「高」とした。また、「中破断 LOCA」又は「小破断 LOCA」を起因とする事故シナリオの炉心損傷防止対策である「2 次冷却系強制冷却 + 低圧再循環」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。	
			低	中	中	低		
(g) ECCS 再循環機能喪失	○ 大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗	代替再循環	低	高	高	低	ECCS 再循環機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗」を選定。 a. 各事故シナリオの事象が発生しても共通要因故障又は系統間の機能依存性は無い。 b. 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、重大事故等対応設備による対応操作に係る余裕時間が短くなる。 c. 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。 d. CDF の寄与割合としては最も支配的となる「小破断 LOCA + 高圧注入失敗」については LOCA + ECCS 注水機能喪失という組合せで代表性を有しており、着眼点 d の観点で「高」とした。 ECCS 注水機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗」を選定。 a. 各事故シナリオの事象が発生しても共通要因故障又は系統間の機能依存性は無い。 b. 1 次冷却材の系外への流出が多いため再循環切替までの時間が短く、再循環切替時点での崩壊熱が高くなることを踏まえ大破断 LOCA 時の高圧及び低圧再循環失敗を選定。 c. 破断口径の大きい「大破断 LOCA」を選定。 d. CDF の寄与割合としては最も支配的となる「小破断 LOCA + 高圧再循環失敗」については LOCA + ECCS 再循環失敗という組合せで代表性を有しており、着眼点 d の観点で「高」とした。また、「中破断 LOCA」又は「小破断 LOCA」を起因とする事故シナリオの炉心損傷防止対策である「2 次冷却系強制冷却 + 低圧再循環」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。	
			低	中	中	中		
(h) 格納容器バイパス (インターフェイシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損)	○ インターフェイシステム LOCA	クールドアウンランド リサーキューレーション	低	中	中	高	格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮し、両方のシナリオを選定。 インターフェイシステム LOCA A 蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗	
			低	低	低	高		

○ : 選定した重要事故シナリオ

大破断 LOCA	低压 注入	蓄圧 注入	格納容器 スプレイ 注入	低压 再循環	高压 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故シーケンス
							炉心冷却成功 炉心冷却成功 大破断 LOCA+低压再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗 大破断 LOCA+高压再循環失敗 +低压再循環失敗 炉心冷却成功 大破断 LOCA+低压再循環失敗 +格納容器スプレイ注入失敗 大破断 LOCA+蓄圧注入失敗 大破断 LOCA+低压注入失敗

中破断 LOCA	高压 注入	蓄圧 注入	格納容器 スプレイ 注入	高压 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故シーケンス
						炉心冷却成功 中破断 LOCA +格納容器スプレイ再循環失敗 中破断 LOCA+高压再循環失敗 中破断 LOCA +格納容器スプレイ注入失敗 中破断 LOCA+蓄圧注入失敗 中破断 LOCA+高压注入失敗

小破断 LOCA	原子炉 トリップ	補助 給水	高压 注入	格納容器 スプレイ 注入	高压 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故シーケンス
							炉心冷却成功 小破断 LOCA +格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 LOCA+高压再循環失敗 小破断 LOCA +格納容器スプレイ注入失敗 小破断 LOCA+高压注入失敗 小破断 LOCA+補助給水失敗 ATWS のイベントツリーで整理※

※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)

第 1-2 図 PRAにおけるイベントツリー(1/3)

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*

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*

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*

ATWS		事故シーケンス
		起因事象*+原子炉トリップ失敗

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*

※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)

第1-2図 PRAにおけるイベントツリー(2/3)

蒸気発生器 伝熱管破損	原子炉 トリップ	補助給水	破損側 蒸気発生器 の隔離	事故シーケンス
				炉心冷却成功 蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

過渡事象	原子炉 トリップ	補助給水	事故シーケンス
			炉心冷却成功 過渡事象 + 補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

原子炉補機 冷却機能喪失	原子炉 トリップ	補助給水	加圧器 逃がし弁/ 安全弁LOCA	RCP シール LOCA	事故シーケンス	
						炉心冷却成功 原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールLOCA 原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁/安全弁LOCA 原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

手動停止	補助給水	事故シーケンス
		炉心冷却成功 手動停止 + 補助給水失敗

※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)

第 1-2 図 PRAにおけるイベントツリー(3/3)

地震	格納容器 バイパス	直接炉心損傷に 至る事象	大破断 LOCA	中破断 LOCA	小破断 LOCA	2次冷却系 の破断	起因事象
							主給水流量喪失
							2次冷却系の破断
							小破断LOCA
							中破断LOCA
							大破断LOCA
							直接炉心損傷※1
							格納容器バイパス※2

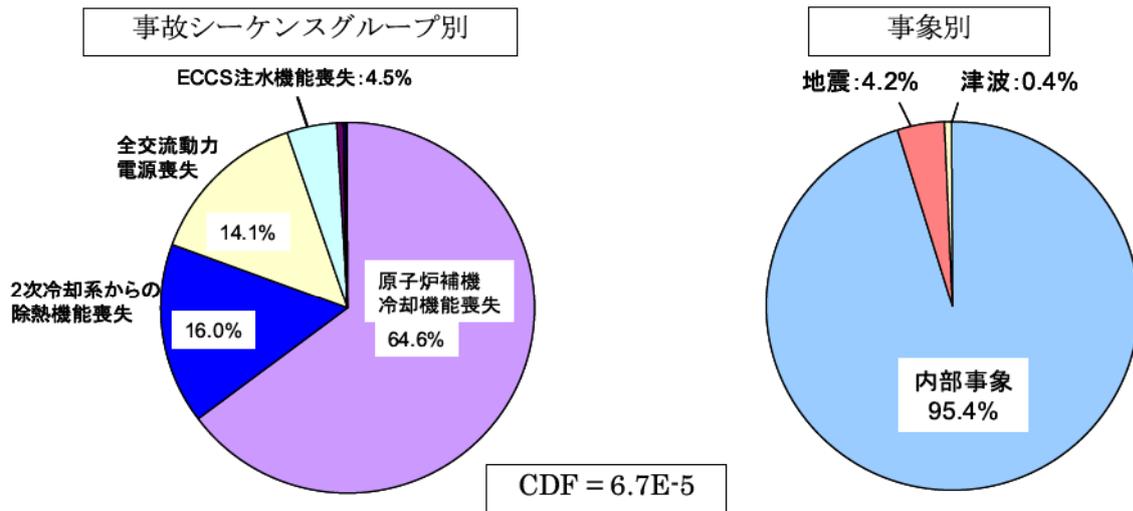
※1 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)、原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、制御建屋損傷、複数の信号系損傷、1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
 ※2 蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)

第 1-3 図 地震PRA階層イベントツリー

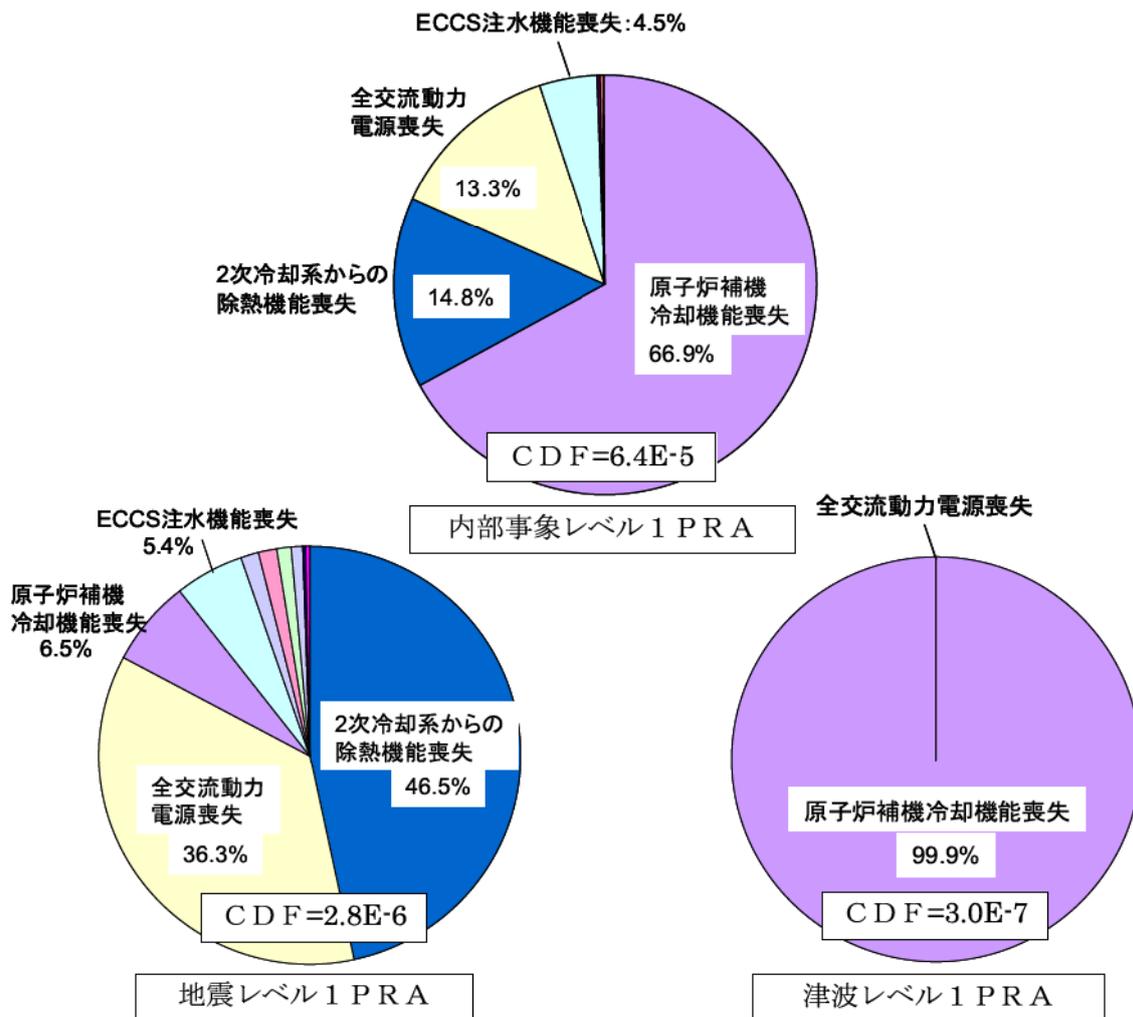
津波	直接炉心損傷 に至る事象	原子炉補機 冷却機能喪失	外部電源 喪失	主給水流量 喪失	過渡事象	起因事象
						炉心冷却成功
						過渡事象
						主給水流量喪失
						外部電源喪失
						原子炉補機冷却 機能喪失
						直接炉心損傷※

※ 複数の信号系損傷

第 1-4 図 津波PRA階層イベントツリー



第 1-5 図 プラント全体の定量化結果



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)

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

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。

(概要)

- ① 内部事象レベル 1、5 P R A 及び P R A 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。
- 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。
- 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。
- ④ 格納容器破損モードごとに格納容器破損モード発生の観点で厳しいプラント損傷状態 (P D S) 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。

2.1 格納容器破損モードの分析について

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。

2-1

(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

- 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。
- 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。

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。

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。

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。

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

生ずる事故シーケンスの分析を実施することとした。

2.1.1 格納容器破損モードの抽出、整理

(1) P R Aに基づく整理

内部事象レベル1. 5 P R A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。

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. 5 P R Aの定量化結果を第 2-1 表及び第 2-4 図に示す。

(2) P R A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1 P R A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）。

<抽出された格納容器破損モード>

①格納容器バイパス

- ・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 (ν 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。

②格納容器隔離失敗

- ・ 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。

③格納容器物理的破損

- ・ 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、高温の溶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、高温の溶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、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、溶融炉心が原

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。

- 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。

- ベースマット溶融貫通 (ε モード)

溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下した後、冷却ができない場合に崩壊熱によりコンクリートが侵食される状況となり、原子炉格納容器のベースマットが貫通する事象として抽出。

- 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。

- 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。

2.1.2 レベル1．5 P R A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行った。

2 - 1

(a) 必ず想定する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・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

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。

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、原子炉下部のペ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）。

(1) 蒸気発生器伝熱管破損（gモード）

本破損モードはレベル1．5 P R A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ーケンス、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ーケンスグループ「格納容器バイパス」にて有効性評価の対象としている。

なお、当該破損モードの格納容器破損頻度（C F F）（ 5.1×10^{-7} （／炉年））は、全C F Fの約 1.0%の寄与割合であり、比較的小さい。

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（T I - S G T R）が想定される。

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 P R Aの結果から同様のプラント状態に該当する事故シーケンスグループは以下の3つの事故シーケンスグループとなる。

【T I - S G T R 発生の可能性を有する事故シーケンスグループ】

- (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

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ーケンス「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T I - S G T Rの発生確率はさらに低減される。

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）。

(2) インターフェイスシステムLOCA（ ν 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ーケンス、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ーケンスグループ「格納容器バイパス」にて有効性評価の対象としている。

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。

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。

(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）。

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。

今回のレベル 1. 5 P R A では、国内 P W R 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 C F F（ 3.2×10^{-7} （/炉年）、全 C F F 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 C F F はさらに小さくなると推察される。

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。

(4) 原子炉容器内での水蒸気爆発（ α モード）

本破損モードは溶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 C F F（ 1.4×10^{-9} （／炉年））についても全 C F F に対する寄与割合は 0.01% 以下と極めて小さい。

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。

(5) 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（ θ モード）

本破損モードはレベル 1.5 P R A 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ーケンス、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ーケンスグループ「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。なお、当該破損モードの C F F（ 5.4×10^{-8} （／炉年））は全 C F F の約 0.1% の寄与割合であり小さい。

したがって、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。

以上より、P R A 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。

2.2 評価事故シーケンスの選定について

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ーケンスの選定を実施してい

る。

評価事故シーケン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ーケンスはP R Aに基づく格納容器破損シーケン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ーケンスを選定することとされている。

(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ーケンスを選定する。また炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケン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。

(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ーケンスを選定する。

(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ーケンスを選定する。

(4) 水素燃焼

水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。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。

(5) 溶融炉心・コンクリート相互作用

溶融炉心・コンクリート相互作用（M C C I）の観点から厳しいシーケンスを選定する。

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。

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。

(1) 事故のタイプと1次冷却材圧力

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)

(2) 炉心損傷時期

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

(3) 原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器破損時期、熔融炉心の冷却手段）

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、熔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、熔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、熔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、熔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

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。

2.2.2 評価事故シーケンス選定の考え方

前項で格納容器破損モードごとに選定した評価対象PDSに属する事故シーケンスを比較し、格納容器破損モードの発生の観点で事故進展が最も厳しくなると考えられる事故シーケンスの検討を行い、以下のとおり評価事故シーケンスの選定を実施した。

評価事故シーケンスについては、事故進展を厳しくする観点から、複数の緩和機能の喪失を考慮する。なお、定量評価を行う際は、事故発生後に要求される安全機能の時系列に着目し、炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理している。さらに、重大事故等対処設備の有効性を確認

する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。評価事故シーケンスの選定結果を第2-3表に示す（別紙12）。

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1.5PRA）。

2.2.3 評価事故シーケンスの選定結果

(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。

① AEDに該当する事故シーケンス

- ・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
- ・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

② 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、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に起因する事故シーケンスとして「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、評価事故シーケンスにおいては、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、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。

③ 選定結果

- ・ 大破断 L O C A + 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)

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

(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)

原子炉容器破損時に熔融炉心が高圧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 T E D から選定する。

① T E D に該当する事故シーケンス

- ・ 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
- ・ A T W S + 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

② 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、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ーケンスとして「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」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、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畳も考慮する。

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畳を考慮)

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+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

(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に該当する事故シーケンス

「(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

事故シーケンスと同様。

② 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、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ーケンスとして「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」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、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畳も考慮する。

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畳を考慮)

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

(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に該当する事故シーケンス

- ・ 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 L O C A + 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 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
- ・大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ・大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
- ・大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ・中破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
- ・中破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ・中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
- ・中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
- ・中破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗

② 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、破断規模が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断 L O C A 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 L O C A + 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 L O C A + 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」を評価事故シーケンスとして選定する。

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。

なお、評価事故シーケンスにおいては、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、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も考慮する。

③ 選定結果

- ・ 大破断 L O C A + 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畳を考慮。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。)

④ 格納容器破損防止対策

- ・ 不要 (原子炉格納容器の耐力にて健全性を維持可能)

(5) 水素燃焼

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 A E I から選定する。

① A E I に該当する事故シーケンス

- ・ 大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗
- ・ 大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗
- ・ 大破断 L O C A + 低圧注入失敗
- ・ 中破断 L O C A + 高圧再循環失敗
- ・ 中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗

- ・中破断 L O C A + 高圧注入失敗

② 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、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ーケンスとして「大破断 L O C A + 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「大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

③ 選定結果

- ・大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗

④ 格納容器破損防止対策

- ・静的触媒式水素再結合装置

(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

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 A E D から選定する。

① A E D に該当する事故シーケンス

「(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に示した事故シーケンスと同様。

② 選定理由

これらの事故シーケンスのうち、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 L O C A に起因する事故シーケンスとして「大破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、評価事故シーケンスにおいては、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。

③ 選定結果

- ・ 大破断 L O C A + 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)

④ 格納容器破損防止対策

- ・ 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

2.2.4 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性

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ーケンスとして整理した事故シーケンスは、1.2 で示した以下の 6 つである。

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 (E x c e s s L O C A)

これらのうち、1.～5.の事故シーケンスについては、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ーケンスとしてより厳しい事故シーケンス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。

6.のE x c e s s L O C A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、原子炉冷却材圧力バウンダリの様々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の事故シーケンス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）。

なお、E x c e s s L O C A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。

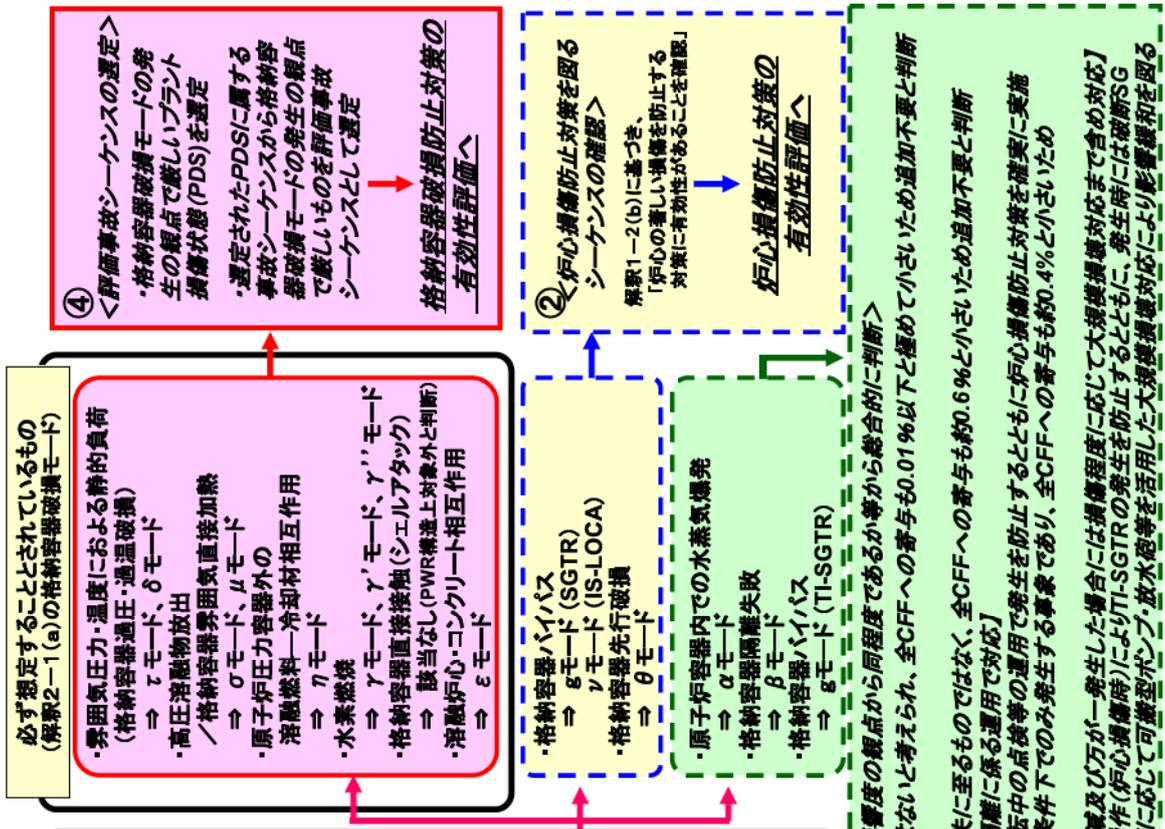
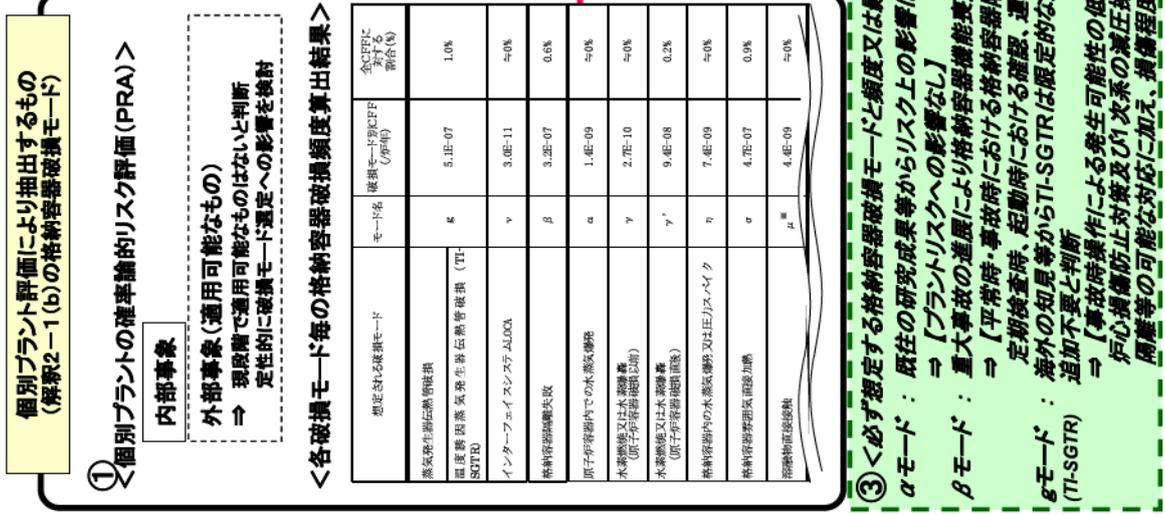
第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

原子炉格納容器の状態	想定される破損モード	モード名	破損モード別CFF (/炉年)	全CFFに 対する 割合(%)	解釈で想定する 格納容器破損モード	備考
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	g	5.1E-07	1.0%	なし	・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」 → 事故シナリオグループ「格納容器バイパス」 ・TI-SGTRについては炉心損傷防止対策により発生頻度が極めて低いと評価。(別紙8)
	温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (TI-SGTR)	v	3.0E-11	<0.1%	なし	
格納容器隔離失敗	インターフェースシステムLOCA	β	3.2E-07	0.6%	なし	重大事故の進展により原子炉格納容器へ物理的な負荷が発生すること とで原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失に至るものではない。また、 すべての炉心損傷防止対策が有効なシナリオであり、新たな 有効性評価は不要である。(別紙9)
	格納容器隔離失敗	α	1.4E-09	<0.1%	なし	
格納容器物理的破損	原子炉容器内での水蒸気爆発	η	7.4E-09	<0.1%	原子炉圧力容器外の溶融燃料 -炉卸材相互作用	※1 PWRで想定している溶融物直接接触は、原子炉容器圧力が高 圧時に溶融炉心による圧力容器の貫通が生じた場合に、高圧溶融 物放出(飛散)により原子炉格納容器の壁に溶融炉心が接触し原 子炉格納容器の壁を侵食する現象であり、解釈で想定する格納容 器破損モードでは「格納容器直接接触(シールドタック)」ではな く「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対応する。 (「格納容器直接接触(シールドタック)」は溶融炉心が床に拡がり ながら原子炉格納容器の壁に接触し、原子炉格納容器の壁を侵食 する事象のため、BWRマークI型プラントに特有の事象であり、 大抵3号炉及び4号炉の格納容器破損モードとして考慮不要と判 断した。) (別紙7、11)
	格納容器内の水蒸気爆発又は圧力スパイク	μ ※1、※2	4.4E-09	<0.1%	高圧溶融物放出/格納容器雰 囲気直接加熱	
	溶融物直接接触	σ ※2	4.7E-07	0.9%	高圧溶融物放出/格納容器雰 囲気直接加熱	
	格納容器雰囲気直接加熱	γ	2.7E-10	<0.1%	水素燃焼	
	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損以前)	γ'	9.4E-08	0.2%	水素燃焼	
	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損直後)	γ''	1.5E-08	<0.1%	水素燃焼	
	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	1.3E-06	2.5%	溶融炉心・コンクリート相互 作用	
	ベースマツト溶融貫通	τ	7.6E-06	14.4%	雰囲気圧力・温度による静的 負荷(格納容器過温破損)	
	格納容器貫通部過温破損	δ	4.2E-05	80.3%	雰囲気圧力・温度による静的 負荷(格納容器過温破損)	
	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	θ	5.4E-08	0.1%	なし	
合計			5.3E-05	100%		

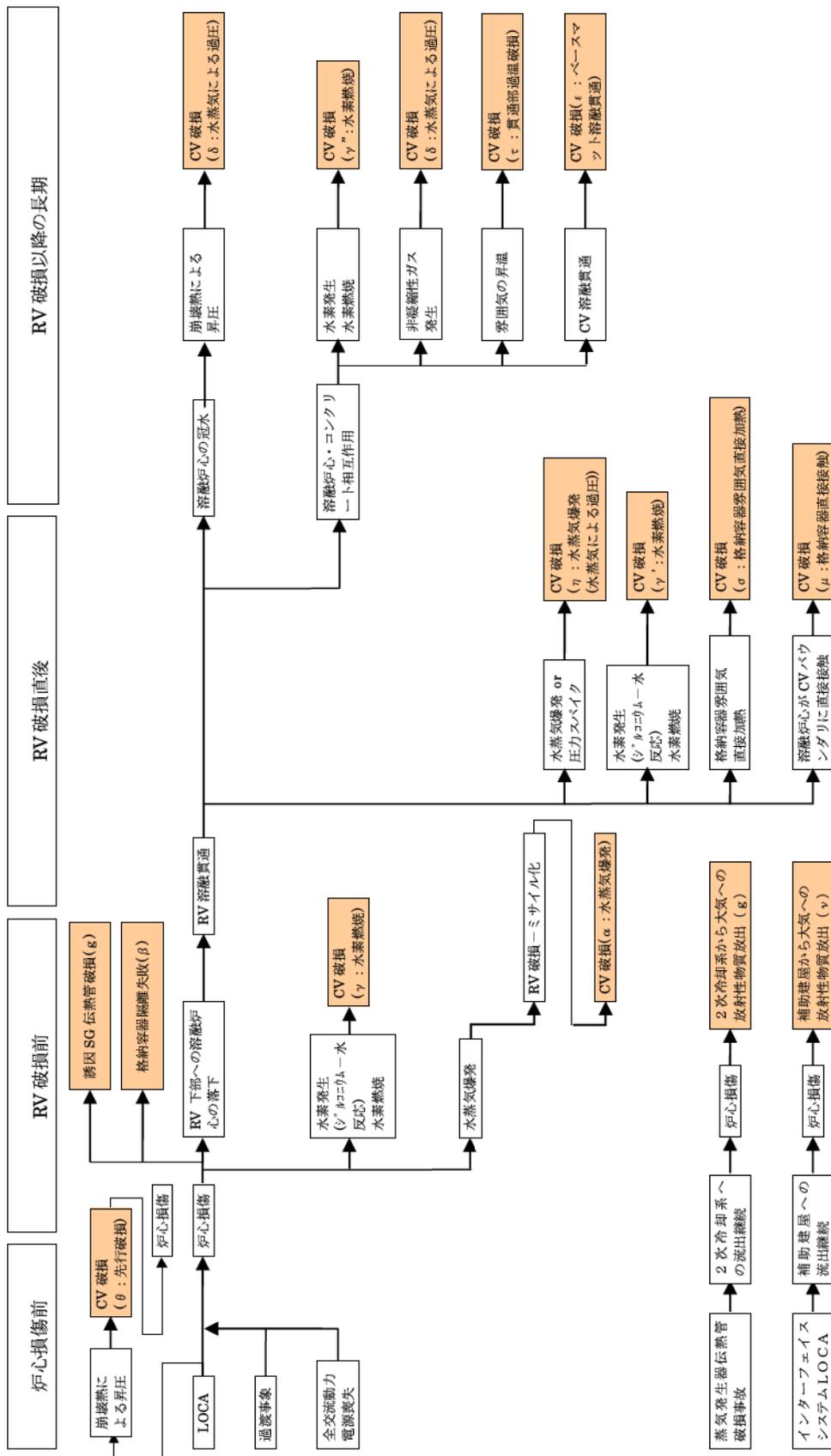
ハッチング：内部事象レベル1、5PRAで抽出された格納容器破損モードのうち、解釈に基づき必ず想定するものに含まれない格納容器破損モード

第2-3表 格納容器破損防止対策の評価事故シナリオの選定について

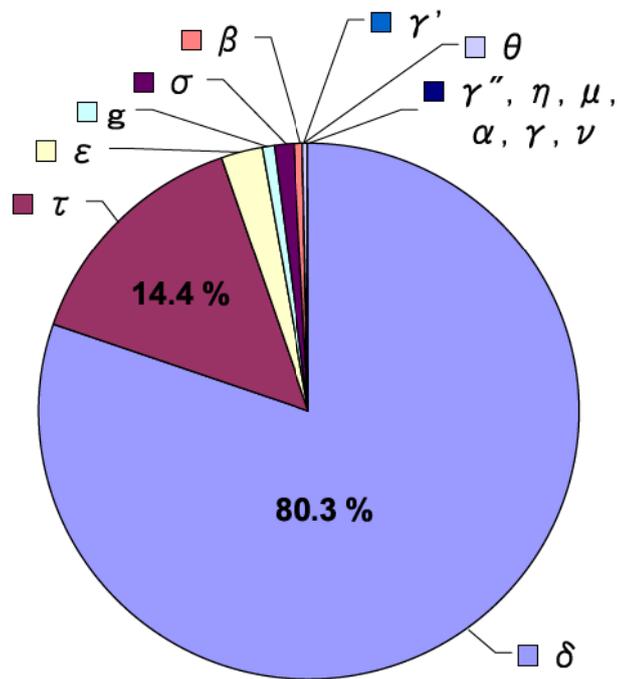
格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シナリオ	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シナリオの選定の考え方
1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ+格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・ AEDのうち事故進展が早い大破断LOCAを選定する。 ・ 対策の有効性を確認する観点から全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。
		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	—		
1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	TED	外漏電源喪失+非常用内交流電源喪失	○	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	<ul style="list-style-type: none"> ・ TED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多く、また、溶融炉心からの加熱により放出ガスが高圧になる全交流動力電源喪失シナリオを選定する。 ・ 事故進展を早める観点から補助給水失敗の重量を考慮する。 ・ 対策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を考慮する。
		手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		
2 高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱	TED	過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—		<ul style="list-style-type: none"> ・ TED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多い全交流動力電源喪失シナリオを選定する。 ・ 事故進展を早める観点から補助給水失敗の重量を考慮する。 ・ 対策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を考慮する。
		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	—	加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧	
3 原子炉圧力容器外の 溶融燃料-冷却材相互作用	AEW	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	—		<ul style="list-style-type: none"> ・ AEWのうち事故進展が早い大破断LOCAを選定する。 ・ 事故進展を早める観点から高圧注入失敗の重量を考慮する。 ・ 原子炉下部キヤベリア水のサブクール度を小さくするため、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し、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを用いた注水を想定する。
		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	—	(原子炉格納容器の耐力にて健全性を維持可能)	
4 水素燃焼	AEI	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	—		<ul style="list-style-type: none"> ・ AEIのうち事故進展の早い大破断LOCA+低圧注入失敗を選定する。 ・ 事故進展を早める観点から高圧注入失敗の重量を考慮する。
		中破断LOCA+高圧再循環失敗	○	静的軸貫式 水素再結合装置	
5 溶融炉心・コンクリート相互作用	AED	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○	恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	<ul style="list-style-type: none"> ・ AEDのうち事故進展が早い大破断LOCAを選定する。 ・ 対策の有効性を確認する観点から全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。
		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	—		



第2-1 図 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



第2-2 図 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



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 : ベースマツト溶融貫通	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

第 2-4 図 レベル 1. 5 PRA の定量化結果
(格納容器破損モードごとの寄与割合)

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及び重要事故シーケンスの選定について

3.1 運転停止中事故シーケンスグループの分析について

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ーケン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。

4-1

(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ

- ・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

(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ

- 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。
- ② その結果、上記4-1(a)の運転停止中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運転停止中事故シーケンス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ーケンスグループとして追加すること。

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、運転停止中事故シーケンスグループの分析を実施している。

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、燃料損傷防止対策設備の有効性評価を行う事故シーケン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、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1PRAを実施した。

3.1.1 燃料損傷に至る運転停止中事故シーケンスグループの検討・整理

停止時レベル 1 P R A 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 P R A 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。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。

停止時 P R A 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 P R A の定量化結果を第 3-1 表及び第 3-3 図に示す。

3.1.1.1 選定した起因事象

- ・ 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、弁の誤操作等による原子炉冷却材の流出を対象とする。

- ・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。)

抽出された事故シーケンス別の炉心損傷頻度を整理するとともに、各事故シーケンス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ーケンス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。

3.2 重要事故シーケンスの選定について

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、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。今回の重要事故シーケンス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）。

なお、各事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスについて、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ーケン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）。

【審査ガイド（運転停止中）に記載の着眼点】

- 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。

以下に示す4つの事故シーケンスグループから重要事故シーケンスを選定するに当たって、具体的な検討内容を以下に示す。

- (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）
- (2) 全交流動力電源喪失
- (3) 原子炉冷却材の流出
- (4) 反応度の誤投入

(1) 崩壊熱除去機能喪失

① 事故シーケンス

- ・ 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

② 選定理由

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。

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。

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入ポンプの機能喪失の重畳を考慮する。

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)

④ 燃料損傷防止対策

- ・ 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

(2) 全交流動力電源喪失

① 事故シーケンス

- ・外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失

② 選定理由

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。

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)

