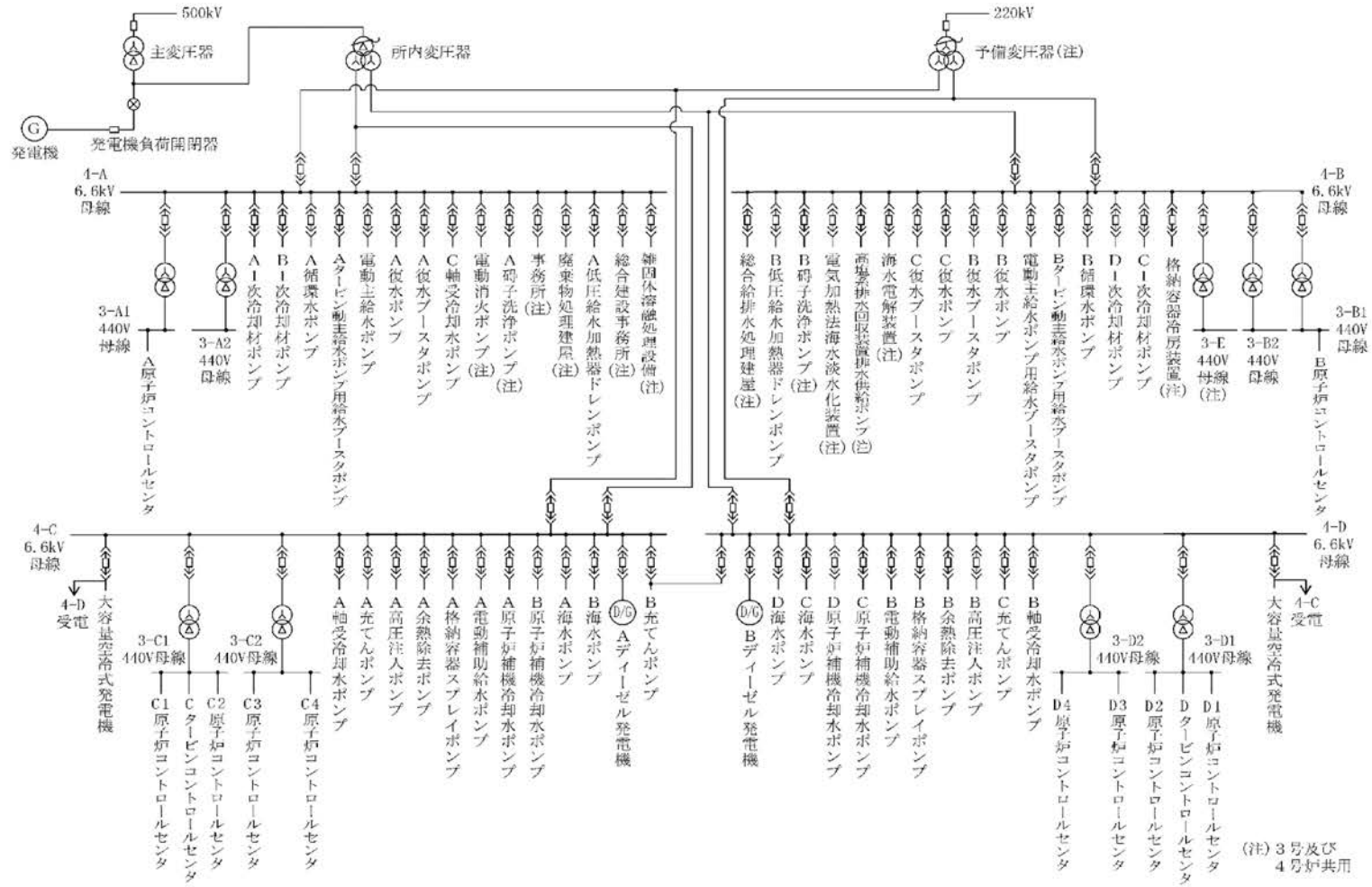
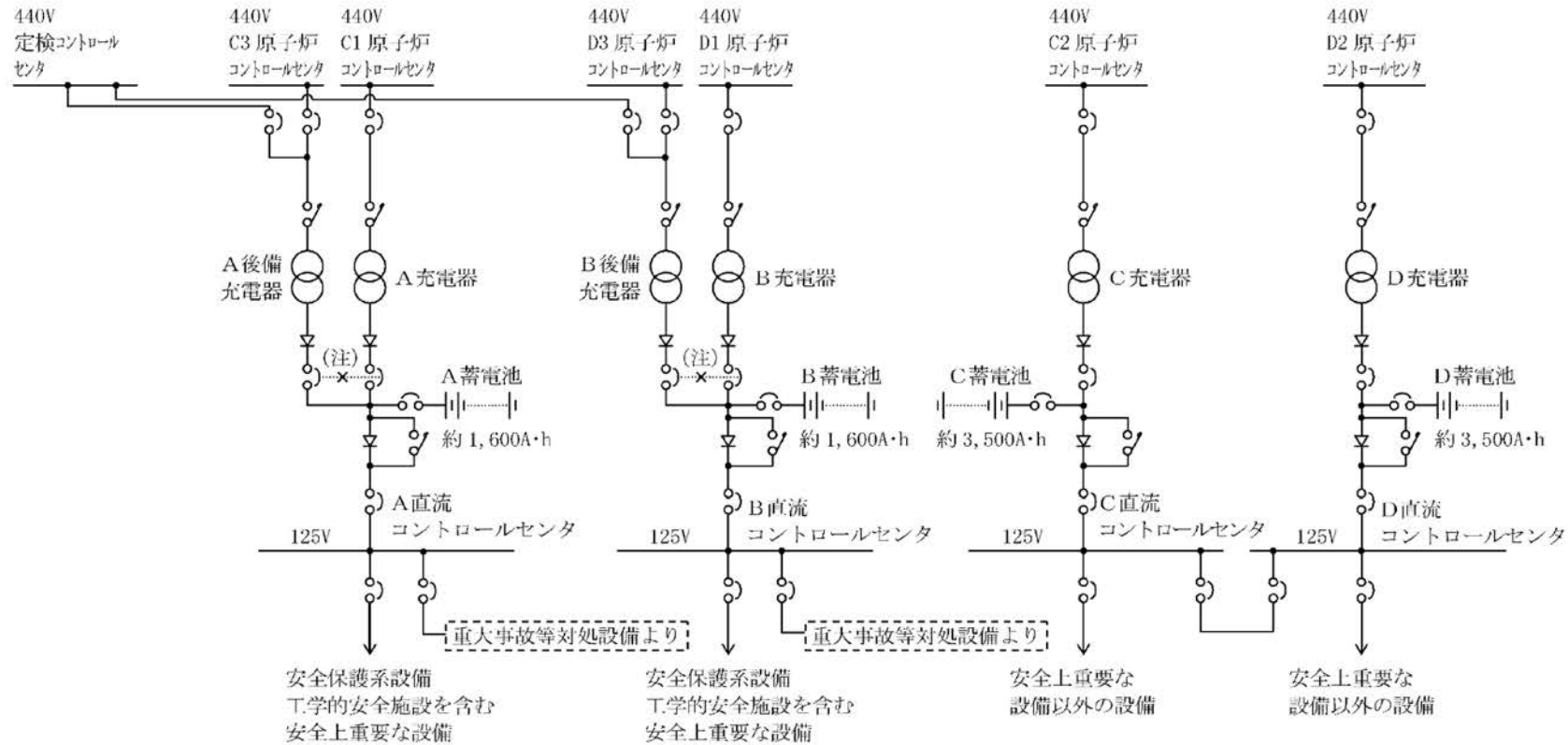


