

第2-1表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

格納容器の状態	想定される破損モード	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	4.2E-07	0.2%	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」 → 事故シーケンスグループ「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。
	温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (TI-SGTR)					
	インターフェイスシステムLOCA	v	3.0E-11	<0.1%	なし	
格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	β	1.2E-06	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で格納容器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ーケンスであり、新たな有効性評価は不要である。(別紙9)
格納容器 物理的破損	原子炉容器内での水蒸気爆発	α	3.1E-09	<0.1%	なし	各種研究により得られた知見から格納容器破損に至る可能性は極めて低いと評価。(別紙8) ※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(シェルアタック)」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(シェルアタック)」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、川内1号炉及び2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) ※2 解釈で想定する格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対し、μモード(溶融物直接接触)が「高圧溶融物放出」に、σモード(格納容器雰囲気直接加熱)が「格納容器雰囲気直接加熱」に該当する。 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」
	格納容器内の水蒸気爆発又は圧力スパイク	η	8.7E-09	<0.1%	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	
	溶融物直接接触	μ ※1、※2	2.1E-08	<0.1%	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	σ ※2	2.1E-06	1.0%	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	
	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損以前～原子炉容器破損後長時間経過後の合計)	γ	1.9E-07	0.1%	水素燃焼	
	ベースマット溶融貫通	ε	3.0E-06	1.4%	溶融炉心・コンクリート相互作用	
	格納容器貫通部過温破損	τ	2.0E-06	0.9%	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	δ	2.0E-04	95.2%	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	
	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	1.1E-06	0.5%	なし	
合 計			2.1E-04	100.0%	—	

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2-2表 評価対象とするプラント損傷状態（PDS）の選定について

解釈で想定する格納容器破損モード		破損モード別 CFF (/炉年)	該当するPDS	破損モード内CFFに 対する割合 (%)	最も厳しいPDSの考え方	評価対象と 選定したPDS
1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	2.0E-04	SED	97.4%	・破断規模の大きい大中破断LOCA (A**) が、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事象進展について厳しい。 ・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圧力上昇について厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。	AED
			TEW	0.1%		
			AEW	0.0%		
			SLW	0.0%		
			SEW	0.0%		
			AED	0.0%		
			SED	99.2%		
	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	2.0E-06	TEW	0.0%	・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。 ・原子炉容器破損時に高压で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなり溶融物から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い。 ・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。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。	TED
			AEW	0.0%		
			SLW	0.0%		
			SEW	0.0%		
			AED	0.0%		
			SED	94.4%		
			TEI	4.9%		
2	高压溶融物放出／ 格納容器雰囲気直接加熱	2.1E-06	TEW	0.0%	・1次系の圧力が高く維持される過渡事象 (T**) が、減圧の観点から厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、高压溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱の観点で最も厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。	TED
			SEI	0.0%		
			SLI	0.0%		
			SLW	0.0%		
			SEW	0.0%		
			AEI	84.2%		
			AEW	9.7%		
3	原子炉圧力容器外の 溶融燃料－冷却材相互作用	8.7E-09	SEI	3.9%	・事象進展が早く原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大中破断LOCA (A**) が、溶融炉心がより高温となる観点から厳しい。 ・原子炉格納容器内の冷却がない (**W) が、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。 以上より、AEWが最も厳しいPDSとなる。	AEW
			SLI	1.9%		
			SLW	0.2%		
			SEW	0.1%		
			TEI	99.3%		
			SED	0.3%		
			AEI	0.3%		
4	水素燃焼	1.9E-07	SEI	0.0%	・水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる、原子炉格納容器が除熱される状態 (**I) のPDSが厳しい。 ・炉心内のZr－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%が水と反応するものとするを前提とすると、各PDSで炉心内のZr－水反応による水素発生量の差はなくなるため、事象進展が早く水素放出速度が大きい (A**) が厳しい。 以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。	AEI
			SLI	0.0%		
			TEW	0.0%		
			SEW	0.0%		
			AEW	0.0%		
			SLW	0.0%		
			AED	0.0%		
			TEI	79.7%		
			TED	12.3%		
			SED	7.3%		
5	溶融炉心・コンクリート相互作用	3.0E-06	TEW	0.4%	・事象進展が早い大中破断LOCA (A**) が、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く厳しい。 ・原子炉圧力が低く、溶融物の分散の可能性がない (A**) が、原子炉下部キャビティの溶融物の量を多くすることから厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、溶融物を冷却せずMCCIを抑制しない観点で厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。	AED
			AEI	0.2%		
			AED	0.0%		
			SEI	0.0%		
			SLI	0.0%		
			AEW	0.0%		
			SLW	0.0%		
			SEW	0.0%		
			SED	0.0%		
			TEI	0.0%		

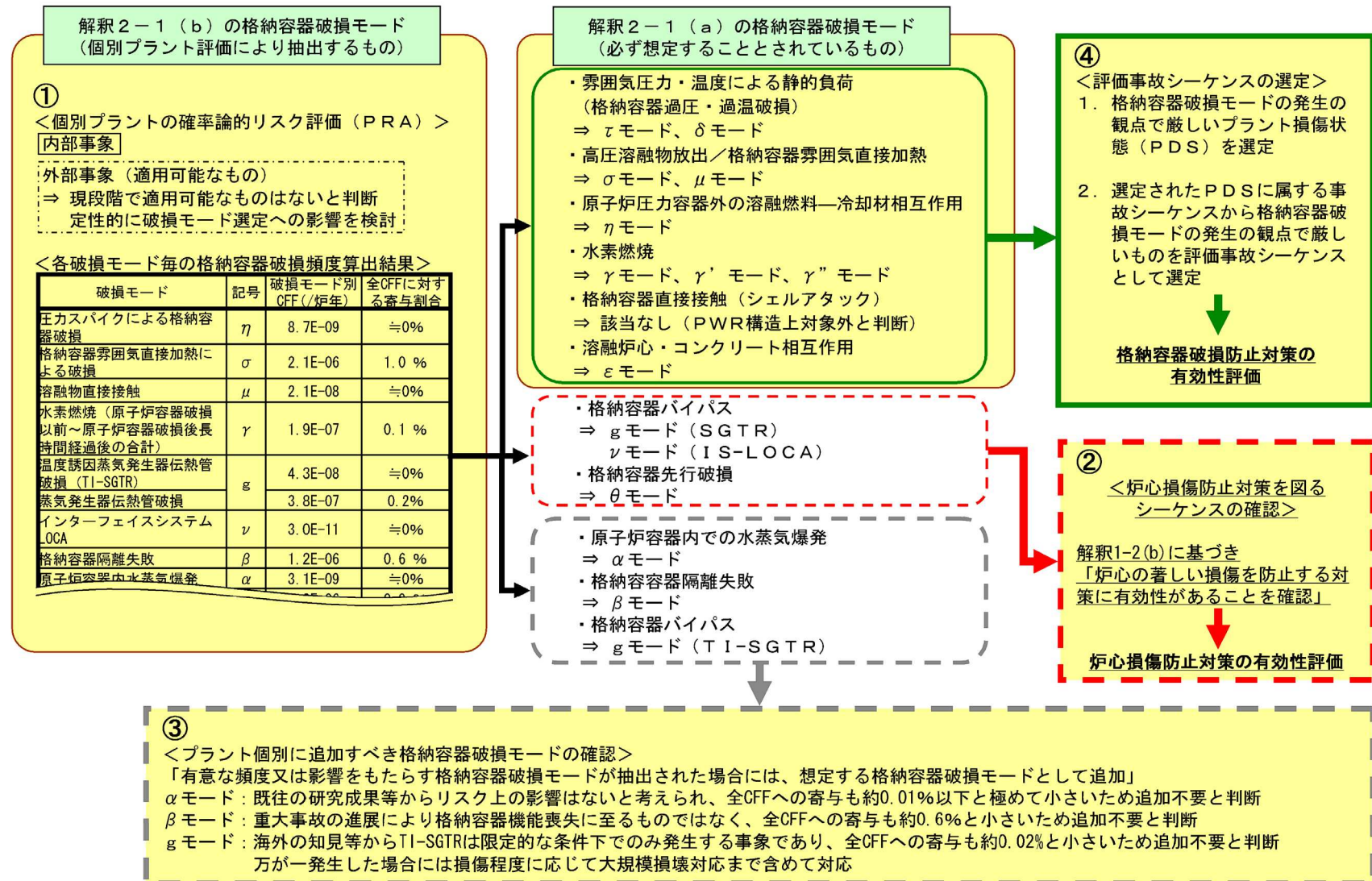
ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられるPDS

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 (1/2)

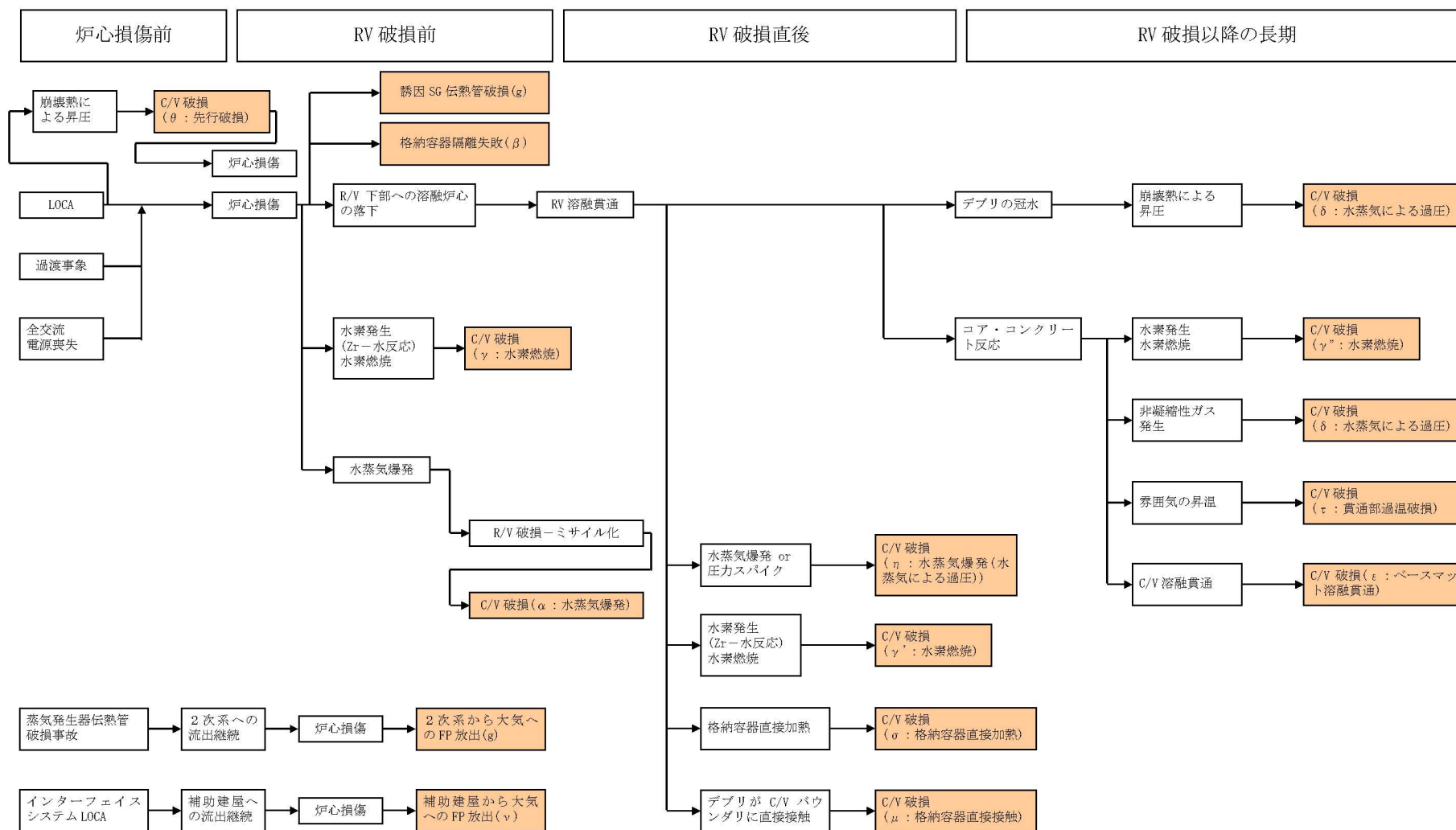
格納容器破損モード	最も厳しい PDS	事故シーケンス	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンスの 選定の考え方
雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過圧破損)	AED	大破断LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	◎		・ AEDのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定。 ・ 高圧注入系による原子炉格納容器内への注水を考慮しない。 ・ 対策の有効性を確認する観点から全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。
		中破断LOCA＋高圧注入失敗＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過温破損)	TED	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	—	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 及び 格納容器再循環ユニット による格納容器内自然対 流冷却	・ TEDのうち1次系圧力が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全交流動力電源喪失シーケンスを選定する。 ・ また、事象進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮する。 ・ 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畳を考慮する。
		外部電源喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
		外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	◎		
		ATWS＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
		2次冷却系の破断＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
		2次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
		手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
		原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	—		
		過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
		DC母線1系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
高圧溶融物放出／ 格納容器雰囲気 直接加熱	TED	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	—	加圧器逃がし弁手動開 による1次系強制減圧	・ TEDのうち1次系圧力が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全交流動力電源喪失シーケンスを選定する。 ・ また、事象進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮する。 ・ 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畳を考慮する。
		外部電源喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
		外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	◎		
		ATWS＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
		2次冷却系の破断＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
		2次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
		手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
		原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	—		
		過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
		DC母線1系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		

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 (2/2)

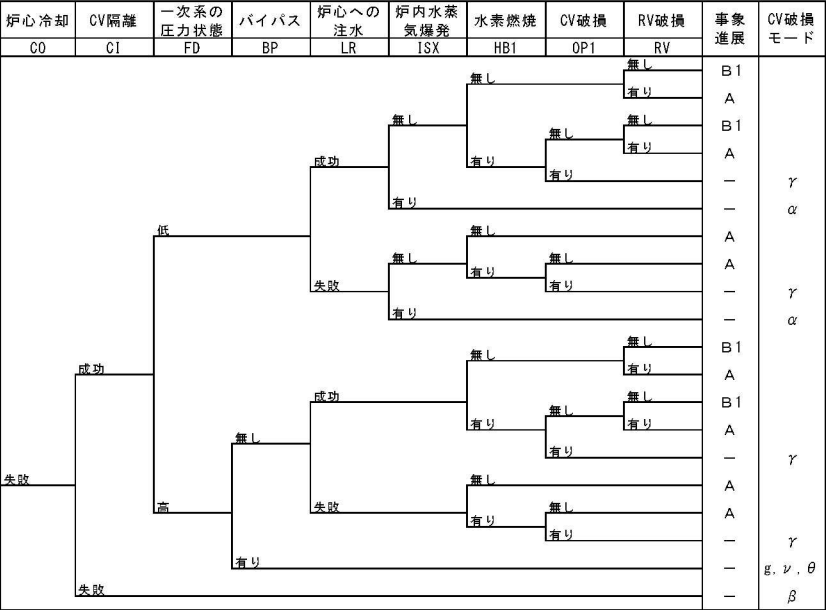
格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シーケンス	選定	格納容器破損防止対策	評価事故シーケンスの選定の考え方
原子炉压力容器外の 溶融燃料—冷却材 相互作用	AEW	大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	—	(原子炉格納容器の耐力 にて健全性を維持可能)	・ AEWのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定する。 ・ 事象進展を早める観点で高圧注入失敗を考慮する。 ・ 原子炉下部キャビティ水のサブクール度を小さくするため、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイによる注入を想定する。
		大破断LOCA＋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＋格納容器スプレイ再循環失敗	—		
		大破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
		大破断LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	◎		
		中破断LOCA＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	—		
		中破断LOCA＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
		中破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	—		
		中破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
		中破断LOCA＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	—		
		中破断LOCA＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
		中破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		
		中破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	—		
水素燃焼	AEI	中破断LOCA＋高圧注入失敗	—	PAR	・ AEIのうち事象進展の早い大破断LOCA＋低圧注入失敗を選定。 ・ 事象進展を早める観点から高圧注入失敗の重畳を考える。
		中破断LOCA＋高圧再循環失敗	—		
		大破断LOCA＋低圧注入失敗	◎		
		大破断LOCA＋低圧再循環失敗	—		
		中破断LOCA＋低圧再循環失敗	—		
		中破断LOCA＋蓄圧注入失敗	—		
		大破断LOCA＋蓄圧注入失敗	—		
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＋格納容器スプレイ注入失敗	◎	常設電動注入ポンプによる 代替格納容器スプレイ	・ AEDのうち事象進展が早い大破断LOCAを選定。 ・ 高圧注入系による原子炉格納容器内への注水を考慮しない。 ・ 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畳を考える。
		中破断LOCA＋高圧注入失敗＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	—		