④ 燃料損傷防止対策

- ・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

(3) 原子炉冷却材の流出

① 事故シーケンス

- ・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

② 選定理由

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。

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。

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 燃料損傷防止対策

- ・充てんポンプによる炉心注水

(4) 反応度の誤投入

① 事故シーケンス

- ・反応度の誤投入

② 選定理由

反応度の誤投入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。

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。

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

④ 燃料損傷防止対策

- ・純水注入停止操作

第3-1表 運転停止中事故シーンケンスグループ別炉心損傷頻度

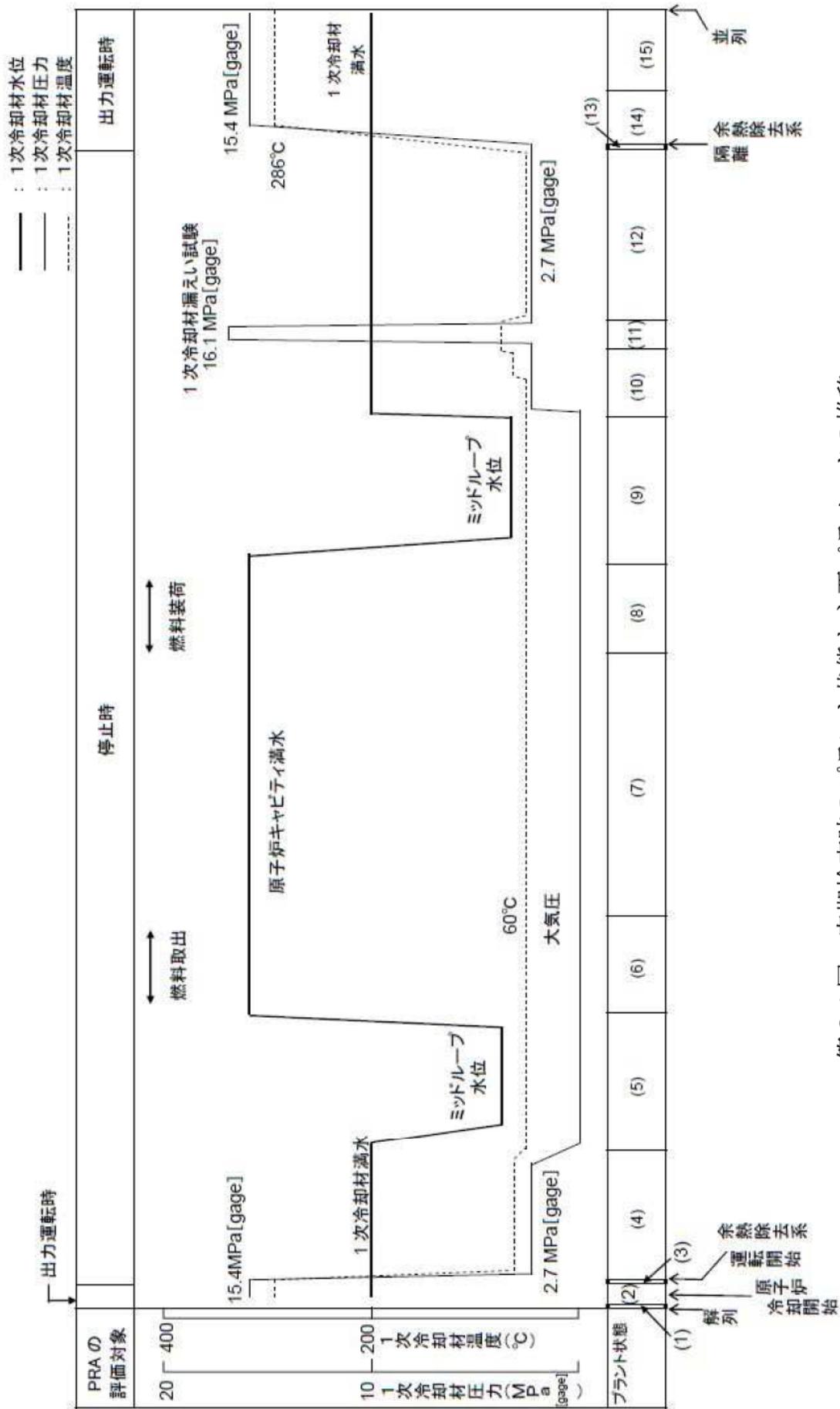
事故シーンケンス	シーンケンス別 CDF (/炉年)	全CDFへの 寄与割合 (シーンケンス別)	炉心損傷に至る主要因	グループ別 CDF (/炉年)	全CDFへの 寄与割合 (グループ別)	運転停止中 事故シーンケンスグループ		備考
余熱除去機能喪失	6.4E-05	15.2%	余熱除去機能の喪失	7.6E-05	18.0%	(a)	崩壊熱除去機能喪失 (RHRの故障による 停止時冷却機能喪失)	全炉心損傷頻度の100%を 燃料損傷防止対策にてカバー
外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗	2.7E-06	0.6%						
原子炉補機冷却機能喪失	9.2E-06	2.2%						
外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	1.0E-06	0.2%	電源機能の喪失	1.0E-06	0.2%	(b)	全交流動力電源喪失	
原子炉冷却材圧バウンダリ機能喪失	3.3E-04	77.8%	原子炉冷却材の喪失 (流出)	3.5E-04	81.8%	(c)	原子炉冷却材の流出	
水位維持失敗	8.4E-06	2.0%						
オーバードレン	8.4E-06	2.0%						
反応度の誤投入	5.3E-08	<0.1%	反応度の誤投入	5.3E-08	<0.1%	(d)	反応度の誤投入	
合計	4.2E-04	100.0%	-	4.2E-04	100.0%	-	-	-

第3-2表 重要事故シナリオケケンス（運転停止中）の選定について

事故シナリオケケンスグループ	事故シナリオケケンス	燃料損傷防止対策	重要事故シナリオケケンスの選定の考え方		
			a	b	c
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〕	○ 余熱除去系機能喪失	蓄圧タンク + 恒設代替低圧注水ポンプ + 空冷式非常用発電装置	高	高	高
	外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗		高	高	低
	原子炉補機冷却機能喪失		中	高	低
2 全交流動力電源喪失	○ 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	蓄圧タンク + 恒設代替低圧注水ポンプ + 空冷式非常用発電装置	—	—	高
3 原子炉冷却材の流出	○ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	充てんポンプ	高	高	高
	水位維持失敗		中	中	低
	オーバードレン		中	中	低
4 反応度の誤投入	○ 反応度の誤投入	純水注入停止操作	—	—	高

○：選定した重要事故シナリオケケンス

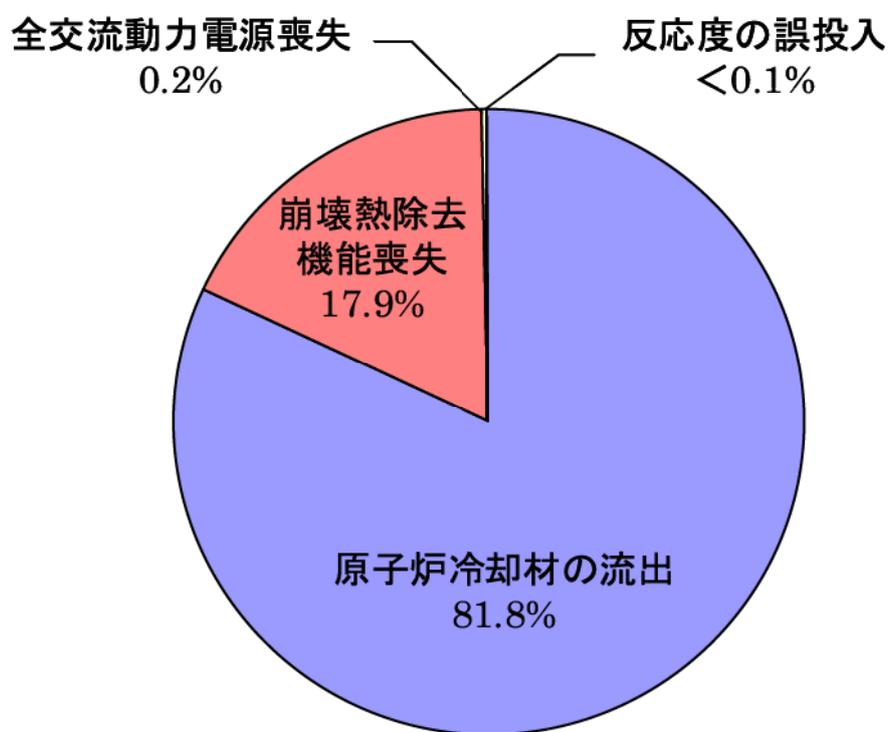
審査ガイド（運転停止中）の着眼点a, bに対する影響度の観点から、「高」、「中」、「低」とした。



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

余熱除去機能喪失			事故シーケンス
			余熱除去機能喪失
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	事故シーケンス
			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
原子炉補機冷却機能喪失			事故シーケンス
			原子炉補機冷却機能喪失
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失			事故シーケンス
			原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失
水位維持失敗			事故シーケンス
			水位維持失敗
オーバードレン			事故シーケンス
			オーバードレン
反応度の誤投入			事故シーケンス
			反応度の誤投入

第 3-2 図 停止時 P R A におけるイベントツリー



第 3-3 図 停止時 P R A 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)

4 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に活用したP R A の実施プロセスについて

事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能としたP R A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「P R A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。

また、今回のP R A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。その結果、今回実施したP R Aにおいて、事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス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。

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

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 P R A 及び外部事象に関する P R A（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。

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 1 P R A 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 P R A 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。

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 1 P R A)

1.1 火災、溢水の影響

外部事象のうち、火災、溢水についてはレベル 1 P R A 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、P R A 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。

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)

起回事象	起回事象を誘発する要因の例
小破断 L O C A	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

第 2 表 内部火災により誘発される起回事象

起回事象	起回事象を誘発する要因の例
小破断 L O C A	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 R C P シール冷却機能喪失
I S - L O C A	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

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 1 P R A から得られる起回事象に含まれている。

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 P R A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。

1.2 その他外部事象の影響

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。

<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。

<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。

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P R A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）。

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P R A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。

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。

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。

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。

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P R A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。

2. 格納容器破損モード選定に係る検討（レベル1.5 PRA）

外部事象レベル1.5 PRAについては、地震レベル1.5 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況ではないため以下のとおり定性的な検討を実施した。

2.1 地震の影響

地震レベル1.5 PRA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、国内でも試解析例はあるものの、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。

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（ α 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（ β 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、 β モードと g モードについては内部事象レベル1.5 PRAで抽出されている損傷モードである。また、 α 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1 PRA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。

2.2 津波の影響

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1.5 PRA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。

2.3 火災、溢水の影響

レベル1 PRA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1 PRA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1.5 PRAで想定するものと同等と考えられ、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。

2.4 その他外部事象の影響

レベル1 PRA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1 PRA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1.5 PRAで想定するものと同等と考えられ、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と考える。

3. まとめ

今回の事故シーケンスグループ等の選定に際して、現段階でP R A適用可能と判断した地震レベル1 P R A、津波レベル1 P R A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ーケンスグループ等は発生しないものと評価した。

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P R A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。

第3表 自然現象が原子炉施設へ与える影響

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、気圧差荷重、飛来物により構築物等が破損し、構築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、安全上重要な構築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じることとしている。
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、着水による変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。
降水	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築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、安全上重要な構築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	原子炉格納施設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	構築物等が損壊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築物等の破損、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、安全上重要な構築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次冷却系除熱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輻射熱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。

第4表 外部人為事象が原子炉施設へ与える影響

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、主要航路及び石油コンビナートは発電所から十分な離隔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防護設計の要否判断の基準である 10^{-7} (／炉年) 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流れと北方向の流れが卓越しており、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操業は行われていないことから、小型船舶が漂流し、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、鋼製管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。

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

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」として事故シーケンス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ーケンスグループの有無について確認を行った。

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。

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。

- ・洪水
- ・風（台風）
- ・竜巻
- ・凍結
- ・降水
- ・積雪
- ・落雷
- ・地滑り
- ・火山の影響
- ・生物学的影響
- ・森林火災

・高潮

2. 想定範囲

事故シーケン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。

3. まとめ

1. 項に示した各評価対象事象について、事故シーケンス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ーケンスグループに対して新たに追加が必要となる事故シーケンスグループは発生しないものと判断した。

表 事象の選定結果

No.	事象	備考	詳細説明
1	洪水	「津波」による影響評価に包含される。	—
2	風（台風）	「竜巻」による影響評価に包含される。	—
3	竜巻	当該事象に関する影響評価を行う。	添付 - 2
4	凍結	当該事象に関する影響評価を行う。	添付 - 3
5	降水	「津波」による影響評価に包含される。	—
6	積雪	当該事象に関する影響評価を行う。	添付 - 4
7	落雷	当該事象に関する影響評価を行う。	添付 - 5
8	地滑り	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ことから、地滑りによる影響はない。	—
9	火山の影響	当該事象に関する影響評価を行う。	添付 - 6
10	生物学的影響	海生生物襲来による海水ポンプ機能喪失、小動物等によるケーブル類の損傷を想定されるが、除塵装置及び小動物の侵入防止対策により、安全施設の機能が損なわれることはない。	—
11	森林火災	当該事象に関する影響評価を行う。	添付 - 7
12	高潮	「津波」による影響評価に包含される。	—

添付 - 1 設計基準において想定される自然現象及び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の選定

設計基準において想定される自然現象及び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「外部人為事象」という。）について選定を行った。

(1) 自然現象及び外部人為事象に係る外部ハザードの抽出

設置許可基準規則の解釈第6条2項及び8項において、「設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）」と「設計基準において想定される外部人為事象」として、以下のとおり例示されている。

第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

（中略）

- 2 第1項に想定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然現象を基に、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。）」としては、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。

大飯発電所での設計上考慮すべき事象の選定に当たっては、想定される自然現象

及び外部人為事象に係る外部ハザードを幅広く検討するために、以下の国内外の基準や文献等を参考に網羅的に自然現象及び外部人為事象に係る外部ハザードの抽出を行った。結果を第1.1表及び第1.2表に示す。

- ・資料1 : Specific Safety Guide No.SSG-3 “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010
- ・資料2 : Safety Requirements No.NS-R-3 “Site Evaluation for Nuclear Installations”, IAEA, November 2003
- ・資料3 : NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983
- ・資料4 : NUREG -1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”, NRC, June 1991
- ・資料5 : ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, February 2009
- ・資料6 : NEI 12-06[Rev.0] “DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE”, NEI, August 2012
- ・資料7 : 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
- ・資料8 : 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則及びその解釈
- ・資料9 : “日本の自然災害” 国会資料編纂会、1998年
- ・資料10 : “産業災害全史”, 日外アソシエーツ, 2010年1月
- ・資料11 : “日本災害史事典 1868-2009”, 日外アソシエーツ, 2010年9月
- ・資料12 : NEI 06-12 “B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline”, NEI, December 2006

第1.1表 外部ハザードの抽出結果（自然現象）（1/2）

No.	事象	資料1	資料2	資料3	資料4	資料5	資料6	資料7	資料8	資料9
1	地震	○	○	○	○	○	○	○	○	○
2	陥没、地盤沈下、地割れ		○				○			○
3	地盤隆起	○	○							○
4	地滑り	○	○	○		○	○	○		○
5	地下水による地滑り	○								
6	泥湧出									○
7	山崩れ、崖崩れ									○
8	津波	○	○	○		○	○	○	○	○
9	静振		○	○		○	○			
10	高潮		○	○		○	○			○
11	波浪・高波		○	○		○	○			○
12	海水面高（高潮）	○		○			○			○
13	海水面低	○								
14	ハリケーン			○		○	○			
15	風（台風）	○	○	○	○	○	○	○	○	○
16	竜巻	○	○	○	○	○	○	○	○	○
17	砂嵐	○	○	○	○	○	○			
18	極限的な気圧	○	○							
19	降水	○	○	○		○	○	○	○	○
20	洪水		○	○	○	○	○	○		○
21	土石流									○
22	降雹	○	○	○	○	○	○			○
23	落雷	○	○	○	○	○	○	○	○	○
24	森林火災			○	○	○	○	○	○	○
25	草原火災				○		○			
26	毒性ガス			○		○	○			
27	高温	○	○	○	○	○	○			○

- 資料1: Specific Safety Guide No.SSG-3 “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010
- 資料2: Safety Requirements No.NS-R-3 “Site Evaluation for Nuclear Installations”, IAEA, November 2003
- 資料3: NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983
- 資料4: NUREG-1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”, NRC, June 1991
- 資料5: ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, February 2009
- 資料6: NEI 12-06[Rev.0] “DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE”, NEI, August 2012
- 資料7: 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
- 資料8: 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則及びその解釈
- 資料9: “日本の自然災害” 国会資料編纂会、1998年

第1.1表 外部ハザードの抽出結果（自然現象）（2/2）

No.	事象	資料1	資料2	資料3	資料4	資料5	資料6	資料7	資料8	資料9
28	低温、凍結	○	○	○	○	○	○	○	○	○
29	氷結	○		○		○	○			○
30	氷晶	○								
31	氷壁	○								
32	高水温	○	○							
33	低水温	○	○							
34	干ばつ	○		○		○	○			○
35	霜	○		○		○	○			○
36	霧、もや	○		○		○	○			
37	火山の影響	○	○	○	○	○	○	○	○	○
38	熱湯									○
39	積雪	○	○	○	○	○	○	○	○	○
40	雪崩	○	○	○		○	○			○
41	生物学的事象					○	○	○	○	
42	動物	○								
43	塩害	○								
44	隕石	○		○	○	○	○			
45	土壌の収縮、膨張（液状化現象）		○	○		○	○			○
46	海岸侵食			○		○	○			
47	地下水による浸食	○	○							
48	カルスト	○	○							
49	湖若しくは川の水位降下	○		○		○	○			
50	湖若しくは川の水位上昇	○		○						
51	水中の有機物	○								
52	太陽フレア、磁気嵐						○			
53	河川の迂回、閉塞		○	○		○	○			

- 資料1: Specific Safety Guide No.SSG-3 “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010
- 資料2: Safety Requirements No.NS-R-3 “Site Evaluation for Nuclear Installations”, IAEA, November 2003
- 資料3: NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983
- 資料4: NUREG-1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”, NRC, June 1991
- 資料5: ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, February 2009
- 資料6: NEI 12-06[Rev.0] “DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE”, NEI, August 2012
- 資料7: 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
- 資料8: 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則及びその解釈
- 資料9: “日本の自然災害” 国会資料編纂会、1998年

第1.2表 外部ハザードの抽出結果 (外部人為事象) (1/2)

No.	事象	資料1	資料2	資料3	資料4	資料5	資料6	資料7	資料8	資料9	資料10	資料11	資料12
1	人工衛星の落下	○			○	○	○						
2	飛来物 (航空機落下)	○	○	○	○	○	○	○	○			○	○
3	工業施設又は軍事施設事故 (爆発、化学物質放出)			○	○	○	○				○	○	
4	パイプライン事故 (爆発、化学物質放出)	○		○		○	○						
5	自動車又は船舶の爆発	○					○				○	○	
6	掘削工事 (鉱山事故)、土木建築現場の事故 (爆発、化学物質放出)	○									○	○	
7	船舶の衝突	○	○				○	○	○			○	
8	船舶事故 (固体液体流出)	○	○				○				○	○	
9	交通事故 (化学物質流出含む)	○		○	○	○	○				○	○	
10	タービンミサイル (他のユニットからのミサイル)	○		○	○	○	○	○	○				
11	有毒ガス			○		○	○	○	○				
12	ダムの崩壊	○	○					○	○				
13	爆発 (プラント外での爆発)	○						○	○				
14	火災 (近隣工場等の火災)	○	○	○	○			○	○		○	○	

資料1: Specific Safety Guide No.SSG-3 "Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants", IAEA, April 2010

資料2: Safety Requirements No.NS-R-3 "Site Evaluation for Nuclear Installations", IAEA, November 2003

資料3: NUREG/CR-2300 "PRA PROCEDURES GUIDE", NRC, January 1983

資料4: NUREG-1407 "Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities", NRC, June 1991

資料5: ASME/ANS RA-Sa-2009 "Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications", February 2009

資料6: NEI 12-06[Rev.0] "DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE", NEI, August 2012

資料7: 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

資料8: 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則及びその解釈

資料9: "日本の自然災害" 国会資料編纂会、1998年

資料10: "産業災害全史", 日外アソシエーツ, 2010年1月

資料11: "日本災害事典 1868-2009", 日外アソシエーツ, 2010年9月

資料12: NEI 06-12 "B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline", NEI, December 2006

第1.2表 外部ハザードの抽出結果（外部人為事象）(2/2)

No.	事象	資料1	資料2	資料3	資料4	資料5	資料6	資料7	資料8	資料9	資料10	資料11	資料12
15	軍事施設からのミサイル	○											
16	サイト内貯蔵の化学物質の放出	○		○		○							
17	プラント外での化学物質の放出	○	○										
18	電磁的障害	○						○	○				
19	内部火災	○			○			○	○				
20	内部溢水（他のユニットからの内部溢水）	○		○				○	○		○	○	
21	水中への化学物質放出	○											

- 資料1: Specific Safety Guide No.SSG-3 “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010
 資料2: Safety Requirements No.NS-R-3 “Site Evaluation for Nuclear Installations”, IAEA, November 2003
 資料3: NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983
 資料4: NUREG -1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”, NRC, June 1991
 資料5: ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, February 2009
 資料6: NEI 12-06[Rev.0] “DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE”, NEI, August 2012
 資料7: 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
 資料8: 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則及びその解釈
 資料9: “日本の自然災害” 国会資料編纂会、1998年
 資料10: “産業災害全史”, 日外アソシエーツ, 2010年1月
 資料11: “日本災害史事典 1868-2009”, 日外アソシエーツ, 2010年9月
 資料12: NEI 06-12 “B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline”, NEI, December 2006

(2) 設計上考慮すべき自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象の選定

(1)で網羅的に抽出した事象について、大飯発電所において設計上考慮すべき自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象を選定するため、敷地の自然現象や敷地及び敷地周辺の状況を考慮し、海外での評価手法*を参考とした第1.3表の除外基準のいずれかに該当するものは除外して事象の選定を行った。

第 1.3 表 考慮すべき事象の除外基準（参考 1 参照）

基準 1	当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない。
基準 2	ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。
基準 3	当該原子炉施設の設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれることがない。
基準 4	影響が他の事象に包含される。
基準 5	発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。
基準 6	外部から衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項である。

※ ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008
Standard for Level 1/Large Early Release Frequency
Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant
Applications”

(3) 設計上考慮すべき想定される自然現象及び外部人為事象の選定結果

(2)で検討した除外基準に基づき、大飯発電所において設計上考慮すべき想定される自然現象及び外部人為事象を選定した結果を第1.4表及び第1.5表に示す。

第6条に該当する「設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）」として、以下の12事象を選定した。

- ・ 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
- ・ 高潮

また、「設計基準において想定される外部人為事象」として、以下の7事象を選定した。

- ・ 飛来物（航空機落下）
- ・ ダムの崩壊
- ・ 爆発
- ・ 近隣工場等の火災
- ・ 有毒ガス

- ・ 船舶の衝突
- ・ 電磁的障害

第1.4表 設計基準において想定される自然現象の選定結果(1/4)

No.	事象 ^{注1}	選定基準 ^{注2}						選定 ^{注3} 結果	備考
		基準1	基準2	基準3	基準4	基準5	基準6		
1	地震*						✓	×	第四条(地震)による損傷の防止)にて評価する。
2	陥没、地盤沈下、地割れ			✓	✓			×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いが、地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」(地盤)の影響評価に包含される。
3	地盤隆起			✓	✓			×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いが、地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」(地盤)の影響評価に包含される。
4	地滑り*							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
5	地下水による地滑り			✓	✓			×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いが、地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」(地盤)の影響評価に包含される。
6	泥湧出			✓	✓			×	安全施設の機能に影響を及ぼすことはないことから除外する。
7	山崩れ、崖崩れ			✓	✓			×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いが、地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」(地盤)の影響評価に包含される。
8	津波*						✓	×	第五条(津波)による損傷の防止)にて評価する。
9	静振	✓						×	安全施設の機能に影響を及ぼす湖等は近隣にないが、影響は津波と同様と考えられるため、「津波」の影響評価に包含される。
10	高潮							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
11	波浪・高波				✓			×	影響は津波と同様と考えられるため、「津波」の影響評価に包含される。
12	海水面高(満潮)				✓			×	影響は津波と同様と考えられるため、「津波」の影響評価に包含される。
13	海水面低				✓			×	影響は津波と同様と考えられるため、「津波」の影響評価に包含される。
14	ハリケーン				✓			×	台風と同一の気象現象であるため、「風(台風)」の影響評価に包含される。

注1：枠囲みの事象は、設置許可基準規則の解釈第6条に例示されている事象。

注2：選定基準は以下のとおり。

基準1：当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない。

基準2：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。

基準3：当該原子炉施設的设计上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれることがない。

基準4：影響が他の事象に包含される。

基準5：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。

基準6：外部から衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項である。

注3：選定結果において「○」としている事象は、設置許可基準規則第6条の条文で考慮する事象、「×」としている事象は、発生する可能性を検討した結果、考慮する必要がないと判断した事象。

*：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」に記載の事象

第1.4表 設計基準において想定される自然現象の選定結果(2/4)

No.	事象 ^{注1}	選定基準 ^{注2}						選定結果 ^{注3}	備考
		基準1	基準2	基準3	基準4	基準5	基準6		
15	風(台風)*							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
16	竜巻							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
17	砂嵐	✓						×	発電所周辺には砂漠がないため発生しない。
18	極限的な気圧				✓			×	竜巻評価として気圧差による荷重を考慮するため、「竜巻」の影響評価に包含される。
19	降水							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
20	洪水*							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
21	土石流				✓			×	土石流を地滑りの評価で考慮するため、「地滑り」の影響評価に包含される。
22	降雹			✓				×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、竜巻評価として想定される設計飛来物による衝撃荷重を考慮するため、「竜巻」の影響評価に包含される。
23	落雷							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
24	森林火災							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
25	草原火災				✓			×	外部火災評価として発電所周辺の植生を適切に考慮するため、「森林火災」の影響評価に包含される。
26	毒性ガス				✓			×	地層から湧出する天然ガス等は地盤の性状に由来するため、「地震」(地盤)による影響評価に包含される。
27	高温					✓		×	長期的には気温変化は緩慢であること、建屋内機器は海水をヒートシンクとして冷却すること等から、安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は低いことから除外する。
28	低温、凍結*							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。

注1：枠囲みの事象は、設置許可基準規則の解釈第6条に例示されている事象に該当する事象。

注2：選定基準は以下のとおり。

基準1：当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない。

基準2：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。

基準3：当該原子炉施設的设计上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれない。

基準4：影響が他の事象に包含される。

基準5：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。

基準6：外部から衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項である。

注3：選定結果において「○」としている事象は、設置許可基準規則第6条の条文中で考慮する事象、「×」としている事象は、発生する可能性を検討した結果、考慮する必要がないと判断した事象。

*：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」に記載の事象

第1.4表 設計基準において想定される自然現象の選定結果(3/4)

No.	事象 ^{注1}	選定基準 ^{注2}						選定結果 ^{注3}	備考
		基準1	基準2	基準3	基準4	基準5	基準6		
29	氷結				✓			×	影響は凍結と同じと考えられるため、「凍結」の影響評価に包含される。
30	氷晶				✓			×	影響は凍結と同じと考えられるため、「凍結」の影響評価に包含される。
31	氷壁				✓			×	影響は凍結と同じと考えられるため、「凍結」の影響評価に包含される。
32	高水温		✓					×	長期間継続することはない。長期的には水温上昇は緩慢であることから、出力低下等の措置を講じることができるとはならない。
33	低水温	✓						×	取水源(海水)が凍結することはない。
34	干ばつ			✓				×	安全施設の機能に影響を及ぼすことはないことから除外する。なお、取水源は海水であり、干ばつの影響を受けない。
35	霜			✓				×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いことから除外する。
36	霧、もや			✓				×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いことから除外する。
37	火山の影響							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
38	熱湯	✓					✓	×	火山事象により発生する事象であるため、「火山の影響」の評価に包含される。なお、発電所周辺では火山がないため、熱湯の影響はない。
39	積雪*							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
40	雪崩	✓						×	周辺の地形から、積雪荷重以上の影響がある雪崩は発生しないことから除外する。
41	生物学的事象							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
42	動物			✓				×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、小動物を生物学的事象として考慮するため、「生物学的事象」の影響評価に包含される。
43	塩害		✓					×	腐食の進展は遅く十分管理が可能なことから除外する。

注1：枠囲みの事象は、設置許可基準規則の解釈第6条に例示されている事象に該当する事象。

注2：選定基準は以下のとおり。

基準1：当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない。

基準2：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。

基準3：当該原子炉施設的设计上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれない。

基準4：影響が他の事象に包含される。

基準5：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。

基準6：外部から衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事象である。

注3：選定結果において「○」としている事象は、設置許可基準規則第6条の条文中で考慮する事象、「×」としている事象は、発生する可能性を検討した結果、考慮する必要がないと判断した事象。

*：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」に記載の事象

第1.4表 設計基準において想定される自然現象の選定結果(4/4)

No.	事象 ^{注1}	選定基準 ^{注2}						選定 ^{注3} 結果	備考
		基準1	基準2	基準3	基準4	基準5	基準6		
44	隕石					✓		×	安全施設の機能に影響を及ぼす隕石等の衝突は、極低頻度な事象であることから除外する。(参考2参照)
45	土壌の収縮・膨張(液状化現象)				✓			×	地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」(地盤)の影響評価に包含される。
46	海岸浸食		✓					×	事象進展が遅く対応のための時間的余裕があり、安全施設の機能を損なうおそれはない。
47	地下水による浸食			✓				×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いが、地盤の脆弱性に係る影響であるため、「地震」(地盤)の影響評価に包含される。
48	カルスト	✓						×	カルスト地形ではないことから除外する。
49	湖若しくは川の水位降下	✓						×	発電所に影響を及ぼす湖又は河川がないことから除外する。
50	湖若しくは川の水位上昇	✓						×	発電所に影響を及ぼす湖又は河川がないことから除外する。
51	水中の有機物			✓				×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いが、クラダ等の海生生物を生物学的事象として考慮するため、「生物学的事象」の影響評価に包含される。
52	太陽フレア、磁気嵐			✓				×	太陽フレアにより誘導電流が発生する可能性があるが、日本では、磁気緯度、大地抵抗率の条件から地磁気変動が電力系統に影響を及ぼす可能性は極めて小さく、その影響は欧米に比べて無視しうる程度であるため除外する。また、太陽フレアによる電磁的障害については、上記のとおりわが国における影響は極めて小さいことを鑑みれば、安全保護回路等には、落雷や電磁波対策を行い、鋼製筐体に収納され、遮蔽されていることから、これらの対策に包含される。なお、これまで国内で問題になったことはない。
53	河川の迂回、閉塞	✓						×	氾濫することにより、安全施設の機能に影響を及ぼすような河川はないことから除外する。

注1：枠囲みの事象は、設置許可基準規則の解釈第6条に例示されている事象に該当する事象。

注2：選定基準は以下のとおり。

基準1：当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない。

基準2：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。

基準3：当該原子炉施設的设计上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれないことがない。

基準4：影響が他の事象に包含される。

基準5：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。

基準6：外部から衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項である。

注3：選定結果において「○」としている事象は、設置許可基準規則第6条の条文で考慮する事象、「×」としている事象は、発生する可能性を検討した結果、考慮する必要があると判断した事象。

*：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」に記載の事象

第1.5表 設計基準において想定される外部人為事象の選定結果(1/2)

No.	事象 ^{注1}	選定基準 ^{注2}						選定結果 ^{注3}	備考
		基準1	基準2	基準3	基準4	基準5	基準6		
1	人工衛星の落下					✓		×	安全施設の機能に影響を及ぼす人工衛星の衝突は、極低頻度な事象であることから除外する。(参考2参照)
2	飛来物 (航空機落下*)							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。(ここでは航空機落下のみを評価する。)
3	工業施設又は軍事施設事故 (爆発、化学物質放出)	✓						×	爆発、化学物質放出により安全施設に影響を及ぼすような工業施設や軍事施設は近隣にはないことから除外する。
4	パイプライン事故 (爆発、化学物質放出)	✓						×	発電所周辺にパイプラインはないことから除外する。
5	自動車又は船舶の爆発				✓			×	影響は爆発と同じと考えられるため、「爆発」による影響評価に含まれる。
6	掘削工事 (鉱山事故)、土木建設現場の事故 (爆発、化学物質放出)	✓		✓				×	敷地内での掘削はガス濃度が管理されている。また、敷地外での掘削は離隔距離が確保されており、プラントに影響を与えないことから除外する。
7	船舶の衝突							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
8	船舶事故 (固体液体流出)				✓			×	重油流出事故を船舶の衝突として考慮するため、「船舶の衝突」の影響評価に含まれる。
9	交通事故 (化学物質流出含む)				✓			×	影響は爆発又は有毒ガスと同じと考えられるため、「爆発」又は「有毒ガス」の影響評価に含まれる。
10	タービンミサイル (他のユニットからのミサイル)						✓	×	第十二条 (安全施設) にて評価する。

注1：枠囲みの事象は、設置許可基準規則の解釈第6条に例示されている事象に該当する事象。

注2：選定基準は以下のとおり。

基準1：当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない。

基準2：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。

基準3：当該原子炉施設的设计上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれない。

基準4：影響が他の事象に含まれる。

基準5：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。

基準6：外部から衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項である。

注3：選定結果において「○」としている事象は、設置許可基準規則第6条の条文で考慮する事象、「×」としている事象は、発生する可能性を検討した結果、考慮する必要があると判断した事象。

*：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」に記載の事象

第1.5表 設計基準において想定される外部人為事象の選定結果(2/2)

No.	事象 ^{注1}	選定基準 ^{注2}						選定結果 ^{注3}	備考
		基準1	基準2	基準3	基準4	基準5	基準6		
11	有毒ガス							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
12	ダムの崩壊*							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
13	爆発* (プラント外での爆発)							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
14	火災 (近隣工場等の火災)							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
15	軍事施設からのミサイル						✓	×	故意の人為事象であることから除外する。
16	サイト内貯蔵の化学物質流出			✓				×	化学薬品は適切に管理しているが、仮に流出した場合でも堰等により薬品の拡散防止が図られていることから除外する。
17	プラント外での化学物質流出				✓			×	影響は有毒ガスと同じと考えられるため、「有毒ガス」の影響評価に包含される。
18	電磁的障害							○	地域特性を踏まえて評価対象とする。
19	内部火災						✓	×	第八条 (火災による損傷の防止) にて評価する。
20	内部溢水 (他のユニットからの内部溢水)							×	第九条 (溢水による損傷の防止等) にて評価する。
21	水中への化学物質放出	✓						×	発電所周辺には化学プラントは立地していないことから除外する。

注1：枠囲みの事象は、設置許可基準規則の解釈第6条に例示されている事象に該当する事象。

注2：選定基準は以下のとおり。

基準1：当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない。

基準2：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。

基準3：当該原子炉施設的设计上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれないことがない。

基準4：影響が他の事象に含まれる。

基準5：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。

基準6：外部から衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項である。

注3：選定結果において「○」としている事象は、設置許可基準規則第6条の条文で考慮する事象、「×」としている事象は、発生する可能性を検討した結果、考慮する必要があると判断した事象。

*：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」に記載の事象

<参考1>

基準1：当該原子炉施設に影響を与えるほど接近した場所に発生しない。

発電所の立地点の自然環境は一様ではなく、発生する自然現象は地域性があるため、発電所立地点において明らかに起こり得ない事象は対象外とする。

基準2：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。

事象発生時の発電所への影響の進展が緩慢であって、影響の緩和又は排除の対策が容易に講じることができる事象は対象外とする。例えば、発電所で海岸の浸食の事象が発生しても、進展が遅いため補強工事等により侵食を食い止めることができる。