第 3.1.3.1-22 図 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ概略図

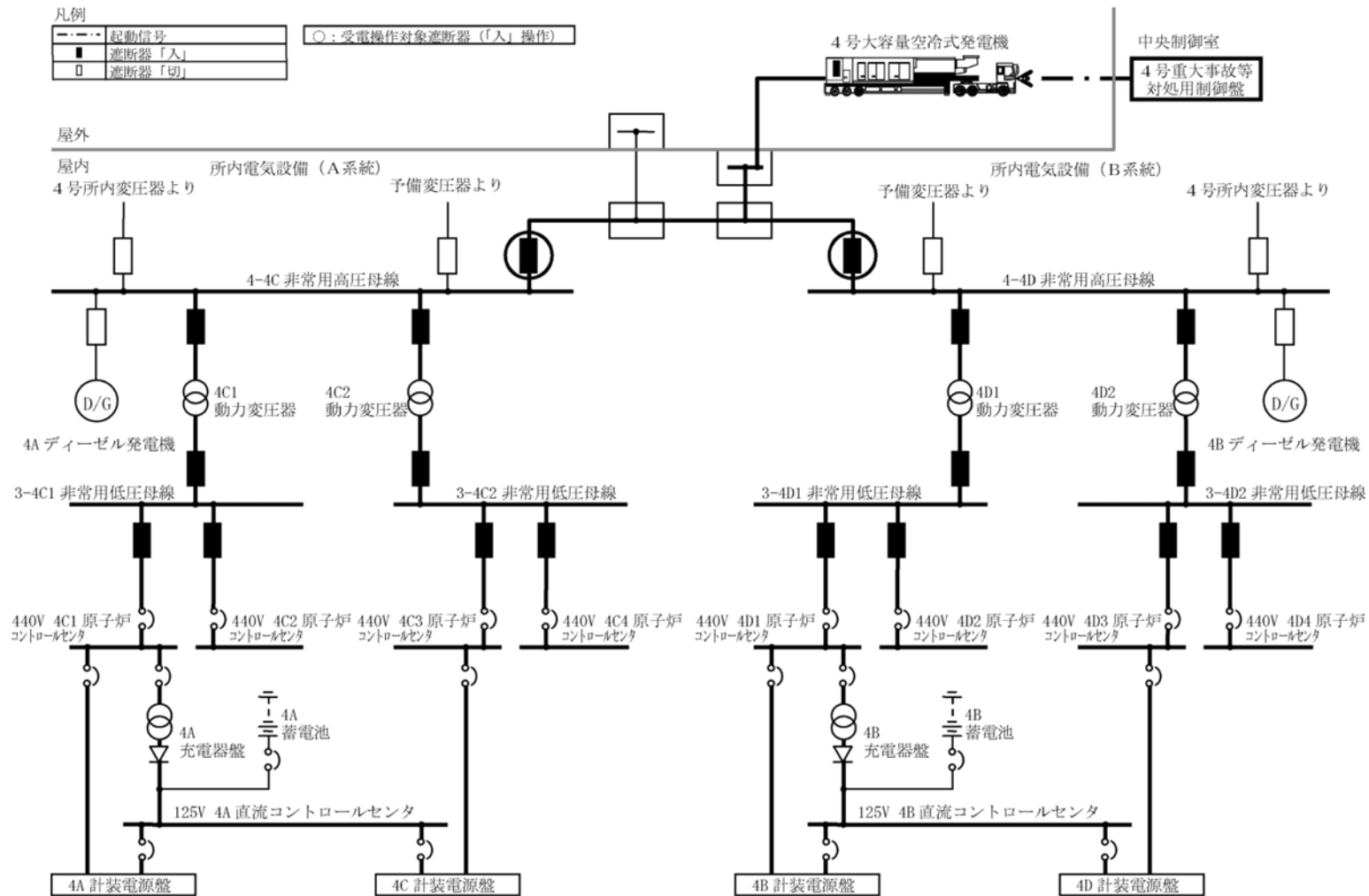


第 3.1.3.1-23 図 所内単線結線図