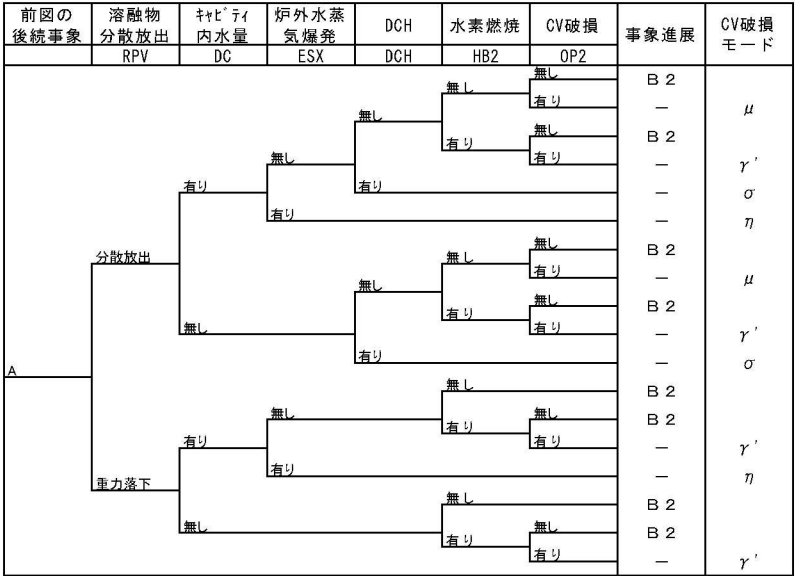
第2-1図 格納容器破損モード及び評価事故シーケンス選定の全体プロセス



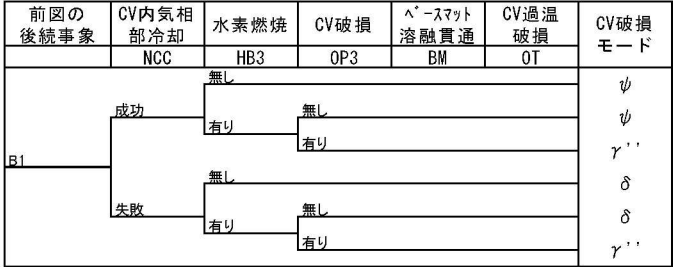
第2-2図 シビアアクシデントで想定される事象進展と格納容器破損モード



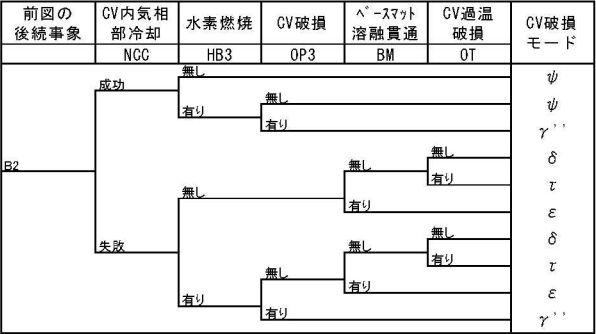
A: 原子炉容器破損有り
B1: 原子炉容器破損無し



B2: 原子炉容器破損有り



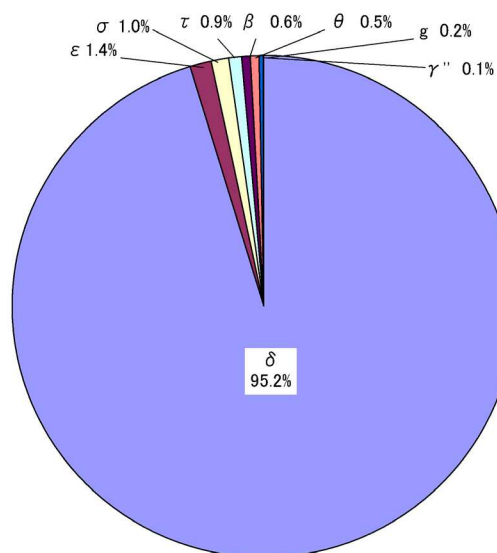
B1: 原子炉容器破損無し



(注1) 事故進展の—は、その時点での格納容器破損を意味する。

(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ 、 γ' 、 γ'' = 水素燃焼または水素爆発による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損
 σ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損
 g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 ν = 余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
 τ = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

第2-3図 格納容器イベントツリー



δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	β	格納容器隔離失敗
ε	ベースマット溶融貫通	θ	水蒸気蓄積による格納容器先行破損
σ	格納容器雰囲気直接加熱	g	蒸気発生器伝熱管破損
τ	格納容器貫通部過温破損	γ''	水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）

第2-4図 レベル1.5PRAの定量化結果(格納容器破損モードごとの寄与割合)

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、川内1号炉及び2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、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付けを考慮し、アクシデントマネジメント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などを含めない、原子炉設置許可取得済の設備にのみ期待できる条件でPRAモデルを構築し内部事象の停止時レベル1 PRAを実施した。

3.1.1 炉心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1PRAの対象期間である定期検査中は、プラントの停止起動に伴う運転員操作やメンテナンスに伴う1次冷却系の水位操作、機器の待機除外など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PRAにおいては、このようなプラント状態を適切に分類して評価を行う必要がある。分類したプラント状態を、状態ごとのプラントの主要パラメータとともに第3-1図に示す。

停止時PRAにおいては、原子炉停止後の運転停止中の各プラント状態において炉心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、ここから炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第3-2図のイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る各事故シーケンスを抽出している。停止時PRAの定量化結果を第3-1表及び第3-3図に示す。

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

補機冷却水系の弁やポンプの故障により、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、弁の誤操作など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き抜きとすることから、制御棒誤引抜き時の反応度投入は僅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

について炉心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」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）。

【審査ガイドに記載の着眼点】

- 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時間余裕が短くなる。「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、時間余裕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、対策実施の時間余裕及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない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。

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

(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。対策実施の時間余裕及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない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した。さらに、従属的に発生する補機冷却水の喪失の重畳を考慮した。

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

(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、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炉心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した。

なお、対策実施の時間余裕及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない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した。

③選定結果

- ・燃料取出前のミッドループ運転中における原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失

(4) 反応度の誤投入

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、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時間余裕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作動等による純水の注入により、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した。