基準3：当該原子炉施設の設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれることがない。

事象が発生しても、プラントへの影響が極めて限定的で炉心損傷事故のような重大な事故には繋がらない事象は対象外とする。例えば、外気温が上昇しても、屋外設備でも機能喪失に至る可能性は小さく、また、冷却海水の温度が直ちに上昇しないことから冷房は維持できるので、影響は限定的である。

基準4：影響が他の事象に包絡される。

プラントに対する影響が同様とみなせる事象については、相対的に影響が大きいと判断される事象に包含して合理的に検討する。例えば、地滑り、山崩れ、崖崩れ等は程度の差はあれ同じ影響を与える事象であるので、ま

とめて検討できる。

基準5：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。

タービンミサイル、航空機落下の評価では発生頻度が低い事象（ 10^{-7} （/年）以下）は考慮すべき事象の対象外としており、同様に発生頻度がごく稀な事象は対象外とする。

基準6：外部から衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等の外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項である。

第4条（地震による損傷の防止）、第5条（津波による損傷の防止）、第8条（火災による損傷の防止）等の別の条項により評価を実施するもの、又は、故意の人為事象等の外部からの衝撃による損傷の防止に該当しないものについては対象外とする。

<参考2>

NUREG-1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events(IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”によると、隕石や人工衛星については、衝突の確率が 10^{-9} 以下と非常に小さいため、起因事象頻度は低く IPEEE の評価対象から除外する旨が記載されている。なお、本記載の基になった NUREG/CR-5042, Supplement2 によると、1 ポンド以上の隕石の年間落下数と地表の一定面積に落下する確率を面積比で概算した結果、100 ポンド以上の隕石が 10,000 平方フィートに落下する確率は 7×10^{-10} /炉年、100,000 平方フィートに落下する確率は 6×10^{-8} /炉年、隕石落下による津波の確率は 9×10^{-10} /炉年と評価されている。

その他、IAEA の SAFETY STANDARDS SERIES No.NS-R-1, ” Safety of Nuclear Power Plants: Design” では、想定起因事象で考慮しないものとして、自然又は人為の事象であって、極めて起こりにくいもの（隕石や人工衛星の落下）を挙げている。

なお、隕石が大飯発電所に衝突する確率については、概略計算で以下のとおり見積もられる。

地球近傍の天体が地球に衝突する確率及び衝突した際の被害状況を表す尺度として、トリノスケールがあるが、2012年現在において、NASAは、今後100年間に衝突が起こる可能性のある天体について、このトリノスケールのレベル1を超えるものはないとしている。このレベル1の小惑星として“2007VK184”が挙げられているが、当該惑星の衝突確率は「1750分の1」である。そこで、隕石が地球に落ちて地上に当たる確率を1/1750とする。

- ・地球の表面積：510,072,000[km²]
- ・大飯発電所の敷地面積：1.75[km²]

であることから、隕石が大飯発電所の敷地内に衝突する確率は概算で以下のとおりとなる。

$$1/1750 \times (1.75/510,072,000) = 1.96 \times 10^{-12}$$

人工衛星が落下した場合については、衛星の大部分が大気圏で燃え尽き、一部破片が落下する可能性があるものの原子炉施設に影響を与えることはないものと考えられる。

添付 - 2 竜巻（暴風）が原子炉施設へ与える影響について

1. 起因事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器の損傷・機能喪失モードの抽出

竜巻事象により構築物、系統及び機器に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 竜巻荷重による建屋や設備の損傷
- ② 竜巻によりもたらされる飛来物による建屋や設備の損傷

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

- ① 竜巻荷重による建屋及び設備の損傷

【建屋】

- ・ 建屋倒壊

原子炉周辺建屋、原子炉格納容器等の安全上重要な機器が設置されている建屋、廃棄物処理建屋及びタービン建屋については、発生頻度が極めて小さい風速 100m/s の竜巻による荷重を想定しても頑健性は維持できると判断される。

【屋外設備】

- ・ 海水ポンプ損傷

屋外に設置されている安全上重要な機器については、発生頻度が極めて小さい風速 100m/s の竜巻による荷重を想定しても頑健性は維持できると判断される。

- ・ 送電鉄塔倒壊

竜巻荷重により、送電鉄塔の倒壊や送電線の切断等が発生し、外部電源が喪失する。

② 竜巻によってもたらされる飛来物による建屋及び設備の損傷

【建屋】

・建屋貫通

安全上重要な機器が設置されている各建屋については、飛来物衝突に対して十分な厚さの外壁を有するため、発生頻度が極めて小さい風速 100m/s の竜巻による飛来物（以下「設計飛来物」という。）衝突を想定しても、建屋貫通による内包設備への影響はない。なお、原子炉周辺建屋は一部鉄骨造であり、飛来物衝突により貫通する可能性があるが、対象となるエリアに配置されている使用済燃料ピットへの設計飛来物の侵入について影響評価を実施し問題ないことを確認している。また、タービン建屋については飛来物衝突による建屋貫通の可能性を否定できず、その場合2次冷却系設備の損傷に起因する事象が発生する。

【屋外設備】

屋外に設置されている安全上重要な機器については、竜巻飛来物防護対策設備の設置や飛来物の固縛対策の実施により、発生頻度が極めて小さい風速 100m/s の竜巻による飛来物衝突を想定しても、貫通による設備への影響はないものの、シナリオの選定に当たっては以下のとおり各機器が損傷することを想定した。

・海水ポンプ損傷

海水ポンプ3台すべてが損傷することにより原子炉補機冷却機能が喪失し、従属的にディーゼル発電機も機能喪失する。ディ

ーゼル発電機が機能喪失した場合、同時に上記(2)①の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

(3) 起因事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える竜巻事象に対するの裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 竜巻荷重による建屋及び設備の損傷

【建屋】

・ 建屋倒壊

風速については、日本で過去に発生した竜巻の最大風速 92m/s を安全側に切り上げた風速 100m/s（年超過確率 1.7×10^{-7} ）を想定する。第 2.1 表、第 2.2 表及び第 2.3 表に示すとおり、この程度の風速を想定しても、各建屋は評価基準に対して健全であることが確認されていることから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

第 2.1 表 各建屋の竜巻荷重に対する構造骨組の健全性評価結果
(鉄筋コンクリート造部分)

建屋	せん断ひずみ度※	評価基準値	結果
原子炉格納容器	0.0173E-3	2.0E-3	○
原子炉周辺建屋	0.0149E-3		○
制御建屋	0.0084E-3		○
廃棄物処理建屋	0.0378E-3		○

※せん断ひずみ度は最もせん断ひずみ度が大きいケースを示している。

第 2.2 表 各建屋の竜巻荷重に対する構造骨組の健全性評価結果
(鉄骨造部分)

建屋	層間変形角※ ¹	評価基準値	結果
原子炉周辺建屋	1/248	1/120	○

※1：層間変形角は最も層間変形角が大きいケースを示している。

第 2.3 表 各建屋の竜巻荷重に対する構造骨組の健全性評価結果

建屋	層せん断力(MN)※	保有水平耐力(MN)	結果
タービン建屋	15.4	46.8	○

※層せん断力は最も裕度が低く評価されたケースを示している。

【屋外設備】

・送電鉄塔倒壊

風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える荷重に対して発生を否定できないため、送電鉄塔倒壊に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

- ・海水ポンプ

風速については、過去に発生した最大風速 92m/s を安全側に切り上げた風速 100m/s (年超過確率 1.7×10^{-7}) を想定する。第 2.4 表に示すとおり、この程度の風速を想定しても、風荷重により発生する応力値は許容値を下回り、各機器は評価基準に対して健全であることが確認されていることから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては選定不要であると判断する。

第 2.4 表 設備の構造健全性評価結果

設備 (評価部位)	応力値(MPa)*	裕度	結果
海水ポンプ (電動機支え台取合ボルト)	41	4.1	○
海水ポンプモータ (端子箱取付ボルト)	27	5.6	○

※応力値は最も裕度が低く評価されたケースを示している。

②竜巻によってもたらされる飛来物による建屋・設備の損傷

【建屋】

- ・建屋貫通

安全上重要な機器が設置されている各建屋については、風速 100m/s (年超過確率 1.7×10^{-7}) の竜巻による飛来物衝突を想定しても、第 2.5 表に示すとおり貫通は生じない。しかし、タービン建屋については、飛来物衝突による貫通を否定できないため、地

震P R Aの検討を踏まえ、外部電源喪失、2次冷却系の破断事象及び主給水流量喪失事象を考慮する。

第 2.5 表 各建屋の設計飛来物による貫通評価結果（飛来方向：鉛直）

建屋	貫通防止に必要な厚さ(cm)	最小厚さ (cm)	結果
原子炉格納容器	17.5	110	○
原子炉周辺建屋*	19.3	15	○
制御建屋	19.3	20	○
廃棄物処理建屋	19.3	100	○

※：原子炉周辺建屋のうち燃料取扱エリアについては、貫通を前提とし、使用済燃料ピットへの設計飛来物の侵入について影響評価を実施

【屋外設備】

・海水ポンプ損傷

風速 100m/s（年超過確率 1.7×10^{-7} ）を超える竜巻が発生し、かつ飛来物が対象設備に衝突する確率は小さいと考えられるが、その可能性は否定できないため、海水ポンプ損傷による原子炉補機冷却機能喪失、非常用所内交流電源喪失を考慮すべきシナリオとして選定する。外部電源喪失があった場合に全交流動力電源喪失となるが、本シナリオについては、内部事象レベル 1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A でも考慮しており、追加のシナリオではない。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・タービン建屋損傷による 2 次冷却系の破断
- ・タービン建屋損傷による主給水流量喪失
- ・タービン建屋損傷あるいは外部送電系の機能喪失による外部電源

喪失

- ・海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失

上記シナリオは、内部事象レベル1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A にて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

以上から、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失、2次冷却系の破断、主給水流量喪失及び原子炉補機冷却機能喪失である。また、外部電源喪失と海水ポンプ損傷による非常用所内交流電源喪失が同時に発生した場合には全交流動力電源喪失となるが、それ以上の組み合わせは考えにくく、竜巻事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループは新たに生じないと判断される。

なお、暴風事象については年超過確率 10^{-7} (／年) に当たる最大瞬間風速が 82.3m/s であるが、竜巻事象においては最大瞬間風速が 100m/s で評価していることから、竜巻事象の評価に包絡されると判断した。

添付 - 3 凍結が原子炉施設へ与える影響について

1. 起因事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器の損傷・機能喪失モードの抽出

凍結事象により構築物、系統及び機器に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 屋外タンク及び配管内流体の「凍結」
- ② ヒートシンク（海水）の「凍結」
- ③ 「着氷」による送電変電設備の相間短絡

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

① 屋外タンク及び配管内流体の「凍結」

- ・燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの重油凍結

低温によって燃料油貯蔵タンク及び重油タンク内の重油が凍結するとともに、以下③に示す外部電源喪失が発生している状況においては、ディーゼル発電機の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る。

② ヒートシンク（海水）の「凍結」

大飯発電所においては、河川／湖を冷却水源としておらず、大飯発電所の海水が凍結することは起こりえないと判断されるため、本損傷・機能喪失モードは考慮しない。

③ 「着氷」による送電変電設備の相間短絡

送電線や碍子への着氷によって、相間短絡を起こし、外部電源が喪失する。

(3) 起因事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える凍結事象に対するの裕度評価(起因事象発生可能性評価)を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 屋外タンク及び配管内流体の「凍結」

・燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの重油凍結

燃料油貯蔵タンク及び重油タンク内等の重油が凍結に至る温度は十分低く、また、凍結事象については事前の予測が十分に可能であり、温度管理が可能であることから、凍結事象による燃料油貯蔵タンク及び重油タンク等の凍結事象の発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはならない。

② ヒートシンク（海水）の「凍結」

1.(2)②に記載のとおり、本損傷・機能喪失モードは考慮しないため、想定するシナリオはない。

③ 「着氷」による送電変電設備の相間短絡

設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できないため、送電変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象レベル1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A にて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

以上から、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失のみであり、凍結事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループは新たに生じないと判断する。

添付 - 4 積雪が原子炉施設へ与える影響について

1. 起回事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器の損傷・機能喪失モードの抽出

積雪事象により構築物、系統及び機器に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 「多積雪」によるディーゼル発電機の吸排気口、海水ポンプモータ冷却口の閉塞
- ② 「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重
- ③ 「着雪」による送電変電設備の機能阻害

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

- ① 「多積雪」によるディーゼル発電機の吸排気口、海水ポンプモータ冷却口の閉塞

- ・ディーゼル発電機の吸排気口の閉塞

ディーゼル発電機の吸排気口閉塞により、結果、ディーゼル発電機の機能が喪失する。ディーゼル発電機の吸排気口が閉塞により機能喪失した場合、同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る。

- ・海水ポンプモータの冷却口閉塞

積雪により、海水ポンプモータの冷却口が閉塞するため、ポンプトリップし、原子炉補機冷却機能が喪失する。

② 「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重

・ 建屋崩落

荷重により建屋が崩落した場合に、建屋に設置している機器等に影響が及ぶ。本評価においては、タービン建屋を考慮し、地震P R Aの検討を踏まえ、外部電源喪失事象、2次冷却系の破断事象及び主給水流量喪失事象を考慮する。

③ 「着雪」による送変電設備の機能阻害

・ 外部送電系の機能喪失（着雪による絶縁不良、倒木による送電機能阻害）

送電線や碍子への着雪又は、積雪荷重による倒木によって、送電線が短絡し外部電源が喪失する。

(3) 起回事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える積雪事象に対しての裕度評価(起回事象発生可能性評価)を実施し、事故シーケンス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った。

① 「多積雪」によるディーゼル発電機の吸排気口、海水ポンプモータ冷却口の閉塞

第 4.1 表にディーゼル発電機の吸排気口及び海水ポンプモータの冷却口の高さとの積雪高さの比較を示す。

・ ディーゼル発電機の吸排気口の閉塞

ディーゼル発電機吸排気口閉塞によりディーゼル発電設備が機能喪失に至り、かつ同時に外部電源喪失に至ることを想定した場合、全交流動力電源喪失に至ることになるが、内部事象レベル1 P R A、地震P R A及び津波P R Aでも考慮しており、追加のシ

ナリオではない。

なお、ディーゼル発電機吸排気口(吸排気口高さ:GL約16m)が閉塞にいたる積雪深さは、年超過確率 10^{-7} (/年)より大幅に小さくなること、また事前の予測が十分に可能であることから、吸排気口への付着、堆積についても除雪管理が可能であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

また、燃料油貯蔵タンク及び重油タンクへの影響について、それぞれ地上面から約5.8mと約4.0mの位置にベント管の開口部があるが、影響を及ぼす積雪深さは年超過確率 10^{-7} (/年)より大幅に小さくなることから、同様に影響の考慮は不要である。

・海水ポンプモータの冷却口閉塞

海水ポンプモータの冷却口閉塞により原子炉補機冷却海水設備が機能喪失に至った場合には原子炉補機冷却機能喪失事象の発生が考えられるが、内部事象レベル1PRA、地震PRA及び津波PRAでも考慮しており、追加のシナリオではない。

なお、海水ポンプモータの冷却口閉塞についても起因事象の発生頻度が年超過確率 10^{-7} (/年)程度であり、また積雪は事前の予測が十分に可能であることから、除雪管理が可能であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

第 4.1 表 ディーゼル発電機の吸排気口及び海水ポンプモータの
冷却口の高さと積雪高さの比較

給排気口	設置高さ	積雪深さ	結果
ディーゼル発電機 の吸排気口	約 16.2m	2.37m : 1E-7/年 (1.47m : 1E-4/年)	積雪高さに対して 余裕がある（事前 の予測が可能であ ることを考慮）
海水ポンプモータ 冷却口	約 2.33m		

② 「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重

・ 建屋崩落

積雪荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には、(2)項で選定したシナリオが発生する可能性はあるものの、タービン建屋の損傷による事故シーケンスについては地震 P R A においても考慮していることから追加のシナリオではない。

なお、タービン建屋以外の天井が崩落するような積雪事象は第 4.2 表に示すとおり、年超過確率 10^{-7} (/ 年) より十分に小さいこと及び、積雪事象の進展速度が遅く発生可能性は非常に小さいことから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

第 4.2 表 各建屋の積雪荷重と年超過頻度の比較

建屋	許容堆積荷重 (N/m ²)	堆積荷重(N/m ²)	結果
原子炉格納容器	17,700	7,110 : 1E-7/年 (4,410 : 1E-4/年)	堆積荷重に対して 余裕がある
原子炉周辺建屋	7,775		
制御建屋	10,500		
廃棄物処理建屋	10,765		

③ 「着雪」による送電変電設備の機能阻害

- ・ 外部送電系の機能喪失（着雪による絶縁不良、倒木による送電機能阻害）

着雪及び倒木に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える積雪事象に対して発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・ タービン建屋損傷による 2 次冷却系の破断
- ・ タービン建屋損傷による主給水流量喪失
- ・ タービン建屋損傷あるいは外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象レベル 1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A にて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

以上から、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、

外部電源喪失、2次冷却系の破断及び主給水流量喪失であり、積雪事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループは新たに生じないと判断する。

添付 - 5 落雷が原子炉施設へ与える影響について

1. 起因事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器の損傷・機能喪失モードの抽出

落雷事象により構築物、系統及び機器に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 直撃雷による設備損傷
- ② 誘導雷サージによる電子回路損傷

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

- ① 直撃雷による設備損傷
 - ・ 屋外設備（送電線、海水ポンプ等）への直撃雷により、当該設備の機能喪失に至る。
- ② 誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷
 - ・ 建屋避雷針から誘導雷サージが建屋内に侵入し、電気盤内の電子回路が損傷する。

(3) 起因事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える落雷事象に対する起因事象発生可能性を評価し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

- ① 直撃雷への設備損傷
 - ・ 屋外設備（送電線、海水ポンプ等）への直撃雷による当該設備損傷

送電線は架空地線で直撃雷の確率低減対策を実施しているが、受雷した場合は送電系損傷により外部電源喪失に至る。また、海水ポンプについては竜巻飛来物防護対策設備の一部による避雷効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては想定を超える雷撃によって機能喪失する可能性を否定できないため、海水ポンプ損傷による原子炉補機冷却機能喪失及び非常用所内交流電源喪失を考慮すべきシナリオとして選定する。

② 誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷

落雷による誘導雷サージを接地網に効果的に導くことができない場合には、電気盤内の絶縁耐力が低い電子回路が損傷し、原子炉施設の安全保護系機能が喪失する。ただし、安全保護系の電子回路に使用するケーブルはシールドケーブルを使用し、シールドを接地し、かつ、検出器から制御設備までのケーブルは、基本的に建屋内に設置されているため、電子回路が影響を受けるような誘導雷サージの侵入はないものと判断される。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・ 外部送電系への直撃雷による外部電源喪失
- ・ 海水ポンプ損傷による原子炉補機冷却機能喪失

上記シナリオは、内部事象レベル1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A にて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

以上から、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失であり、外部電源喪失と

海水ポンプ損傷による非常用所内交流電源喪失が同時に発生した場合には、全交流動力電源喪失となるが、落雷事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループは新たに生じないと判断する。

1. 起回事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器の損傷・機能喪失モードの抽出

火山活動事象により構築物、系統及び機器に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 降下火砕物（以下「火山灰」という。）の堆積荷重による静的負荷
- ② 火山灰による取水口及び海水系の閉塞
- ③ 火山灰によるディーゼル発電機吸気系の閉塞
- ④ 火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響
- ⑤ 開閉所の絶縁影響

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

① 火山灰の堆積荷重による静的負荷

- ・ 建屋の機能不全

荷重により建屋が崩落した場合に、建屋内に設置している機器等に影響が及ぶ。本評価においては、タービン建屋を考慮し、地震PRAの検討を踏まえ、外部電源喪失事象、2次冷却系の破断事象及び主給水流量喪失事象を考慮する。

② 火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水ポンプ、取水設備、海水ストレーナ等の流路の閉塞により冷却口が閉塞するため、海水ポンプがトリップし、原子炉補機冷却機能が喪失する。

③ 火山灰によるディーゼル発電機吸気系の閉塞

・ディーゼル発電機の吸気系の目詰まり

ディーゼル発電機の吸気系（吸気消音器フィルタ）の閉塞による機関吸気が機能喪失に至り、結果、ディーゼル発電機の機能が喪失する。ディーゼル発電機吸気系が閉塞により機能喪失した場合、同時に下記⑤の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る。

④ 火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響

屋外設備については、海塩粒子等の腐食性有害物質が付着しやすく、厳しい腐食環境にさらされるため、エポキシ系やウレタン系の塗料が複数層で塗布されている。当該塗料は耐薬品性が強く、酸性物質を帯びた火山灰の抑制効果が考えられ、また腐食の進展速度が遅いことを考慮し、適切な保全管理によって火山灰による化学的腐食により直ちに機能への影響を及ぼすことがないと判断し、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

また、海水ポンプ、取水設備、海水管等の海水が直接接触する部分についても、エポキシ系等の耐食性塗料（ライニングを含む。）が施工されており、火山灰が混入した海水を取水しても、腐食の進展には十分な時間があると判断し、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

⑤ 開閉所の絶縁影響

火山灰が送電網の碍子へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相间短絡を起こし、外部電源喪失に至る。

(3) 起因事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える火山活動事象に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

①火山灰の堆積荷重による静的負荷

・建屋の機能不全

火山灰による荷重により建屋が崩落した場合に、建屋内に設置している機器等に影響が及ぶ。本評価においては、タービン建屋の損傷を考慮し、地震PRAの検討を踏まえ、外部電源喪失事象、2次冷却系の破断事象及び主給水流量喪失事象を考慮する。

なお、タービン建屋以外の天井が崩落するような事象については、火山灰堆積荷重によるハザードの設定が困難であるが、第6.1表に示すとおり設計基準において考慮している火山灰による荷重と比較して十分に裕度があること、また火山灰が堆積した場合は、屋上での除去作業が可能であることから本評価の対象外とした。

第 6.1 表 各建屋の設計基準で考慮している火山灰堆積荷重と
許容荷重の比較

建屋	許容堆積荷重 (N/m ²)※	堆積荷重(N/m ²)	結果
原子炉格納容器	17,700	1,500	堆積荷重に対して 十分余裕がある
原子炉周辺建屋	7,775		
制御建屋	10,500		
廃棄物処理建屋	10,765		

※最も裕度が低く評価されたケースを示している。

② 火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水ポンプ、取水設備、海水ストレーナ等の流路の閉塞が考えられ、想定する火山灰の粒径については、ハザードの年超過確率評価の想定が困難であるが、設計基準において考慮している粒径と閉塞を考慮する箇所のサイズを考慮し、十分に小さいと考えられるため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする（第 6.2 表参照）。

第 6.2 表 各屋外設備の設計基準で考慮している火山粒径と
設備のサイズの比較

機器	閉塞を考慮する箇所	直径(mm)	想定粒径(mm)	結果
海水ポンプ	モータ冷却管	19.6	1 以下	十分に余裕 がある
	軸受部異物逃がし溝	3.7		
取水設備	除塵装置	6		
海水ストレーナ	エレメント	8		

③ 火山灰によるディーゼル発電機の吸気系の閉塞

- ・ディーゼル発電機の外気取入部のフィルタの目詰まり

ディーゼル発電機フィルタへの火山灰の影響について、定量的な裕度評価は困難ではあるが、ガラリを介するため火山灰が侵入し難い構造であり、仮に侵入した場合でもフィルタの取替及び清掃が可能である。よって、閉塞の可能性が十分に低減されると判断し、フィルタの閉塞を要因とする起因事象は考慮不要とする。

④ 火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響

1.(2)④のとおり、考慮不要と判断される。

⑤ 開閉所の絶縁影響

火山灰の影響の可能性がある送変電設備は、発電所内外の広範囲に渡るため、全域における管理が困難なことを踏まえると設備等の不具合による外部電源喪失の発生可能性は否定できないものの、外部電源喪失は内部事象レベル1 P R A、地震P R A及び津波P R Aでも考慮しており追加のシナリオではない。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・タービン建屋の損傷による2次冷却系の破断
- ・タービン建屋の損傷による主給水流量喪失
- ・タービン建屋損傷あるいは外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象レベル1 P R A、地震P R A及び津波P R Aにて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

以上から、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、2次冷却系の破断、主給水流量喪失及び外部電源喪失であり、補助給水系、非常用所内交流電源等の必要な影響緩和設備の機能維持が図られるため、火山事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループは新たに生じないと判断する。

1. 起因事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器の損傷・機能喪失モードの抽出

外部火災事象により構築物、系統及び機器に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 輻射熱による機器への影響
- ② ばい煙による吸気口の閉塞
- ③ 送電線の絶縁影響

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

① 輻射熱による機器への影響

・建屋の損傷

外部火災の輻射熱により、原子炉周辺建屋等のコンクリート外壁の温度が過度に上昇し、損傷に至る。

・海水ポンプの損傷

外部火災の輻射熱により、海水ポンプの冷却空気温度が限界値を超え、機能喪失する。

② ばい煙による吸気口の閉塞

ディーゼル発電機の吸気口閉塞により、ディーゼル発電機の機能が喪失する。ディーゼル発電機が機能喪失し、同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至る。

③ 送電線の絶縁影響

火災及び火災による倒木等によって、送電線が損傷し、外部電源喪失が発生する。

(3) 起因事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える外部火災事象に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 輻射熱による機器への影響

・建屋の損傷

外部火災の輻射熱による建屋影響について、外部火災の年超過頻度等の定量評価が困難であるが、事象進展を考慮すると、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火体制確立が可能であり、外部火災に対する影響緩和策を講じる事ができる。また、設計基準での非常に保守的な火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、建屋の許容温度を下回り、実際に各建屋の機能が損傷するにはさらに余裕がある。なお、各建屋の損傷については、地震PRAにおいてもシナリオとして考慮しており、新たに追加するものではない。

・海水ポンプの損傷

外部火災の輻射熱による海水ポンプへの影響についても建屋の検討と同様に考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。なお、海水ポンプの損傷により、最終ヒートシンクが喪失し、原子炉補機冷却水系統及びディーゼル発電機の機能が喪失するが、本シナ

リオについては、内部事象レベル1 P R A、地震 P R A及び津波 P R Aでも考慮しており、追加のシナリオではない。

② ばい煙による吸気口の閉塞

外部火災で発生するばい煙の多くは、大規模な火災で発生する強い上昇気流によってプラントの遥か上空に運ばれるため、基本的に高濃度のばい煙が吸気口に直接到達する確率は非常に低いものと考えられる。また、吸気口までばい煙が到達したとしても、吸気口にある吸気フィルタにより粒径の大きいばい煙は捕捉され、通過したばい煙粒子は過給機等に侵入するものの、機器の間隙は一般的なばい煙粒子より大きいと考えられるため、ディーゼル発電機の機能に影響を及ぼすことはないと判断し、本評価の対象外とした。

③ 送電線の絶縁影響

火災及び火災による倒木によって、送電線が損傷し、相間短絡を起こす事象については、設計上の考慮が十分になされているものの、森林の中の送電線の機能喪失については、否定できないため、送電システムの機能喪失による、外部電源喪失を考慮する。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象レベル1 P R A、地震 P R A及び津波 P R Aにて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

以上から、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、

外部電源喪失のみであり、非常用所内交流電源等の必要な影響緩和設備の機能維持が図られるため、外部（森林）火災事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループは新たに生じないと判断する。

外部事象に特有の事故シーケンスについて

地震レベル1 P R A、津波レベル1 P R Aの実施結果から、内部事象レベル1 P R Aでは抽出されなかった外部事象に特有な事故シーケンスとして、次の各事故シーケンスが抽出されている（第1表）。

1. 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
2. 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (E x c e s s L O C A)
3. 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）
4. 原子炉建屋損傷
5. 原子炉格納容器損傷
6. 制御建屋損傷
7. 複数の信号系損傷

これらの事故シーケンス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を回避することが困難な事故シーケンスであるもののそれぞれの発生頻度は低く、全炉心損傷頻度の約 99.6%は炉心損傷防止対策でカバーされる。

これら事故シーケンスのうち、「1. 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失」、「2. 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (E x c e s s L O C A)」については、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスであり、その他の5つの事故シーケンスについては外部事象等による建屋、原子炉格納容器等の大規模な損傷を想定しており、損傷程度に不確かさが大きく、原子炉格納容器の機能に期待できない場合もある事故シーケンスと

考えられる。

これらに対しては大規模損壊対策として可搬型設備を活用した電源確保、炉心冷却、原子炉格納容器除熱、敷地外への放射性物質の拡散抑止等による影響緩和を図る。

1. 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失

地震に起因する炉内構造物の変形・損傷により1次冷却系の流路が阻害されることで、原子炉トリップ後の蒸気発生器2次側への給水による自然循環を用いた炉心冷却に失敗する事故シーケンスである。

これは事故シーケンスとしては「過渡事象＋補助給水失敗」と類似しており、「2次冷却系からの除熱機能喪失」の事故シーケンスグループに整理できる。

「2次冷却系からの除熱機能喪失」事故シーケンスグループに対する炉心損傷防止対策としてはフィードアンドブリードによる炉心冷却を整備しているが、炉内構造物の変形・損傷の程度によっては、これに期待できない可能性もあることから、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして整理した。

一方、炉心損傷に至った場合の状況は「過渡事象＋補助給水失敗」でフィードアンドブリードを考慮しない場合と同じであり、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能に期待できる。

2. 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)

地震により1次冷却材ポンプや原子炉容器、複数の1次冷却材配管が損傷し、大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)が発生し、ECCS注水機能が十分に機能せず炉心損傷に至る事故シーケンスである。

この事故シーケンスはLOCA時にECCS注水機能が喪失した場合と類似の状況となることから「ECCS注水機能喪失」の事故シーケンスグループに整理できる。

大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA) が発生した場合には、「大破断LOCA+低圧注入失敗」事故シーケンスと同様に、1次冷却材の流出後の炉心冷却ができないことにより早期に炉心溶融に至るため、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。

一方、炉心損傷後の原子炉格納容器健全性については、以下のとおり「大破断LOCA+低圧注入失敗」事故シーケンスと同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できる。

(原子炉容器破損時間)

大破断LOCAとExcess LOCA (RV破損除く) の双方でブローダウン過程にて原子炉容器内の1次冷却材が短時間に流出する傾向は同じであり、炉心注水がない場合に原子炉容器破損までの時間に大きな差は生じない。

(原子炉格納容器圧力/温度)

大破断LOCAとExcess LOCAの双方とも短期間に1次冷却系保有のエネルギーが原子炉格納容器内に放出される点で類似である。破断規模の影響でExcess LOCAの方が初期圧力上昇幅が大きくなることが考えられるが、大破断LOCAの解析の事象初期では原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍及び200℃に対し十分な余裕があることを確認していることから、Excess LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性に期待できる。

以上の2つの事故シーケンスについては、国内外の先進的な対策を講じ

た場合においても炉心損傷を回避することが困難である一方、原子炉格納容器の機能に期待できるとともに、「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。）で定める事故シーケンスグループのうち「2次冷却系からの除熱機能喪失」、「ECCS注水機能喪失」の事故シーケンスとして整理した。

<参考：解釈の関連記載>

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。

(a) 想定する事故シーケン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。

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。

3. 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

地震により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が発生し、ECCS注水を行った場合においても炉心損傷を回避できず、あわせて格納容器バイパスが発生することを想定した事故シーケンスである。

実際には地震による蒸気発生器伝熱管の損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

損傷する伝熱管の本数が数本程度であれば、クールダウンアンドリサーキュレーションにより、1次冷却材を確保した状態で1次冷却系と2次冷却系を均圧に導くことで炉心損傷を防止できる可能性がある。

<大規模な損傷の場合>

蒸気発生器が短時間で満水に至るような大規模な伝熱管破損の場合には、2次冷却系配管等の損傷発生が考えられ、この場合1次冷却系と2次冷却系の差圧がさらに増大することで漏えい量が増加して炉心損傷に至る。なお、この場合、格納容器バイパス事象であるため原子炉格納容器の閉じ込め機能にも期待することはできない。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による蒸気発生器損傷時に伝熱管個別の損傷状態を特定することは困難であり、地震時の蒸気発生器の損傷状態として一定規模以上の地震に対しては大規模な損傷の可能性が高いとの想定から、これらの様々な損傷の程度・組み合わせを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 3.9×10^{-8} (／炉年) であり、全炉心損傷頻度 (6.7×10^{-5} (／炉年)) に対して 0.1%以下と極めて小さい寄与であることを確認している。また、炉心損傷となった場合には原子炉格納容器の機能に期待できないバイパス事象となるものの、クールダウンアンドリサーキュレーションによる漏えい抑制と炉心冷却の継続により、影響を緩和できる可能性があることから、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ことは不要と判断した。

4. 原子炉建屋損傷

原子炉建屋が損傷することで、建屋内のすべての機器、配管が損傷して、制御できない大規模なLOCAが発生し、ECCS注水を行った場合にお

いても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。

実際には地震による損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

地震による原子炉建屋損傷として建屋全損壊ではなく一部フロア程度の損傷を想定した場合には、制御できない大規模なLOCAには至らない可能性があるものの、主給水流量喪失等の過渡事象が発生しており、一部のフロアの損傷においても補助給水系と高圧注入系が同時に機能喪失すること等により炉心損傷に至る。

<大規模な損傷の場合>

建屋損傷時に建屋内のECCS注水配管が構造損傷して、制御できない大規模なLOCAが発生すると同時に、ECCS注水機能も喪失するため、炉心損傷に至る。建屋内の配管が建屋に押しつぶされるような状況の場合、原子炉格納容器内への接続配管が損傷することで、原子炉格納容器損傷も回避することが困難となる。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による建屋損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組み合わせを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 2.8×10^{-8} （/炉年）であり、全炉心損傷頻度（ 6.7×10^{-5} （/炉年））に対しての寄与が極めて小さいことを確認している。また、損傷の程度に

よっては恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器機能への影響を緩和できる可能性があることから、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ことは不要と判断した。

5. 原子炉格納容器損傷

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、制御できない大規模なLOCAが発生し、ECCS注水を行った場合においても炉心損傷を回避できず、あわせて格納容器先行破損が発生することを想定した事故シーケンスである。

実際には地震による原子炉格納容器の損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

地震による原子炉格納容器損傷として、一部のみの損傷を想定する場合には、原子炉冷却材圧力バウンダリが健全でLOCAが発生せず蒸気発生器除熱も有効である可能性があり、この場合には、主給水流量喪失等の過渡事象が発生するものの補助給水系による2次冷却系からの除熱に係る設備が健全ならば炉心損傷を防止できる。(原子炉格納容器損傷の程度によってはフィードアンドブリードに期待できない場合もあり、補助給水が失敗した場合には炉心損傷に至る。なお、この場合、原子炉格納容器が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。)