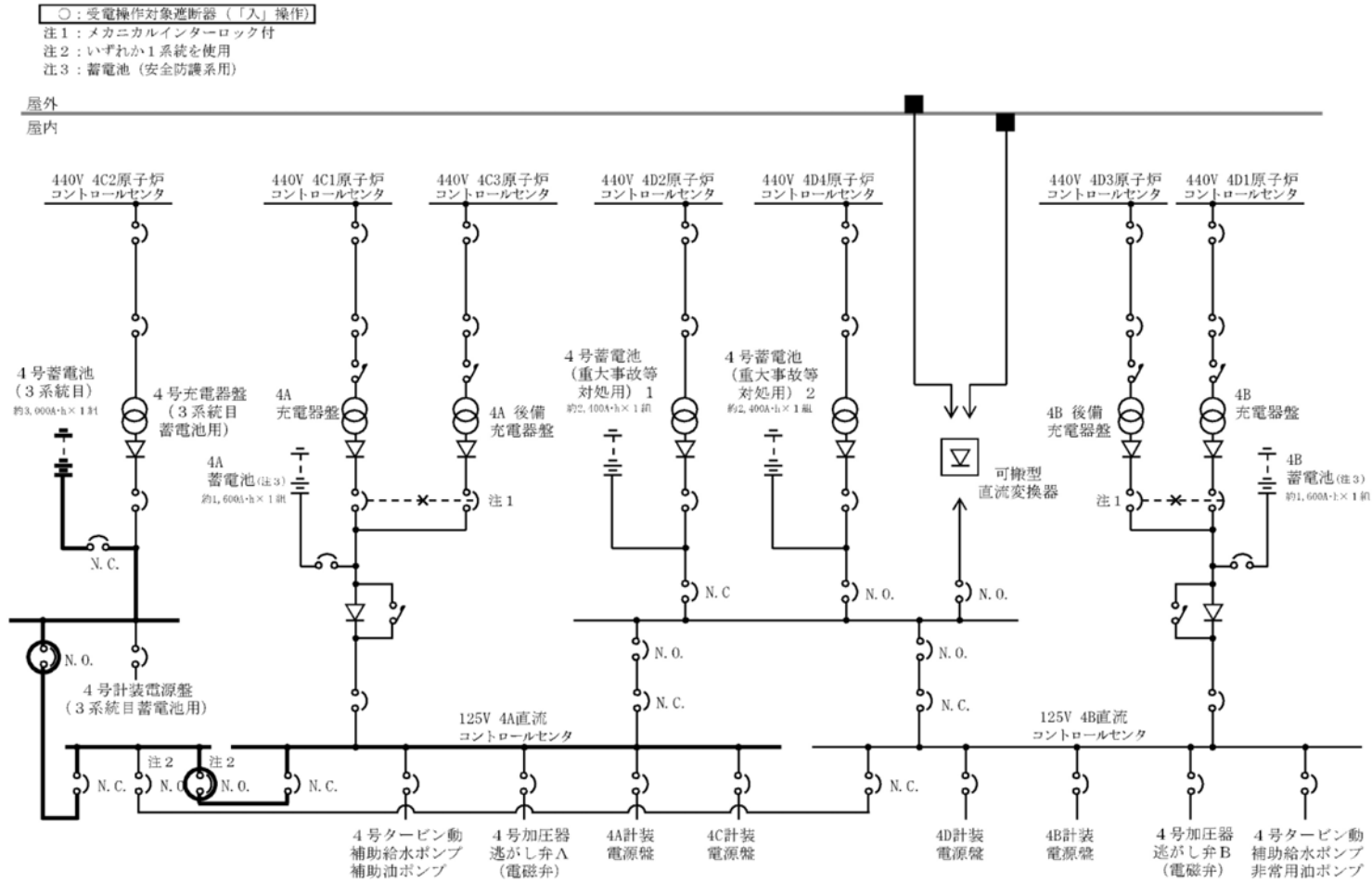


(注) メカニカルインターロック付

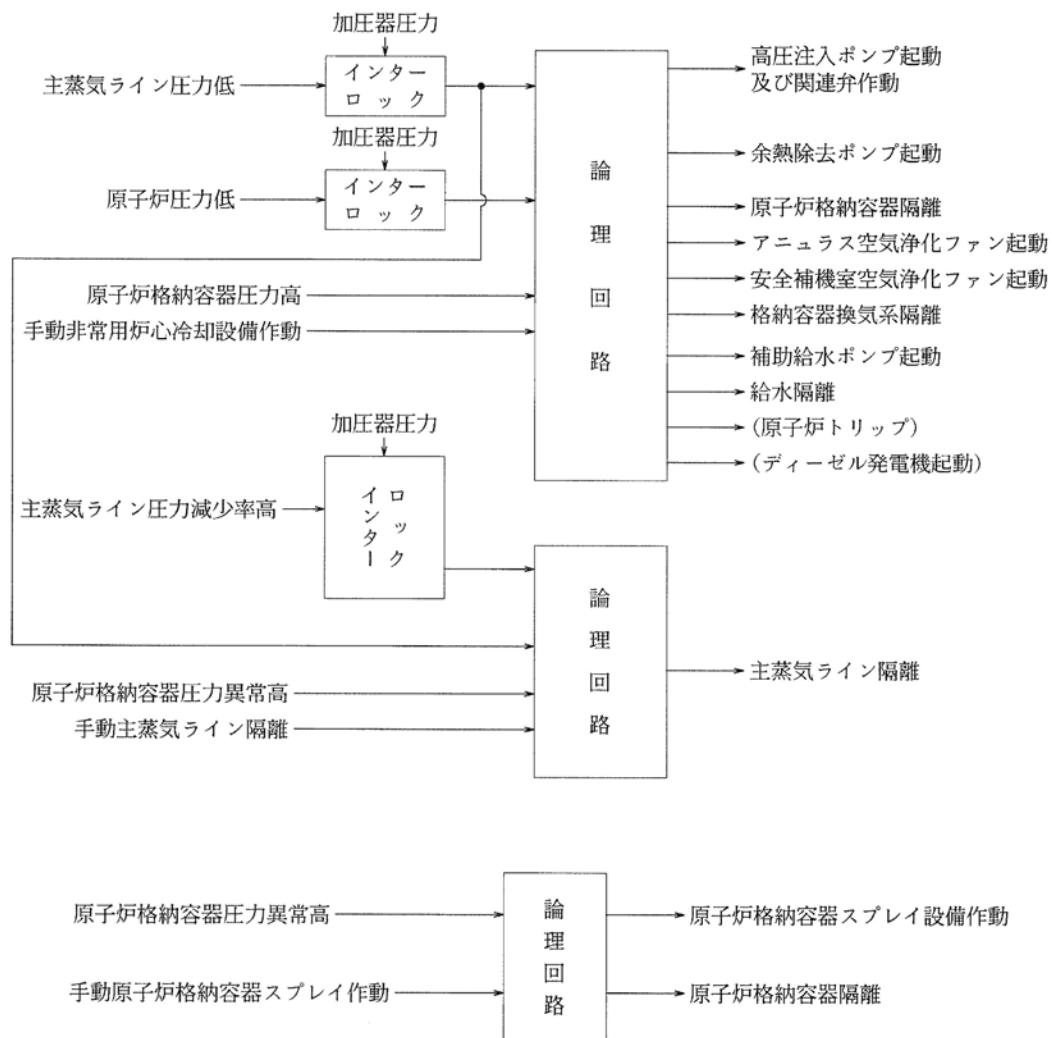
第 3.1.3.1-24 図 直流単線結線図



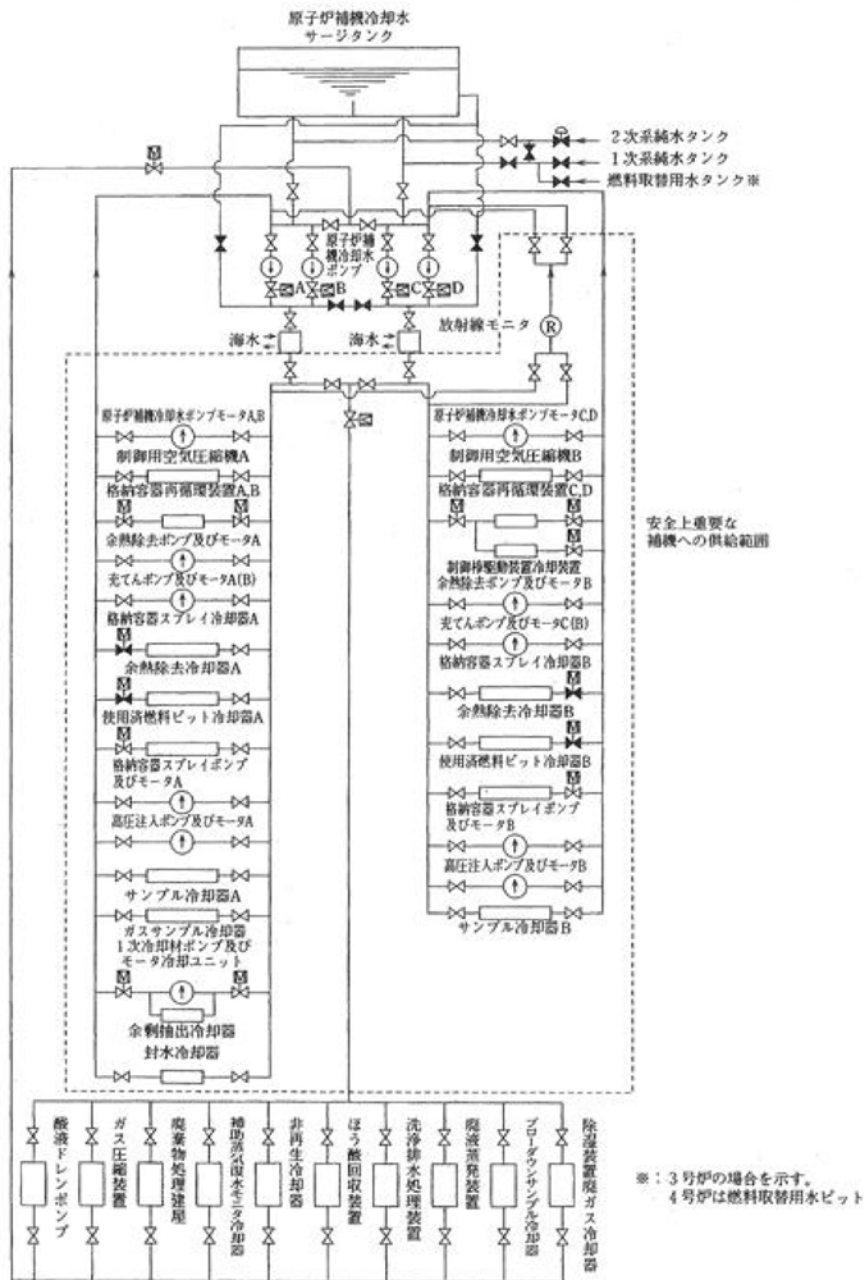