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作動等による原子炉への純水流入

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

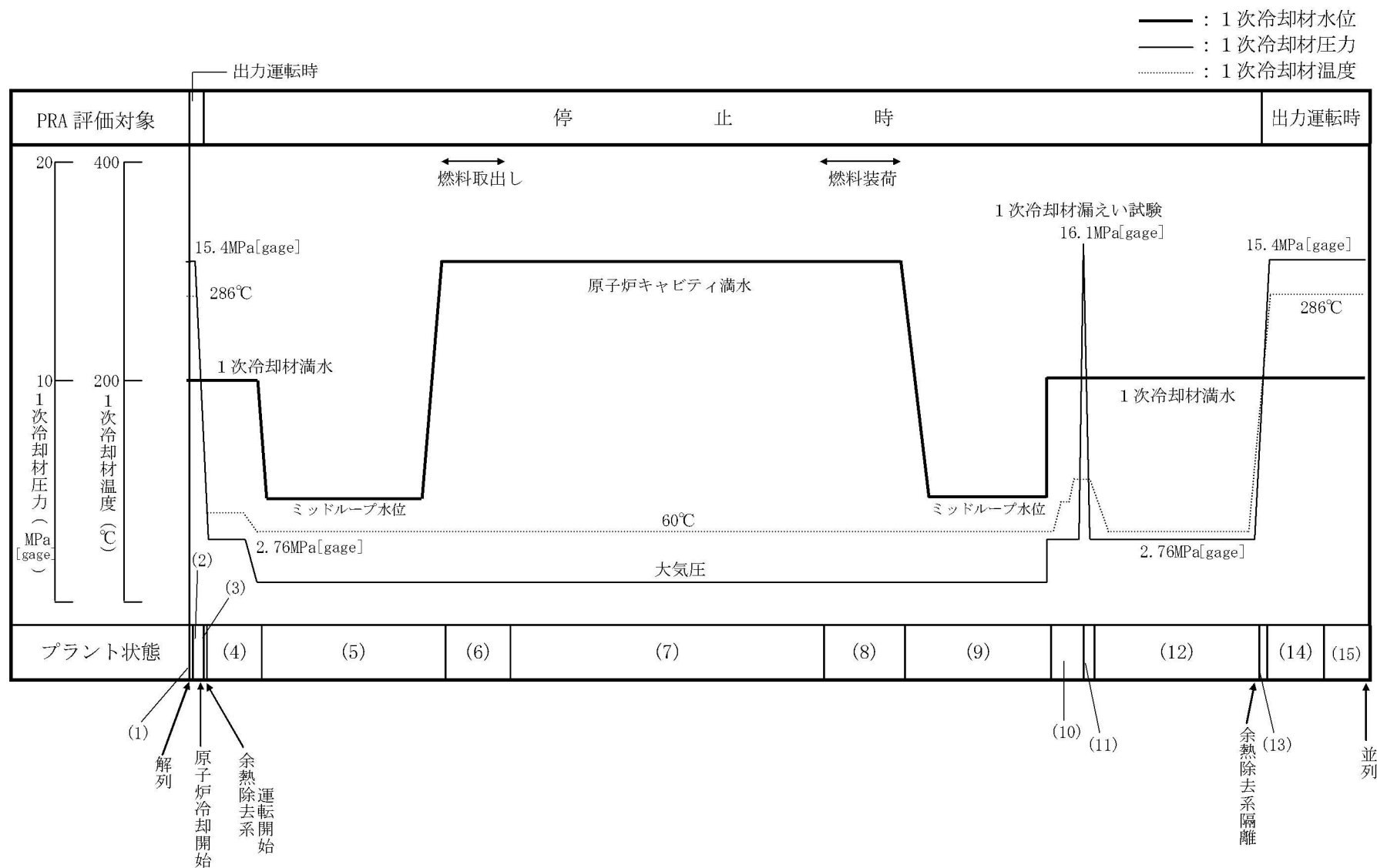
事故シーケンス	シーケンス別 CDF (/炉年)	炉心損傷に至る主要因	グループ別 CDF (／炉年)	全 CDF への 寄与割合	運転停止中事故 シーケンスグループ	備考
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	4. 0E-04	原子炉冷却材の喪失 (流出)	4. 2E-04	約 89. 4%	原子炉冷却材の流出	全炉心損傷頻度の 100% を 燃料損傷防止対策にて カバー
水位維持失敗	8. 2E-06					
オーバードレン	8. 2E-06					
外部電源喪失 ＋非常用所内交流電源失敗	3. 0E-08	電源機能の喪失	3. 0E-08	<0. 1%	全交流動力電源喪失	
余熱除去機能喪失	2. 9E-05	余熱除去機能の喪失	5. 0E-05	約 10. 6%	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〕	
外部電源喪失 ＋余熱除去系による冷却失敗	9. 9E-06					
原子炉補機冷却機能喪失	1. 1E-05					
反応度の誤投入	3. 1E-08	反応度の誤投入	3. 1E-08	<0. 1%	反応度の誤投入	
合計	4. 7E-04	—	4. 7E-04	100. 0%	—	—

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

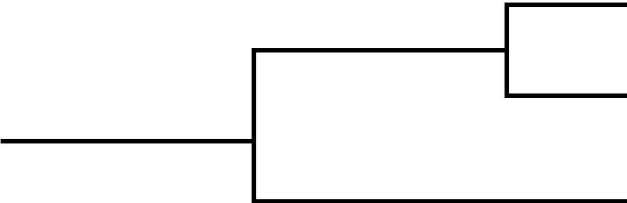
事故シーケンスグループ		事故シーケンス		燃料損傷防止対策		重要事故シーケンスの選定の考え方			
						a	b	c	備考（a：余裕時間、b：設備容量、c：代表シーケンス）
1	崩壊熱除去機能喪失 RHRの故障による 停止時冷却機能喪失	◎ 余熱除去機能喪失	—	充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水		高	高	高	余熱除去系又は原子炉補機冷却系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事象は、事象進展が同じであるため、余裕時間の観点から代表として余熱除去系の故障により余熱除去機能が喪失する事象を選定。 対策実施の時間余裕及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない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。
		— 外部電源喪失 ＋余熱除去系による冷却失敗				高	高	中	
		— 原子炉補機冷却機能喪失				中	高	中	
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		大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水		—	—	—	対策実施の時間余裕及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない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。従属的に発生する補機冷却水の喪失の重量を考慮。
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／高圧注入ポンプによる炉心注水		高	高	高	いずれの事故シーケンスも原子炉冷却材の流出事象であり、流出流量の観点から原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失で包絡できる。対策実施の時間余裕及び燃料損傷回避に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ないミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事象を選定。
		— 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		—	—	—	定期検査中、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時間余裕を厳しく評価する観点から、原子炉起動時における純水注入事象を選定。

◎：最も厳しい事故シーケンス

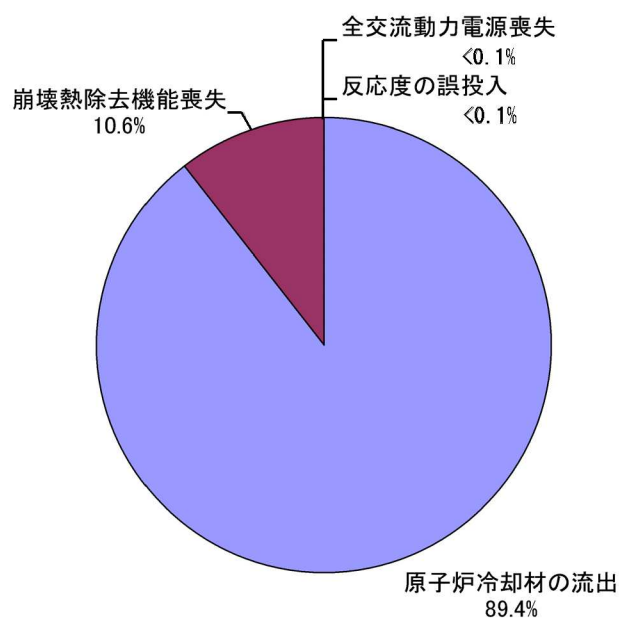
審査ガイドラインの着眼点a、bに対する影響度の観点から「高」、「中」及び「低」とした。



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

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
オーバー dren			事故シーケンス
			オーバー dren
水位維持失敗			事故シーケンス
			水位維持失敗
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
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PRAにおけるイベントツリー



第3-3図 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PRA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PRAの実施に際しては、一般社団法人 日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に評価を実施し、各実施項目について「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。

また、今回のPRAの評価プロセスの確認及び更なる品質向上を目的として、専門家によるピアレビューを実施した。その結果、今回実施したPRA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。

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

重大事故の有効性評価に係る個別プラントでの事故シーケンスグループ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」）に「個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価すること。」と記載されている。

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 PRAを対象に実施した。

火災、溢水及びその他外部事象についてはPRA手法の確立に向けた検討を実施中の段階であったり、起因事象発生頻度など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ったりすることから、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1PRA）