<大規模な損傷の場合>

原子炉格納容器内の1次冷却材配管及びECCS注水配管が同時に構造損傷して、制御できない大規模なLOCAが発生すると同時に、ECC

S注水機能も喪失するため、炉心損傷に至る。なお、この場合、原子炉格納容器が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による原子炉格納容器損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組み合わせを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 8.3×10^{-10} (／炉年) であり、全炉心損傷頻度 (6.7×10^{-5} (／炉年)) に対して 0.01%以下と極めて小さい寄与であることを確認している。また、炉心損傷発生時には同時に原子炉格納容器機能に期待できない状況となるが、比較的小規模な損傷の影響を除いた場合にはさらに頻度が小さくなることを踏まえ、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ことは不要と判断した。

6. 制御建屋損傷

制御建屋が損傷することで、制御建屋内の電気盤（メタルクラッドスイッチギア、直流キ電盤等）が損傷し、代替電源の接続・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）等が損傷することで各種制御が不能となり炉心損傷に至る。

実際には地震による損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

地震による制御建屋損傷として建屋全損壊ではなく一部フロア程度の

損傷を想定した場合には、全交流動力電源喪失や原子炉補機冷却機能喪失として炉心損傷防止対策が可能な範囲の事故となる可能性もあるが、一部フロアの損傷においても単独の機器若しくは複数の機器で原子炉補機冷却機能喪失や、監視機能・制御機能の喪失の組み合わせが発生することにより炉心損傷に至る。

<大規模な損傷の場合>

建屋損傷時に建屋内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定した場合には、メタルクラッドスイッチギアを含む電気盤の全損傷により、代替電源の接続・供給ができない全交流動力電源喪失が発生し炉心損傷に至る。この場合、代替電源が供給されない状況が継続して原子炉格納容器破損に至る。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による建屋損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組み合わせを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 3.5×10^{-8} (／炉年) であり、全炉心損傷頻度 (6.7×10^{-5} (／炉年)) に対して 0.1%以下と極めて小さい寄与であることを確認している。また、損傷の程度によっては原子炉補機冷却機能喪失や全交流動力電源喪失に対する炉心損傷防止対策を継続することにより影響を緩和できる可能性があることから、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ことは不要と判断した。

7. 複数の信号系損傷

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ている。

<小規模な損傷の場合>

原子炉盤、原子炉補助盤やケーブルトレイが損傷した場合、原子炉トリップに至り過渡事象が発生する。信号系の盤やケーブルトレイの部分的な損傷を想定した場合、一部の監視機能や操作機能が喪失する可能性があるものの、補助給水系等炉心損傷の防止に必要な機能が健全ならば、炉心損傷を防止することに期待することができる。

<大規模な損傷の場合>

大規模な地震により信号系損傷として完全な機能喪失を想定した場合には、過渡事象に加えて補助給水系機能が喪失することで、2次冷却系からの除熱が不能となり炉心損傷に至る。津波の場合には15.8m以上の津波襲来時には屋外の海水ポンプ(4.65m)や主変圧器(13.5m)の没水により全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失となった状態で、制御建屋内の電気盤(メタルクラッドスイッチギア、パワーセンタ、原子炉コントロールセンタ、直流分電盤、ドロップ盤、充電器盤、計装用分電盤、インバータ等)及び関連機器(動力変圧器、蓄電池)が被水・没水により機能喪失し直接炉心損傷に至るとともに、監視機能や複数の操作機能が喪失した状態では原子炉格納容器破損に至る可能性も高い。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震・津波による複数の信号系の損傷程度を特定すること

は困難であり、これらの様々な損傷の程度・組み合わせを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも地震・津波の合計で 2.6×10^{-8} (／炉年) であり、全炉心損傷頻度 (6.7×10^{-5} (／炉年)) に対して 0.1%以下と極めて小さい寄与であることを確認している。また、損傷の程度によっては補助給水系等炉心損傷の防止に必要な機能が健全ならば、炉心損傷を回避できる可能性があることから、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ことは不要と判断した。

以上の 5 つの事故シーケンスについては、国内外の先進的な対策を講じた場合においても炉心損傷を回避することが困難であるとともに、損傷程度の不確実さが大きく、様々な損傷の程度・組み合わせの事故シーケンスを含んだ事故シーケンスグループと考えた場合、原子炉格納容器の機能にも必ずしも期待できないケースも多く含まれると考えられる。

地震 P R A 及び津波 P R A の結果からは、これらの事故シーケンスグループの発生頻度はいずれも非常に低いことが確認されている。一方、これらの各事故シーケン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時間余裕、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ものの、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、事象発生時にプラントに及ぼす影響についても大きな幅を有することとなる。

したがって、外部事象に特有の事故シーケンスグループは、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、炉心損傷や原子炉格納容器破損に直接的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・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。

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ものではなく、事故シーケン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。

<参考：解釈の関連記載>

1-1

(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

- 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。
- ② その結果、規則で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抽出された場合には、想定する事故シーケン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ーケンスグループ」については、規則で想定する事故シーケン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。

第1表 地震、津波特有の事象として発生する事故シーケンス

事故シーケンス	シーケンス別CDF(/炉年)			
	内部事象	地震	津波	合計
小破断LOCA+補助給水失敗	5.6E-09	7.0E-08	—	7.6E-08
主給水流量喪失+補助給水失敗	2.7E-07	3.2E-08	—	3.0E-07
過渡事象+補助給水失敗	2.3E-06	—	—	2.3E-06
手動停止+補助給水失敗	5.5E-06	—	—	5.5E-06
外部電源喪失+補助給水失敗	1.2E-07	5.5E-08	—	1.8E-07
2次冷却系の破断+補助給水失敗	1.2E-06	3.8E-09	—	1.2E-06
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	6.5E-11	1.1E-06	—	1.1E-06
蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	7.7E-08	—	—	7.7E-08
1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	—	2.0E-08	—	2.0E-08
外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	8.5E-06	1.0E-06	2.2E-10	9.5E-06
原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	4.2E-05	1.8E-07	3.0E-07	4.2E-05
原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	9.0E-07	—	1.3E-09	9.0E-07
原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	4.9E-09	6.5E-11	2.2E-09	7.2E-09
大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	8.0E-13	—	—	8.0E-13
大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	7.8E-12	—	—	7.8E-12
中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	4.8E-09	—	—	4.8E-09
中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	8.1E-09	—	—	8.1E-09
小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	1.6E-08	2.2E-10	—	1.6E-08
小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	2.6E-08	1.3E-10	—	2.6E-08
原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	1.2E-08	8.3E-09	—	2.0E-08
大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	—	3.0E-08	—	3.0E-08
大破断LOCA+低圧注入失敗	3.7E-09	3.7E-09	—	7.4E-09
大破断LOCA+蓄圧注入失敗	8.8E-12	2.6E-10	—	2.7E-10
中破断LOCA+蓄圧注入失敗	2.6E-11	2.1E-10	—	2.4E-10
中破断LOCA+高圧注入失敗	6.9E-07	3.1E-09	—	6.9E-07
小破断LOCA+高圧注入失敗	2.2E-06	1.1E-07	—	2.3E-06
大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗	9.2E-10	3.1E-10	—	1.2E-09
中破断LOCA+高圧再循環失敗	5.2E-09	2.5E-10	—	5.5E-09
小破断LOCA+高圧再循環失敗	1.7E-08	7.9E-09	—	2.5E-08
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	—	—	3.0E-11
蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	2.4E-07	—	—	2.4E-07
原子炉建屋損傷	—	2.8E-08	—	2.8E-08
原子炉格納容器損傷	—	8.3E-10	—	8.3E-10
制御建屋損傷	—	3.5E-08	—	3.5E-08
複数の信号系損傷	—	2.6E-08	1.1E-10	2.6E-08
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	—	3.9E-08	—	3.9E-08
合計	6.4E-05	2.8E-06	3.0E-07	6.7E-05

ハッチング:地震、津波特有の事象として発生する事故シーケンス

国内外の重大事故等対策に係る設備例について

(1) 国外での先進的な対策の調査方法

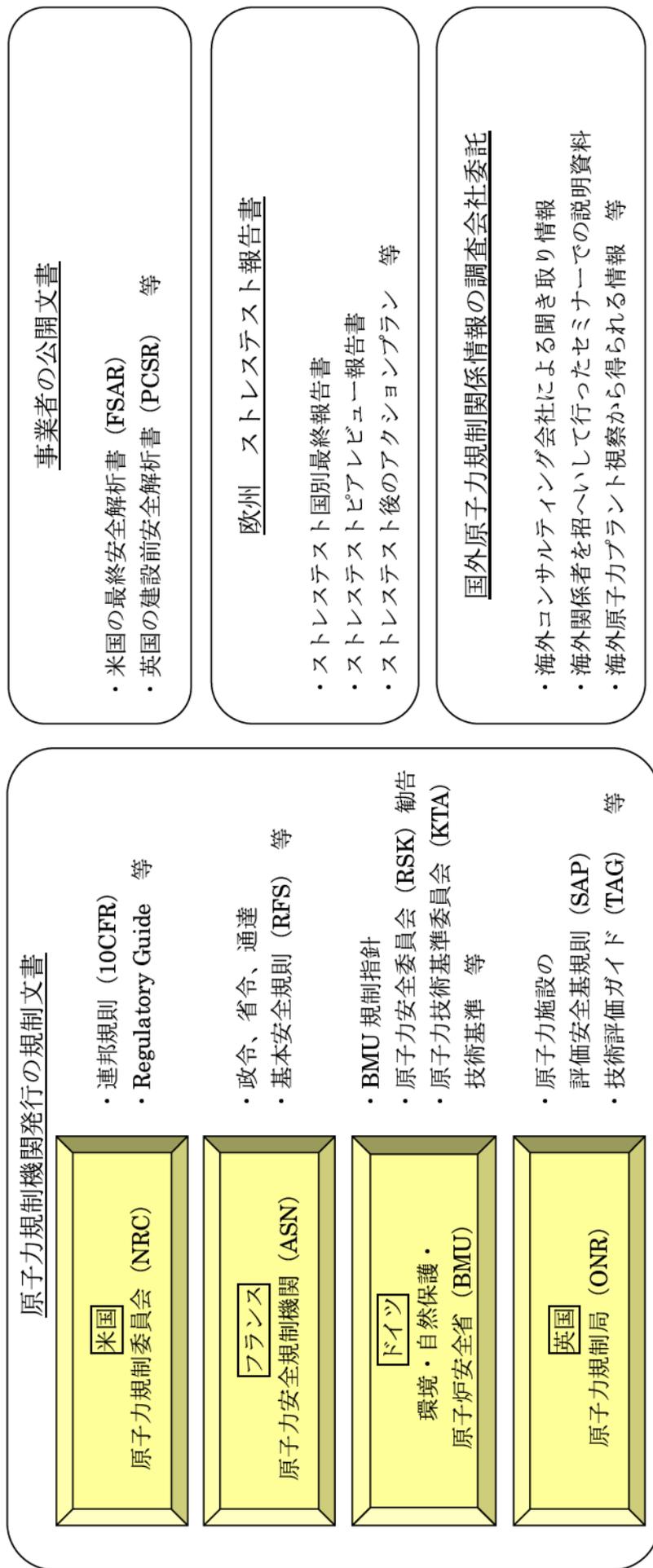
国外（米国及び欧州）において整備している先進的な対策について、国外の原子力規制機関である、米国原子力規制委員会（NRC）、フランス原子力安全規制機関（ASN）等の規制文書、米国の最終安全解析書（FSAR）等の事業者公開資料、欧州におけるストレステスト報告書等の調査を実施した。また、原子力規制関係の調査委託会社の提携先である国外コンサルティング機関から得られる情報、国外の原子力関係者を招いたセミナーでの情報、国外原子力プラントの視察情報等についても合わせて調査を実施した（第1図参照）。

(2) 国外での先進的な対策について

調査可能な範囲内で得られた国外における炉心損傷防止対策の情報について、大飯3号炉及び4号炉で整備している対策と比較した結果を第1表に示す。

すべての事故シーケンスグループにおいて、国外の既設プラントで整備されている各機能の対策が、大飯3号炉及び4号炉においても整備されていることを確認した。また、事故シーケンスグループの中で有効性を確認できる対策の確保が困難と考えられる事象についても、調査可能な範囲内において関連する情報の調査を実施したが、事象発生確率が低い等の理由により国外でも手順面の対策のみで設備面の対策がとられていないことを確認した。

国外の炉心損傷防止対策情報



第1図 国外で整備している炉心損傷防止対策の調査方法

第1表 米国・欧州での重大事故等対策に係る設備例との比較(1/8)

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備					対策の概要
			大阪3号炉及び4号炉 ・ファイアアンドブリード*	米国 ・ファイアアンドブリード	フランス ・ファイアアンドブリード	ドイツ ・ファイアアンドブリード	英国 ・ファイアアンドブリード	
1	2次冷却系からの除熱機能喪失	炉心冷却 蒸気発生器代替給水手段	<ul style="list-style-type: none"> 電動補助給水ポンプ (100%×2系統)、タービン駆動補助給水ポンプ (200%×1系統) 合計400% 電動主給水ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> 電動補助給水ポンプ (100%×2系統)、タービン駆動補助給水ポンプ (100%×1系統) 合計300% 大容量ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> 電動補助給水ポンプ (100%×2系統)、タービン駆動補助給水ポンプ (100%×2系統) 合計400% 	<ul style="list-style-type: none"> 独立非常用系のディーゼル直結型電動給水ポンプ(ディーゼル駆動若しくは非常用ディーゼル発電機の給電による駆動) (50%×4系統) 合計200% 給水タンクの蒸気加圧による給水(蒸気発生器を減圧し、蓄圧タンクと同様に自動注水) 	<ul style="list-style-type: none"> 電動補助給水ポンプ (100%×2系統)、タービン駆動補助給水ポンプ (100%×1系統) 合計300% 	<p>欧米では安全注入及び加圧器逃がし弁の開放によるファイアアンドブリードを整備している。当社においても同様に高圧注入ポンプによる炉心注水及び加圧器逃がし弁開放によるファイアアンドブリードを整備している。</p> <p>事故時の蒸気発生器への給水手段として、欧米においては、合計で300~400%分の容量を持つ電動及びタービン駆動補助給水ポンプを有しており、欧州においては、タービン駆動補助給水ポンプ、独立非常用系のディーゼル直結型電動給水ポンプ等を設置している。当社においては、当該事故時に、欧米と同様に、合計400%分の容量を持つ電動及びタービン駆動補助給水ポンプを整備している。</p> <p>事故時の蒸気発生器への恒設ポンプによるバックアップの給水手段として、米国において、多様なポンプを複数台整備している。</p> <p>当社では、欧米のように2次冷却系からの除熱手段を対策の柱とするのではなく、ファイアアンドブリードによる1次冷却系からの炉心冷却手段を整備している。また、多様性拡張設備として常用母線及び2次冷却系の設備が健全である場合である主給水ポンプによる2次冷却系からの冷却手段を整備している。</p> <p>全交流動力電源喪失等における蒸気発生器への給水手段として、米国では、可搬式ディーゼル駆動ポンプと接続口を配備しており、欧州においても、同様の手段を整備している。</p> <p>当社においては、蒸気発生器の圧力が低下しないと使用できないが、長期的な事故収束のための補助給水ポンプの代替手段として有効な送水車に加え、蒸気発生器補助用仮設中圧ポンプ及び接続口を整備している。</p>
	(給水源)	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水ピット 復水用ピット 2次系純水タンク 淡水タンク 海水 	<ul style="list-style-type: none"> 復水タンク 消火用水タンク 原水貯水池 復水器ホットウェル 河川、湖 	<ul style="list-style-type: none"> 復水タンク 脱塩水貯蔵タンク、(重軟水貯蔵タンク) (重水力注水による復水タンクへの補給、3日間可) 	<ul style="list-style-type: none"> 脱塩水貯蔵タンク、冷却塔 河川、水タンク車 補助給水系各系統の専用貯水タンク 	<ul style="list-style-type: none"> 復水タンク 脱塩水貯蔵タンクからの復水タンクへの補給 	<p>欧米においては、淡水タンクのほか、河川や湖等の代替給水源からの給水が可能である。</p> <p>当社においては、複数の2次系純水タンクや淡水タンクのほか、代替給水源として海水の給水も可能である。なお、一部タンクについては、耐震性の観点から多様性拡張設備として整備している。</p>	
	(その他)	<ul style="list-style-type: none"> タービン駆動補助給水ポンプの自動起動 	-	-	-	-	<p>全交流動力電源喪失等において、フランスでは、タービン駆動補助給水ポンプの遠隔又は現場操作を可能とする圧縮空気タンクを設置している。</p> <p>当社においては、タービン駆動補助給水ポンプの起動信頼性向上対策として、自動起動の手順を整備している。</p>	
	蒸気発生器代替蒸気放出	<ul style="list-style-type: none"> タービンバイパス系の活用 	<ul style="list-style-type: none"> タービンバイパス系の活用 	-	-	-	<p>主蒸気逃がし弁が開失敗した場合の蒸気発生器代替蒸気放出手段として、米国においては主蒸気隔離弁及びタービンバイパス弁の開放手段を整備している。</p> <p>当社においては、多様性拡張設備として、常用母線及び復水器真空度が健全である場合に有効であるタービンバイパス系による2次冷却系からの冷却手段を整備している。</p>	
	まとめ	<p>上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、大阪3号炉及び4号炉においても整備されていることを確認した。なお、「過渡事象+補助給水失敗(炉内構造物の損傷)」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シナリオを想定した対策に関連する情報は無い。</p>						

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：多様性拡張設備

第1表 米国・欧州での重大事故等対策に関係する設備例との比較(2/8)

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備					対策の概要	
			大飯3号炉及び4号炉	米国	フランス	ドイツ	英国		スウェーデン
2-1	全交流動力電源喪失(1/3)	代替電源設備(交流)	<ul style="list-style-type: none"> 空冷式非常用発電装置* 	<ul style="list-style-type: none"> サイト内ガスタービン発電機 空冷式非常用ディーゼル発電機(既設) 	<ul style="list-style-type: none"> サイト共用ガスタービン発電機 (空冷式)非常用ディーゼル発電機 小型蒸気タービン駆動発電機(追設、RCPシール注水に用いる小型試験用ポンプの給電にも使用) 	<ul style="list-style-type: none"> 独立非常用のディーゼル発電機 	—	<ul style="list-style-type: none"> 水冷式非常用発電機 サイト共用ガスタービン発電機 	<p>米国においては、ディーゼル発電機の追加設置等を実施している。また、欧州においては、非常用ディーゼル発電機とは別の独立非常用のディーゼル発電機等を設置しているほか、全交流動力電源喪失に伴いRCPシールLOCAが発生する場合を想定し、RCPシール注水用蒸気駆動発電機を設置している。</p> <p>当社においては、常設の交流代替電源として、ユニットごとに2台の空冷式非常用発電装置を設置している。また、恒設の非常用ディーゼル発電機の設置を計画している。</p> <p>欧米においては、可搬式の交流代替電源である可搬式ディーゼル発電機を配備している。当社でも同等の設備を配備しており、空冷式非常用発電装置が機能しない場合にも、原子炉の安全停止に必要な電源を供給可能である。</p> <p>欧米においては、ユニット間での電源接続を整理しており、当社においても同等に手段を整備している。</p>
		(直流)	<ul style="list-style-type: none"> 電源車 	<ul style="list-style-type: none"> 可搬式ディーゼル発電機 	—	<ul style="list-style-type: none"> 可搬式ディーゼル発電機 	—	<ul style="list-style-type: none"> 可搬式ディーゼル発電機 	<p>欧米においては、可搬式の交流代替電源である可搬式ディーゼル発電機を配備している。当社でも同等の設備を配備しており、空冷式非常用発電装置が機能しない場合にも、原子炉の安全停止に必要な電源を供給可能である。</p> <p>欧米においては、ユニット間での電源接続を整理しており、当社においても同等に手段を整備している。</p>
			<ul style="list-style-type: none"> 既設蓄電池による給電 不要負荷切り離しによる蓄電池容量保持 可搬代替整流器 可搬型バッテリー蓄電池(重大事故等対処用)の追設 	<ul style="list-style-type: none"> 既設蓄電池による給電 不要負荷切り離しによる蓄電池容量保持 携帯型バッテリー充電器等による蓄電池充電 	<ul style="list-style-type: none"> 既設蓄電池による給電 不要負荷切り離しによる蓄電池容量保持 空冷式小型ディーゼル発電機 	<ul style="list-style-type: none"> 既設蓄電池による給電 可搬式ディーゼル発電機による蓄電池充電 独立非常用のディーゼル発電機による直流電源供給 	<ul style="list-style-type: none"> 既設蓄電池による給電 バッテリー充電用小容量ディーゼル発電機 	<ul style="list-style-type: none"> 既設蓄電池による給電 	<p>欧米においては、既設蓄電池による給電手段を整備しているほか、給電時間延長対策として、負荷切り離しによる蓄電池容量確保や蓄電池充電手段を整備しており、当社においても同様の手段を整備している。</p> <p>米国においては、携帯型バッテリー充電器等による蓄電池充電を整備しており、欧州においては、発電機による蓄電池充電手段を整備している。当社においては、蓄電池を追設するとともに、可搬代替整流器及び可搬型バッテリーを整備している。</p>
		代替RCPシール注入	<ul style="list-style-type: none"> 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 	<ul style="list-style-type: none"> 静圧試験用ポンプによるシール注入 	<ul style="list-style-type: none"> 小型試験用ポンプを用いたシール注水(+小型蒸気タービン駆動発電機) standstillシール 	<ul style="list-style-type: none"> standstillシール 	<ul style="list-style-type: none"> 緊急充てんポンプ(蒸気タービン駆動蓄積式)によるシール水注水 	—	<p>全交流動力電源喪失に伴いRCPシールLOCAが発生する場合を想定し、欧米では試験用ポンプ等によるRCPシール注水手段等を整備している。</p> <p>また、フランス及びドイツにおいては、standstillシールを整備している。</p> <p>当社においては、RCPシールLOCAが発生する可能性のある10分程度で代替ポンプ等によりシール冷却を確実に回復することは困難と考えられることから、RCPシールLOCAへの対策としては、LOCA発生後に2次冷却系強制冷却により早期に1次冷却材圧力を低下させ、恒設代替低圧注水ポンプにより炉心注水する手段を整備している。</p>

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：多様性拡張設備

第1表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例との比較(3/8)

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備					スウェーデン	対策の概要
			大飯3号炉及び4号炉	米国	フランス	ドイツ	英国		
2-1	全交流動力電源喪失(2/3)	炉心冷却 (炉心注水)	<ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系強制冷却 格納容器スプレイン系一余熱除去系連続ラインを用いた恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水* 高圧再循環*(大容量ポンプによる高圧注水ポンプ冷却用海水通水*) 充てんポンプ(自己冷却) 	<ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系強制冷却 非安全系充てんポンプ(+代替高圧交流電源) 	<ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系強制冷却 余熱除去系統とは別系統の低圧注水系 低圧注入系と格納容器スプレイン系の連結スリートを連続した炉心注水(連続スリートを設置: 事故後3日) 	<ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系強制冷却 独立非常用系(IRHR)の余熱除去系 	<ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系強制冷却 低圧注入系と格納容器スプレイン系の配管ライン切替による炉心注水 	<ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系強制冷却 	<p>全交流動力電源喪失に最終ヒートシンク喪失が重畳する場合を想定し、欧米においては、2次冷却系強制冷却による1次冷却系冷却手段を整備しており、当社においても蒸気発生器への給水及び主蒸気逃がし弁の開放による2次冷却系強制冷却手段を整備している。</p> <p>各国対策として、米国では非安全系充てんポンプによる炉心注水手段、フランスでは低圧注入系全喪失時の低圧注入系と格納容器スプレイン系の連結スリートをを用いた格納容器スプレイン系による炉心注水手段、ドイツでは航空機落下等の外部事象又はテロ事象に対応するためのいわゆるベンカンサーシステムとしての、地下水等を水源とする独立非常用系の熱除去設備等による炉心注水手段等を整備している。</p> <p>当社においては、電動機の冷却水が不要な恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水手段(格納容器スプレイン系一余熱除去系連続ラインを使用)、大容量ポンプによる高圧再循環手段、充てんポンプ(自己冷却)による炉心注水手段を整備している。</p>
		(最終ヒートシンク)	<ul style="list-style-type: none"> 大容量ポンプによる冷却用海水通水 	<ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系強制冷却 	<ul style="list-style-type: none"> PUI システム(可搬式熱交換器、大・中 LOCA 発生 15 日以降の崩壊熱除去が目的) 代替ヒートシンクとして EVU 及び SRU 	<ul style="list-style-type: none"> 非常用サービス水(冷却水:河川水、地下水) 	<ul style="list-style-type: none"> 空冷式熱除去設備(乾式冷却塔) 	<ul style="list-style-type: none"> 放水トンネルからの取水(取水部閉塞対策) 冷却水再循環(排水部閉塞対策) 	<p>欧州においては、地下水等をヒートシンクとする熱交換器やポンプ等を含む独立非常用サービス系の余熱除去設備や空冷式熱除去設備(乾式冷却塔)を整備している。</p> <p>当社においては、最終ヒートシンク喪失時の対策として、独立性があり、電源の不要な大容量ポンプにより、冷却用の海水を通水する手段を整備している。</p>
		(給水源)	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水ピット(ほう酸水補給:ほう酸水補給:ほう酸ホルドアップタンク、使用済燃料ピット、クワース燃料ピット、他ユニットの燃料取替用水タンク、大型水源と組み合わせたほう酸水貯蔵タンク) 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水タンク(ほう酸水補給) 	<ul style="list-style-type: none"> 代替ほう酸水貯蔵タンク 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水タンク 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水タンク 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水タンク 	<p>欧米においては、燃料取替用水タンクからの給水が可能であるほか、燃料取替用水タンクが枯渇した場合に、その他水源からほう酸水等を燃料取替用水タンクへ補給する手段を整備しており、当社においても燃料取替用水ピットからの給水手段、同ピットへのほう酸水給水手段のほか、淡水や海水の給水手段も整備している。一部タンクについては、耐震性の観点から多様性拡張設備として整備している。</p>

※:有効性評価において評価対象とした対策 下線部:多様性拡張設備

第1表 米国・欧州での重大事故等対策に関係する設備例との比較(4/8)

分類	事故 シークェンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備					スウェーデン	対策の概要
			大飯3号炉及び4号炉	米国	フランス	ドイツ	英国		
2-1	全交流動力 電源喪失(3/3)	原子炉格納容 器冷却	<p>大飯3号炉及び4号炉</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器内自然対流冷却*(大容量ボンプによる冷却用海水通水*)。格納容器再循環ユニット(2台) 	<p>米国</p> <ul style="list-style-type: none"> ファンクローラー×5台 	<p>フランス</p> <ul style="list-style-type: none"> — 	<p>ドイツ</p> <ul style="list-style-type: none"> — 	<p>英国</p> <ul style="list-style-type: none"> ファンクローラー(空冷式熱除去設備(乾式冷却塔)によるユニットの冷却) × 4台 	<p>スウェーデン</p> <ul style="list-style-type: none"> — 	<p>米国、英国ともファンクローラーを用いた冷却手段を整備しているが、英国では、格納容器冷却ファン熱交換器の冷却手段として空冷式熱除去設備(乾式冷却塔)整備している。</p> <p>当社においては、格納容器再循環ユニットに大容量ポンプにより海水を通水することで、全交流動力電源喪失等により格納容器再循環ファンが停止している場合においても、格納容器内自然対流冷却により格納容器内雰囲気冷却する手段を整備している。</p>
		まとめ	<p>大飯3号炉及び4号炉</p> <ul style="list-style-type: none"> 恒設代替低圧注水ポンプ 格納容器スプレイポンプ(自己冷却) ディーゼル/電動消火ポンプによる格納容器内注水 	<p>米国</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬式ディーゼル駆動消火用ポンプによる代替格納容器スプレイ 	<p>フランス</p> <ul style="list-style-type: none"> 低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブを用いた格納容器除熱(連結スリーブ設置：事故後3日) PUI システム(可搬式ポンプ+可搬式熱交換器、大・中 LOCA 発生 15 日以降の崩壊熱除去が目的) 	<p>ドイツ</p> <ul style="list-style-type: none"> — 	<p>英国</p> <ul style="list-style-type: none"> — 	<p>スウェーデン</p> <ul style="list-style-type: none"> — 	<p>米国においては、ディーゼル駆動消火ポンプを用いた代替格納容器スプレイ手段を整備している。</p> <p>フランスにおいては、格納容器スプレイ系が全喪失した場合においても、低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブを用いた低圧注入系による代替格納容器スプレイ手段を整備している。</p> <p>当社においては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイを整備している。また、系統汚染のため再循環時に使用できず、使用準備に時間を要するものの、恒設代替低圧注水ポンプのバックアップとして有効な格納容器スプレイポンプ(自己冷却)に加え、火災が発生しない場合に有効なディーゼル/電動消火ポンプにより格納容器内雰囲気を冷却する手段を多様性拡張設備として整備している。</p>
			<p>上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、大飯3号炉及び4号炉においても整備されていることを確認した。なお、「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失(複数の電気盤破損)」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シークェンスを想定した対策に関連する情報は無い。</p>						

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：多様性拡張設備

第1表 米国・欧州での重大事故等対策に関係する設備例との比較(5/8)

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備					対策の概要	
			大飯3号炉及び4号炉 大容量ポンプによる 冷却用海水通水	米国	フランス	ドイツ	英国		スウェーデン
2-2	原子炉補機冷却機能喪失	代替補機冷却 海水系の代替 手段	<ul style="list-style-type: none"> 大容量ポンプ 送水車 	<ul style="list-style-type: none"> 補助海水ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> 代替ヒートシンクとして EVU 及び SRU 	<ul style="list-style-type: none"> 非常用サーベイス水系(冷却水:河川水、地下水) 	<ul style="list-style-type: none"> 空冷式予備熱除去設備(乾式冷却塔による代替補機冷却) 	<ul style="list-style-type: none"> 放水トンネルからの取水(取水部閉塞対策) 冷却水再循環(排水部閉塞対策) 	<p>最終ヒートシンク喪失が発生した場合、ドイツでは、河川水又は地下水を最終ヒートシンクとした非常用サーベイス水系が設置されているほか、イギリスでは、耐震性を備え冷温停止時における原子炉補機冷却系統負荷の除熱が可能な、乾式冷却塔による空冷式予備熱除去設備を整備している。当社においては、大容量ポンプにより、冷却用の海水を通水する手段を整備している。</p> <p>原子炉補機冷却海水系の喪失による最終ヒートシンク喪失が発生した場合、米国では補助海水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の移送手段を整備している。また、スウェーデンでは海面の凍結等の影響による冷却水取水部、排水部の閉塞時における冷却水確保手段として、冷却水を冷却系の入口又は冷却水取水部へ再循環させる手段を整備している。</p> <p>当社においては、補機冷却系の機能が健全な状態で、津波等により海水ポンプが使用不能となった場合においても、電源が不要であり、取水口と別の箇所から取水可能な大容量ポンプによる海水供給又は海水ポンプの復旧により、補機冷却系による最終ヒートシンクへの熱の移送が可能である。</p>
		まとめ	<p>上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、大飯3号炉及び4号炉においても整備されていることを確認した。なお、「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗(内部事象・津波起因)」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シナリオに対する対策に関する記載は確認できなかった。</p> <p>○米国 米国 IPE (NUREG-1560, Vol.1-6) における「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」の脆弱性と対策事例について調査したが、当該シナリオに対する対策に関する記載は確認できなかった。</p> <p>○欧州 欧州で確認可能な事業者公開文書である、イギリスの Sizewell B の建設前安全解析書 (PCSR) を確認した。</p> <p>補機冷却系については、いくつかの補機冷却系喪失との複合事象が考慮されているが、当該シナリオに関する情報は確認できなかった。</p>						

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：多様性拡張設備

第1表 米国・欧州での重大事故等対策に関係する設備例との比較(6/8)

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備					対策の概要	
			大飯3号炉及び4号炉	米国	フランス	ドイツ	英国		スウェーデン
3	格納容器除熱機能喪失	原子炉格納容器冷却	<ul style="list-style-type: none"> 大飯3号炉及び4号炉 <ul style="list-style-type: none"> 格納容器内自然対流冷却* (原子炉補機冷却水*又は大容量ポンプによる冷却用海水通水) 恒設代替低圧注水ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> 米国 <ul style="list-style-type: none"> 2-1における、「原子炉格納容器冷却」と同様 	<ul style="list-style-type: none"> フランス <ul style="list-style-type: none"> 2-1における、「原子炉格納容器冷却」と同様 	<ul style="list-style-type: none"> ドイツ <ul style="list-style-type: none"> 2-1における、「原子炉格納容器冷却」と同様 	<ul style="list-style-type: none"> 英国 <ul style="list-style-type: none"> 2-1における、「原子炉格納容器冷却」と同様 	<ul style="list-style-type: none"> スウェーデン <ul style="list-style-type: none"> 2-1における、「原子炉格納容器冷却」と同様 	欧米における原子炉格納容器の冷却手段は、2-1と同様である。 当社においては、格納容器内自然対流冷却における冷却水として、原子炉補機冷却水又は海水が使用可能である以外は、2-1と同様である。
4	原子炉停止機能喪失	原子炉停止	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、大飯3号炉及び4号炉においても整備されていることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ATWS緩和設備* (タービントリップ、主蒸気隔離及び補助給水ポンプの起動) 	<ul style="list-style-type: none"> ATWS緩和系自動回路 	<ul style="list-style-type: none"> ATWS緩和系自動回路 	<ul style="list-style-type: none"> ATWS緩和系自動回路 	<ul style="list-style-type: none"> ATWS緩和系自動回路 	<ul style="list-style-type: none"> ATWS緩和系自動回路 (AMSAC*) を整備している。当社プラントについても、自動で主蒸気隔離弁の閉止及びタービントリップを行うとともに、補助給水ポンプを自動起動することで、原子炉固有の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制し、炉心の熱除去を行う。ATWS緩和設備を設置している。 * 1: ATWS mitigation system acutuation circuitry ATWS発生時に補助給水系を自動起動し、タービンをトリップさせる (当社は主蒸気隔離もあわせて整備) 	欧米においては、ATWS発生時に原子炉を未臨界に移行するためのほう酸水の炉心注入手段を整備している。 当社においては、手動で化学体積制御系による緊急ほう酸注入手段を整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、大飯3号炉及び4号炉においても整備されていることを確認した。						

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：多様性拡張設備

第1表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例との比較(7/8)