第 3.1.3.1-25 図 代替電源設備(大容量空冷式発電機)概略図



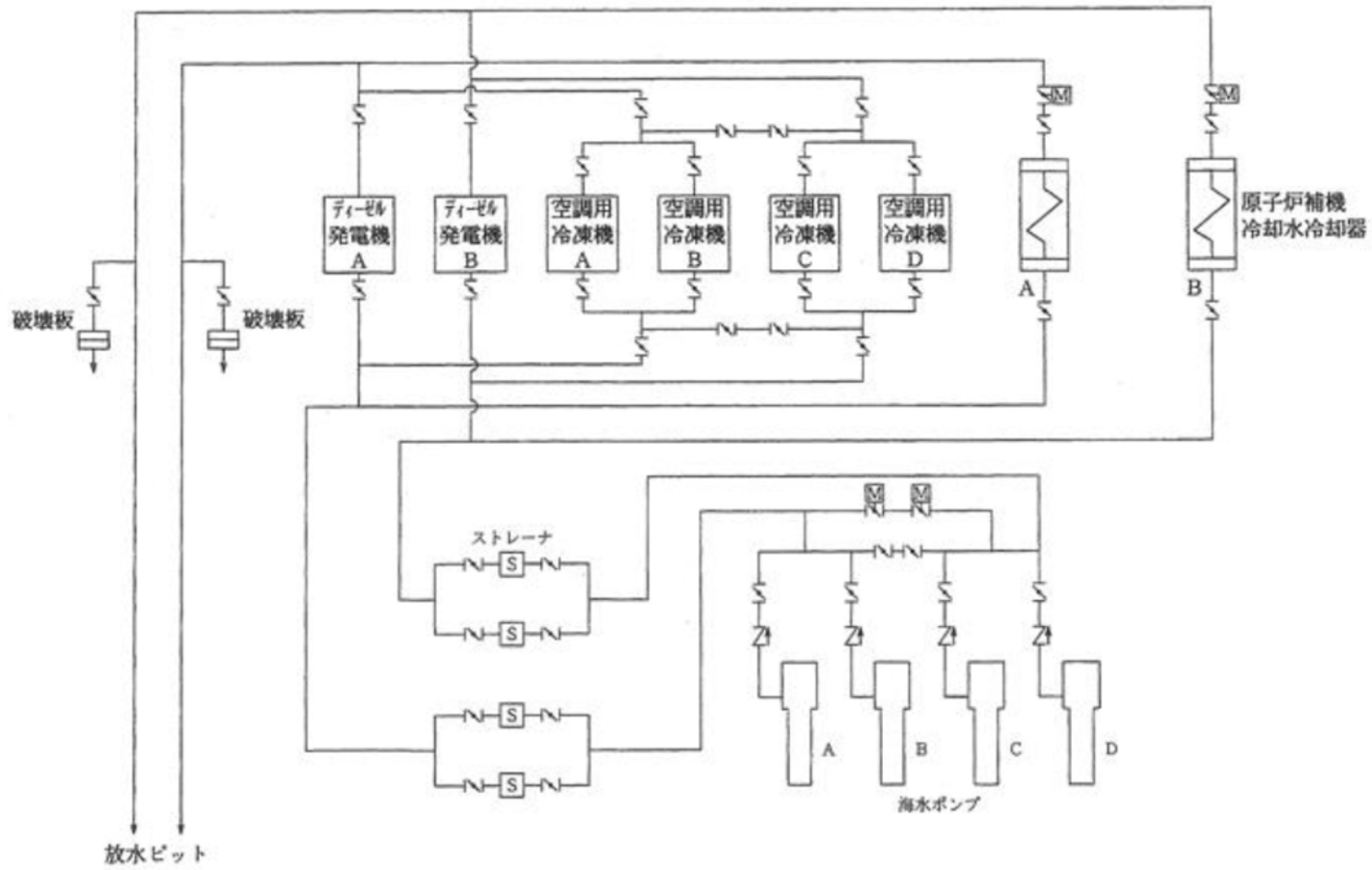
第 3.1.3.1-26 図 蓄電池(3系統目)系統概略図