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 PRAの手法確立・個別プラントへの展開に係る検討作業がある程度進んでいることを踏まえ、PRAを念頭にして想定される起因事象を整理した結果を表 1 及び表 2 に示す。

表 1 内部溢水により誘発される起因事象（日本原子力学会標準附属書に記載の例）

起因事象	起因事象を誘発する要因の例
小破断LOCA	溢水による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動
主給水流量喪失	溢水による主給水ポンプなどの機能喪失
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などの機能喪失
原子炉補機冷却機能喪失	溢水による補機冷却水ポンプなどの機能喪失

表 2 内部火災により誘発される起因事象

起因事象	起因事象を誘発する要因の例
小破断LOCA	火災による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動 火災によるRCPシール冷却機能喪失
IS-LOCA	火災による隔離弁制御回路の誤作動
主給水流量喪失	火災による主給水ポンプの機能喪失
2次冷却系の破断	火災による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動
過渡事象/手動停止	火災による原子炉トリップ／手動停止
外部電源喪失	火災による常用母線の機能喪失
原子炉補機冷却機能喪失	火災による補機冷却水ポンプの機能喪失

表 1、表 2 で抽出された起因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・誤操作を想定する内部事象レベル1PRAから得

られる起因事象に含まれている。

洪水、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1PRA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規則解釈第六条第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、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評価専門部会においてリスク評価に係る考え方の議論が開始されている一方、具体的なPRA手法に係る検討は現段階では行われていないが、相当程度の構造強度を有する安全上重要度の高い建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備への影響が主要な検討対象になるものと推定される（表3、表4、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・送電線等の機能喪失による全交流動力電源喪失が想定されるが、これらはいずれも今回PRA実施により抽出した事故シーケンスとしても確認されている。

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、これらで想定される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、川内原子力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PRAや地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災及び地震随伴洪水を対象としたPRAについては、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検討を

順次進めていく予定である。

2. 格納容器破損モード選定に係る検討（レベル1.5PRA）

外部事象レベル1.5PRAについては、地震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1.5PRAの評価に際しては、原子炉格納容器本体、原子炉建屋、格納容器隔離弁等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程に不確かさが大きくなる傾向にあり、国内でも試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（ χ モード）、格納容器隔離弁等が損傷し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1.5PRAで抽出されている損傷モードである。また、 χ モードについては地震動による直接的な原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失であり、地震レベル1PRAにおいて抽出した「原子炉建屋損傷」及び「原子炉格納容器損傷」が該当するが、これらについては格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モードとして選定するのではなく、発生する事象の程度や組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、原子炉格納容器内部の安全系機器・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、炉心損傷後の格納容器内物理現象についても内部事象レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられる。原子炉格納容器に直接影響を及ぼす物理的負荷としては津波による波力・漂流物の衝撃力などが考えられるが、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1PRAにおける発生可能性のある起回事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象レベル1PRAに追加すべきものは発生しないものと推定しており、原子炉格納容器及び内部構造物が直接破損することも想定し難いことから、炉心損傷後の格納容器内物理現象についても内部事象レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられ、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1PRAにおける検討からも、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象レベル1PRAに追加すべきも

のは発生しないものと推定しており、炉心損傷後の格納容器内物理現象についても内部事象レベル1.5PRAで想定するものと同等と考えられ、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PRA適用可能と判断した地震レベル1PRA、津波レベル1PRA以外の外部事象について、定性的な分析・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PRAや地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災及び地震随伴溢水を対象としたPRAについては、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検討を順次進めていく予定である。

表3 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	敷地付近に河川はないことから、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、復水タンク、燃料取替用水タンク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、復水タンク、燃料取替用水タンクについては、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が、可能性としては復水タンクの純水凍結による損傷が想定される。また、着氷による変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失が想定される。
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。可能性としては、荷重による復水タンク損傷や変圧器・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、安全上重要な原子炉建屋等の構築物周辺には地滑りを想定すべき急斜面、地滑り地形はない。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。また、建屋開口部からの火山灰の取り込みによる換気空調系機能に影響を与える可能性がある。
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・建屋への影響が想定されるが、設計基準対象施設は、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等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。

表4 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当該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} 回/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、当該事象が万が一発生した場合には、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）	周辺海域の定期高速船、フェリーについては航路から取水口までの離隔距離を確保していることから漂流時の取水口への侵入のおそれはない。また小型船舶については防波堤の存在や防波堤港口付近での漁業操業がないことから漂流時の取水口への侵入の可能性は極めて低く、取水口へ侵入した場合でも呑み口の位置が低いこと、かつ呑み口が十分に広いことから取水路の閉塞はなく、安全機能を損なうことはない。
爆発 （プラント外での爆発）	保有量が最も多い高圧ガス貯蔵所から最も近くに位置する外部火災防護施設までの離隔距離を必要とされる危険限界距離以上確保しており、安全施設の安全機能を損なうおそれはない。
電磁的障害	原子炉保護系計器ラック及びケーブルは、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、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の進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	川内原子力発電所の立地している久見崎町及びその周辺には、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）	石油コンビナート施設の火災については、燃料保有量が最も多い川内火力発電所の原油タンク及び重油タンクから外部火災防護施設までの必要とされる離隔距離を危険距離以上確保しており、安全施設の安全機能を損なうおそれはない。

別紙 1 (添付)

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

「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」第六条 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 PRA や地震 PRA、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	安全上重要な原子炉建屋等の構築物周辺には地滑りを想定すべき急斜面、地滑り地形はないため、安全施設の機能が損なわれることはない。	—
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進入防止対策により、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の選定について

設計基準において想定される自然現象及び発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下、「人為事象」という。）について選定を行った。

（1）自然現象及び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。

自然現象及び想定される人為事象に係る外部ハザードについて網羅的に抽出するために国内外の基準等を収集しリストアップした。基準の選定に当たっては、国外の基準として「Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants（IAEA, April 2010）」を、また人為事象を選定する観点から「DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES(FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE（NEI-12-06 August 2012）」、日本の自然現象を網羅する観点から「日本の自然災害（国会資料編纂会1998年）」を参考にした。これらの基準等に基づき抽出した自然現象に係る外部ハザードを表1.1に、人為事象に係る外部ハザードを表1.2に示す。

なお、その他にNRCの「NUREG/CR-2300 PRA Procedures Guide（NRC, January 1983）」等の基準も事象収集の対象としたが、これら追加した基準の事象により、「（3）設計基準において想定される自然現象及び想定される人為事象の選定結果」において選定される事象が増加することとはなかった。

表 1.1 外部ハザードの抽出（自然現象）

丸数字は、外部ハザードを抽出した文献を示す。

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等							
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
1-1	凍結	○	○	○	○	○	○	○	
1-2	隕石	○		○		○		○	
1-3	降水（豪雨(降雨)）	○	○	○	○	○	○	○	
1-4	河川の迂回	○				○		○	
1-5	砂嵐(塩を含んだ嵐)	○		○		○		○	
1-6	静振	○				○		○	
1-7	地震活動	○	○	○	○	○	○	○	
1-8	積雪（暴風雪）	○	○	○	○	○	○	○	
1-9	土壌の収縮又は膨張	○				○		○	
1-10	高潮	○	○			○		○	
1-11	津波	○	○	○	○	○	○	○	
1-12	火山（火山活動・降灰）	○	○	○	○	○	○	○	
1-13	波浪・高波	○				○		○	
1-14	雪崩	○	○	○		○		○	
1-15	生物学的事象	○			○		○	○	
1-16	海岸侵食	○				○		○	
1-17	干ばつ	○	○	○		○		○	
1-18	洪水（外部洪水）	○	○		○	○	○	○	
1-19	風（台風）（暴風(台風)）	○	○	○	○	○	○	○	
1-20	竜巻	○	○	○	○	○	○	○	
1-21	濃霧	○				○		○	
1-22	森林火災	○	○		○	○	○	○	
1-23	霜・白霜	○		○		○		○	
1-24	草原火災	○							
1-25	ひょう・あられ	○	○	○		○		○	
1-26	極高温	○	○	○		○		○	
1-27	満潮	○				○		○	
1-28	ハリケン	○				○		○	
1-29	氷結	○		○		○		○	
1-30	氷晶			○					
1-31	氷壁			○					
1-32	土砂崩れ（山崩れ、がけ崩れ）		○						
1-33	落雷	○	○	○	○	○	○	○	
1-34	湖又は河川の水位低下	○		○		○		○	
1-35	湖又は河川の水位上昇			○		○			
1-36	陥没・地盤沈下・地割れ	○	○						
1-37	極限的な圧力(気圧高低)			○					
1-38	もや			○					
1-39	塩害、塩雲			○					
1-40	地面の隆起		○	○					
1-41	動物			○					
1-42	地滑り	○		○		○	○	○	
1-43	カルスト			○					
1-44	地下水による浸食			○					
1-45	海水面低			○					
1-46	海水面高			○					
1-47	地下水による地滑り			○					
1-48	水中の有機物			○					
1-49	太陽フレア，磁気嵐	○							
1-50	高温水(海水温高)			○					
1-51	低温水(海水温低)			○					