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備					対策の概要
			大飯3号炉及び4号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	
5	ECCS注水機能喪失	炉心注水	<ul style="list-style-type: none"> ・2次冷却系強制冷却* (蒸気発生器への給水手段は、「2次冷却系からの除熱機能喪失」と同様) ・余熱除去ポンプ* ・格納容器スプレイ系-余熱除去系連絡ラインを用いた恒設代替低圧注水ポンプ等による炉心注水 	<ul style="list-style-type: none"> ・2-1における、炉心冷却」と同様 	<ul style="list-style-type: none"> ・2-1における、炉心冷却」と同様 	<ul style="list-style-type: none"> ・2-1における、炉心冷却」と同様 	<ul style="list-style-type: none"> ・2-1における、炉心冷却」と同様 	欧米における炉心注水手段は、2-1のく炉心冷却>における炉心注水手段と同様である。当社においては、「中小破断LOCA+高圧注入失敗」を想定し、蒸気発生器を用いた2次冷却系強制冷却により1次冷却系を減温減圧し、低圧注入を促進する手段を整備している。
		(給水源)	<ul style="list-style-type: none"> ・2-1と同様 	<ul style="list-style-type: none"> ・2-1と同様 	<ul style="list-style-type: none"> ・2-1と同様 	<ul style="list-style-type: none"> ・2-1と同様 	上記の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、大飯3号炉及び4号炉においても整備されていることを確認した。なお、「大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA (地震起因))」、「大破断LOCA+低圧注入失敗 (内部事象)」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シナリオを想定した対策に関する情報は無い。以下に概要を示す。	
		まとめ	<ul style="list-style-type: none"> ○米国 米国 IPE (NUREG-1560, Vol.1-6) において、「シビアアクシデントマネジメントガイドライン (SAMG) で対処する」と言及されているのみで、具体的な炉心損傷防止対策は無い。 ○欧州 欧州で確認可能な事業者公開文書である、イギリスの Sizewell B の建設前安全解析書 (PCSR) を確認した。LOCA についてはいくつもの場合事象が考慮されており、「大破断LOCA+低圧注入失敗 (短期間) +外部電源喪失」のシナリオが存在するが、対策は無い。 					
6	ECCS再循環機能喪失	代替再循環	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器スプレイ系-余熱除去系連絡ラインを用いた代替再循環* ・充てんポンプ、安全注入ポンプ、余熱除去ポンプによる代替再循環 	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリートをを用いた代替再循環 (連結スリートの設置：事故後3日) 	<ul style="list-style-type: none"> ・独立非常用系の高圧注水注入系による代替再循環 	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧注入系と格納容器スプレイ系の配管ライン切替による代替再循環 	欧米においては、米国では、低圧注入系による代替再循環手段を整備しており、フランスでは、低圧注入系全喪失時における低圧注入系と格納容器スプレイ系の連結スリートをを用いた格納容器スプレイ系による炉心注水手段を整備している。ドイツでは、独立非常用系の高圧注水注入系による代替再循環手段を整備している。当社においては、ECCS注水系の喪失時は、格納容器スプレイ系-余熱除去系連絡ラインを用いた格納容器スプレイ系再循環手段を整備している。	
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、大飯3号炉及び4号炉においても整備されていることを確認した。					

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：多様性拡張設備

第1表 米国・欧州での重大事故等対策に関係する設備例との比較(8/8)

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備					対策の概要
			大飯3号炉及び4号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	
7	格納容器 バイパス (インターステ エムLOCA、 蒸気発生器伝 熱管破損)	格納容器 バイパス防止	<ul style="list-style-type: none"> ・クールドアウンアン ドリサキエレー ション※ ・インターフェイ システムLOCA の検知、隔離(既 設の計装・設備か ら兆候を検知) 	<ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却系ファイ ドアンドブリー ド+2次冷却系強制 冷却 ・インターフェイ システムLOCA の早期検知、隔離 (既設の計装・設 備から兆候を検 知) 	<ul style="list-style-type: none"> ・フイードアンドブ リード 	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気逃がし弁(空 気作動)開による 1次冷却系の除熱 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 	<p>欧米においては、1次冷却系及び2次冷却系の フイードアンドブリードによる冷却手段を整備 しているほか、インターフェイシステムLOCA Aの早期検知手段(既設の計装・設備から兆候を 検知)を整備している。</p> <p>当社においては、既設の計装・設備を用いてイ ンターフェイシステムLOCAの兆候を検 知・隔離する手段及びECCS等により1次冷却 系への注水確保しつつ、主蒸気逃がし弁を用い た蒸気発生器による冷却及び加圧器逃がし弁等 による減圧を実施することで漏洩を抑制し、余熱 除去系により炉心を冷却する手段(クールドアウ ンドリサキエレーション)を整備している。</p>
	まとめ		<p>上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、大飯3号炉及び4号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シナリオを想定した対策に関連する情報は無い。以下 に概要を示す。</p> <p>○米国 WH-PWRにおいて、いくつかのFSAR(Beaver Valley, Callaway, Catawa等)を調査したが、SGTR評価における想定破損は、完全両端破断1 本である。</p> <p>○欧州 現状以上の対策は実施していない。</p>					

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：多様性拡張設備

事故（SGTR、IS-LOCA）時の
原子炉トリップ失敗の取扱いについて

内部事象レベル1 PRAでは、イベントツリー作成に際して炉心損傷回避の成功基準として原子炉トリップに期待している起因事象について、ヘディング「原子炉トリップ」を設定し、トリップしゃ断器の故障等により原子炉トリップに失敗した場合をそれぞれ1つの事故シーケンスとして抽出している。

原子炉トリップ失敗を伴う事故シーケンスについてはイベントツリー上で「ATWSのイベントツリーで整理」と記載しているが、ATWSの炉心損傷頻度の評価対象となる起因事象について具体的には以下2つの観点で整理している。

①「運転時の異常な過渡変化」への該当

「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（以下「規則」という。）」第44条の記載からもATWSの対象とする起因事象は「運転時の異常な過渡変化」とされており、これにより整理した。

【規則抜粋】

（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）

第44条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生する

おそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。

② A T W S 緩和設備作動に期待する事象

炉心損傷頻度算出に際して、A T W S の起因事象発生頻度として1次冷却材圧力及び温度の観点で厳しく、A T W S 緩和設備に期待する必要がある「運転時の異常な過渡変化」のうち実績のある事象を評価対象として整理した。

具体的には、安全評価指針における「運転時の異常な過渡変化」のうち、A T W S 発生時に蒸気発生器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事象(A T W S 緩和設備が作動する事象)としては、以下の5事象であり、そのうち発生実績のある3事象(外部電源喪失、主給水流量喪失、負荷の喪失)を対象として評価した。

事象	発生件数 (1976/4/1～2011/3/31)
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	実績なし
原子炉冷却材流量の部分喪失	実績なし
外部電源喪失(送電系の故障を含む)	9件
主給水流量喪失	5件
負荷の喪失	20件

前述の観点により今回の内部事象レベル1 P R A のイベントツリーから抽出される原子炉トリップ失敗を伴う事故シーケンスの取扱いを整理した結果は以下のとおりである。S G T R、I S - L O C A 等、観点①、②により対象外と整理した起因事象については、A T W S の観点では比較的厳しくない*¹事象であると考えられるため、A T W S の起

因事象発生頻度の評価対象外としている。なお、観点①、②により対象外とした事故シーケンスの発生頻度は対象起因事象 3 事象から算出された ATWS の発生頻度 (1.2×10^{-8} (／炉年) ^{※2}) と比較して十分低いことを確認している。

さらに、このように低頻度ではあるものの、SGTRやIS-LOCA時に原子炉トリップ失敗が発生した場合においても、参考に示すように、運転手順にしたがって、まず「未臨界の維持」を優先し、手動トリップ操作、M-Gセット電源断による制御棒挿入や、緊急ほう酸濃縮を行って未臨界を維持した上で、事象ベースの運転手順に戻って必要な次の手順に移行していくことで、事象発生初期の冷却材放出は厳しくなるものの、運転操作に迷うことなく事故時対応を実施することができる。

起因事象	観点① 「運転時の異常な過渡変化」に該当	観点② ATWS緩和設備が必要で起因事象発生実績有	備考 (原子炉トリップ失敗確率 $1.7E-7$)
小破断 LOCA	×	×	発生頻度: $3.7E-11$ (/炉年)
原子炉補機冷却機能喪失	×	×	発生頻度: $3.4E-11$ (/炉年)
外部電源喪失	○	○	ATWS 対象
2次冷却系の破断	×	×	発生頻度: $7.3E-11$ (/炉年)
蒸気発生器伝熱管破損	×	×	発生頻度: $5.4E-10$ (/炉年)
主給水流量喪失・過渡事象	○	○	ATWS 対象 (過渡事象は負荷喪失)
インターフェイスシステム LOCA	×	×	発生頻度: $5.1E-18$ (/炉年)

※1：LOCA事象の場合、安全注入信号により高濃度のほう酸が炉心に注入され、ATWS時の挙動の緩和に期待できる。また、蒸気発生器による冷却が健全であれば、1次冷却系を減圧することが可能である。

※2：原子炉トリップ失敗確率はフォールトツリー解析により評価しているため、数値はプラントの原子炉保護系設備構成に依存するが、国内PWRプラントの原子炉保護系の基本的な設計の考え方は同等であり、ここでの評価に有意に影響するような差異ではない。

<参考：SGTR、IS-LOCA時に原子炉トリップ失敗した場合の対応について>

低頻度ではあるものの、外部電源喪失や主給水流量喪失、負荷喪失以外の起因事象発生時に原子炉トリップ失敗となった場合には、現在想定しているATWS事象よりも1次冷却系に対して厳しい条件となることが想定される。

特にSGTRやIS-LOCAといった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シーケンスとなる可能性のある事象については、本来の炉心損傷防止対策である系外への冷却材の放出抑制のための漏えい箇所の隔離やクールダウンアンドリサーキュレーションに対して負の反応度投入を目的とした手動トリップやほう酸水注入が必要となる等、事象進展や対策が大きく異なるが、このような場合には「止める、冷やす、閉じ込める」の優先順位で対応するよう定められた安全機能ベースの運転手順に基づき、順次対応を実施することとしている（別添参照）。

具体的にSGTRやIS-LOCAが発生した場合に原子炉トリップが必要となるのは、破損伝熱管が1本程度のSGTR、規模が小さく隔離が早めに成功したIS-LOCA等であり、原子炉トリップまで数分、仮に原子炉への注水機能が喪失した場合でも、炉心損傷まではさらに数時間程度の時間を有する比較的緩やかな事象進展となる。

一方、ATWSは、発生後数分間に急峻な事象進展挙動を示し、対応として手動トリップによる制御棒挿入あるいはほう酸の添加により事象が終結する、長くても数十分の短期間の事象である。

また、重大事故等対策として整備しているATWS緩和設備は、補助

給水起動、タービントリップ及び主蒸気隔離を作動させるものであり、SGTR時やIS-LOCA時に必要な安全機能の動作を阻害するものではない。また、ATWS時の挙動緩和としては重要であるが、SGTRやIS-LOCAの比較的緩やかな挙動に対する影響は軽微なことから、SGTR時やIS-LOCA時にATWS緩和設備が作動したとしても、これらの事象への対応に有意な悪影響を及ぼすものではない。

したがって、SGTR、IS-LOCA時に原子炉トリップ失敗が発生した場合においても、運転手順にしたがって、まず「未臨界の維持」を優先し、手動トリップ操作やM-Gセット電源断による制御棒挿入や、緊急ほう酸濃縮を行って未臨界を維持した上で、事象ベースの運転手順に戻って必要な次の手順に移行していくことで、事象発生初期の冷却材放出は厳しくなるものの、運転操作に迷うことなく事故時対応を実施することができる。

別添：「大飯3号炉及び4号炉重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な手順書・体制・教育の整備について」（抜粋）

5. 運転員および発電所対策本部(緊急安全対策要員)が使用する 手順書間のつながりについて(3/10)

＜安全機能パラメーター一覧＞

優先順位	緊急度	安全機能ベースの操作所則	監視パラメーターおよび適用条件
1		未臨界の維持(1)	①原子炉出力 \geq □%または ②中間領域(IR)起動率が□
2		炉心冷却の維持(1)	炉心出口温度 \geq □℃
3	高	S/G除熱機能の維持	①健全S/G狭域水位 \leq □%および合計補助給水流量 \leq □ m^3/h または ②いずれかのS/Gが主蒸気安全弁作動圧力 \leq □(MPa)以上で上昇継続
4		格納容器健全性の維持	格納容器圧力 \geq □kPaおよび格納容器スプレイス系不動作
5		放射能放出防止	格納容器内高レンジモニタ指示値 \geq □mSv/hおよび 格納容器スプレイス系不動作
6		未臨界の維持(2)	①中性子源領域(SR)起動率が□または ②P-6以上で中間領域(IR)起動率 $>$ □DPM 注1 未臨界状態を確保する上で緊急性は要しない「注意レベル」として設定。 他の安全機能確保を優先するが、確実な機能維持の観点から適用条件として設定
7	低	炉心冷却の維持(2)	サブクール度 \leq □℃および炉心出口温度 \leq □℃ 注2 炉心冷却状態を確保する上で緊急性は要しない「注意レベル」として設定。 他の安全機能確保を優先するが、確実な機能維持の観点から適用条件として設定
8		1次系保有水の維持	加圧器水位 \leq □%
—	—	事故時操作所則(第3部)へ移行	炉心出口温度 \geq □℃および格納容器内高レンジエアモニタ(高レンジ)指示 \geq □mSv/h

- 安全機能ベース操作所則導入条件の連続監視
 - 事象判別や事象判別後の収束までの間、原子炉停止機能、炉心冷却機能および蒸気発生器除熱機能等の安全機能を監視
 - 安全機能が喪失した場合、事故時操作所則(第2部)に移行し、安全機能ベースの操作所則により対応を実施
- 安全機能パラメーターの連続監視
 - 安全機能ベース操作所則導入判断については、中央制御室内に設置されており、容易に監視が可能である。計器配置については、補足資料5にて説明

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

●事故時操作所則(第2部)の手順書には適用条件が定められていることは前述してある通りであるが、複数の適用条件が同時に成り立った場合には、使用するための優先順位が必要になる。

各手順書間における適用の優先順位の考え方

＜事象ベース手順書同士の優先順位＞

基本的には、事象ベースであるため手順書間の重畳はないため優先順位はない。

＜安全機能ベース手順書同士の優先順位＞

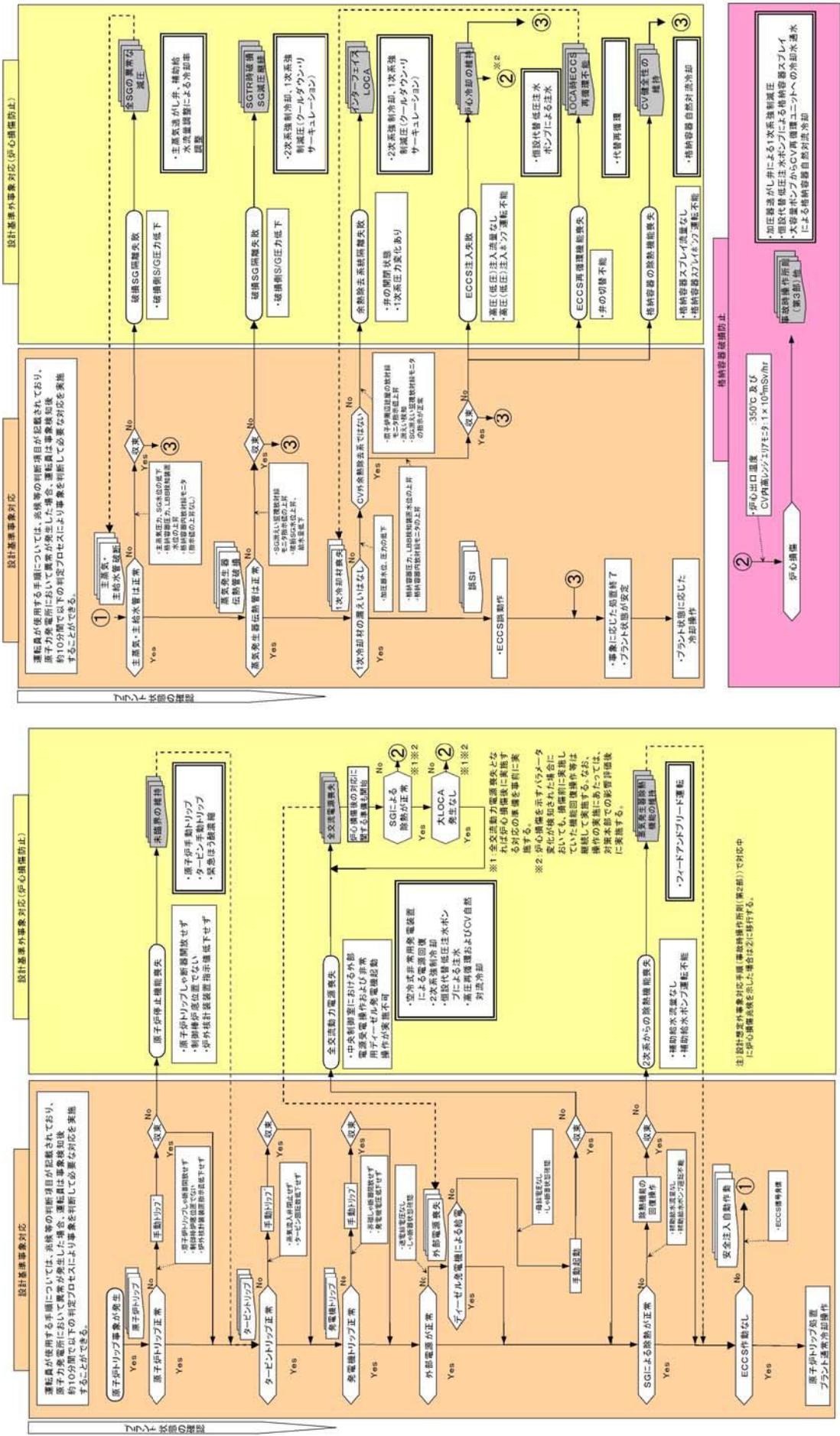
「止める」「冷やす」「閉じ込める」の安全機能に従った優先順位を決定している。

＜安全機能ベースと事象ベースの相互間の優先順位＞

事象ベース手順書対応時に、安全機能ベース手順書の条件が満たされた場合は、基本的に安全機能ベース手順書に移行する。なお、事象ベース手順書「全交流電源喪失」のようなサポート系の機能喪失等については基本的に事象ベース手順書内で安全機能ベース手順書の主となる運転操作を実施するため、その観点からも安全機能ベースが優先となっている。

5. 運転員および発電所対策本部(緊急安全対策要員)が使用する 手順書間のつながりについて(4/10)

原子力発電所における異常発生時のプラント状態の確認と使用マニュアルの例



凡例: [Symbol] 設計基準事象対応手順(事故時操作手順) [Symbol] 設計基準事象対応手順(事故時操作手順) [Symbol] 設計基準事象対応手順(事故時操作手順) [Symbol] 設計基準事象対応手順(事故時操作手順)

P R Aにおける主要なカットセットについて

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスについて、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整理し、主要なカットセットに対する重大事故等対処設備の整備状況等を確認した。

各事故シーケンスをカットセットレベルまで展開した結果、発生頻度の高いカットセットに対しては多重に対策を講じる等、今後のさらなる安全性向上に資することができると考えられる。

なお、国内外の先進的な対策を講じても対策が困難な事故シーケンスに対しては、全炉心損傷頻度への寄与が小さいことを確認しており、さらにこれらの事故シーケンスに対しては、炉心損傷を防止することは困難であるが、炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和に期待できるカットセットが存在することを確認した。

また、格納容器破損防止対策の各格納容器破損モードについても同様に、格納容器破損頻度がドミナントとなるプラント損傷状態（P D S）と主要なカットセットの展開を行い、これらの格納容器破損頻度の観点でドミナントな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。

以下に、内部事象レベル1、内部事象レベル1.5、停止時レベル1 P R Aそれぞれにおけるカットセット分析結果を示す。

1. 内部事象レベル1 P R A

(1) 選定条件

事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するものがあるため、ここでは、各事故シーケンスについて以下の判断基準を基に主要なカットセットを抽出した。

- ・ 炉心損傷頻度が 1×10^{-7} (／炉年) 以上のカットセット
- ・ 事故シーケンスの中で上位3位までのカットセット

各事故シーケンスにおける主要なカットセット及び炉心損傷防止対策の整備状況等について第1-1表～第1-7表に示す。

(2) 主要なカットセットの確認結果

第1-1表～第1-7表に示したとおり、一部に「大破断LOCA+低圧注入失敗」のような国内外の先進的な対策を考慮しても対策が困難な事故シーケンスが存在するものの、大半の事故シーケンスに対しては、主要なカットセットレベルまで展開した場合において、整備された炉心損傷防止対策により炉心損傷防止が可能であることを確認した。

一方、P R Aでは様々な故障モードや人的過誤を考慮しており、その事故シーケンス上の違いを考慮するが、類似するものはまとめられて1つの事故シーケンスとして扱っている。そのため、事故シーケンスに含まれる機器の故障モードによっては、有効性評価で考慮した対策が必ずしも有効でない場合も存在する。

事故シーケンスに含まれる機器の故障モードを分析した結果、事故シーケンスグループのうち、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」及び「E C C S再循環機能喪失」に含まれる一部の事故シーケンスにおいて、故障モードによっては有効性評価で考慮した対策では対応できない場

合があることを確認した。

○原子炉格納容器の除熱機能喪失（第 1-3 表参照）

この事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスは、格納容器スプレイ機能（注入／再循環）が喪失することにより原子炉格納容器が先行破損して炉心損傷に至るシーケンスである。これに対応する炉心損傷防止対策は、格納容器内自然対流冷却であるが、「大破断 L O C A+低圧再循環失敗+スプレイ再循環失敗」の事故シーケンスのうち、動力変圧器が機能喪失することで再循環に失敗し^{※1}、当該シーケンスが発生した場合、有効性評価で考慮した対策では対応できない^{※2}。しかしながら、この場合でも、自動で開失敗となった C C W 通水弁を手動で開けることにより格納容器内自然対流冷却の実施が可能となる。

※1：再循環運転時に必要となる R H R クーラ及び C V スプレイクーラへの C C W 通水弁は再循環切替時に自動で開となり再循環水の冷却が行われるが、動力変圧器が機能喪失すると当該弁への電源供給が不能となり、自動開に失敗して、各クーラへの C C W 供給がなされずに再循環運転失敗となる。

※2：動力変圧器が機能喪失した場合、※1 と同様、再循環ユニットへの C C W 通水弁の自動開に失敗し、再循環ユニットでの冷却が行われず格納容器内自然対流冷却に失敗する。

○E C C S 再循環機能喪失（第 1-6 表参照）

この事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスは、高圧再循環又は低圧再循環に失敗することで、炉心からの除熱に失敗するシーケンスである。これに対応する炉心損傷防止対策は、2次冷却系

強制冷却による代替再循環等としているが、再循環切替信号の共通要因故障により自動での再循環切替に失敗する場合や、再循環サンプスクリーンが閉塞することにより再循環機能喪失となる場合がある。これらが発生した場合、有効性評価で考慮した対策では対応できない。しかしながら、自動による再循環切替に失敗した場合は、手動による再循環切替が実施可能であり、また、再循環サンプスクリーンが閉塞した場合においても燃料取替用水ピットに水を補給しつつ注入継続を実施することにより炉心損傷が防止できる可能性があると考えられる。

第 1-1 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（2次冷却系からの除熱機能喪失）

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (炉年)	寄与割合	全CDF (炉年)	炉心損傷防止対策	対策の有効性
手動停止 +補助給水失敗	①復水ピット閉塞	2.8E-6	51%	5.5E-6	フィード アンド ブリード	○
	②SG-A,B,C,D水位計の作動失敗CCFによる補助給水ポンプ起動失敗	9.7E-8	2%			○
	③補助給水系各機器の外部リーク	8.3E-8	1%			○
過渡事象 +補助給水失敗	手動停止と同様			2.3E-6	手動停止と同様	
2次冷却系の破断 +補助給水失敗	①2次冷却系破断事象診断過誤による破断SGループへの給水停止失敗	1.2E-6	98%	1.2E-6	フィード アンド ブリード	○
	②復水ピット閉塞	5.3E-9	0.4%			○
	③破断SGへの補助給水隔離弁574B閉失敗+3725閉止操作失敗	1.3E-9	0.1%			○
主給水流量喪失 +補助給水失敗	手動停止と同様			2.7E-7	手動停止と同様	
外部電源喪失 +補助給水失敗	①復水ピット閉塞	5.9E-8	51%	1.2E-7	フィード アンド ブリード	○
	②補助給水系各機器の外部リーク	1.7E-9	2%			○
SGTR +補助給水喪失	①復水ピット閉塞	3.9E-8	51%	7.7E-8	フィード アンド ブリード	○
	②SG入口電動弁574A,C,Dのうちの2つの同時閉塞	1.7E-9	2%			○
	③補助給水系各機器の外部リーク	1.2E-9	1%			○
小破断LOCA +補助給水失敗	①復水ピット閉塞	2.7E-9	48%	5.6E-9	フィード アンド ブリード	○
	②SG入口電動弁574A,B,C,Dのうちの2つの同時閉塞	2.4E-10	4%			○
	③補助給水系各機器の外部リーク	7.9E-11	1%			○
2次冷却系の破断 +主蒸気隔離失敗	①破断ループ側T/D-AFWP蒸気供給ライン元弁575A閉止操作失敗(HE) + 「破断ループ側T/D-AFWP蒸気供給ライン逆止弁576A閉失敗」により健全側ループの蒸気が破断側ループへ流出	3.4E-11	52%	6.5E-11	フィード アンド ブリード	○
	②健全ループ主蒸気隔離弁バイパス弁3615(3635,3645)内部リーク+破断ループ主蒸気隔離逆止弁536B閉失敗	1.5E-11	23%			○
	③健全ループ主蒸気隔離弁533A(C,D)閉失敗+破断ループ主蒸気隔離逆止弁536B閉失敗	9.1E-12	14%			○

【主要なカットセットに対する検討】

- 本グループに含まれる事故シーケンスは、補助給水機能が喪失して炉心損傷に至る事故シーケンスが大半を占めている。補助給水機能が喪失する要因としては、ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失等が考えられ、ここでは、復水ピット閉塞による水源喪失が支配的となっているが、その場合においても給水源の切替え（添付-1参照）を実施することや、炉心損傷防止対策として補助給水系とは異なるシステムを使用したフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能である。
- また、「2次冷却系の破断+補助給水失敗」及び「2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗」の事故シーケンスでは、破断ループ隔離に伴う診断過誤や操作失敗（HE）が上位のカットセットとして抽出されたが、これらについても同様にフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能である。

第1-2表 事故シーケンスごとの主要なカットセット
(全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失)

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷防止対策	対策の有効性
外部電源喪失 +非常用所内 交流電源喪失	①3uDG-A(B)運転継続失敗 +DG-B(A)試験による待機除外	1.1E-7	1%	8.5E-6	2次冷却系強制 冷却+恒設代替 低压注水ポンプ ※1による炉心注 水	○
	②4uDG-A(B)運転継続失敗 +DG-B(A)試験による待機除外で安 全補機開閉器室空調ファンA,B喪失	1.1E-7	1%			○
	③DG-A,B起動失敗CCF	7.8E-8	1%			○
	④4uDG-A,B起動失敗CCFによる安全 補機開閉器室空調ファンA,B喪失	7.8E-8	1%			○
原子炉補機 冷却機能喪失 +RCP シール LOCA	RCP シール LOCA 発生	4.2E-5	100%	4.2E-5	2次冷却系強制 冷却+恒設代替 低压注水ポンプ ※1による炉心注 水	○
原子炉補機 冷却機能喪失 +加圧器逃がし 弁/安全弁 LOCA	加圧器安全弁 055(056,057)再閉止失敗	9.0E-7	100%	9.0E-7	2次冷却系強制 冷却+恒設代替 低压注水ポンプ ※1による炉心注 水	○
原子炉補機 冷却機能喪失 +補助給水失敗	①復水ピット閉塞	2.5E-9	50%	4.9E-9	無し	※2
	②SG-A,B,C,D水位計の作動失敗CCF による補助給水ポンプ起動失敗	8.4E-11	2%			※2
	③補助給水系各機器の外部リーク	7.2E-11	1%			※2

※1：ポンプの電源である空冷式非常用発電装置を含む

※2：炉心損傷防止対策が有効なカットセットであるが、時間余裕の観点で発生頻度の低減が
厳しい

【主要なカットセットに対する検討】

- 「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」はディーゼル発電機1台が試験による待機除外中に別の1台が継続運転に失敗する等して非常用所内交流電源が喪失し、全交流動力電源喪失となり炉心損傷に至る事故シーケンスであるが、代替電源である空冷式非常用発電装置により電源を確保し2次冷却系強制冷却及び恒設代替低压注水ポンプを用いた炉心注水を実施することにより炉心損傷防止が可能である。
- 原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合、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り炉心損傷に至ることが考えられるが、この場合も2次冷却系強制冷却及び恒設代替低压注水ポンプを用いた炉心注水を実施することで炉心損傷防止が可能である。
- また「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」においても2次冷却系からの除熱機能喪失時と同様、フィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能な事故シーケンスであるが、フィードアンドブリードを実施するためには、喪失した原子炉補機冷却機能の復旧が必要であり、時間余裕の観点から発生頻度の低減が厳しい事故シーケンスである。また、主給水系が健全である場合、主給水系を用いた代替給水により炉心損傷を防止できる場合もある。

第 1-3 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット (原子炉格納容器の除熱機能喪失)

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
小破断 LOCA +スプレイ再循環 失敗	①スプレイ熱交換器CCW通水弁 178A,B開失敗CCF	6.7E-9	26%	2.6E-8	格納容器内 自然対流冷却	○
	②スプレイ信号A(B)トレン失敗 +スプレイ熱交換器CCW通水弁 178B(A)開失敗	3.0E-9	11%			○
	③再循環切替信号A(B)トレン失敗 +スプレイ熱交換器CCW通水弁 178B(A)開失敗	2.5E-9	9%			○
	④スプレイ信号Aトレン失敗 +SWP-C出口手動弁503Cの試験 後の戻し忘れ(HE)	1.4E-9	5%			○
	⑤スプレイ熱交換器CCW通水弁 178A開失敗+ SWP-C出口手動弁 503Cの試験後の戻し忘れ(HE)	5.9E-10	2%			○
	⑥再循環サンプ隔離電動弁003A,B 開失敗CCF	5.0E-10	2%			○
小破断 LOCA +スプレイ注入 失敗	①スプレイ信号A,B両トレンCCF	5.4E-9	35%	1.6E-8	格納容器内 自然対流冷却	○
	②スプレイポンプA,B起動失敗CCF	2.3E-9	15%			○
	③スプレイポンプ熱交換器出口弁 024A,B開失敗CCF	6.7E-10	4%			○
中破断 LOCA +スプレイ再循環 失敗	小破断 LOCA と同様		8.1E-9	小破断LOCAと同様		
中破断 LOCA +スプレイ注入 失敗	小破断LOCAと同様		4.8E-9	小破断LOCAと同様		
大破断 LOCA +低圧再循環失敗 +スプレイ再循環 失敗	①RHRポンプA出口流量高信号発 信失敗+スプレイ信号Aトレン失 敗+SWP-C出口手動弁503Cの 試験後の戻し忘れ(HE)	4.5E-13	6%	7.8E-12	格納容器内 自然対流冷却	○
	②3A2動力変圧器機能喪失による 「RHR熱交換器CCW通水弁 114A」及び「スプレイ熱交換器 CCW通水弁178A」開失敗+ SWP-C出口手動弁503Cの試験 後の戻し忘れ(HE)	2.2E-13	3%			○*
	③RHRポンプA出口流量高信号発 信失敗+スプレイ熱交換器CCW 通水弁178A開失敗+SWP-C出 口手動弁503Cの試験後の戻し忘 れ(HE)	1.9E-13	2%			○
大破断 LOCA +低圧再循環失敗 +スプレイ注入 失敗	①スプレイヘッドオリフィスA(B) 外部リーク+RHR熱交換器CCW 通水弁114A(B)開失敗+スプレイ 信号/S信号の共用部(ユニバーサ ルカード等)B(A)失敗	2.7E-13	34%	8.0E-13	格納容器内 自然対流冷却	○

※電動弁の現場操作により炉心損傷を防止することができる可能性がある。

【主要なカットセットに対する検討】

- 本グループに含まれる事故シーケンスは、格納容器スプレイ機能（注入／再循環）が喪失することにより原子炉格納容器が先行破損して炉心損傷に至る事故シーケンスである。格納容器スプレイ機能が喪失する要因としては、ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失等が考えられるが、ここでは、格納容器スプレイクーラに原子炉補機冷却水を通水する弁の開操作失敗や格納容器スプレイ信号の発信失敗が支配的となっている。その場合でも、格納容器スプレイシステムを使用しない格納容器内自然対流冷却を実施することで炉心損傷防止が可能である。

第 1-4 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（原子炉停止機能喪失）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
ATWS	①原子炉トリップ回路作動失敗CCF	6.9E-9	57%	1.2E-8	ATWS 緩和設備	○
	②原子炉トリップ遮断器開失敗CCF	5.2E-9	43%			○

【主要なカットセットに対する検討】

- 本グループに含まれる事故シーケンスは、運転時の異常な過渡変化が発生した際に原子炉トリップに失敗する事象であるが、原子炉トリップに失敗するカットセットとして、共通要因故障による回路の作動失敗としゃ断器の開失敗が要因となっている。この場合においてもATWS緩和設備により炉心損傷防止が可能である。

第 1-5 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（ECCS注水機能喪失）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
小破断 LOCA +高圧 注入失敗	①低温側注入ライン手動弁071B(C,D)閉塞	9.8E-7	44%	2.2E-6	2次冷却系 強制冷却に よる低圧注 入	○
	②低温側注入ラインオリフィス02B(C,D)閉塞	3.7E-7	16%			○
	③低温側注入ラインオリフィス09B(C,D)閉塞	3.7E-7	16%			○
	④低温側注入ラインオリフィス980B(C,D)閉塞	3.7E-7	16%			○
	⑤低温側注入ラインオリフィス10C閉塞	1.2E-7	5%			○
中破断 LOCA +高圧 注入失敗	小破断 LOCA と同様			6.9E-7	小破断 LOCA と同様	
大破断 LOCA +低圧 注入失敗	①S信号A,B両トレンCCF	4.9E-10	13%	3.7E-9	無し	—
	②RHRポンプ出口流量高信号A,B両トレンCCFによるミニフローライン弁601,611の誤開	4.9E-10	13%			—
	③S信号A(B)トレン失敗+RHRポンプB(A)出口流量高信号発信失敗	4.6E-10	12%			—
	④RWSP閉塞	2.7E-10	7%			—
	⑤S信号Bトレン失敗+低圧注入系タイライン弁047A(B)閉塞	2.4E-10	7%			—
	⑥RHRポンプB出口流量高信号発信失敗+低圧注入系タイライン弁047A(B)閉塞	2.4E-10	7%			—
	⑦RHRポンプA(B)出口流量高信号発信失敗+RHRポンプB(A)出口流量高信号発信失敗	2.3E-10	6%			—
中破断 LOCA +蓄圧 注入失敗	①蓄圧タンク出口逆止弁134B,C,D開失敗CCF	1.8E-11	68%	2.6E-11	無し	—
	②蓄圧タンク2基の同時閉塞	4.1E-12	15%			—
	③蓄圧タンクB(C,D)閉塞+蓄圧タンク出口電動弁132C(B,D)閉塞	2.5E-12	9%			—
大破断 LOCA +蓄圧 注入失敗	中破断LOCAと同様			8.8E-12	無し	—