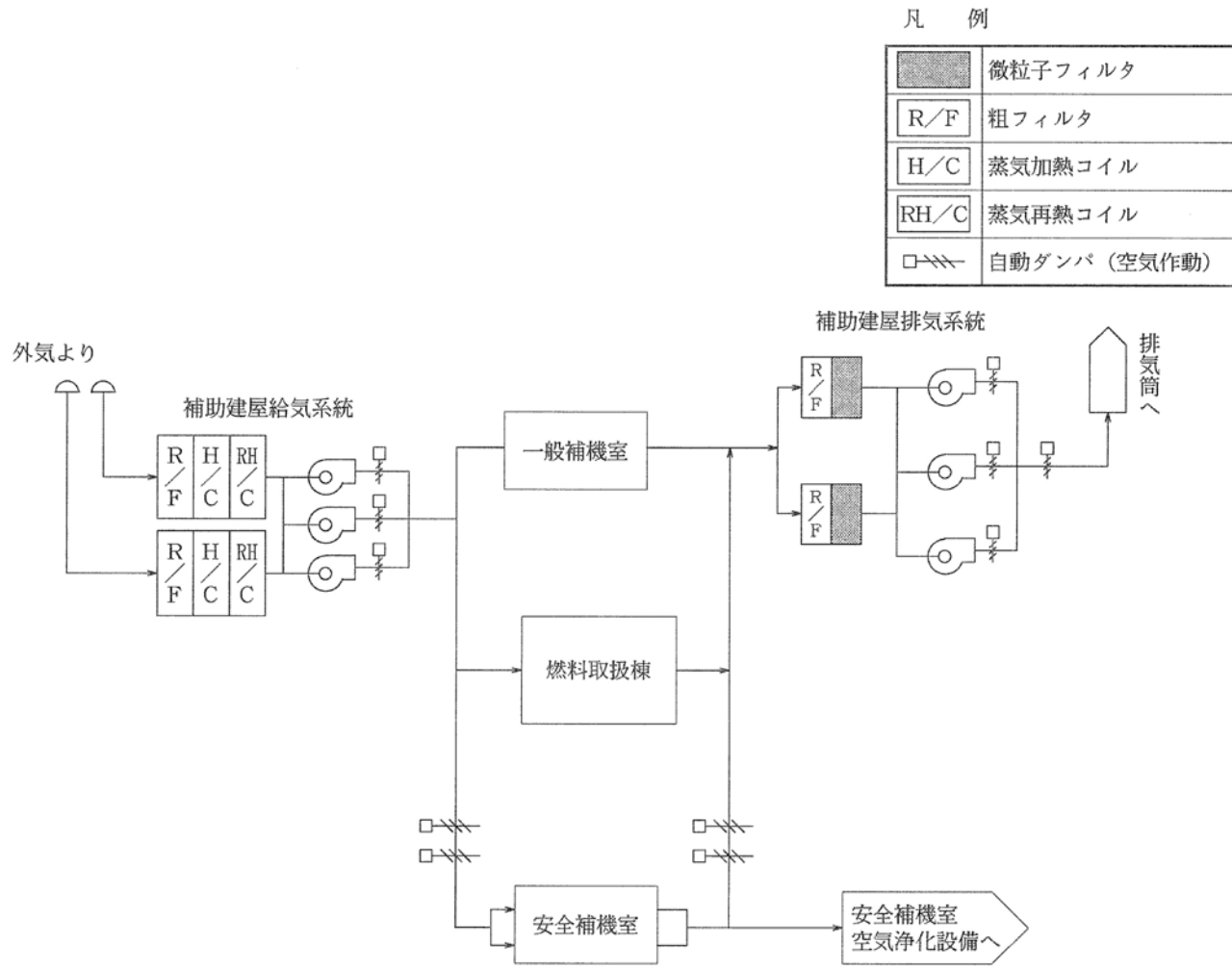
第 3.1.3.1-27 図 工学的安全施設作動概略図



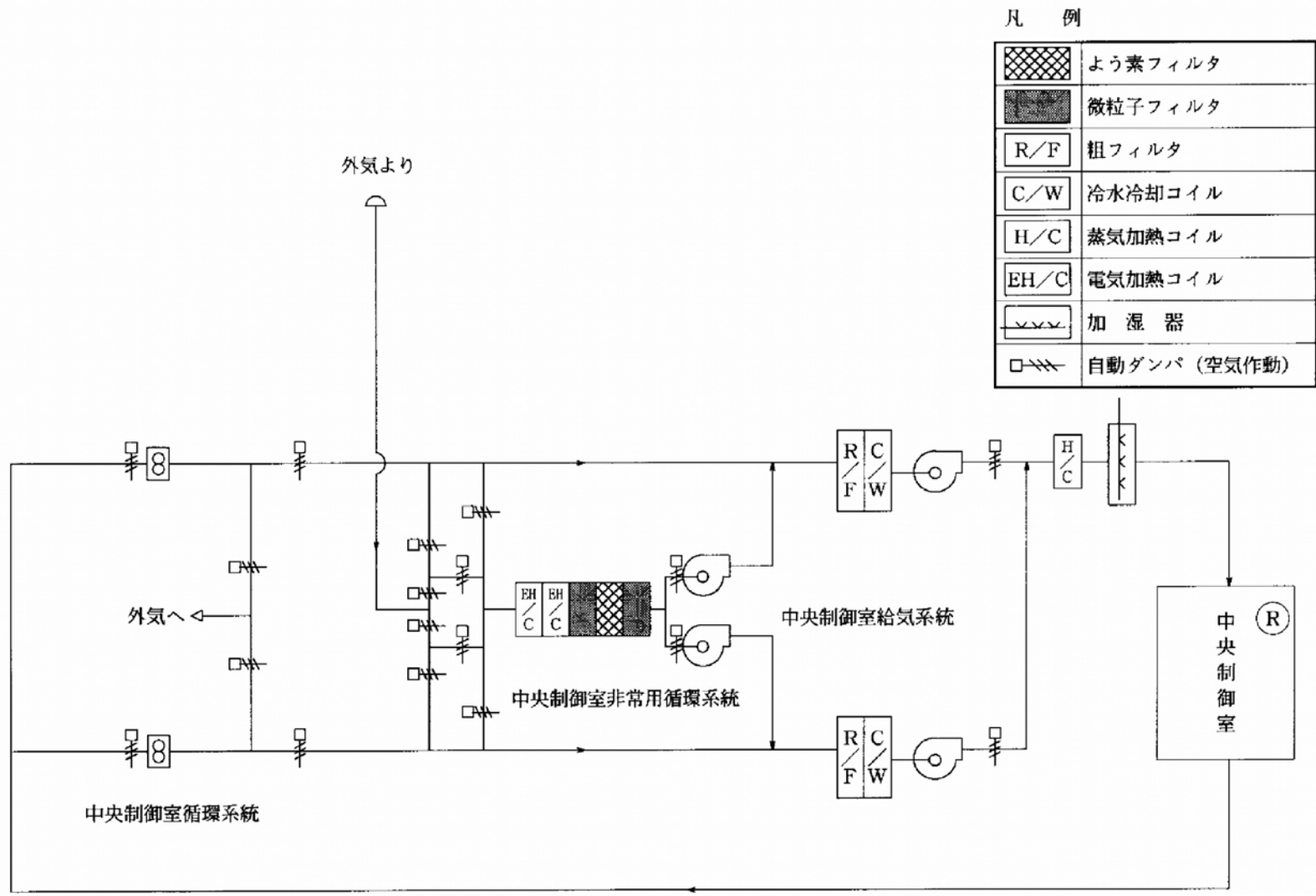
第 3.1.3.1-28 図 原子炉補機冷却水設備系統概略図