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等							
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
1-52	泥湧出		○						
1-53	土石流		○						
1-54	水蒸気		○						
1-55	毒性ガス	○	○			○		○	

表 1.2 外部ハザードの抽出（人為事象）

丸数字は、外部ハザードを抽出した文献を示す。

No	外部ハザード	外部ハザードを抽出した文献等							
		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧
2-1	衛星の落下	○		○		○		○	
2-2	パイプライン事故(ガスなど)、パイプライン事故によるサイト内爆発等	○		○		○		○	
2-3	交通事故(化学物質流出含む)	○		○		○		○	
2-4	有毒ガス	○			○	○	○	○	
2-5	タービンミサイル	○			○	○	○	○	
2-6	飛来物（航空機衝突）	○		○	○	○	○	○	○
2-7	工業施設又は軍事施設事故	○				○		○	
2-8	船舶の衝突（船舶事故）	○		○	○		○		
2-9	自動車又は船舶の爆発	○		○					
2-10	船舶から放出される固体液体不純物			○					
2-11	水中の化学物質			○					
2-12	爆発（プラント外での爆発）			○	○		○		
2-13	プラント外での化学物質流出			○					
2-14	サイト貯蔵の化学物質の流出	○		○		○		○	
2-15	軍事施設からのミサイル			○					
2-16	掘削工事			○					
2-17	他のユニットからの火災			○					
2-18	他のユニットからのミサイル			○					
2-19	他のユニットからの内部溢水			○					
2-20	電磁的障害			○	○		○		
2-21	ダムの崩壊			○	○		○		
2-22	内部溢水				○	○	○	○	
2-23	火災（近隣工場等の火災）			○	○	○	○		

【外部ハザードを抽出した文献】

- ① DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES(FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE(NEI-12-06 August 2012)
- ② 「日本の自然災害」国会資料編纂会 1998 年
- ③ Specific Safety Guide(SSG-3) “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA, April 2010
- ④ 「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の解釈」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）
- ⑤ NUREG/CR-2300 “PRA Procedures Guide”, NRC, January 1983
- ⑥ 「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」（制定：平成 25 年 6 月 19 日）
- ⑦ ASME/ANS RA-S-2008 “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”
- ⑧ B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline(NEI-06-12 December 2006) -2011.5 NRC 公表

(2) 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。）及び想定される人為事象の選定

(1) で網羅的に抽出した外部ハザードについて、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。）及び人為事象を選定するため、敷地の自然環境や敷地及び敷地周辺の状況を考慮し、海外での評価手法※を参考とした表 1.3 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。

表 1.3 考慮すべき事象の除外基準（参考 1 参照）

基準 A	当該原子炉施設に影響を及ぼすほど接近した場所に発生しない。(例：No. 1-5 砂嵐)
基準 B	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。(例：No. 1-16 海岸侵食)
基準 C	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。(例：No. 1-21 濃霧)
基準 D	影響が他の事象に包含される。(例：No. 1-27 満潮)
基準 E	発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。(例：No. 1-2 隕石)
基準 F	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 (例：No. 2-15 軍事施設からのミサイル)

※ 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) 設計基準において想定される自然現象及び人為事象の選定結果

(2) で検討した除外基準に基づき、設計基準において想定される自然現象及び人為事象を選定した結果を表 1.4 及び表 1.5 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」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
- ・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人為事象」として、以下の 7 事象を選定した。

- ・飛来物
- ・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

表 1.4 設計基準において想定される自然現象の選定結果

No	外部ハザード	選定基準	選定	備 考
1-1	凍結	—	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-2	隕石	E(※1)	×	安全施設の機能に影響を及ぼす隕石等が衝突する可能性は極めて低いと判断し除外する。
1-3	降水（豪雨(降雨)）	—	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-4	河川の迂回	A	×	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。
1-5	砂嵐(塩を含んだ嵐)	A	×	発電所周辺にて発生する可能性は極めて低いことから除外する。
1-6	静振	A, D	×	安全施設の機能に影響を及ぼす湖等は付近にないが、影響については津波に包絡できる。
1-7	地震活動	F	×	第四条 地震による損傷の防止にて評価する。
1-8	積雪（暴風雪）	—	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-9	土壌の収縮又は膨張	D	×	土壌の収縮又は膨張の可能性は低い、影響については地震に包絡できる。
1-10	高潮	—	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-11	津波	F	×	第五条 津波による損傷の防止にて評価する。
1-12	火山（火山活動・降灰）	—	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-13	波浪・高波	D	×	津波に包絡できる。
1-14	雪崩	A	×	多雪地域でないことから除外する。
1-15	生物学的事象	—	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-16	海岸侵食	B, D	×	事象進展が遅く、安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、影響については津波に包絡される。
1-17	干ばつ	C	×	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とする。なお、取水源は渇水年でも取水可能な淡水池。
1-18	洪水（外部洪水）	—	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-19	風（台風）（暴風(台風)）	—	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-20	竜巻	—	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-21	濃霧	C	×	本事象が発生する可能性は低い、万一発生した場合でも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。
1-22	森林火災	—	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-23	霜・白霜	C	×	本事象が発生する可能性は低い、万一発生した場合でも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。
1-24	草原火災	D	×	森林火災に包絡できる。
1-25	ひょう・あられ	C	×	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とする。
1-26	極高温	C	×	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とする。
1-27	満潮	D	×	津波に包絡できる。
1-28	ハリケーン	D	×	風（台風）に包絡できる。
1-29	氷結	D	×	凍結に包絡できる。
1-30	氷晶	D	×	凍結に包絡できる。
1-31	氷壁	D	×	凍結に包絡できる。
1-32	土砂崩れ（山崩れ、がけ崩れ）	C, D	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、影響については地震に包絡される。
1-33	落雷	—	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-34	湖又は河川の水位低下	A	×	発電所に影響を与える湖又は河川がないことから除外する。
1-35	湖又は河川の水位上昇	A	×	発電所に影響を与える湖又は河川がないことから除外する。
1-36	陥没・地盤沈下・地割れ	C, D	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、影響については地震に包絡される。
1-37	極限的な圧力(気圧高低)	D	×	竜巻に包絡される。
1-38	もや	C	×	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とする。
1-39	塩害、塩雲	B, C	×	進展の進展は遅く、十分管理が可能なことから除外する。

No	外部ハザード	選定基準	選定	備 考
1-40	地面の隆起	C, D	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、影響については地震に包絡される。
1-41	動物	C, D	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、影響については生物学的事象に包絡される。
1-42	地すべり	—	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-43	カルスト	A	×	カルスト地形ではないため、除外する。
1-44	地下水による浸食	C, D	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、影響については地震に包絡される。
1-45	海水面低	D	×	津波に包絡できる。
1-46	海水面高	D	×	津波に包絡できる。
1-47	地下水による地滑り	C, D	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、影響については地震に包絡される。
1-48	水中の有機物	C, D	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、影響については生物学的事象に包絡される。
1-49	太陽フレア, 磁気嵐	C	×	太陽フレアによる磁気嵐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。
1-50	高温水(海水温高)	C	×	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。
1-51	低温水(海水温低)	C	×	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。
1-52	泥湧出	C	×	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。
1-53	土石流	C, D	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低い、影響については地滑りに包絡される。
1-54	水蒸気	C	×	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。
1-55	毒性ガス	A	×	発電所下部に毒性ガスを湧出する地層はないことから除外する。