【主要なカットセットに対する検討】

- 本グループに含まれる事故シーケンスは、「中、小破断LOCA+高圧注入失敗」が支配的となっており、これらの事故シーケンスは高圧注入機能が喪失して炉心損傷に至る事故シーケンスである。高圧注入系が喪失する要因として、ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失等が考えられるが、ここでは、注入ラインの手動弁やオリフィスが閉塞することによる注入ライン閉塞が支配的である。その場合でも、炉心損傷防止対策として2次冷却系強制冷却による1次冷却系の減圧後、閉塞した高圧注入系と別の系統から低圧注入等を実施することで炉心損傷を防止することが可能である。
- 一方、「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」の事故シーケンスは国内外の先進的な対策を考慮しても対策が困難なものであるが、全炉心損傷頻度への寄与は小さい。また、炉心損傷防止は困難であるが、例えば、「大、中破断LOCA+蓄圧注入失敗」の事故シーケンスの場合、高圧注入や代替低圧注入ポンプ等を活用して何らかの形で注水することで炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和に期待できる可能性がある。

第 1-6 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（ECCS再循環機能喪失）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
小破断 LOCA +高圧再循環 失敗	①再循環切替信号A,B両トレンCCF	5.2E-9	31%	1.7E-8	2次冷却系強制冷却による 低圧再循環又は代替再循環	○*1
	②再循環切替信号A(B)トレン失敗 +高圧注入系タイライン弁066A(B)閉塞	2.5E-9	15%			○*1
	③高圧注入系タイライン弁066A(B)閉塞 +SWP-C出口手動弁503Cの試験後の 戻し忘れ(HE)	1.2E-9	7%			○
	④再循環切替信号Aトレン失敗 +SWP-C出口手動弁503Cの試験後の 戻し忘れ(HE)	1.2E-9	7%			○
	⑤S信号Aトレン失敗 +SWP-C出口手動弁503Cの試験後の戻 し忘れ(HE)	1.1E-9	7%			○
	⑥再循環サンプスクリーンA,B閉塞CCF	8.5E-10	5%			○*2
	⑦再循環サンプ隔離電動弁093A,B開失 敗CCF	5.1E-10	3%			○
中破断 LOCA +高圧再循環 失敗	小破断 LOCA と同様		5.2E-9	小破断 LOCA と同様		
大破断 LOCA +低圧再循環 失敗 +高圧再循環 失敗	①再循環切替信号A,B両トレンCCF	5.2E-10	57%	9.2E-10	代替再循環	○*1
	②再循環切替信号Aトレン失敗 +SWP-C出口手動弁503Cの試験後の 戻し忘れ(HE)	1.2E-10	13%			○*1
	③S信号Aトレン失敗 +SWP-C出口手動弁503Cの試験後の 戻し忘れ(HE)	1.1E-10	12%			○
	④再循環サンプスクリーンA,B閉塞CCF	8.5E-11	9%			○*2
	⑤再循環サンプ隔離電動弁093A,B 開失敗CCF	6.8E-11	7%			○

※1：手動による再循環切替を実施することにより炉心損傷が防止できる可能性がある。

※2：RWS P補給による注入継続等により炉心損傷が防止できる可能性がある。

【主要なカットセットに対する検討】

○本グループに含まれる事故シーケンスは、再循環機能が喪失することで炉心損傷に至る事故シーケンスである。再循環機能が喪失する要因としてはポンプ故障、注入配管閉塞、再循環切替失敗、水源喪失等が考えられるが、ここでは切替信号の発信に失敗する再循環切替失敗が支配的となっているが、その場合でも手動での再循環切替や2次冷却系強制冷却による低圧再循環等を実施することにより炉心損傷を防止できる可能性がある。

第 1-7 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット (格納容器バイパス)

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
蒸気発生器伝 熱管破損 +破損側蒸気 発生器の隔離 失敗	①SGTR事象診断過誤による破損 SGへの給水停止失敗 +主蒸気管破断	8.6E-8	36%	2.4E-7	クールダウン アンド リサーキュレ ーション	○
	②タービン動補助給水ポンプ蒸気 供給ライン元弁575A閉止失敗	3.1E-8	13%			○
	③主蒸気ライン圧力高信号失敗に よる主蒸気逃がし弁3620開失敗 +主蒸気安全弁526B再閉止失敗	1.6E-8	6%			○
	④タービンバイパス弁開信号失敗 +破損SG主蒸気安全弁526B再閉 止失敗	1.6E-8	6%			○
インターフェ イスシステム LOCA	—	3.0E-11	100%	3.0E-11	クールダウン アンド リサーキュレ ーション	○

【主要なカットセットに対する検討】

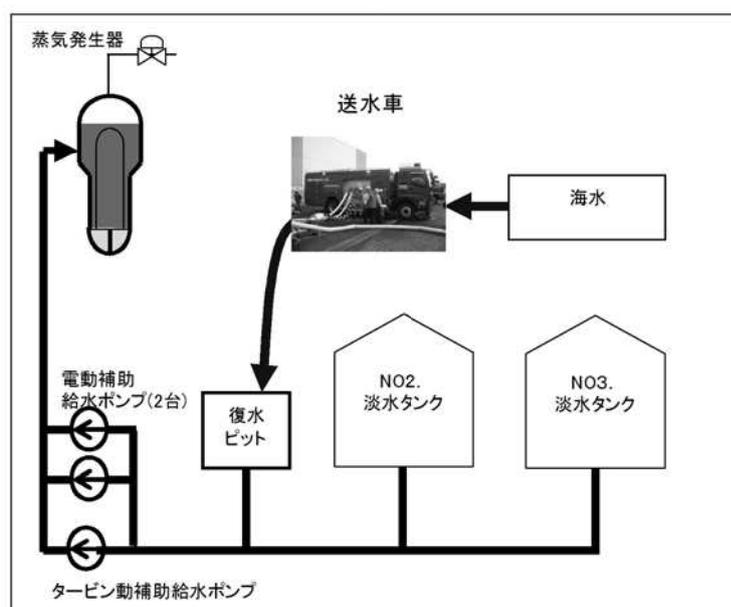
- 本グループに含まれる事故シーケンスは、格納容器バイパス事象として蒸気発生器伝熱管破損発生後の破損側蒸気発生器の隔離失敗やインターフェイスシステムLOCAが発生するものであるが、いずれの場合もECCS等を用いたクールダウンアンドリサーキュレーションを実施することで炉心損傷防止が可能である。

復水ピット閉塞時の代替手段について

大飯発電所 3 号炉及び 4 号炉における内部事象レベル 1 P R A のうち、「2 次冷却系からの除熱機能喪失」のシーケンスグループに属する各種事故シーケンスのカットセット分析を実施した結果、補助給水失敗に至る主なカットセットとして復水ピット閉塞の寄与割合が大きい結果となった。

これに対して、2 次冷却系からの除熱機能喪失事象への炉心損傷防止対策であるフィードアンドブリードは補給水源として燃料取替用水ピットを使用することとしており、復水ピット閉塞も含めたすべての補助給水機能喪失事象に対して有効性を確認している。

また、大飯 3 号炉及び 4 号炉の復水ピットの閉塞に対しては、補助給水ポンプの機能が維持されているような場合には、給水源を淡水タンク等に切り替えて給水を実施する手順を整備済である。



今回のPRAは重大事故等対処設備の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定を目的に実施したものであるが、結果の分析からは緩和機能喪失に至る主な要因も知見として得ることが可能であり、今後も自主的な安全性向上のための活動を継続していく中で、これらの知見を適宜活用していくことが重要であると考えている。

2. 内部事象レベル1. 5 P R A

(1) 選定条件

レベル1. 5 P R Aでは炉心損傷時のプラント損傷状態（P D S）により、事故シーケンスをグループ化し、各P D Sから個別の格納容器破損モードへ至る頻度として格納容器破損頻度を算出している。

各格納容器破損モードには複数のP D Sが属しており、評価事故シーケンス選定に際しては代表的なP D Sを選定の後、当該P D Sに属する事故シーケンスから評価事故シーケンスの選定を実施している。

ここでは、各格納容器破損モードに至る可能性のあるすべての事故シーケンスを対象に、上位3位までのカットセットを抽出することとし、主要なカットセット及び格納容器破損防止対策の整備状況等について第2表に整理した。

(2) 主要なカットセットの確認結果

格納容器破損防止対策の有効性評価を行う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P D Sと主要なカットセットの展開を行い、これらの格納容器破損頻度の観点で支配的な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。

第2表 格納容器破損モードごとの主要なカットセット（レベル1，5 PRA）

格納容器破損モード	PDS	主要なカットセット	CFF (/炉年)	寄与 割合	全CFF (/炉年)	格納容器破損 防止対策	対策の 有効性
雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過圧)	SED	①原子炉補機冷却機能喪失 +RCPシールLOCA発生	4.1E-5	97.0%	4.2E-5	代替低圧注水 ポンプ※1による 代替格納容器 スプレイ +格納容器再循環 ユニットによる 格納容器内 自然対流冷却 (海水直接注入)	○
	SED	②原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器安全弁055閉失敗	2.9E-7	0.7%			○
	SED	③原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器安全弁057閉失敗	2.9E-7	0.7%			○
雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過温)	SED	①原子炉補機冷却機能喪失 +RCPシールLOCA発生	4.1E-7	5.4%	7.6E-6		○
	TED	②外部電源喪失 +3u-A,B-ディーゼル発電機 起動失敗 CCF	6.5E-8	0.9%			○
	TED	③外部電源喪失 +4u-A,B-ディーゼル発電機 起動失敗 CCF	6.5E-8	0.9%			○
高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気 直接加熱	SED	①原子炉補機冷却機能喪失 +RCPシールLOCA発生	4.2E-7	88.1%	4.7E-7	加圧器逃がし弁開 放による 1次冷却系強制減 圧	○
	TEI	②手動停止 +復水ピット閉塞	8.0E-9	1.7%			○
	TEI	③過渡事象 +復水ピット閉塞	3.3E-9	0.7%			○
原子炉圧力容器 外の溶融燃料— 冷却材相互作用	AEI	①中破断LOCA +手動弁071B閉塞	1.0E-9	13.6%	7.4E-9	(原子炉格納容器 耐力にて健全性を 維持可能)	○
	AEI	②中破断LOCA +手動弁071C閉塞	1.0E-9	13.6%			○
	AEI	③中破断LOCA +手動弁071D閉塞	1.0E-9	13.6%			○
水素燃焼	TEI	①手動停止 +復水ピット閉塞	2.6E-8	24.3%	1.1E-7	静的触媒式 水素再結合装置	○
	TEI	②過渡事象 +復水ピット閉塞	1.1E-8	10.2%			○
	TEI	③2次冷却系の破断 +2次冷却系の破断発生 に係る診断失敗(運転員)	1.1E-8	10.0%			○
溶融炉心・コンク リート相互作用	TEI	①手動停止 +復水ピット閉塞	2.0E-7	15.0%	1.3E-6	恒設代替低圧注水 ポンプ※2による 代替格納容器 スプレイ	○
	TEI	②過渡事象 +復水ピット閉塞	8.3E-8	6.3%			○
	TEI	③2次冷却系の破断 +2次冷却系の破断発生 に係る診断失敗(運転員)	8.1E-8	6.1%			○

※1：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並びにそれぞれの電源（空冷式非常用発電装置及び電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用））を含む。

※2：ポンプの電源である空冷式非常用発電装置を含む。

【主要なカットセットに対する検討】

- 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）」、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）」は、主要なカットセットが原子炉補機冷却機能喪失時のRCPシールLOCAである。原子炉補機冷却機能喪失ではECCS、制御用空気系（IAS）等の安全系の各種機器が不作動となり、1次冷却系からの除熱ができずに炉心温度及び

圧力が上昇して結果的に炉心損傷に至る。これらに対して格納容器破損防止対策として整備している代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却（海水直接注入）は、主要なカットセットの機器及び設備とは独立して使用可能であり、その機能に期待できる。

- 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」については、原子炉補機冷却機能喪失時のRCPシールLOCA、2次冷却系からの除熱機能喪失時の補助給水系の失敗（復水ピット閉塞）が支配的であるが、格納容器破損防止対策として整備している加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧は主要なカットセットの機器及び設備とは独立して使用可能であり、その機能に期待できる
- 「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」については主要なカットセットは中破断LOCA時における注入ラインの閉塞であるが、水蒸気の発生に必要となる原子炉格納容器への注水として格納容器スプレイが前提となり、この場合には原子炉格納容器の耐力にて水蒸気による圧力スパイクの際にも原子炉格納容器健全性を確保できる。
- 「水素燃焼」に対して主要なカットセットとなる2次冷却系からの除熱機能喪失における補助給水失敗（復水ピット閉塞）、2次冷却系の破断（診断失敗）について、格納容器破損防止対策として整備している静的触媒式水素再結合装置の機能を妨げるものではなく、その機能に期待できる。
- 「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して主要なカットセットとなる2次冷却系からの除熱機能喪失における補助給水失敗（復水ピット閉塞）、2次冷却系の破断（診断失敗）について、格納容器破損防止対策として整備してい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、主要なカットセットの機器及び設備とは独立して使用可能であり、その機能に期待できる。

3. 停止時レベル1 P R A

各事故シーケンスについて、燃料損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度への寄与割合の観点で整理し、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た。

(1) 選定条件

事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するものがあるため、ここでは、各事故シーケンスについて以下の判断基準を基に主要なカットセットを抽出した。

- ・事故シーケンスの中で上位5位までのカットセット

なお、停止時P R Aにおいて、カットセットが存在する事故シーケンスは「外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗」及び「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」であり、それぞれのカットセットについて、P O S 5（ミッドループ運転状態）の評価値を示す。

各事故シーケンスにおける主要なカットセット及び燃料損傷防止対策の整備状況等について第3-1表～第3-4表に示す。

(2) 主要なカットセットの確認結果

第3-1表～第3-4表に示したとおりすべての事故シーケンスに対して、主要なカットセットレベルまで展開した場合においても、整備された燃料損傷防止対策が可能となることを確認した。

第 3-1 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（反応度の誤投入）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	燃料損傷 防止対策	対策の 有効性
反応度の誤投入	—	5.3E-8	100%	5.3E-8	純水注入 停止操作	○

【主要なカットセットに対する検討】

- 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、反応度の誤投入によって燃料損傷に至る事故シーケンスである。純水注入停止操作等の反応度制御を行う燃料損傷防止対策が可能である。

第 3-2 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（原子炉冷却材の流出）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全 CDF (/炉年)	燃料損傷 防止対策	対策の 有効性
原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失	—	3.3E-04	100%	3.3E-04	充てんポンプ	○
水位維持失敗	—	8.4E-06	100%	8.4E-06		○
オーバードレン	—	8.4E-06	100%	8.4E-06		○

【主要なカットセットに対する検討】

- 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、原子炉冷却材圧力バウンダリの機能喪失、水位維持失敗又はオーバードレンによって燃料損傷に至る事故シーケンスである。充てんポンプ等によってRCS保有水確保を行う燃料損傷防止対策が可能である。

第3-3表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（崩壊熱除去機能喪失）

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合	全 CDF (/炉年)	燃料損傷防止対策	対策の有効性
余熱除去機能喪失	—	6.4E-05	100%	6.4E-05	蓄圧タンク +恒設代替低圧 注水ポンプ※3 による炉心注水	○
外部電源喪失 +余熱除去系 による冷却失敗※1	①診断失敗	1.3E-06	92.8%	1.4E-06 (2.7E-06)※2		○
	②余熱除去-A 系統起動 操作失敗	8.6E-08	5.9%			○
	③A-余熱除去ポンプ 起動失敗	4.0E-09	0.3%			○
	④A-余熱除去ポンプ 遮断器閉失敗	2.4E-09	0.2%			○
	⑤A-余熱除去ポンプ 継続運転失敗	1.3E-09	0.1%			○
原子炉補機 冷却機能喪失	—	9.2E-06	100%	9.2E-06	○	

※1：POS 5における評価値

※2：全POSの炉心損傷頻度

※3：ポンプの電源である空冷式非常用発電装置を含む

【主要なカットセットに対する検討】

- 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、直接の余熱除去機能喪失、外部電源喪失発生後の余熱除去系統回復失敗、又は原子炉補機冷却機能喪失によって燃料損傷に至る事故シーケンスである。いずれの事故シーケンス及びカットセットに対しても、蓄圧タンクによる炉心注水及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水によって、燃料損傷防止が可能である。

第 3-4 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（全交流動力電源喪失）

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合	全 CDF (/炉年)	燃料損傷防止対策	対策の有効性
外部電源喪失 +非常用所内 交流電源喪失※1	①DG-A 継続運転失敗	1.1E-07	48.0%	2.4E-7 (1.0E-06) ^{※2}	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 による炉心注水	○
	②DG-A 起動失敗	7.5E-08	31.6%			○
	③空調用冷凍機 A 起動失敗	4.0E-09	1.7%			○
	③空調用冷凍機 B 起動失敗	4.0E-09	1.7%			○
	③空調用冷水ポンプ A 起動失敗	4.0E-09	1.7%			○
	③空調用冷水ポンプ B 起動失敗	4.0E-09	1.7%			○
	③海水ポンプ A 起動失敗	4.0E-09	1.7%			○

※1：POS5 における評価値

※2：全 POS の炉心損傷頻度

【主要なカットセットに対する検討】

- 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、外部電源喪失後の非常用所内交流電源の喪失によって燃料損傷に至る事故シーケンスである。事故シーケンスの主要なカットセットに対して空冷式非常用発電装置の起動後、蓄圧タンクによる炉心注水及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水によって、燃料損傷防止が可能である。

地震 P R A、津波 P R Aにおける主要な事故シーケンスの対策等について

1. 主要な事故シーケンスの対策について

地震 P R A、津波 P R Aにおける主要な事故シーケンスの F V 重要度上位機器、カットセットと炉心損傷防止対策の整備状況等をそれぞれ第 1 表及び第 2 表に示す。

事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するものがあるため、ここでは、事故シーケンスの中の主要なカットセットを抽出した。

(1) 地震レベル 1 P R A

第 1 表において、地震の全炉心損傷頻度 (2.8×10^{-6} (／炉年)) に対する寄与が大きい以下の事故シーケンスの F V 重要度上位機器に対する検討を実施した。

○「2 次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗」(1.1×10^{-6} (／炉年))

本事故シーケンスは、原子炉建屋主蒸気管室損傷により、主蒸気管室内にある主蒸気管や主蒸気隔離弁が同時に損傷し、炉心損傷に至る事故シーケンスであるが、炉心損傷防止対策として、補助給水系とは異なる系統を使用したフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能である。

○「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」(1.0×10^{-6} (／炉年))

本事故シーケンスは、メタルクラッドスイッチギア損傷により 6.6kV 母線が機能喪失し全交流動力電源喪失に至る事故シーケンス、原子炉補機冷却水冷却器損傷により海水系が機能喪失し全交流動力電源喪失に至る事故シーケンス、ディーゼル発電機内燃機関損傷により全交流

動力電源喪失に至る事故シーケンスが支配的であるが、メタルクラッドスイッチギア損傷については、空冷式非常用発電装置から代替所内電気設備を介して恒設代替低圧注水ポンプ等の機器に給電することで短期的には炉心損傷防止が可能である。原子炉補機冷却水冷却器及びディーゼル発電機内燃機関損傷については、代替電源である空冷式非常用発電装置により電源を確保し2次冷却系強制冷却及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水を実施することにより炉心損傷防止が可能である。

(2) 津波レベル1 P R A

第2表において、津波の全炉心損傷頻度 (3.0×10^{-7} (／炉年)) に対する寄与が大きい以下の事故シーケンスの主要なカットセットに対する検討を実施した。

○「原子炉補機冷却機能喪失＋R C PシールL O C A」

(3.0×10^{-7} (／炉年))

「原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁L O C A」

(1.3×10^{-9} (／炉年))

本事故シーケンスでは、R C PシールL O C Aや加圧器逃がし弁／安全弁L O C Aが発生することにより炉心損傷に至ることが考えられるが、2次冷却系強制冷却及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水を実施することで炉心損傷防止が可能である。

○「原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗」(2.2×10^{-9} (／炉年))

本事故シーケンスは国内外の先進的な対策を考慮しても対策が困難なものであるが、全炉心損傷頻度への寄与は小さい。また、炉心損傷防止は困難であるが、大容量ポンプによる海水系の復旧により補機冷却水系を復旧させた後フィードアンドブリードを実施することで炉心

損傷防止が可能な場合もある。また、主給水系が健全である場合、主給水系を用いた代替給水により炉心損傷を防止できる場合もある。

○「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」(2.2×10^{-10} (／炉年))

本事故シーケンスは、海水ポンプの水没により従属的にディーゼル発電機が機能喪失し、さらに主変圧器の水没により外部電源が喪失して全交流動力電源喪失となり炉心損傷に至るシーケンスであるが、代替電源である空冷式非常用発電装置により電源を確保し2次冷却系強制冷却及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水を実施することにより炉心損傷防止が可能である。

○「複数の信号系損傷」(1.1×10^{-10} (／炉年))

本事故シーケンスは、複数の電気盤水没により、各種制御が不能となり補助給水流量調整の失敗及び主蒸気逃がし弁を含む工学的安全施設の動作不能を仮定して2次冷却系からの除熱機能喪失により炉心損傷に至ることを想定している。本事故シーケンスは、有効な炉心損傷防止対策はないものの、全炉心損傷頻度への寄与は小さい事象である。

2. 地震PRA、津波PRAにおける重複シーケンスの考慮について

地震PRAでは、地動最大加速度の増加に伴う複数機器の同時損傷により複数の起回事象が発生する可能性があるため、学会標準にしたがい、重畳による影響を包含できるように階層化処理を行っている。具体的には、先行するヘディングにある起回事象が発生した時は後続のヘディングにある起回事象が重畳している可能性があるものとして考え、先行する起回事象で想定している緩和系により「後続の起回事象の事象進展の抑制が可能」又は「後続の起回事象に係る緩和操作に期待する必要がない」ことを考慮した上で起回事象階層イベントツリーを作成している。

サポート系（電源系、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系等）

については、当該機能が喪失すると複数の安全機能に影響を与えることから、従属性を有する緩和系機能喪失の原因として考慮するとともに、例えば原子炉補機冷却水系が機能喪失することでRCPシールLOCAが発生するように、従属的に発生する事象についても考慮している。

さらに異なる組み合わせや複数の安全機能が喪失する事象が重畳する場合も想定されるが、すべての重畳の組み合わせを事故シーケンスとして区別すると複雑になりすぎるため、事象発生後に要求される安全機能の時系列に着目し炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理している。

なお、津波PRAでは今回フラジリティをステップ状で考慮したことから、事象の組み合わせは複雑になることはなかったが、同様に学会標準に基づき、起因事象階層イベントツリーを作成している。

実際に複数の事象が重畳した場合は、発生した事象に対してそれぞれ有効な対策を実施していくことになるが、今回のPRAでは、対策を検討する対象とすべき事故シーケンスを選定することに主眼をおいて評価を実施しており、対策を考慮した評価は実施していない。また、建屋損傷のように損傷程度の不確かさが大きく、シナリオの想定が困難なケースは炉心損傷直結事象として整理している。

第1表 事故シーケンスごとの主要なFV重要度上位機器

事故シーケンス	CDF (/炉年)	寄与割合	FV重要度	FV重要度上位機器	炉心損傷防止対策	対策の有効性
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	1.1E-6	39.3%	1	原子炉建屋主蒸気管室	フィードアンドブリード	○
外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	1.0E-6	35.7%	0.15	メタルクラッドスイッチギア	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炉心注水	○
			0.07	原子炉補機冷却水冷却器		○
			0.03	ディーゼル発電機内燃機関		○

第2表 事故シーケンスごとの主要なカットセット

事故シーケンス	CDF (/炉年)	寄与割合	主要なカットセット	炉心損傷防止対策	対策の有効性
原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	3.0E-7	98.7%	RCPシールLOCA発生	2次冷却系強制冷却+恒設代替低圧注水ポンプ※1による炉心注水	○
原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	1.3E-9	0.4%	加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗		○
原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	2.2E-9	0.7%	①復水ピット閉塞 ②補助給水ポンプ起動信号失敗 共通要因故障 ③津波による補助給水機能喪失	無し	-
外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	2.2E-10	<0.1%	津波による全交流動力電源喪失	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炉心注水	○
複数の信号系損傷	1.1E-10	<0.1%	津波による複数の信号系損傷	無し	-

※1：ポンプの電源である空冷式非常用発電装置を含む

格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由について

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、審査ガイドでは次のように記載されている。

(5) 格納容器直接接触（シェルアタック）

a. 現象の概要

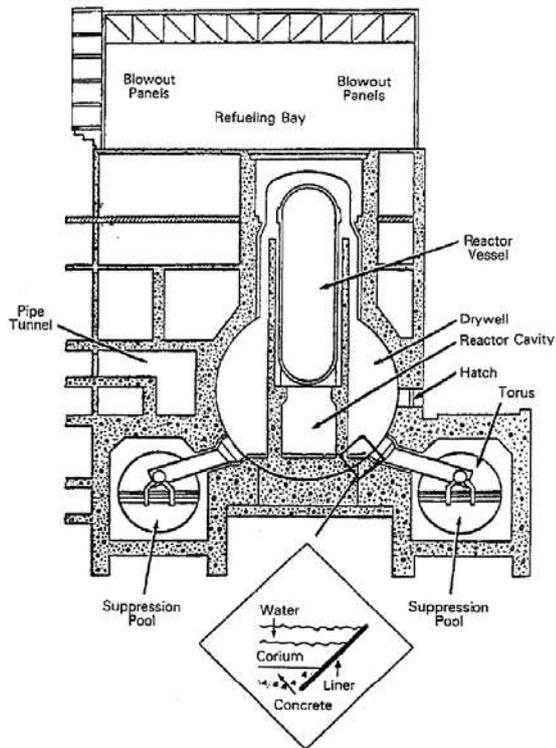
原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時に、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触することによって、原子炉格納容器が破損する場合がある。

この格納容器直接接触（シェルアタック）については、NUREG/CR-6025にて知見がまとめられている。なお、格納容器直接接触（シェルアタック）について、NUREG/CR-6025では、メルトアタック及びライナーアタックと呼ばれている。

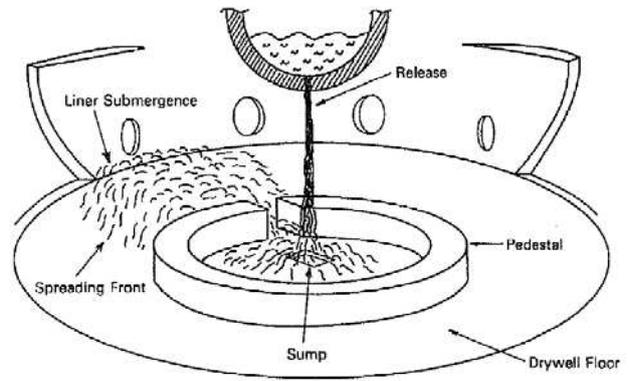
NUREG/CR-6025では格納容器直接接触（シェルアタック）について、BWRマークI型プラントに対する検討が行われている。BWRマークI型のドライウェル及びサブプレッションプールの模式図を第1図及び第2図に示す。BWRマークI型では原子炉容器から流出した溶融炉心がペDESTALと呼ばれる台座で囲われたエリアに落下するが、ペDESTALに開口部があり、溶融炉心が広がった際に原子炉格納容器の壁面に接触するという事象があることを示している。

このような事象が発生しやすいプラント構造は、マーク I 型 BWR 特有であり、PWR では原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が落下する原子炉下部キャビティから原子炉格納容器壁面へ溶融炉心が流れる構造にはなっていない（第 3 図参照）。このため、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触するような事象（シェルアタック）の発生の可能性はない。

よって、必ず想定する格納容器破損モードであるが、PWR プラントの原子炉格納容器の構造上、発生の可能性がないため想定する格納容器破損モードから除外した。



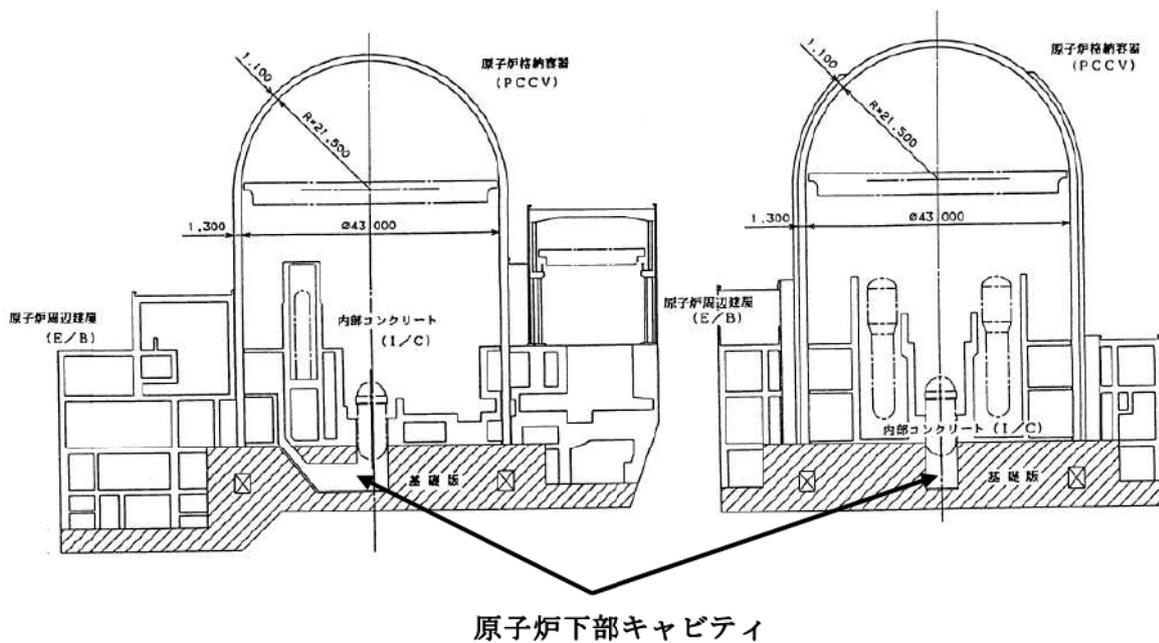
第1図 BWRマーク I 型プラントにおける格納容器直接接触



第2図 BWRマーク I 型プラントにおける格納容器直接接触の物理現象図

出典：NUREG/CR-6025, The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, 1993

出典：NUREG/CR-6025, The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, 1993



第3図 大飯3号炉及び4号炉の原子炉下部キャビティ

g モード（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（T I - S G T R））**に係る追加要否の検討について**

g モード（蒸気発生器伝熱管破損）はレベル 1. 5 P R A 上の破損モードとして抽出される格納容器バイパスに該当することから炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」にて有効性評価の対象としている。

一方、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（T I - S G T R）が想定される。

T I - S G T R 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下で発生する可能性が生じるものであり、ウエスチングハウス社製 4 ループ P W R プラントを検討対象とした NUREG/CR-6995 においても以下の内容が記載されている。

【NUREG/CR -6995 の記載概要】

- ・ 1 次冷却系が高圧で 2 次冷却系がドライで低圧の条件下、いわゆる high-dry-low 条件下でのクリープ破損による S G 伝熱管破損及び格納容器バイパスは、高圧条件の排除、ドライ条件の排除及び R C S 圧力の低減、2 次冷却系の低圧条件の排除によって防止できる。
- ・ high-dry-low 条件においても高温側配管が先に破損することが予測されている。
- ・ 2 次冷却系の減圧を伴わないシーケンスでは、格納容器バイパスに至らず、2 次冷却系の圧力が維持されて S G 伝熱管負荷が減少すれば、

高温側配管、サージ配管、RVより先にSG伝熱管が破損することはない。

- ・ RCPシール漏えいによりRCS圧力が低下し、SG伝熱管負荷が減少するため、高温側配管、サージ配管、RVより先にSG伝熱管破損に至ることは防げる。
- ・ タービン動補助給水作動の場合、SG伝熱管外面がウェット状態に維持され、RCS除熱が過熱を防ぐため、格納容器バイパスに至らない。

今回、レベル1.5PRAの定量化結果ではTI-SGTRによる格納容器破損頻度(CFF)は 1.9×10^{-7} (／炉年)であり全CFFへの寄与も0.4%程度である。

レベル1PRAの結果からは、1次冷却系が高圧で2次冷却系への給水がないプラント状態に該当する事故シーケンスグループは以下の3つの事故シーケンスグループであるが、これらに対しては、合計炉心損傷頻度の99%以上に対して炉心損傷防止対策の有効性が確認されており、TI-SGTRが発生する可能性は非常に小さい。

【TI-SGTR発生の可能性を有する事故シーケンスグループ】

- (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

以上より、発生する可能性が極めて低い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。

なお、低頻度ではあるものの、1次冷却系が高圧の状態において炉心損

傷が発生する場合には、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」への対応と同様に加圧器逃がし弁の手動開放による1次冷却系の減圧操作を実施することにより、T I - S G T Rの発生回避を図ることが可能である。仮に、T I - S G T Rが発生した場合には破損S Gの隔離操作や溶融炉心の冷却のための格納容器スプレイ等可能な対応を実施するとともに、損傷程度に応じて可搬型ポンプ・放水砲等を活用した大規模損壊対応により影響の緩和を図ることとなる。

βモード（格納容器隔離失敗）の想定について

内部事象レベル 1. 5 P R Aにおいて、格納容器隔離失敗として参考としている NUREG の想定及び実際の格納容器隔離失敗の想定について以下にまとめる。

1. 隔離失敗確率で参照した米国文献(NUREG/CR-4220)

Large leakage events の発生確率として、NUREG/CR-4220 に記載のある 5.0×10^{-3} を用いている。

この確率は LER(Licensee Event Report)データベース（データ集計期間：1965 年～1983 年）から大規模漏えいに至る事象（4 件）を抽出し、その時の運転炉年（740 炉年）で割り算して求めた値である。

LER ではエアロック関連事象が 302 件、うちエアロックドア開が 75 件あったが、これらの殆どは数秒から数時間という短時間であった。4 時間継続したものとして 4 件（第 1 表参照）が抽出され、うち 2 件は原子炉格納容器に穴が開いたもの、1 件は隔離弁開、1 件はバイパス弁開である。

第 1 表 大規模漏えいに至る事象

Reactor	Year	Event
Oconee1	1973	Isolation Valves Open
San Onofre1	1977	Holes in Containment
Palisades	1979	By-pass Valves Open
Surry1	1980	Holes in Containment

出典：NUREG/CR-4220(Reliability Analysis of Containment Isolation System)

2. 実プラントにおいて想定される格納容器隔離失敗（漏えい経路）

実プラントにおける格納容器隔離失敗として、機械的な故障による隔離失敗、人的過誤による弁及びフランジの復帰忘れが考えられる。

①機械的な故障による隔離失敗

・格納容器貫通部スリーブからの漏えい

原子炉格納容器内から原子炉格納容器外（アニュラス部）への配管貫通部にはスリーブが設置されており、このスリーブが破損すると格納容器内雰囲気漏えいする可能性がある。

・アクセス部からの漏えい

機器搬入口、通常用エアロック、非常用エアロック等のアクセス部はガスケットによりシールされている。このシール部及び溶接部が破損すると格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

・格納容器空調系統からの漏えい

格納容器給気系統等のバウンダリの破損により格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。これらの系統は通常運転中は隔離弁により隔離されているが、隔離弁からの漏えいがあるとアニュラス部、補助建屋等に格納容器内雰囲気が漏えいする。

・格納容器外バウンダリからの漏えい

格納容器再循環配管及び格納容器スプレイ配管は格納容器内雰囲気と連通しており、これらのバウンダリが破損すると格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

②人的過誤による弁及びフランジの復旧忘れ

・漏えい試験配管からの漏えい

定期点検後格納容器漏えい試験が実施され、原子炉格納容器の健全

性が確認される。その際、共通要因故障として漏えい試験配管のフランジ閉め忘れの可能性が考えられる。

- ・燃料移送管からの漏えい

燃料交換時、燃料移送管のフランジカバー、隔離弁が解放される。その際、ヒューマンエラーとしてこれらの閉め忘れの可能性が考えられる。

レベル1.5 PRAでは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機能喪失実績に基づき格納容器破損頻度の定量化を実施しているがCFFは 3.2×10^{-7} （/炉年）と全CFFへの寄与は約0.6%程度であり、前述した格納容器隔離に係る国内プラントの運用下では格納容器隔離失敗の可能性は低いこと、格納容器破損防止対策の判断基準との整合性の観点から、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モードとして追加する必要はないものと判断した。

当該破損モードに対しては、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による人的過誤の防止、事故時に隔離失敗が発生した場合の代替隔離手順等、すでに整備されている運用面の対策を徹底するとともに、重大事故に至るおそれのある事故発生時の炉心損傷防止対策を確実に実施することにより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と考える。

（参考）米国における最近の隔離失敗実績について

①最近の隔離失敗実績調査

今回のレベル1.5 PRAでは、NUREG/CR-4220（1985年）に基づいた隔離失敗確率を用いているため、それ以降の格納容器隔離失敗実績につ

いて調査した。調査対象としては、EPRIによる総合漏えい率試験（ILRT：Integrated Leak Rate Test）の試験間隔の延長に対するリスク影響評価に関する報告書^{注1)}（以下「EPRI報告書」という。）を選定した。

EPRI報告書は、NUREG-1493（1995年）のデータ、2007年までのILRTデータ及びLER等の調査結果も含まれることから最近の米国の隔離失敗事例調査に最適な文献であると判断した。なお、米国原子力規制委員会のNUREGシリーズにはNUREG-1493（1995年）以降の新しい隔離失敗に関する文献がないことから選定していない。

このEPRI報告書では、2007年までの米国での217件のILRT事例を整理したとされており、その中で漏えい事象として75件（プラント名、漏えい率等が不明な事例を含む。）の事例が記載されている。この内訳は、機械的な破損による漏えい71件、人的過誤による弁・フランジの復帰忘れ4件となっている。

ただし、75件のILRT事例のうち、格納容器隔離失敗の対象となる大規模漏えいに至る隔離失敗実績は0件と記載している。

なお、第2表に示す3件については設計漏えい率の10倍以上の事例として抽出されているが、EPRI報告書では大規模漏えいに至るような隔離失敗の漏えい規模は保守的に考えても設計漏えい率(0.1%/day)の35倍、現実的には設計漏えい率の600～6000倍としており、抽出された3件は大規模漏えいの対象外としている。

また、今回のPRAで参照したNUREG/CR-4220における大規模漏えいとした4件は小規模のドリルホールから6インチ破断までと記載され保守的に6インチに想定するとしている。NUREG/CR-4220のリーク率の計算^{注2)}に基づく、この6インチ開口では設計漏えい率の数百倍以上となるため、EPRI報告書の大規模漏えいの定義とは整合が取れたものとなっている。

注 1) EPRI 報告書についての補足

- ・ 文献名称：EPRI 1018243, “Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals”, Revision 2-A of 1009325, October 2008
- ・ EPRI 報告書において調査したデータには、①NUMARC Survey Data(1994)、②NEI Survey Data(2001)、③Recent ILRT Data(2007)、④補足データ (NUREG-1493、LER 等) が含まれる。

注 2) NUREG/CR-4220 のリーク率の計算式は以下のとおり。

$$L = A / (2.55 \times 10^{-8} \times V)$$

L : leakage, wt%/day,

A : leak area, sq. inch.