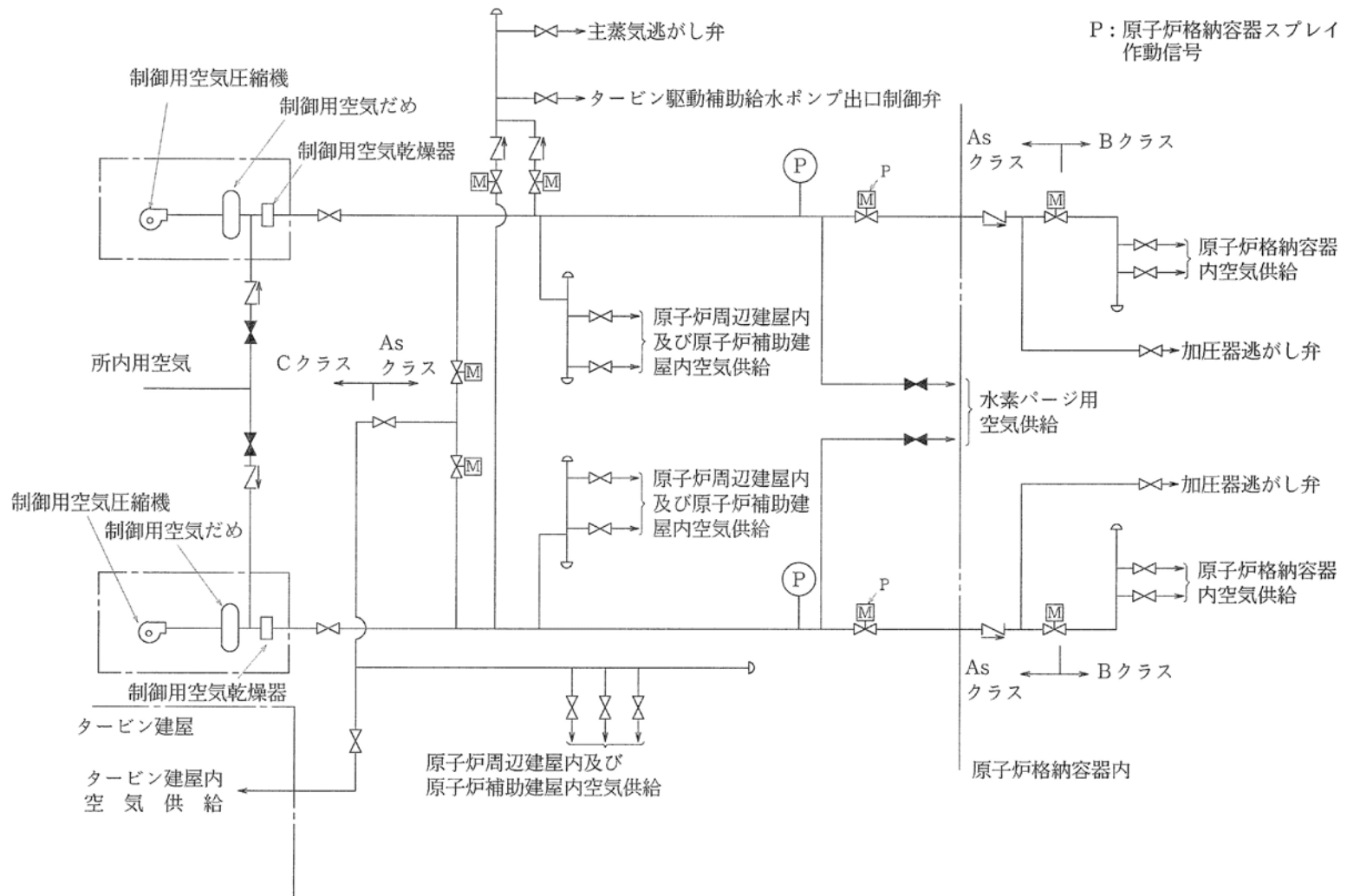
第 3.1.3.1-29 図 原子炉補機冷却海水設備系統概略図



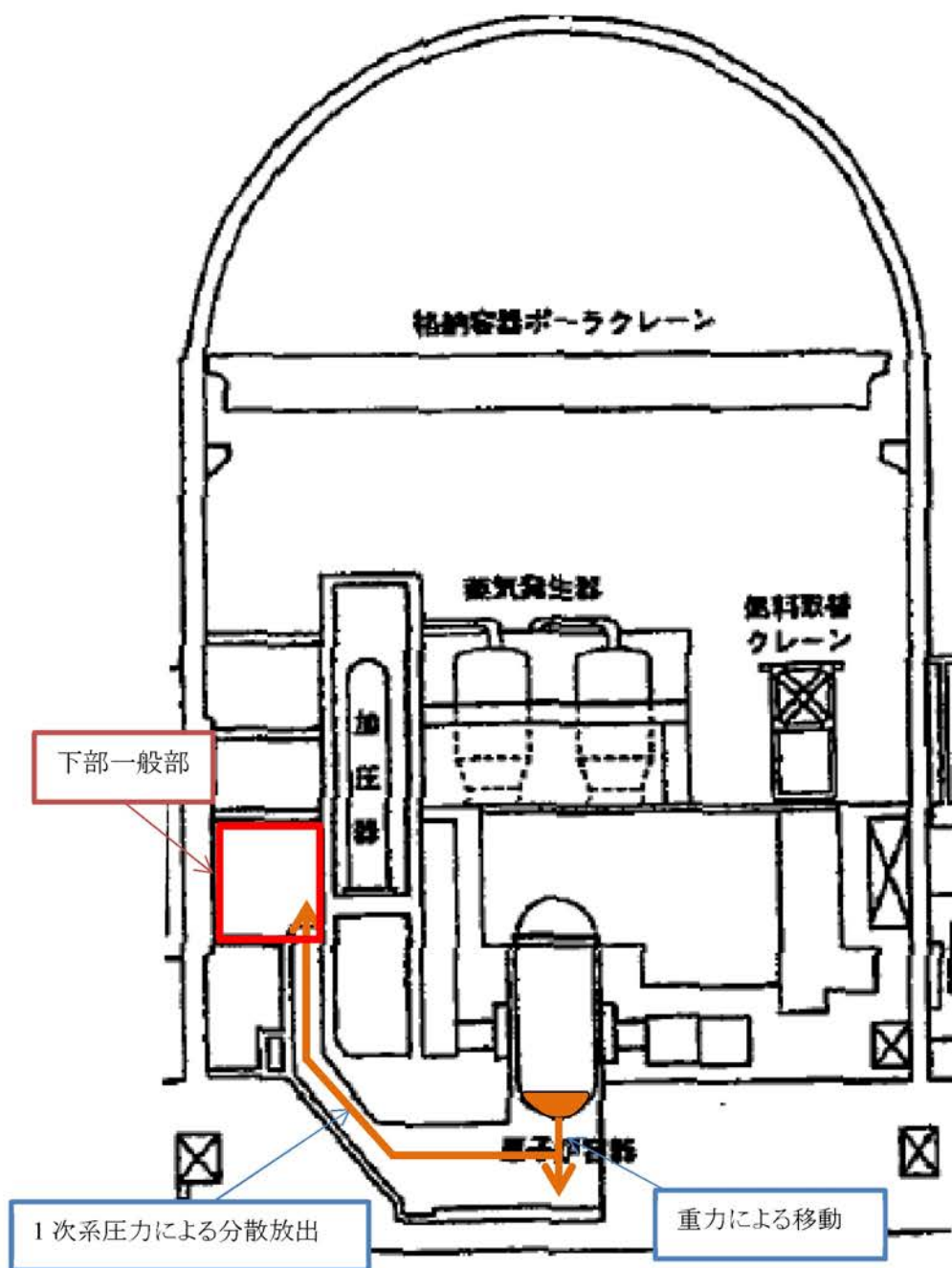
第 3.1.3.1-30 図 補助建屋換気空調設備系統(一般補機室及び安全補機室)概略図