※1：隕石が川内原子力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]
- ・ 川内原子力発電所の敷地面積：1.45 [km²]

であることから、隕石が川内原子力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。

$$1/1750 \times (1.45 / 510,072,000) = 1.63 \times 10^{-12}$$

表 1.5 設計基準において想定される人為事象の選定結果

No	外部ハザード	選定基準	選定	備 考
2-1	衛星の落下	E(※2)	×	安全施設の機能に影響を及ぼす隕石等が衝突する可能性は極めて低いと判断し除外する。
2-2	パイプライン事故(ガスなど)、パイプライン事故によるサイト内爆発等	A	×	川内原子力発電所周辺にパイプラインはないことから除外する。
2-3	交通事故(化学物質流出含む)	D	×	近隣工場等の火災に包絡される。
2-4	有毒ガス	—	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
2-5	タービンミサイル	F	×	第十八条 蒸気タービンにて評価する。
2-6	飛来物(航空機衝突)	—	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
2-7	工業施設又は軍事施設事故	A	×	近隣における産業で発電所に影響を及ぼす施設はないことから除外する。
2-8	船舶の衝突(船舶事故)	—	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
2-9	自動車又は船舶の爆発	D	×	爆発(プラント外での爆発)に包絡される。
2-10	船舶から放出される固体液体不純物	D	×	船舶から放出された燃料による火災が考えられるが、船舶の衝突に包絡される。
2-11	水中の化学物質	A	×	川内原子力発電所の周辺には化学プラントは立地していない。
2-12	爆発(プラント外での爆発)	—	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
2-13	プラント外での化学物質流出	A	×	川内原子力発電所の周辺には化学プラントは立地していない。
2-14	サイト貯蔵の化学薬品の流出	C	×	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。
2-15	軍事施設からのミサイル	F	×	故意の人為事象である。
2-16	掘削工事	A	×	敷地内での工事は管理されている。また、敷地外での掘削はプラントに影響を与えない。
2-17	他のエッットからの火災	D	×	森林火災に包絡できる。
2-18	他のエッットからのミサイル	F	×	第十八条 蒸気タービンにて評価する。
2-19	他のエッットからの内部溢水	D	×	内部溢水に包絡される。
2-20	電磁的障害	—	○	設備の特性を踏まえ評価対象とする。
2-21	ダム崩壊	—	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
2-22	内部溢水	F	×	第九条 溢水による損傷の防止等にて評価する。
2-23	火災(近隣工場等の火災)	—	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。

※2：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及ぼすことはないものと考えられる。

< 参考 1 >

基準 A：当該原子炉施設に影響を及ぼす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樣ではなく、発生する自然事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 B：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出来る事象は対象外とする。例えば、発電所の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 C：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、屋外設備でも故障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却は維持できるので、影響は限定的である。

基準 D：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 E：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)は考慮すべき事象は対象外としており、同様に発生頻度がごく稀な事象は対象外とする。

基準 F：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

第四条 地震による損傷の防止、第五条 津波による損傷の防止、第九条 溢水による損傷の防止、第十八条 蒸気タービンにより評価を実施するもの、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に該当しないものについては、対象外とする。

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（以下、設備等）の損傷・機能喪失の抽出

竜巻事象により設備等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等の損傷
- ② 竜巻によりもたらされる飛来物による建屋や設備等の損傷

(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・設備等の損傷

【建屋】

・ 建屋倒壊

原子炉周辺建屋、外部遮へい建屋等の安全上重要な機器が設置されている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】

・ 復水タンク、燃料取替用水タンク、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

竜巻による荷重による、送電鉄塔の倒壊や送電線の切断等により、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・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、燃料取扱建屋以外は鉄筋コンクリート造であり、また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」と言う。）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。また、燃料取扱建屋は鉄骨造であり、飛来物衝突により貫通する可能性があるが、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。なお、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、竜巻防護ネット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。

・復水タンク損傷

復水タンクの損傷により、起因事象が発生した場合に補助給水による冷却が不可能になる。復水タンクが損傷した場合、同時に上記(2)①の外部電源喪失の発生を想定すると、2次系からの除熱機能喪失となる。

・燃料取替用水タンク損傷

燃料取替用水タンクが損傷した場合、ECCS 系による炉心への注水や格納容器スプレイ系による格納容器除熱が不可能になる。一方で、竜巻により LOCA 事象が発生することは想定しがたいため、これらの機能が必要となることはないと考えられる。

・海水ポンプ損傷

海水ポンプ 4 台すべてが損傷することにより、従属的にディーゼル発電機及び原子炉補機冷却機能が喪失する。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竜巻荷重による建屋・設備等の損傷

【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 1.6×10^{-6} ）を想定する。表 2.1 及び表 2.2 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。

表 2.1 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	せん断ひずみ度	評価基準値	結果
原子炉建屋	0.039×10^{-3}	2.0×10^{-3}	○
原子炉補助建屋	0.011×10^{-3}		○
ディーゼル建屋	0.057×10^{-3}		○
主蒸気管室建屋	0.075×10^{-3}		○

* せん断ひずみ度は最も裕度が低く評価されたケースを示している。

表 2.2 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	層間変形角	評価基準値	結果
燃料取扱建屋	1/1582	1/120	○

* 層間変形角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、燃料取替用水タンク、復水タンク損傷

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 1.6×10^{-6} ）を想定する。表 2.3 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ら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。

表 2.3 設備の構造健全性評価結果

建屋	応力値 (MPa)	裕度	結果
海水ポンプ (据付面基礎ボルト)	33	3.54	○
海水ポンプモータ (外扇カバー取付けボルト)	42	3.64	○
復水タンク (胴板)	42	5.38	○
燃料取替用水タンク (胴板)	56	3.08	○

* 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 1.6×10^{-6}) の竜巻による飛来物衝突を想定しても、表 2.4 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 PRA 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。

表 2.4 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
原子炉建屋	20.6	40	○
原子炉補助建屋	20.6	30	○
ディーゼル建屋	20.6	50	○
主蒸気管室建屋	20.6	50	○
燃料取扱建屋※	—	—	—
ディーゼル発電機 燃料貯油そう基礎	20.6	70	○
ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク基礎	19.2	80	○

※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】

・復水タンク損傷

風速 100m/s（年超過確率 1.6×10^{-6} ）を越える竜巻が発生し、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、復水タンク損傷による補助給水機能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2次系からの除熱機能喪失となるが、本シナリオについては、内部事象 PRA や地震 PRA、津波 PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

・燃料取替用水タンク損傷

風速 100m/s（年超過確率 1.6×10^{-6} ）を越える竜巻が発生し、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、燃料取替用水タンク損傷による ECCS 注水機能喪失や格納容器除熱機能喪失がシナリオとして想定される。一方で、1.(2)②に記載のとおり、竜巻による LOCA 事象の発生は想定しがたい。仮に LOCA 事象が発生しても、ECCS 注水機能喪失や格納容器除熱機能喪失事象は内部事象 PRA や地震 PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

・海水ポンプ損傷

風速 100m/s（年超過確率 1.6×10^{-6} ）を越える竜巻が発生し、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 PRA や地震 PRA、津波 PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

なお、復水タンク及び海水ポンプに飛来物が同時に衝突し、設備が損傷することは極めて稀であると考えられ、また、資機材等の飛散防止のために固縛等による飛来物の発生防止対策や飛来物の衝突から対象設備を守る防護ネット等の竜巻防護対策に期待できることから、飛来物衝突による復水タンク及び海水ポンプの同時損傷は本評価の対象外とする。

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 PRA、地震 PRA、津波 PRA 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。

よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、LOCA、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り、外部電源喪失、2次冷却系の破断あるいは主給水流量喪失と復水タンク損傷による補助給水機能の失敗が同時に発生した場合には2次系からの除熱機能喪失となり、外部電源喪失と海水ポンプ損傷による非常用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シーケンスは考えにくく、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は新たに生じないと判断される。