V : Containment Volume, cubic ft.

第 2 表 大規模漏えいに至らない隔離失敗事例 (参考)

Reactor	Year	Event
不明 ^{※1}	1984 年 8 月	記載なく不明
不明 ^{※1}	1985 年 11 月	記載なく不明
Dresden2 (BWR Mark I)	1990 年 12 月	真空破壊弁の漏えい

※1: ユニット名を不明とした事例は、EPRI 報告書の ILRT 事例の出典である 1994 年の NEI (当時は NUMARC) の調査データでユニット名が不明とされており、EPRI 報告書にも記載されていない。

②最近の隔離失敗実績を用いた感度解析

βモードは大規模漏えいに至る格納容器隔離失敗を対象としているが、EPRI 報告書による最近の格納容器隔離失敗実績の確認からは大規模漏えい事例は抽出されなかったことから、原子炉格納容器の隔離失敗件数が 0

件としてβモードによる格納容器破損頻度の感度評価を行った。

EPRI データは複数のデータを組み合わせており、調査対象としたプラントの範囲が不明確であることから、正確な運転期間は不明である。したがって、概略評価として隔離失敗件数を ILRT 実施回数 (217 件)^{注3)} で割ることで隔離失敗確率を算出した。

その結果、算出した C F F は 1.5×10^{-7} (／炉年) となり、今回のレベル 1. 5 P R A の評価結果 (3.2×10^{-7} (／炉年)) と比較してもその値は小さく、格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定に影響を及ぼすものではないと考える。

注 3) 217 件は本文献に記載の件数であるが、米国原子力産業界においては保守的に見積もっても 400 件以上の ILRT が実施されている。

(算出式)

格納容器隔離失敗確率は発生実績 0 件 (計算上は 0.5 件として取扱う) を ILRT 実施回数で除して算出する。さらに、大飯 3 号炉及び 4 号炉の炉心損傷頻度 (6.4×10^{-5} (／炉年)) に格納容器隔離失敗確率を乗じてβモードによる格納容器破損頻度を算出した。

- ・ 原子炉格納容器の隔離失敗確率 : $0.5 / 217 = 0.0023$
- ・ βモードによる格納容器破損頻度 : $6.4 \times 10^{-5} \times 0.0023 = 1.5 \times 10^{-7}$ (／炉年)

αモード（原子炉容器内の水蒸気爆発）の
格納容器破損モードからの除外理由について

本破損モードは溶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。

αモードについては学会標準及び NUREG に以下の記載があり、米国での研究において発生頻度は非常に低いと評価されている。米国ウエスチングハウス社プラントと構造の類似している国内PWRでも、同様にαモード破損は無視し得ると考えられる。

- 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2 P S A編）：2008」

【学会標準 解説 7.4.1 項(a)抜粋】

原子炉（圧力）容器内水蒸気爆発については、水蒸気爆発による衝撃波そのもので原子炉（圧力）容器下部壁が破損する場合と原子炉（圧力）容器下部プレナム内で発生した水蒸気爆発によって水スラグが原子炉（圧力）容器上部構造物を衝撃破損する場合が想定され、どちらにおいても原子炉（圧力）容器構造部破損物がミサイルとなって原子炉格納容器バウンダリを破損する可能性がある。

WASH-1400 の評価においては、特に、後者がαモード破損として、早期格納容器破損モード破損として指摘され、これによって水蒸気爆発の研究が促進された。現在、これらの研究に基づき、αモード破損

はリスクの観点からは解決されていると、ほとんどの専門家が認識している。

○ NUREG

SERG-1(NUREG-1116)及び SERG-2(NUREG-1524)において、米国での専門家による評価では、 α モード破損はリスクの観点から無視するという結論が得られている。その根拠として挙げられたものは次のとおりである。^{注)}

- ①水蒸気爆発に関与する溶融燃料の質量が限られる（溶融炉心の下部プレナムへの大量同時落下が起きにくい）。
- ②低圧で溶融燃料と飽和水が混合した場合にはボイド率が大きくなり、水が枯渇化することにより溶融燃料－冷却材相互作用の発生エネルギーが抑制される。
- ③高圧のときには、粗混合から水蒸気爆発へのトリガーが起きにくい。
- ④原子炉容器下部ヘッド内で粗混合領域全体が一斉に伝播爆発することが物理的に起きにくい。
- ⑤機械エネルギーへの変換を阻害するいくつかの要因（原子炉容器内構造物によるエネルギー吸収等）がある。

この結論は 1997 年の水蒸気爆発に係る専門家会議（OECD主催）においても、変更不要であることが確認されており、米国NRCは原子炉容器内でのFCIから水蒸気爆発に至り原子炉格納容器が破損する事象（ α モード破損）について、これまでの専門家による検討結果では発生可能性は非常に低く、問題は解決済と位置づけている。

注) 日本原子力学会、シビアアクシデント熱流動現象評価、平成
13年3月

また、レベル1.5 PRAの定量化結果としてCFFは 1.4×10^{-9} (／炉年)と全CFFへの寄与は約0.003%程度と極めて小さいことから、当該破損モードを格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする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。

ライナーアタックについて

格納容器直接接触（シェルアタック）は、BWRマーク I 型プラント特有の現象と考えられ、NUREG/CR-6025 においては、ライナーアタックとされている。

一方、大飯 3 号炉及び 4 号炉のプレストレストコンクリート製格納容器では構造の相違からシェルアタックの発生の可能性はないが、熔融炉心が原子炉格納容器の構造材に接触し侵食する事象について以下のとおり整理した。

1. 原子炉容器圧力が高圧時

原子炉格納容器の破損の防止に係る重大事故等対策として、加圧器逃がし弁を強制開とし、1 次冷却系の強制減圧を図り熔融炉心の分散放出を抑制することが可能である。

2. 原子炉容器圧力が低圧時

原子炉容器が低圧状態で損傷すると、原子炉容器内の熔融炉心が原子炉下部キャビティへ落下するものの、ライナー上部のコンクリート等により格納容器直接接触を防止することができる。

また、この事象に対しては、重大事故等対策として恒設代替低圧注水ポンプにより熔融炉心落下前に原子炉下部キャビティに注水すること、熔融炉心落下以降も注水を継続することにより熔融炉心を冷却し、コンクリート侵食の防止が可能である。

格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について（補足）

レベル 1. 5 P R A 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は、第 1 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（P D S）を選定し、第 2 ステップにて選定された P D S の中から結果が厳しくなると判断される格納容器破損シーケンスを評価事故シーケンスとして選定している。なお、評価事故シーケンスの選定においてはアクシデントマネジメント策や重大事故対策等を考慮しない P R A モデルを用いている。以下に、評価事故シーケンスの絞込みに際しての考え方を示す。

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

a. 評価対象 P D S の選定方法

原子炉格納容器への負荷（圧力）及び事故進展の観点から抽出するが、以下の点から、A E D が最も厳しい P D S となる。

- ・破断規模の大きい大中破断 L O C A（A**）が、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事故進展が厳しい。
- ・ウェット状態（**W）は E C C S 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への注水があり、注水時には原子炉格納容器内の圧力上昇は抑制されることから、ドライ状態（**D）が原子炉格納容器内の圧力上昇について厳しい。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象PDSであるAEDのうち、破断規模が大きいほうが事故進展が早くなることから、①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シーケンスを選定している。

評価対象PDS：AED

①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

②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

(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

a. 評価対象PDSの選定方法

原子炉格納容器への負荷（温度）の観点から抽出するが、以下の点から、TEDが最も厳しいPDSとなる。

- ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない(**D)が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。
- ・RV破損時に高圧で溶融炉心が原子炉格納容器内に分散し、溶融炉心の表面積が大きくなり溶融炉心から原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなる小破断LOCA(S**), 過渡事象(T**)が原子炉格納容器内の温度上昇について厳しくなる。
- ・また、補助給水による冷却がない(T**)が原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象PDSであるTED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ーケンスを選定する。

全交流動力電源喪失により加圧器逃がし弁が機能喪失すると、加圧器安全弁設定圧力まで1次冷却系が高圧になり、溶融炉心が原子炉格納容器内に分散しやすくなることから、①全交流動力電源喪失シーケンスを選定している。なお、有効性評価においては、加圧器逃がし弁の復旧を考慮し、その機能に期待しているが、加圧器逃がし弁による減圧開始時点においても1次冷却材圧力が高圧に維持される①全交流動力電源喪失シーケンスが最も厳しい。さらに、事故進展を早める観点から、補助給水失敗の重畳を考える。

評価対象PDS：TED

- ①外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失
- ②手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ③過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ④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
- ⑤原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗
- ⑥ATWS＋格納容器スプレイ注入失敗
- ⑦2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
- ⑧外部電源喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ⑨2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

<補足説明>

- ・ ①は全交流動力電源喪失により加圧器逃がし弁が機能喪失し、加圧器安全弁設定圧まで1次冷却材圧力が高圧となる。なお、①は補助給水失敗（タービン動補助給水失敗）となっていないが、仮に補助給水成功であっても最終的に直流電源枯渇による制御不能によりタービン動補助給水停止に至ると考えている。
- ・ ②、③、④、⑦、⑧、⑨は過渡事象等の事故シーケンスであって、加圧器逃がし弁は一般に使用可能であり1次冷却材圧力が高圧になっても加圧器逃がし弁設定圧程度と考えられることから①に包絡される。なお、⑧は起因事象が外部電源喪失であるが非常用所内交流電源の確立に成功したシーケンスであり、全交流動力電源喪失ではなく加圧器逃がし弁は使用可能である。
- ・ ⑤は原子炉補機冷却機能喪失により加圧器逃がし弁が機能喪失する。しかし、①も全交流動力電源喪失により原子炉補機冷却機能が喪失する事故シーケンスであり評価事故シーケンスでは補助給水失敗を考慮するため、⑤は①に包絡される。また、頻度の観点からも⑤がCDFで 4.9×10^{-9} （/炉年）で①がCDFで 8.5×10^{-6} （/炉年）であり、①の方が大きく、包絡されている。
- ・ ATWSが起因事象となる⑥について、ATWSにより炉心出力が高く1次冷却材圧力は高圧で推移するが、加圧器逃がし弁が動作するため、RV破損時の1次冷却材圧力は①に包絡される。また、頻度の観点からも⑥がCDFで $4.5E-13$ （/炉年）となり、包絡されている。

(3) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

a. 評価対象PDSの選定方法

原子炉格納容器への負荷（圧力、温度）の観点から抽出するが、以下

の点から、TEDが最も厳しいPDSとなる。

- ・ 1次冷却材の圧力が高い方が溶融炉心の分散量が大きく、原子炉格納容器への負荷が大きいため1次冷却材圧力に着目して抽出する。
- ・ 1次冷却材の圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しい過渡事象(T**)が厳しくなる。
- ・ (T**)のうち、最も1次冷却材の圧力が高くなる加圧器逃がし弁の機能喪失(全交流動力電源喪失等)はTEDに含まれる。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象PDSであるTEDのうち、1次冷却材圧力が高い圧力に維持される事故シーケンスとして、(2)雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)と同じ①全交流動力電源喪失シーケンス(加圧器逃がし弁機能喪失による1次冷却材高圧)を選定している。なお、有効性評価においては、加圧器逃がし弁の復旧を考慮し、その機能に期待しているが、加圧器逃がし弁による減圧開始時点においても1次冷却材圧力が高圧に維持される①全交流動力電源喪失シーケンスが最も厳しい。また、事故進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考える。

(4) 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用

a. 評価対象PDSの選定方法

原子炉格納容器への負荷(蒸気生成)及び事故進展の観点から抽出するが、以下の点から、AEWが最も厳しいPDSとなる。

- ・ 溶融炉心がより高温となる観点から、事故進展が早くRV破損時の崩壊熱が高い大中破断LOCA(A**)が厳しくなる。
- ・ 冷却水から蒸気が急激に生成する観点から原子炉格納容器内の冷却がない(**W)が厳しくなる。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象のPDSであるAEWのうち、原子炉格納容器への負荷（蒸気生成）及び事故進展の観点から抽出する。AEWのうち、破断規模が大きいほうが事故進展が早まることから、大破断LOCAを抽出する。また、ECCS注水（高圧・低圧注入）が失敗したほうが事故進展が早まることから、⑤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している。

ただし、評価事故シーケンスは、格納容器スプレイ再循環失敗において、冷却水から蒸気が急激に生成する観点から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重大事故対策の代替格納容器スプレイによる注入成功を考える。

評価事故シーケンス選定のフロー（参考）

評価対象PDS：AEW

- ①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
- ②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
- ③大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ④大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ⑤大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑥大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ⑦中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑧中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗

- ⑨中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑩中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ⑪中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗



[1] 大破断LOCAであるか？
 (破断規模が大きいほうが事故進展が早まる)



Yes

- ①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
- ②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
- ③大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ④大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ⑤大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑥大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗



[2] ECCS注水(高圧・低圧注入)失敗か？
 (ECCS再循環失敗とECCS注水失敗ではECCS注水失敗の方が事故進展が早まる)



Yes^{*1}

- 評価対象とする事故シーケンス
- ⑤大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗

※1：

- ・ 「[2]ECCS注水（高圧及び低圧注入）失敗か？」について、各事故シーケンスについて、高圧・低圧注入成功又は失敗を追記し、細分化することで整理した（第1表 ECCS注水失敗について）。
- ・ 第1表において、低圧再循環失敗又は高圧再循環失敗を含むシーケンスはその前提として低圧注入成功又は高圧注入成功であるため、「[2]ECCS注水（高圧及び低圧注入）失敗か？」を満たさないことから対象外となる。
- ・ 第1表において、「[2]ECCS注水（高圧及び低圧注入）失敗か？」を満たす事故シーケンスは③-4、⑤-2となる。③-4と⑤-2を比較すると、⑤-2に蓄圧注入失敗が重なる③-4の方が蓄圧注入失敗が重なる分だけ頻度が低くなる。このため、⑤-2が頻度の観点から事故シーケンスを代表している*2。
- ・ 以上のことから、「⑤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。

※2：

⑤-2のように、大破断LOCA時にECCS注入（高圧及び低圧注入）に失敗する要因は高圧注入と低圧注入の共有部である信号系の機能喪失が支配的となる。一方、③-4のようにECCS注入（高圧及び低圧注入）に加えて蓄圧注入も同時に機能喪失する要因は、これらにおいて共有している逆止弁の機能喪失が支配的となる。定量的には、前者の方が後者よりも確率が高いため、③-4の方が⑤-2よりも3桁以上低い頻度である。

第1表 ECCS注水失敗について

事故シーケンス	高圧注入有無	低圧注入有無	[2]を満たすか
①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	+高圧注入成功	+低圧注入成功	×
②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	+高圧注入成功	+低圧注入成功	×
③大破断LOCA+蓄圧注入失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	+高圧注入成功	+低圧注入成功 ③-1	×
		+低圧注入失敗 ③-2	×
	+高圧注入失敗	+低圧注入成功 ③-3	×
		+低圧注入失敗 ③-4	○
④大破断LOCA+蓄圧注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	+高圧注入成功	+低圧注入成功 ④-1	×
		+低圧注入失敗 ④-2	×
	+高圧注入失敗	+低圧注入成功 ④-3	×
⑤大破断LOCA+低圧注入失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	+高圧注入成功 ⑤-1	—	×
	+高圧注入失敗 ⑤-2	—	○
⑥大破断LOCA+低圧注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	+高圧注入成功	—	×

注) ○ : [2]を満たす。 × : [2]を満たさない。

(5) 水素燃焼

a. 評価対象PDSの選定方法

原子炉格納容器への負荷（水素濃度）及び事故進展の観点から抽出するが、以下の点から、AEIが最も厳しいPDSとなる。

- ・水蒸気が凝縮されると水素濃度が高くなるため、原子炉格納容器が除熱される状態 (**I) のPDSが厳しくなる。
- ・炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量を全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することを前提とすると、各PDSで炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量の差はなくなるため、事故進展が早く水素放出速度が大きい (A**) が厳しくなる。
- ・(**D) シーケンスについては、RV破損後後期にMCCIが発生し、第2表のとおり水素が発生する。MCCIによる水素発生量はAEDで最も大きく約1831.3kgである。MCCIが発生すると水素発生量は

多くなるが、同時に多量の水蒸気も発生するため、AEDの水蒸気濃度は約75.4vol%に達し、水素燃焼の可燃限界濃度（約55vol%）を超えるため、水素燃焼にとって厳しい事故シーケンスではない。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

- ・原子炉格納容器内の水素燃焼に対する対策とその有効性を確認する観点（PARの処理能力「ジルコニウム-水反応による水素発生期間中のPARによる水素処理量」）から、短期間に大量の水素が発生する事故シーケンスを選定している。
- ・原子炉格納容器内除熱に成功している評価対象のPDSであるAEIでは、水蒸気が凝縮し、水素濃度が相対的に高くなる。
- ・「大破断LOCA+ECCS注水失敗+格納容器スプレイ注入失敗」において、MCCI防止の観点から、格納容器スプレイ注入に失敗しても、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を実施する手順であるが、流量が大きくより水蒸気が凝縮する格納容器スプレイ注入に成功する事象のほうが、水素燃焼の観点ではより厳しい。
- ・放射線水分解による水素発生の観点から、原子炉格納容器内に水が多く存在する方が水素の発生量が多くなる。

以上のことから、事故直後の短期間に水素が発生することに加えて水蒸気が凝縮して水素濃度が相対的に高く、かつ、放射線水分解による水素発生量の観点から「大破断LOCA+ECCS注水失敗（高圧・低圧注入失敗）」が厳しいことから⑥大破断LOCA+低圧注入失敗シーケンスを選定している。

評価対象PDS：AEI

①大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗

- ②大破断L O C A + 蓄圧注入失敗
- ③大破断L O C A + 低圧注入失敗^{※3}
- ④中破断L O C A + 高圧再循環失敗
- ⑤中破断L O C A + 蓄圧注入失敗
- ⑥中破断L O C A + 高圧注入失敗

※3：高圧注入失敗を重畳して扱う。

第2表 水素発生量の内訳（事故発生～原子炉容器破損後後期）

P D S		A E D	A E W	A E I	S E D	T E D	T E I
時刻		21 時間 [CV 破損 時点]	23 時間 [CV 破損 時点]	120 時間 [CV 破損 なし]	28 時間 [CV 破損 時点]	32 時間 [CV 破損 時点]	120 時間 [CV 破損 なし]
MCCI	ジルコ ニウム	542.5kg (50.1%)	0.3kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	482.7kg (44.6%)	312.7kg (28.9%)	0.9kg (0.1%)
	ステン レス等	1288.8kg (119.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	1033.5kg (95.4%)	999.9kg (92.3%)	0.0kg (0.0%)
	小計	1831.3kg (169.1%)	0.3kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	1516.3kg (140.0%)	1312.6kg (121.2%)	0.9kg (0.1%)

*（ ）内は全炉心ジルコニウム量の 100%が反応した場合の水素発生量（約 1083kg）に対する割合

* ジルコニウム等の金属別の水素発生量については、直接M A A P 解析結果から得ることができないため、未酸化ジルコニウム質量等から推定した。

(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

a. 評価対象 P D S の選定方法

原子炉格納容器への負荷（溶融炉心温度）及び事故進展の観点から抽出するが、以下の点から A E D が最も厳しい P D S となる。

- ・ 事故進展が早く R V 破損時の崩壊熱が高い大中破断 L O C A（A**）が厳しくなる。

- ・原子炉圧力が低く、溶融炉心の分散の可能性がないことから、原子炉下部キャビティの溶融炉心の量を多くする（A**）が厳しくなる。
- ・原子炉格納容器内に注水の無いドライ状態（**D）が溶融炉心を冷却せずMCCIを抑制しない観点で厳しくなる。

b. 評価対象PDSの選定方法

この格納容器破損モードは、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失する場合のある格納容器破損モードである。

- ・評価対象PDSであるAEDのうち、より高温の溶融燃料が格納容器コンクリートと接触する場合に厳しい結果となる。
 - ・このため、炉心溶融が早く、崩壊熱が高い状態で溶融燃料が原子炉容器外に流出する大破断LOCAにECCS注水機能喪失（高圧・低圧注入失敗）を想定し、さらに格納容器コンクリートと接触しやすくなるよう、格納容器スプレイ機能の喪失を重畳させた事象を選定する。
- 以上から、①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シーケンスを選定する。

評価対象PDS：AED

①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

②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

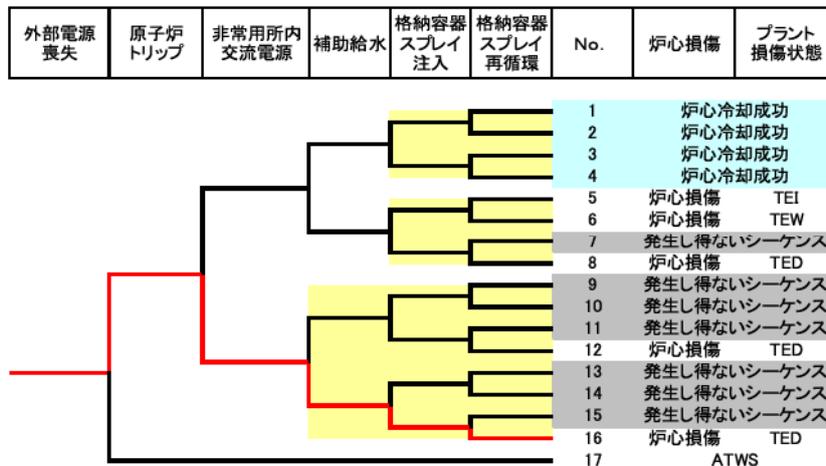
事故シーケンスの整理について

イベントツリーを作成する際、各ヘディングにおいてすべての分岐を考慮すると、事故シーケンスの数は非常に多くなるため、定量化を行う際には以下の原則にしたがい分岐を省略して合理的に評価している。

- ・ヘディング間の従属性を考慮し、発生し得ないシーケンスは除外する。
(例：低圧注入に失敗した場合、低圧再循環は必ず失敗)
- ・評価結果（CDF、PDS）が変わらない場合、目的に応じて分岐を集約する。
(例：大破断LOCA時に低圧注入に失敗した場合、蓄圧注入の成否はPDSに影響しない)

このため、定量化に使用するイベントツリーは分岐を省略した簡略なものとなっている。この点について、外部電源喪失を例に説明する。

外部電源喪失のイベントツリーにおいて、ATWSに至る事故シーケンスを除いた各事故シーケンスで省略している分岐をすべて記載したイベントツリーを第1図に示す。



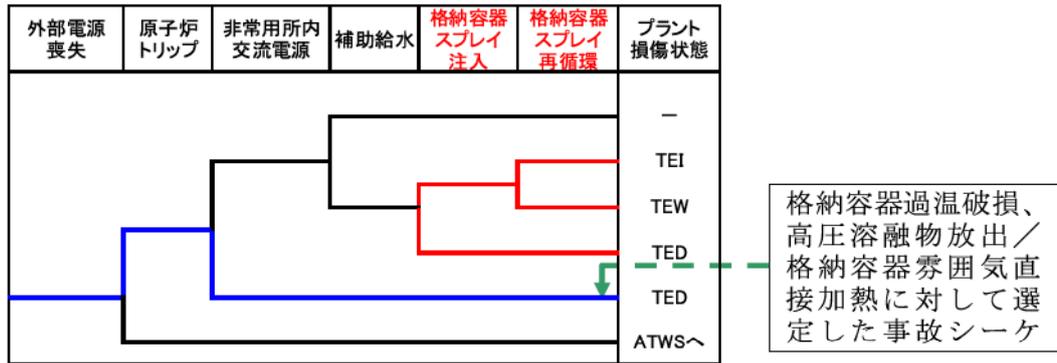
第1図 外部電源喪失のイベントツリー（分岐を省略しない場合）

第 1 図において、炉心冷却の成否で分類する場合、黄色で示した分岐は集約することができる。また、PDSを分類する目的として不要な分岐は以下のとおりになる。

- ・ No.1～4 は炉心冷却成功であり、これらの事故シーケンスを分岐させる必要はない。
- ・ 格納容器スプレイ再循環は、格納容器スプレイ注入成功を前提とすることから No.7 は発生し得ない事故シーケンスであり、この事故シーケンスを分岐させる必要はない。
- ・ 格納容器スプレイはその作動に交流電源を必要とするため、外部電源が喪失し、非常用所内交流電源の供給に失敗した場合には、格納容器スプレイは作動しない。よって、No.9～11、No.13～15 は発生し得ない事故シーケンスとなり、これらの事故シーケンスを分岐させる必要はない。
- ・ No.12 の事故シーケンスは非常用所内交流電源喪失後の補助給水、すなわちタービン動補助給水に成功している事故シーケンスである。しかし、重大事故等対処設備を考慮しないため、最終的にはこの事故シーケンスでは直流電源枯渇による制御不能によりタービン動補助給水停止に至ると考えている。よってプラント損傷状態は No.16 と同じであり、No.12 と No.16 を分岐させる必要はない。

よって No.12 と No.16 において、炉心損傷に至る主要な原因は補助給水の成否によるものではなく全交流動力電源喪失であるため、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」には含めていない。

以上の不要な分岐を省略したイベントツリーが第 2 図であり、これを定量評価に用いている。



第2図 外部電源喪失のイベントツリー（分岐を省略した場合）

第2図のうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）及び高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の有効性評価を行う格納容器破損モードに対して、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」の事故シーケンスを選定している。有効性評価を行う事故シーケンス（評価事故シーケンス）としては、選定した「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」に事故進展を早める観点で補助給水失敗の重畳を考え、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋補助給水失敗」（全交流動力電源喪失＋補助給水失敗）を評価事故シーケンスとして選定している。

このように分岐の有無が炉心損傷やPDSに影響しない場合、定量評価ではシステムの成功／失敗は考慮されないが、システムの成功／失敗により事象進展速度に差が出る場合、解析ケースとしてより厳しい条件で解析を実施している。

炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける
格納容器破損防止対策の有効性について

レベル 1 P R A から抽出した事故シーケンスのうち、国内外の先進的な対策を講じても対策が困難な事故シーケンスとして整理したものについては、「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」のうち、以下に示す記載にしたがい整理している。

<参考：解釈の関連記載>

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。

(a) 想定する事故シーケン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。

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。

また、「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」に整理した事故シーケンスについては、「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」において、以下のとおり要求されている。

3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等

(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）

b. 主要解析条件

- (a) 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。（炉心損傷防止対策における「想定する事故シーケン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」を包絡すること。）

今回の大飯3号炉及び4号炉の事故シーケンスの検討に際して、国内外の先進的な対策を講じても対策が困難なものと整理した事故シーケンスは以下の6つである。

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（E x c e s s L O C A）

これらの事故シーケンスについては、上記ガイドにしたがい、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機能に期待できることを以下のとおり確認している。

1. 原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗

この事故シーケンスはTEDのPDSに分類され、TEDが代表となる格納容器破損モードは「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器

過温破損)」及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の2つである。これらの破損モードにおいて厳しい条件※1となる「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」の事故シーケンスについて、原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮した上で格納容器破損防止対策の有効性を確認していることから、「原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗」の事故シーケンスにおいても格納容器破損防止対策が有効である。

※1：1次冷却系がより高圧となり、溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多いシーケンス。また、事故進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮する。

2. 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失

この事故シーケンスは、地震時に原子炉トリップ等の過渡事象が発生し、2次冷却系からの除熱が開始されるものの、炉内構造物の損傷により1次冷却材の流れが阻害され、2次冷却系からの除熱に失敗するシーケンスである。このシーケンスは、TEDのPDSに分類されることに加え、フィードアンドブリードを考慮しない条件下においては、炉心損傷後の事故進展は「過渡事象＋補助給水失敗」と同等である。TEDが代表となる格納容器破損モードは「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の2つであり、これらの破損モードにおいて厳しい条件となる「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」の事故シーケンスについて格納容器破損防止対策の有効性を確認していることから、本シーケンスにおいても格納容器破損防止対策が有効であると考えられる。

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

これらの事故シーケンスはAEW、AEI、AEDのいずれかのPDSに分類される。

(a) AEWに分類される場合

AEWのPDSが代表となる格納容器破損モードは、「原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」であり、この破損モードにおいて厳しい条件^{※2}となる「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」の事故シーケンスに対して、格納容器破損防止対策の有効性を確認している。

※2：AEWのうち、事故進展の早さの観点から、大破断LOCAを選定し、またECCS再循環失敗よりもRV破損までの事故進展の早いECCS注水失敗を考慮している。なお、有効性評価の実施に際しては、冷却水から蒸気が急激に生成するという観点で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事象が厳しくなるため、格納容器スプレイ再循環失敗（格納容器スプレイ注入成功）の条件を、重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイの注入成功として評価条件を設定している。（6. においても同様）

(b) AEIに分類される場合

AEIのPDSが代表となる格納容器破損モードは、「水素燃焼」であり、この破損モードにおいて厳しい条件^{※3}となる「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗」の事故シーケンスに対して、格納容器破損防止対策の有効性を確認している。

※3：AEIのうち、事故進展の早さの観点から、大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗を選定している。

(c) A E Dに分類される場合

A E DのP D Sが代表となる格納容器破損モードは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の 2 つであり、これらの破損モードにおいて厳しい条件※4 となる「大破断L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗」の事故シーケンスに対して、格納容器破損防止対策の有効性を確認している。

※4：A E Dのうち、事故進展の早さの観点から、大破断L O C Aを選定している。

(a)、(b)及び(c)それぞれにおいて厳しい事故シーケンスに対して格納容器破損防止対策の有効性を確認しており、これらの事故シーケンスの破断規模の大きさや、機能喪失を想定する注入系を考慮すると、各事故シーケンス(3.~5.)と比較して同等かより厳しい条件であると考えられる。以上から、各事故シーケンスにおいても格納容器破損防止対策が有効である。

6. 大破断L O C Aを上回る規模のL O C A (E x c e s s L O C A)

この事故シーケンスについても、A E W、A E I 及びA E DのいずれかのP D Sに分類され、代表となる格納容器破損モードは「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の 4 つである。このシーケンスは、大破断L O C Aと比較すると以下の差異が考えられる。

- ・ 破断口が大きく、格納容器圧力上昇が大破断L O C Aと比べて早い。

- ・ 炉心露出のタイミングが早く、炉心損傷及び炉心溶融のタイミングが早い。
- ・ 原子炉容器の水保持能力が損なわれる場合、溶融炉心が原子炉容器から落下するタイミングが早い。

上記のような違いがあるものの、原子炉容器破損時間の観点では、どちらの場合においても、ブローダウン過程で原子炉容器内の水が短期間に流出する点では変わりなく、炉心注水が無ければ原子炉容器破損までの時間に大きな差は生じないと考えられる。さらに、原子炉格納容器圧力／温度の観点では、どちらの場合においても短期間に1次冷却材のエンタルピが原子炉格納容器内に放出される点では類似である。また、原子炉格納容器圧力の初期ピークはE x c e s s L O C Aの方が高くなるものの大破断L O C A解析の事象初期では原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍及び200°Cに対して十分な裕度があることを確認していることから、E x c e s s L O C Aによっても格納容器破損防止対策に期待できるまでの短期間に原子炉格納容器の健全性が損なわれることは無い。以上から、原子炉容器破損時間に大きな差異はなく、また、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を超えないことから、E x c e s s L O C Aと大破断L O C Aは同様と判断し、事故シーケンスを代表として有効性評価を実施している。