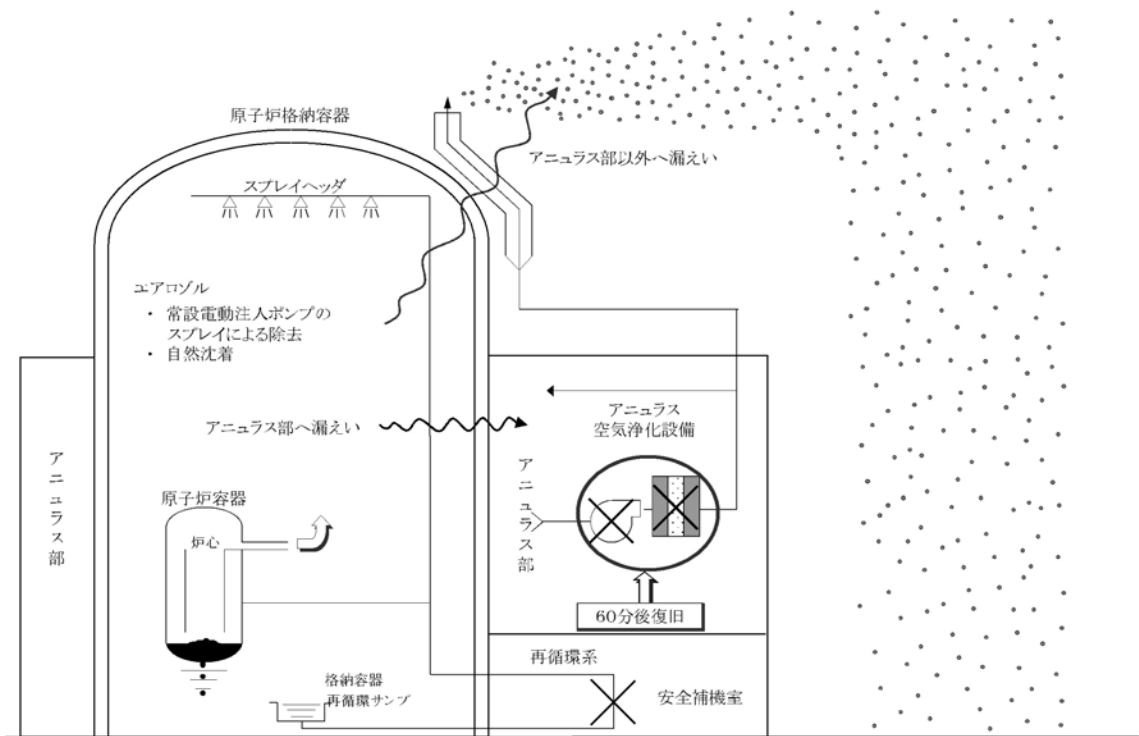
第 3.1.3.1-31 図 補助建屋換気空調設備系統(中央制御室)概略図



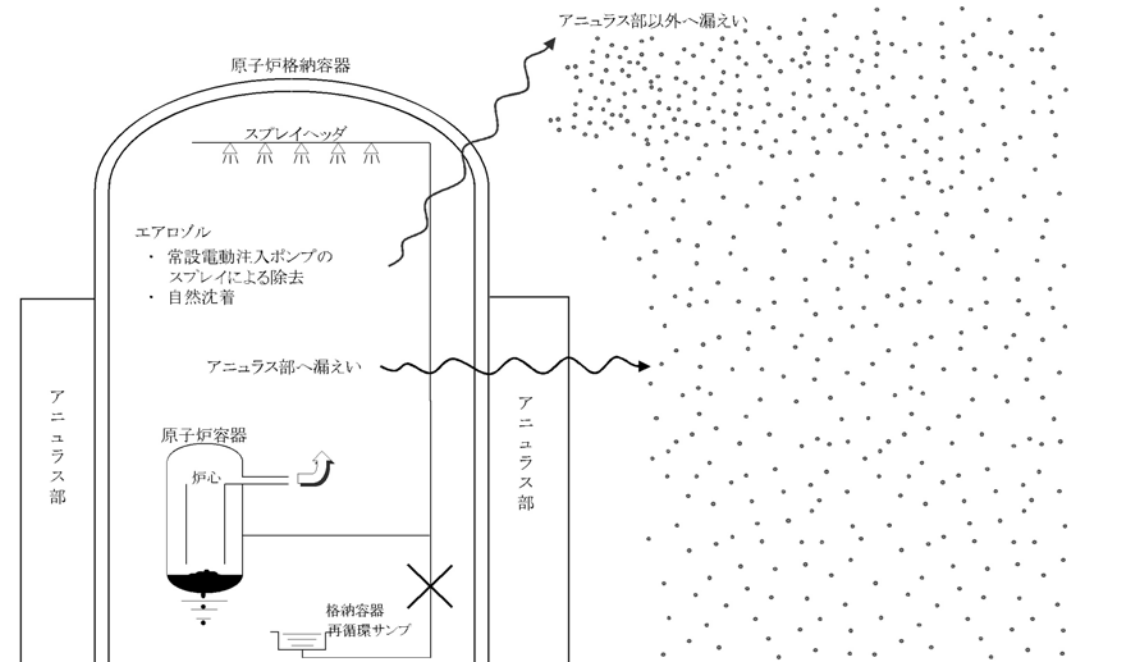
第 3.1.3.1-32 図 制御用空気設備系統概略図