なお、暴風については年超過確率評価上、 10^{-7} /年となる最大瞬間風速が 91.4m/s であるが、竜巻が年超過確率評価上 1.6×10^{-6} /年で最大瞬間風速 100m/s であることから、竜巻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（以下、設備等）の損傷・機能喪失の抽出

凍結事象により設備等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」

・ディーゼル発電機燃料油貯油そうの重油凍結

低温によってディーゼル発電機燃料油貯油そう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。

・復水タンクの純水凍結

低温によって復水タンクの純水が凍結し、起因事象が発生した場合に補助給水による冷却が不可能になる。復水タンクが機能喪失した場合、同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定すると、2次系からの除熱機能喪失となる。

・燃料取替用水タンクのほう酸水凍結

低温によって燃料取替用水タンクのほう酸水が凍結した場合は、ECCS 系による炉心への注水機能や格納容器スプレイ系による格納容器除熱機能が喪失する可能性があるが、燃料取替用水タンクは、ほう酸析出防止の観点から補助蒸気により 30℃程度に保たれているため、燃料取替用水タンクのほう酸水が凍結することは考えにくい。また、凍結により LOCA 事象が発生することは想定しがたく、これらの安全機能が必要となることはないと考えられる。

②ヒートシンク（海水）の「凍結」

川内原子力発電所においては、河川／湖を冷却水源としておらず、川内原子力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屋外タンク及び配管内流体の「凍結」

・ディーゼル発電機燃料油貯油そうの重油凍結

ディーゼル発電機燃料油貯油そう等内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、凍結事象によるディーゼル発電機燃料油貯油そう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。

・復水タンクの純水凍結

復水タンクの純水凍結により、復水タンクが損傷した場合において、かつ同時に下記③で示される外部電源喪失を想定した場合、2次系からの除熱機能が喪失するが、2次系からの除熱機能喪失事象は内部事象 PRA や地震 PRA、津波 PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

・燃料取替用水タンクのほう酸水凍結

1. (2)①に記載のとおり、燃料取替用水タンクのほう酸水凍結は起こりえないため、想定するシナリオはない。

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 PRA、地震 PRA、津波 PRA 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。

よって、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、補助給水機能の喪失が同時に発生した場合に2次系からの除熱機能喪失となるが、非常用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、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は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. 起因事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失の抽出

積雪事象により設備等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「雪の多量吸い込み」による空調給気口、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「雪の多量吸い込み」による給気口の閉塞

- ・ディーゼル発電機の外気取入部のフィルタの目詰まり

ディーゼル発電機の給排気口閉塞により、結果、ディーゼル発電機の機能が喪失する。ディーゼル発電機が機能喪失した場合、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

- ・復水タンク損傷

復水タンクが座屈で損傷した場合、補助給水による冷却が不可能になる。

- ・燃料取替用水タンク損傷

燃料取替用水タンクが座屈で損傷した場合、ECCS 系による炉心への注水や格納容器スプレイ系による格納容器除熱が不可能になる。一方で、積雪により LOCA 事象が発生することは想定しがたいため、これらの機能が必要となることはないと考えられる。

- ・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シナリオ。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。

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、想定を超える積雪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「雪の多量吸い込み」による空調給気口、冷却口の閉塞

表 4.1 に各給排気口の高さと積雪高さの比較を示す。

・ディーゼル発電機の外気取入部のフィルタの目詰まり

ディーゼル発電機給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 PRA や地震 PRA、津波 PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

なお、ディーゼル発電機給排気口（吸気高さ：GL+約 2m）が閉塞にいたる積雪深さは、年超過確率評価上、 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、給排気口への付着、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、ディーゼル発電機燃料油貯油そうへの影響について、地上面から約 6m 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評価上、 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。

・海水ポンプの冷却口閉塞

海水ポンプ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補機冷却水の喪失事象の発生が考えられるが、内部事象 PRA や地震 PRA、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評価上、 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。

表 4.1 各給排気口の高さと積雪高さの比較

給排気口	設置面からの高さ	積雪深さ	結果
ディーゼル発電機の給排 気口	約 2 m	1.14m : 10^{-7} /年 (0.47m : 10^{-4} /年)	設置面からの高さに 対して十分余裕がある
海水ポンプモータ排気口 (モータ下端高さ)	約 2 m		

②「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重

・復水タンク損傷

積雪荷重による座屈で復水タンクが損傷した場合において、同時に外部電源喪失もしくは主給水流量喪失の発生を想定した場合、2次系からの除熱機能喪失となるが、2次系からの除熱機能喪失事象は内部事象 PRA や地震 PRA、津波 PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

・燃料取替用水タンク損傷

積雪荷重による座屈で燃料取替用水タンクが損傷した場合、ECCS 系による炉心注水機能や格納容器スプレイ系による格納容器除熱機能が喪失するが、積雪が原因で LOCA 事象が発生することは想定しがたい。仮に LOCA 事象が発生しても、ECCS 注水機能喪失や格納容器除熱機能喪失事象は内部事象 PRA や地震 PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

・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 PRA 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表 4.2 に示すとおり、年超過確率評価上、 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。

表 4.2 各建屋の積雪荷重と年超過頻度の比較

建屋	許容積雪荷重 (N/m ²)	積雪荷重 (N/m ²)	結果
原子炉建屋	6,200	2,280 : 10 ⁻⁷ /年 (940 : 10 ⁻⁴ /年)	堆積荷重に対して 十分余裕がある
原子炉補助建屋	8,100		
燃料取扱建屋	4,400		
ディーゼル建屋	8,100		
主蒸気管室建屋	8,100		

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 PRA、地震 PRA、津波 PRA 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。

よって、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、復水タンクの機能喪失による補助給水機能の失敗が同時に発生した場合に 2 次系からの除熱機能喪失となるが、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（以下、設備等）の損傷・機能喪失の抽出

落雷事象により設備等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しての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、建屋避雷針の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出来ない場合には、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、有意なサージの侵入はないと考えられる。

また、屋外との取合いがあるその他制御設備の電子回路についても、避雷器や絶縁トランスによるサージ対策が講じられていることから、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 PRA、地震 PRA、津波 PRA 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。

よって、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は新たに生じないと判断する。

添付-6 火山活動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（以下、設備等）の損傷・機能喪失の抽出

火山活動事象により設備等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変圧器、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シナリオ。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。

・復水タンク損傷

復水タンクが座屈で損傷した場合、補助給水による冷却が不可能になる。

・燃料取替用水タンク損傷

燃料取替用水タンクが座屈で損傷した場合、ECCS 系による炉心への注水や格納容器スプレイ系による格納容器除熱が不可能になる。一方で、火山活動事象により LOCA 事象が発生することは想定しがたいため、これらの機能が必要となることはないと考えられる。

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、適切な保安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（含むライニング）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変圧器、開閉所の絶縁影響

火山灰が送電網の碍子や変圧器へ付着し、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シナリオ。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、表 6.1 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。

表 6.1 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
原子炉建屋	6,200	3,000	堆積荷重に対して 十分余裕がある
原子炉補助建屋	8,100		
燃料取扱建屋	4,400		
ディーゼル建屋	8,100		
主蒸気管室建屋	8,100		

・最も裕度が低く評価されたケースを示している

・復水タンクの機能喪失

火山灰の荷重による復水タンクへの影響については、火山灰堆積荷重によるハザードの設定が困難であるが、表 6.2 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ても除去作業が可能であることから本評価の対象外とした。

・燃料取替用水タンクの機能喪失

火山灰の荷重による燃料取替用水タンクへの影響については、火山灰堆積荷重によるハザードの設定が困難であるが、表 6.2 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ても除去作業が可能であることから本評価の対象外とした。

表 6.2 各屋外タンクの設計基準で考慮している火山灰堆積による応力と許容応力の比較

機器	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	結果
復水タンク (屋根板)	194	339	堆積荷重に対して 十分余裕がある
燃料取替用水タンク (屋根板)	239	259	

・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（表 6.3 参照）。