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

目 次

1. レベル1 P R A
 - 1.1 内部事象P R A
 - 1.1.1 出力運転時P R A
 - 1.1.2 停止時P R A
 - 1.2 外部事象P R A
 - 1.2.1 地震P R A
 - 1.2.2 津波P R A

2. レベル1. 5 P R A
 - 2.1 内部事象P R A
 - 2.1.1 出力運転時P R A

表

出力運転時P R A

第 1.1.1.a-1 表	レベル1 P R A実施のために収集した情報及びその主な情報源
第 1.1.1.a-2 表	系統設備概要
第 1.1.1.b-1 表	既往のP R Aで選定している起回事象
第 1.1.1.b-2 表	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」との対応
第 1.1.1.b-3 表	EPRI NP-2230 トランジェント分類と選定した起回事象の対応
第 1.1.1.b-4 表	選定した起回事象
第 1.1.1.b-5 表	選定した起回事象一覧表
第 1.1.1.b-6 表	1976年4月以前における事象一覧
第 1.1.1.b-7 表	起回事象発生頻度 (2011年3月31日迄)
第 1.1.1.c-1 表	成功基準の一覧
第 1.1.1.c-2 表	炉心損傷防止に必要な条件 (成功基準) 設定のための解析について
第 1.1.1.e-1 表	フロントライン系とサポート系の依存性
第 1.1.1.e-2 表	サポート系同士の依存性
第 1.1.1.e-3 表	機器タイプ及び故障モード
第 1.1.1.e-4 表	システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット
第 1.1.1.f-1 表	共通要因故障を考慮する機器と故障モード
第 1.1.1.f-2 表	共通要因故障パラメータ (抜粋)
第 1.1.1.h-1 表	起回事象別炉心損傷頻度
第 1.1.1.h-2 表	炉心損傷シーケンスの分析結果
第 1.1.1.h-3 表	起回事象別重要度評価結果 (F V重要度)
第 1.1.1.h-4 表	起回事象別重要度評価結果 (R A W)
第 1.1.1.h-5 表	緩和系の基事象別重要度評価結果 (F V重要度上位)
第 1.1.1.h-6 表	緩和系の基事象別重要度評価結果 (R A W上位)
第 1.1.1.h-7 表	全C D F 及び事故シーケンス別不確実さ解析結果
第 1.1.1.h-8 表	起回事象発生頻度の感度解析結果【プラント固有データの反映】
第 1.1.1.h-9 表	機器故障率の感度解析結果【プラント固有データの反映】
第 1.1.1.h-10 表	全炉心損傷頻度の感度解析結果【プラント固有データの反映】

停止時P R A

第 1.1.2.a-1 表	系統設備概要
第 1.1.2.a-2 表	大飯3号炉定検の工程継続時間の比較
第 1.1.2.a-3 表	各プラント状態の分類
第 1.1.2.a-4 表	緩和設備の使用可能性
第 1.1.2.b-1 表	考慮している起回事象の比較
第 1.1.2.b-2 表	起回事象発生頻度 (平成23年3月31日迄)
第 1.1.2.b-3 表	P O S 別起回事象発生頻度 (／炉年)
第 1.1.2.e-1 表	相互依存表(1/2)
第 1.1.2.e-2 表	相互依存表(2/2)
第 1.1.2.h-1 表	P O S 分類ごと・起回事象ごとの炉心損傷頻度 (／炉年)

- 第 1.1.2.h-2 表 主要カットセット（POS 5における事故シーケンス：
ディーゼル発電機 B、海水ポンプ B/C 待機除外）
- 第 1.1.2.h-3 表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度
- 第 1.1.2.h-4 表 F V重要度評価結果
- 第 1.1.2.h-5 表 RAW評価結果
- 第 1.1.2.h-6 表 不確かさ評価結果
- 第 1.1.2.h-7 表 感度解析結果（POS 分類ごとの炉心損傷頻度）

地震 PRA

- 第 1.2.1.a-1 表 地震 PRA を実施するために収集した情報及び主な情報源
- 第 1.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング
- 第 1.2.1.a-3 表 建屋・機器選定のステップ
- 第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ
- 第 1.2.1.b-1 表 主要な活断層（FO-A～FO-B断層）の震源モデルの諸元
- 第 1.2.1.c-1-1 表 考慮する不確かさ要因の例
- 第 1.2.1.c-1-2 表 損傷限界点の現実的な値（地震PSA学会標準）
- 第 1.2.1.c-1-3 表 地盤物性値（大飯サイト）
- 第 1.2.1.c-1-4 表 物性値（原子炉建屋）
- 第 1.2.1.c-1-5 表 物性値（制御建屋）
- 第 1.2.1.c-1-6 表 現実的な物性値の評価方法
- 第 1.2.1.c-1-7 表 解析モデル諸元（原子炉建屋 水平 EW 方向）
- 第 1.2.1.c-1-8 表 解析モデル諸元（原子炉建屋 水平 NS 方向）
- 第 1.2.1.c-1-9 表 地盤ばね定数と減衰係数（原子炉建屋）
- 第 1.2.1.c-1-10 表 ばね定数（原子炉建屋）
- 第 1.2.1.c-1-11 表 解析モデル諸元（制御建屋 水平）
- 第 1.2.1.c-1-12 表 現実的応答評価用モデルで用いる諸元と物性値の関係
- 第 1.2.1.c-1-13 表 2点推定法による解析ケース
- 第 1.2.1.c-2-1 表 現実的な物性値の評価方法
- 第 1.2.1.c-3-1 表 現実的耐力及び現実的応答の不確かさ要因の整理
- 第 1.2.1.c-3-2 表 建屋応答係数
- 第 1.2.1.d-1 表 起因事象の条件付発生確率
- 第 1.2.1.d-2 表 起因事象別炉心損傷頻度
- 第 1.2.1.d-3 表 加速度区分別炉心損傷頻度評価結果
- 第 1.2.1.d-4 表 全炉心損傷頻度に対するF V重要度評価結果
- 第 1.2.1.d-5 表 炉心損傷頻度の寄与割合が高い事故シーケンスに対するF V重要度
評価結果
- 第 1.2.1.d-6 表 不確かさ解析結果
- 第 1.2.1.d-7 表 大飯サイト地震ハザードデータ
- 第 1.2.1.d-8 表 全炉心損傷頻度の不確かさと地震特有の事故シーケンスの炉心損傷
頻度の不確かさの比較
- 第 1.2.1.d-9 表 相関性を考慮した感度解析結果

津波 PRA

第 1.2.2.a-1 表	評価に必要な情報及び主な情報源
第 1.2.2.a-2 表	津波 P R A プラントウォークダウン結果
第 1.2.2.a-3 表	考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因及び対象 S S C の種類
第 1.2.2.a-4 表	津波による損傷・機能喪失要因と対象設備
第 1.2.2.a-5 表	津波により発生する起因事象の選定
第 1.2.2.a-6 表	機器リスト（主要な機器）
第 1.2.2.a-7 表	重要事故シーケンス評価用の津波シナリオ区分
第 1.2.2.d-1 表	津波シナリオ区分ごとの津波発生頻度及び炉心損傷頻度
第 1.2.2.d-2 表	成功基準
第 1.2.2.d-3 表	フロントライン系とサポート系の依存性
第 1.2.2.d-4 表	津波シナリオ区分ごとの評価結果と主要なミニマルカットセット
第 1.2.2.d-5 表	起因事象別 C D F 結果
第 1.2.2.d-6 表	重要度整理結果
第 1.2.2.d-7 表	感度解析結果

レベル 1. 5 P R A

第 2.1.1.b-1 表	プラント損傷状態の分類記号
第 2.1.1.b-2 表	プラント損傷状態の定義
第 2.1.1.b-3 表	プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス
第 2.1.1.b-4 表	プラント損傷状態別の炉心損傷頻度
第 2.1.1.c-1 表	格納容器の健全性に影響を与える負荷の種類抽出
第 2.1.1.c-2 表	プラント損傷状態と負荷の対応
第 2.1.1.c-3 表	格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準
第 2.1.1.c-4 表	格納容器破損モードの選定
第 2.1.1.d-1 表	シビアアクシデント時の物理化学現象の整理
第 2.1.1.d-2 表	ヘディングの選定及び定義
第 2.1.1.d-3 表	ヘディングの従属性
第 2.1.1.e-1 表	事故進展解析の対象とした代表事故シーケンス
第 2.1.1.e-2 表	解析コードの基本解析条件
第 2.1.1.e-3 表	各事故シーケンスの事故進展解析条件
第 2.1.1.e-4 表	事故進展解析結果（主要事象発生時刻）
第 2.1.1.e-5 表	事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）
第 2.1.1.e-6 表	事故進展解析を実施していない P D S の分岐確率の考え方
第 2.1.1.f-1 表	分岐確率のあてはめ方法
第 2.1.1.f-2 表	格納容器イベントツリー分岐確率の設定
第 2.1.1.f-3 表	プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度
第 2.1.1.f-4 表	格納容器破損モード別、破損カテゴリ別格納容器破損頻度
第 2.1.1.f-5 表	起因事象別格納容器破損頻度
第 2.1.1.g-1 表	プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析
第 2.1.1.g-2 表	格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析
第 2.1.1.g-3 表	格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析
第 2.1.1.g-4 表	格納容器破損モード別、破損カテゴリ別格納容器破損頻度

図

出力運転時P R A

- 第 1.1.1-1 図 内部事象レベル1 P R A 評価フロー
- 第 1.1.1.a-1 図 1次冷却設備系統説明図
- 第 1.1.1.a-2 図 工学的安全設備の概要
- 第 1.1.1.a-3 図 原子炉保護系設備系統説明図
- 第 1.1.1.a-4 図 化学体積制御設備系統説明図
- 第 1.1.1.a-5 図 非常用炉心冷却設備系統説明図
- 第 1.1.1.a-6 図 原子炉格納容器スプレイ設備系統説明図
- 第 1.1.1.a-7 図 開閉所単線結線図
- 第 1.1.1.a-8 図 所内単線結線図
- 第 1.1.1.a-9 図 直流単線結線図
- 第 1.1.1.a-10 図 計測制御用電源単線結線図
- 第 1.1.1.a-11 図 工学的安全施設作動設備説明図
- 第 1.1.1.a-12 図 原子炉補機冷却水設備系統説明図
- 第 1.1.1.a-13 図 原子炉補機冷却海水設備系統説明図
- 第 1.1.1.a-14 図 補助建屋換気空調設備系統説明図（燃料取替室、一般補機室及び安全補機室）
- 第 1.1.1.a-15 図 制御用空気設備系統説明図
- 第 1.1.1.a-16 図 タービン系統説明図
- 第 1.1.1.a-17 図 原子炉格納施設の構造概要図
- 第 1.1.1.a-18 図 アニュラス空気浄化設備系統説明図
- 第 1.1.1.b-1 図 国内PWRプラントの運転実績に対するトリップ事象の発生割合
- 第 1.1.1.b-2 図 大飯3号炉 余熱除去系簡略図
- 第 1.1.1.b-3 図 インターフェイスシステムLOCAの想定
- 第 1.1.1.d-1 (a) 図 大破断LOCAイベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (b) 図 中破断LOCAイベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (c) 図 小破断LOCAイベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (d) 図 インターフェイスシステムLOCAイベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (e) 図 主給水流量喪失イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (f) 図 外部電源喪失イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (g) 図 ATWS イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (h) 図 2次冷却系の破断イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (i) 図 蒸気発生器伝熱管破損イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (j) 図 過渡事象イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (k) 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー
- 第 1.1.1.d-1 (l) 図 手動停止イベントツリー
- 第 1.1.1.e-1 図 故障モードのスクリーニング手順
- 第 1.1.1.e-2 図 システム信頼性の評価例（B余熱除去機能喪失）
- 第 1.1.1.f-1 図 共通要因故障同定のフロー
- 第 1.1.1.g-1 図 事故前人的過誤モデル化対象機器の選定フロー
- 第 1.1.1.h-1 図 起因事象別炉心損傷頻度寄与割合

- 第 1.1.1.h-2 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（起因事象）
- 第 1.1.1.h-3 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（基事象－F V 重要度）
- 第 1.1.1.h-4 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（基事象－R A W）
- 第 1.1.1.h-5 図 全炉心損傷頻度及び事故シーケンス別炉心損傷頻度に対する不確実さ解析結果
- 第 1.1.1.h-6 図 全炉心損傷頻度に対する感度解析結果（ドミナントシーケンスに対する S A 対策の効果）
- 第 1.1.1.h-7 図 起因事象別炉心損傷頻度に対する感度解析結果

停止時 P R A

- 第 1.1.2.a-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
- 第 1.1.2.a-2 図 ミッドループ運転概要図
- 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
ダイヤグラム
- 第 1.1.2.c-1 図 崩壊熱曲線
- 第 1.1.2.d-1 (a) 図 原子炉冷却材バウンダリ機能喪失イベントツリー
- 第 1.1.2.d-1 (b) 図 水位維持失敗イベントツリー
- 第 1.1.2.d-1 (c) 図 オーバードレンイベントツリー
- 第 1.1.2.d-1 (d) 図 余熱除去機能喪失イベントツリー
- 第 1.1.2.d-1 (e) 図 外部電源喪失イベントツリー
- 第 1.1.2.d-1 (f) 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー
- 第 1.1.2.d-1 (g) 図 反応度の誤投入イベントツリー
- 第 1.1.2.e-1 図 システム信頼性の評価例
- 第 1.1.2.h-1 図 P O S 別炉心損傷頻度
- 第 1.1.2.h-2 図 起因事象別炉心損傷頻度
- 第 1.1.2.h-3 図 P O S 別炉心損傷頻度(余熱除去機能喪失)
- 第 1.1.2.h-4 図 事故シーケンス別炉心損傷頻度

地震 P R A

- 第 1.2.1-1 図 地震 P R A の評価フロー
- 第 1.2.1.a-1 図 プラントウォークダウン調査機器の選定フロー
- 第 1.2.1.a-2 図 プラントウォークダウン結果
- 第 1.2.1.b-1 図 敷地周辺の主な活断層
- 第 1.2.1.b-2 図 萩原(1991)及び垣見他(2003)による領域区分
- 第 1.2.1.b-3 図 設定したロジックツリー
- 第 1.2.1.b-4 図 ロジックツリーを設定した主要な活断層（F O - A ～ F O - B 断層）
- 第 1.2.1.b-5 図 平均地震ハザード曲線（周期 0.02 秒）
- 第 1.2.1.b-6 図 主要な活断層ごとのハザード曲線（周期 0.02 秒）
- 第 1.2.1.b-7 図 フラクタイル地震ハザード曲線（周期 0.02 秒）
- 第 1.2.1.b-8 図 一様ハザードスペクトルと基準地震動 S_s の応答スペクトルの比較
- 第 1.2.1.b-9 図 周期ごとの平均ハザード曲線（左：水平、右：鉛直）
- 第 1.2.1.b-10 図 年超過確率 10⁻⁴一様ハザードスペクトル適合模擬地震動

- 第 1.2.1.c-1-1 図 原子炉建屋の概略平面図(E.L.17.1m)
- 第 1.2.1.c-1-2 図 原子炉建屋の概略断面図 (A-A 断面)
- 第 1.2.1.c-1-3 図 原子炉建屋の概略断面図 (B-B 断面)
- 第 1.2.1.c-1-4 図 制御建屋の概略平面図(E.L.21.3m)
- 第 1.2.1.c-1-5 図 制御建屋の概略断面図 (A-A 断面)
- 第 1.2.1.c-1-6 図 制御建屋の概略断面図 (B-B 断面)
- 第 1.2.1.c-1-7 図 解析モデル (原子炉建屋 水平 EW 方向)
- 第 1.2.1.c-1-8 図 解析モデル (原子炉建屋 水平 NS 方向)
- 第 1.2.1.c-1-9 図 解析モデル (制御建屋 水平 EW 方向)
- 第 1.2.1.c-1-10 図 解析モデル (制御建屋 水平 NS 方向)
- 第 1.2.1.c-1-11 図 建屋フラジリティ曲線 (原子炉建屋 I/C EW方向)
- 第 1.2.1.c-1-12 図 建屋フラジリティ曲線 (制御建屋 C/B EW方向)
- 第 1.2.1.c-2-1 図 海水ポンプ室平面図
- 第 1.2.1.c-2-2 図 海水ポンプ室断面図
- 第 1.2.1.c-2-3 図 海水ポンプ室 フラジリティ曲線
- 第 1.2.1.c-3-1 図 蒸気発生器伝熱管 平均フラジリティ曲線
- 第 1.2.1.c-3-2 図 原子炉補機冷却水冷却器 平均フラジリティ曲線
- 第 1.2.1.c-3-3 図 メタルクラッドスイッチギア 平均フラジリティ曲線
- 第 1.2.1.c-3-4 図 内燃機関 平均フラジリティ曲線
- 第 1.2.1.c-3-5 図 一般電動弁 平均フラジリティ曲線
- 第 1.2.1.d-1 図 地震PRA階層イベントツリー
- 第 1.2.1.d-2 図 地震システム解析モデル (大イベントツリー)
- 第 1.2.1.d-3 図 地震損傷機器イベントツリー
- 第 1.2.1.d-4 図 サポート系イベントツリー
- 第 1.2.1.d-5 図 共用系イベントツリー
- 第 1.2.1.d-6 図 大破断LOCAイベントツリー
- 第 1.2.1.d-7 図 中破断LOCAイベントツリー
- 第 1.2.1.d-8 図 小破断LOCAイベントツリー
- 第 1.2.1.d-9 図 2次冷却系の破断イベントツリー
- 第 1.2.1.d-10 図 主給水流量喪失イベントツリー
- 第 1.2.1.d-11 図 起因事象別炉心損傷頻度 寄与割合
- 第 1.2.1.d-12 図 加速度区分別炉心損傷頻度 寄与割合
- 第 1.2.1.d-13 図 加速度区分別条件付炉心損傷頻度
- 第 1.2.1.d-14 図 地震特有の事故シーケンスの不確実さ解析結果

津波PRA

- 第 1.2.2-1 図 津波レベル1PRAの評価フロー
- 第 1.2.2.a-1 図 プラント概要
- 第 1.2.2.a-2 図 プラントウォークダウンの調査対象機器の選定フロー
- 第 1.2.2.a-3 図 プラントウォークダウンチェックシート
- 第 1.2.2.a-4 図 現場機器 (例 海水ポンプ)
- 第 1.2.2.a-5 図 起因事象の抽出フロー
- 第 1.2.2.b-1 図 検討対象波源 (日本海東縁部)

- 第 1.2.2.b-2 図 検討対象波源（海域活断層）
- 第 1.2.2.b-3 図 検討対象波源（領域震源：萩原（1991））
- 第 1.2.2.b-4 図 検討対象波源（領域震源：垣見ほか（2003））
- 第 1.2.2.b-5 図 日本海東縁部のロジックツリー
- 第 1.2.2.b-6 図 海域活断層のロジックツリー
- 第 1.2.2.b-7 図 領域震源のロジックツリー
- 第 1.2.2.b-8 図 評価地点における水位と年超過確率の関係
- 第 1.2.2.c-1 図 被水・没水に関するフラジリティ曲線
- 第 1.2.2.d-1 図 津波 P R A 階層イベントツリー
- 第 1.2.2.d-2(a) 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー
- 第 1.2.2.d-2(b) 図 外部電源喪失イベントツリー
- 第 1.2.2.d-2(c) 図 主給水流量喪失イベントツリー
- 第 1.2.2.d-2(d) 図 過渡事象イベントツリー
- 第 1.2.2.d-2(e) 図 直接炉心損傷に至る事象
- 第 1.2.2.d-3 図 起因事象別炉心損傷頻度 寄与割合
- 第 1.2.2.d-4 図 評価地点における 10% ごとの津波フラクタイルハザード
- 第 1.2.2.d-5 図 津波シナリオ区分ごとの不確実さ解析結果
- 第 1.2.2.d-6 図 対策を考慮した「原子炉補機冷却機能喪失 + R C P シール L O C A」のシナリオの整理
- 第 1.2.2.d-7 図 全炉心損傷頻度に対する感度解析結果

レベル 1. 5 P R A

- 第 2.1.1.b-1 図 レベル 1. 5 P R A 用のレベル 1 P R A イベントツリー
- 第 2.1.1.c-1 図 P W R のシビアアクシデントで考えられる事故進展
- 第 2.1.1.d-1 図 格納容器イベントツリー
- 第 2.1.1.e-1 図 代表的な物理量の時間変化（A E D）
- 第 2.1.1.e-2 図 代表シーケンスにおける事故進展例（A E D）
- 第 2.1.1.e-3 図 代表的な物理量の時間変化（A E W）
- 第 2.1.1.e-4 図 代表シーケンスにおける事故進展例（A E W）
- 第 2.1.1.e-5 図 代表的な物理量の時間変化（A E I）
- 第 2.1.1.e-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例（A E I）
- 第 2.1.1.e-7 図 代表的な物理量の時間変化（S E D）
- 第 2.1.1.e-8 図 代表シーケンスにおける事故進展例（S E D）
- 第 2.1.1.e-9 図 代表的な物理量の時間変化（T E D）
- 第 2.1.1.e-10 図 代表シーケンスにおける事故進展例（T E D）
- 第 2.1.1.e-11 図 代表的な物理量の時間変化（T E I）
- 第 2.1.1.e-12 図 代表シーケンスにおける事故進展例（T E I）
- 第 2.1.1.f-1 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度
- 第 2.1.1.f-2 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度
- 第 2.1.1.f-3 図 主要な P D S における格納容器破損モード別格納容器破損頻度割合
- 第 2.1.1.g-1 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析
- 第 2.1.1.g-2 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析
- 第 2.1.1.g-3 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析

第 2.1.1.g-4 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

1. レベル1 P R A

1.1 内部事象 P R A

1.1.1 出力運転時 P R A

出力運転時 P R A は、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル1 P S A 編）：2008（以下「レベル1 P S A 学会標準」という。）」を参考に評価を実施し、各実施項目については「P R A の説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第1.1.1-1図に示す。

1.1.1.a. 対象プラント

①対象とするプラントの説明

(1) プラント情報の収集及び分析

内部事象出力時レベル1 P R A 実施に当たり必要とされる設計、運転管理に関する情報を把握するため、以下の本プラントの設計、運転管理、保守管理の情報を P R A の目的に応じて調査し、収集した。

- P R A 実施に当たり必要とされる基本的な情報（設計情報、運転管理情報、保守管理情報等）
- 定量化に当たり必要とされる情報（機器故障率、起因事象発生に関する運転経験等）

本プラントについて入手した図書類を、第1.1.1.a-1表に示す。

また、a.項にレベル1 P R A において重要となる安全系、サポート系及び電源等の系統設備構成について示し、b項にレベル1.5 P R A において重要となる原子炉格納施設の構成について示す。以下に本プラントの基本仕様を示す。

- ・出力
 - 熱出力 3,423MWt
 - 電気出力 1,180MWe
- ・プラント型式 — 加圧水型4ループプラント

・原子炉格納容器型式　－　上部半球円筒型（PCCV）

a. 主要な設備の構成及び特性

本プラントのPRAに係るプラントの基本設計は、次に説明する主要な1次冷却系及び安全系により構成される。第1.1.1.a-1図に本プラントの1次冷却設備を、第1.1.1.a-2図に工学的安全施設の概要を示す。また、第1.1.1.a-2表に系統設備概要を示す。

(a) 原子炉停止に関する系統（第1.1.1.a-3図、第1.1.1.a-4図）

原子炉停止に関する系統は、制御棒の自重落下により負の反応度添加を行う原子炉保護系（原子炉トリップ系）とほう酸水を炉心に注入し負の反応度を添加する化学体積制御系から構成される。

(b) 原子炉冷却に関する系統

非常用炉心冷却設備は、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系からなる。これら非常用炉心冷却設備は、多重性及び独立性を備える非常用所内交流電源から受電できるようにする等の考慮を払うことにより、単一故障に加え、外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できる。

また、テストライン等を用いた作動試験によってその健全性が確認できるようにしている。

1) 蓄圧注入系（第1.1.1.a-5図）

蓄圧注入系は、蓄圧タンクと配管、弁類で構成され、各1次冷却材ループに1系統ずつ設置されている。1次冷却系の圧力が蓄圧タンクの保持圧力（約4.4MPa[gage]）以下になれば、原子炉格納容器内に設けてある蓄圧タンクから1次冷却材低温側配管を通して原子炉容器内にほう酸水を自動的に注水して、炉心の早期冷却を確保する。

2) 高圧注入系（第1.1.1.a-5図）

高圧注入系は、高圧注入ポンプ、配管及び弁類で構成される。高圧注入ポンプは、100%容量のものが2台設置されている。

高圧注入系は、次に示す非常用炉心冷却設備作動信号で自動作動する。

- ① 原子炉圧力低
- ② 主蒸気ライン圧力低
- ③ 原子炉格納容器圧力高
- ④ 手動

非常用炉心冷却設備作動信号により、高圧注入ポンプが起動し、燃料取替用水ピットのほう酸水を、1次冷却材低温側配管を経て、原子炉に注水する。

燃料取替用水ピットの水位が低くなると、高圧注入ポンプの水源を格納容器再循環サンプに自動的に切り替えて、高圧注入配管から原子炉に注水する再循環モードへ移行する。

3) 低圧注入系（第 1.1.1.a-5 図）

低圧注入系は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、配管及び弁類で構成される。余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、100%容量のものを各々2台設置する。低圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号により、燃料取替用水ピットのほう酸水を、余熱除去冷却器を経て、1次冷却材低温側配管から原子炉に注水する。

燃料取替用水ピットの水位が低くなると、余熱除去ポンプの水源を格納容器再循環サンプに自動的に切り替えて、余熱除去冷却器で冷却した後、低圧注入配管から原子炉に注水する再循環モードへ移行する。

4) 原子炉格納容器スプレイ設備（第 1.1.1.a-6 図）

原子炉格納容器スプレイ設備は、原子炉冷却材喪失事故時に原子炉格納容器の内圧を下げるるとともに、原子炉格納容器内に放出されたよう素を除去するもので、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、よう素除去薬品タンク、配管及び弁類で構成される。格納容器スプレイポンプは100%容量のものを2台、格納容器スプレイ冷却器は100%容量のものを2基、

また、よう素除去薬品タンクは 100%容量のものを 1 基設置する。

(c) 電源、補機冷却水系等のサポート系

(a)～(b)の事故時の基本的な安全機能を果たす系統（一般にフロントライン系という）をサポートする系統があり、以下の系統の動作が必要とされる。

- 1) 電源系（非常用所内交流電源、直流電源、計装用電源）（第 1.1.1.a-7 図～第 1.1.1.a-10 図）
- 2) 工学的安全施設作動設備（安全注入信号作動設備、格納容器スプレイ信号作動設備）（第 1.1.1.a-11 図）
- 3) 原子炉補機冷却系（原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系）（第 1.1.1.a-12 図、第 1.1.1.a-13 図）
- 4) 換気空調設備（第 1.1.1.a-14 図）
- 5) 制御用空気設備（第 1.1.1.a-15 図）

(d) その他の系統

事故時に動作が必要な設備のうち、P R A で動作を考慮する設備は以下のものがある。

1) 加圧器逃がし弁、加圧器安全弁設備（第 1.1.1.a-1 図）

加圧器逃がし弁は、負荷減少時に 1 次冷却材圧力を原子炉トリップ設定値以下に制限し得る容量とする。万一、加圧器逃がし弁に漏えいが起こった場合に加圧器逃がし弁を隔離するため遠隔操作の加圧器逃がし弁元弁を設ける。

加圧器安全弁は、ばね式で加圧器逃がしタンクからの背圧変動が安全弁の設定圧力に影響を与えない背圧補償型を使用する。加圧器安全弁の上流側配管には、ループシールを設け、加圧器安全弁の弁座から、水素ガスや蒸気等が漏えいしない構造とする。加圧器安全弁の吹出し圧力は、1 次冷却系の最高使用圧力に設定し、安全弁の容量はプラント負荷喪失時のサージ流量以上の値とする。加圧器安全弁により、1 次冷却系の圧力を最高使用圧力の 1.1 倍以下に抑えることができる。

2) 主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、主蒸気ダンプ設備（第 1.1.1.a-16 図）

蒸気発生器からの蒸気を、タービンをバイパスして直接復水器に導くため、主蒸気連絡管より復水器へのタービンバイパス系を設ける。タービンバイパス弁は 15 個設け、定格主蒸気流量の約 55%を処理できる。

復水器の真空が喪失した場合には、主蒸気逃がし弁あるいは主蒸気安全弁の動作により、過圧を防止するとともに、1次冷却系を冷却する。

主蒸気逃がし弁は、各系統の主蒸気隔離弁の上流に、各 1 個設け、定格主蒸気流量の約 10%を処理できる。主蒸気逃がし弁は、各系統で制御され、中央制御室からも手動操作が可能であるが、通常は自動制御し、主蒸気圧力信号が設定点以上になると全開となる。

主蒸気系を過度の圧力上昇から保護するために、各系統の主蒸気隔離弁の上流にそれぞれ 5 個、合計 20 個の主蒸気安全弁を設け、定格主蒸気流量を処理する。

3) 補助給水ポンプ（第 1.1.1.a-16 図）

補助給水ポンプは、主給水管破断事故等により通常の給水系の機能が失われた場合に、蒸気発生器に給水する。補助給水ポンプはタービン動 1 台、電動 2 台を設ける。各ポンプとも水源は復水ピットを使用するが、後備用として 2 次系純水タンクも使用することができる。

4) 主蒸気隔離弁（第 1.1.1.a-16 図）

主蒸気管破断時に、主蒸気ループを隔離し、無制限な蒸気放出を速やかに阻止するように、主蒸気連絡管の上流の各主蒸気管には、主蒸気隔離弁及び逆止弁を各々 1 個ずつ直列に設ける。隔離弁は、主蒸気ライン隔離信号又は手動により動作する。

b. 原子炉格納施設の構成及び特性

(a) 原子炉格納施設の構成及び特性（第 1.1.1.a-17 図）

原子炉格納施設は、内面に鋼製のライナープレートを設けたプレストレストコンクリート造の屋外型円筒構造物であり、シェル部を P C 鋼より線 55 本で構成されるテンドンで締付けることにより、コンクリート部に膜圧縮力を与え、事故時の圧力変動にも十分耐えられるように設計している。

原子炉格納容器の円筒下部外側は密閉された空間（アニュラス部）を形成し、二重の格納機能を持たせる。配管、電線、ダクト、エアロック等の格納容器貫通部は、このアニュラス部を通るようにする。

原子炉冷却材喪失事故時等に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放出に対する最終の障壁（原子炉格納容器バウンダリ）を形成するため、原子炉格納容器を貫通する配管で事故時に閉鎖が要求されるものには隔離弁等を設け、事故後直ちに閉鎖が要求されない配管については、隔離弁を設置したと同等の隔離機能を持たせるか、原子炉格納容器の外又は内に弁を設け長期にわたってこれを閉鎖できるようにする。

(b) アニュラス空気浄化設備（第 1.1.1.a-18 図）

アニュラス空気浄化設備は、アニュラス空気浄化ファンとアニュラス空気浄化フィルタユニットで構成し、100%容量のものが 2 系統設置されている。本設備は、原子炉冷却材喪失事故時に漏えいした空気を浄化再循環し、一部を排気筒に導いている。

② P R A に影響する特徴

本プラントにおいて、P R A に影響する主な特徴についての説明及び P R A での具体的な取扱いについて以下に示す。

(1) 充てん／高圧注入ポンプの分離

【設計思想】

高圧注入ポンプと充てんポンプを分離することにより、系統を簡素化し、安全性及び信頼性を高めている。

【P R A への影響】

充てんポンプと高圧注入ポンプをそれぞれ設置しているプラントは、充てん／高圧注入ポンプ兼用のプラントと比較して、小さなリークが生じた時の緩和手段が多いため、極小L O C Aを起因事象として考慮していない。

(2)高圧注入ポンプによる高圧再循環運転時は余熱除去ポンプによるブースティングが不要（非ブースティングプラント）

【設計思想】

高圧再循環時には、高圧注入ポンプのみで有効吸込み水頭（N P S H）が確保できる設計となっているため、余熱除去ポンプを用いたブースティングは不要である。

【P R A への影響】

余熱除去ポンプが使用不可となった場合でも、高圧注入ポンプを用いた高圧再循環機能が使用可能である。

1.1.1.b. 起回事象

起回事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷や格納容器機能喪失へ波及する可能性のある事象のことである。

① 評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度

(1) 起回事象の選定

本プラントに適用する起回事象について以下の方法により検討し、選定を行った。

a. 国内外の評価事例の分析

(既往のPRA、安全評価審査指針、EPRI NP-2230)

既往のPRA、安全評価審査指針及びEPRI NP-2230について分析を行い、当該プラントにおける起回事象の選定を行った。既往のPRA（第1.1.1.b-1表）で選定されている起回事象を参考に当該プラントにおける起回事象の候補を選定した。また、選定された起回事象と安全評価審査指針及びEPRI NP-2230で評価されている事象との比較により起回事象を選定した。確認結果については第1.1.1.b-2表～第1.1.1.b-3表に示す。

b. 原子力施設運転管理年報等による、本プラント及び他の国内原子炉のトラブル事例のレビュー

本プラント及び他の国内原子炉のトラブル事象について調査を行い、選定したいずれかの起回事象に含まれることを確認している。なお、大飯3号炉及び4号炉における過去のトラブル事象は下表のとおり。

プラント停止に至った過去のトラブル事象 (号炉、発生時期)	トリップ 事象分類	PRA上の 起回事象分類
「発電機内部故障」及び「主変圧器内部故障 地絡」警報が発信し、発電機及び原子炉が自 動停止。 (4号炉、1996/9/16)	過渡事象	過渡事象
美浜3号炉 2次冷却系配管破損事故に係る 点検停止 (4号炉、2004/8/13)	手動停止	手動停止
原子炉格納容器内での漏えいに伴う停止 (3号炉、2005/3/8)	手動停止	手動停止
燃料点検のため(1次冷却材中の放射能濃度 上昇に伴う水平展開のため) (3号炉、2010/4/29)	手動停止	手動停止

(2) 対象外とする起回事象

以下に示す起回事象については、発生する可能性や影響を考慮し評価対象外と判断している。

a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損

炉心損傷の観点からは考慮不要であるため対象外とする。

b. 燃料集合体の落下事象

出力運転中では、使用済燃料集合体の移送作業中における落下事象が考えられるが、落下した場合でもプラント運転には影響がなく、炉心損傷の観点からは考慮不要であるため対象外とする。

c. 原子炉容器破損

原子炉容器破損については、決定論的に既に十分に対応がとられており、大きな残留リスクになるとは考えられないため、レベル1 P R Aの起回事象からは除外している。また、原子炉容器破損の頻度は、W A S H - 1 4 0 0 や確率論的破壊力学 (P F M) により試算されており、それぞれ 10^{-7} (/ 炉年) 、 10^{-8} (/ 炉年) 以下となっており、十分に低い値が