第 3.1.3.1-33 図 燃料及び溶融炉心の移動経路の概念図

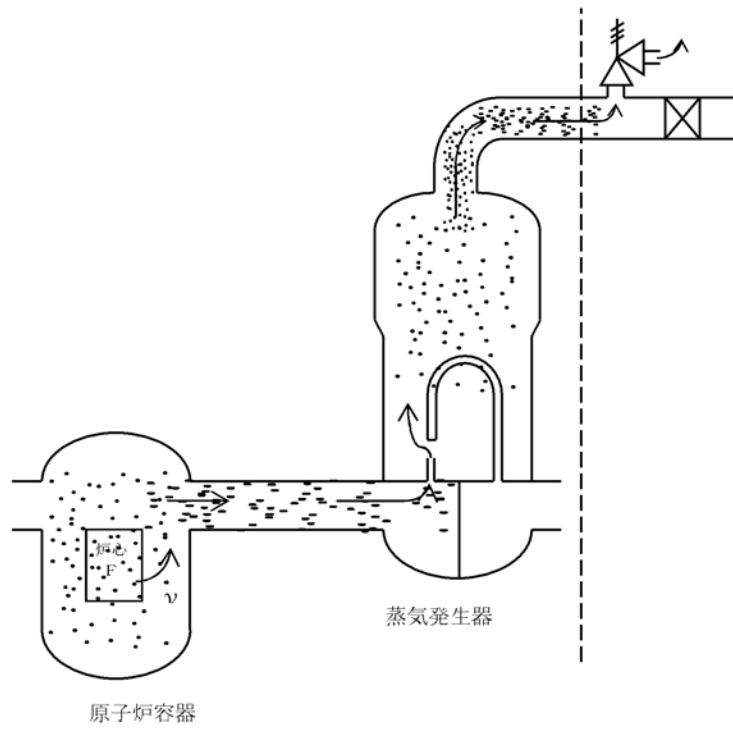


① 原子炉格納容器健全性が維持されている場合 (②を除く)

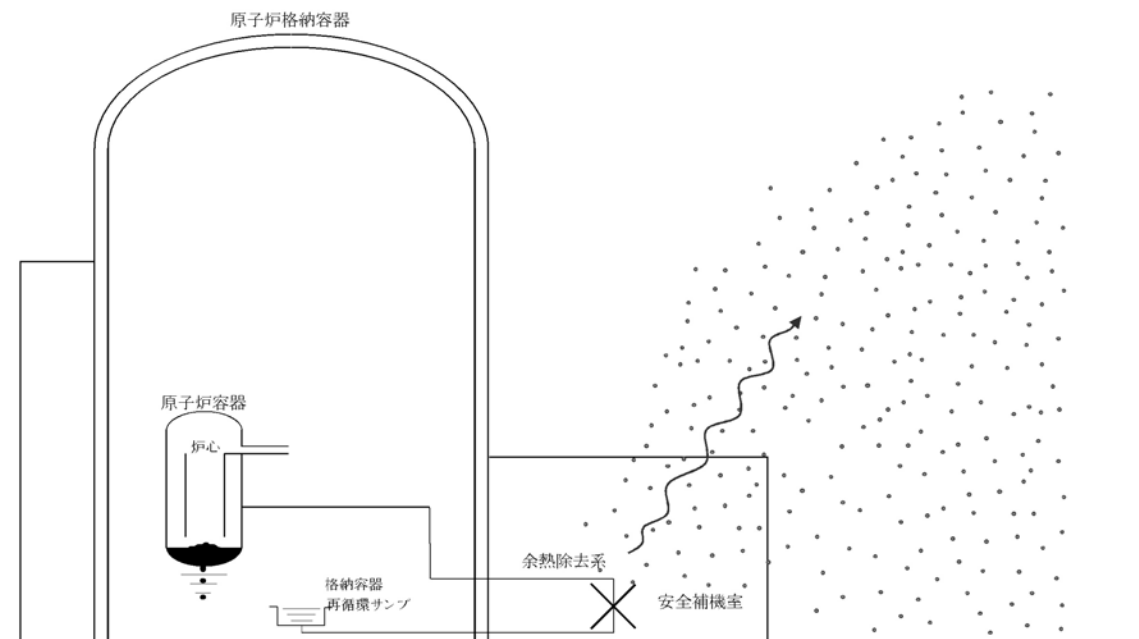


③ 格納容器機能喪失が生じた場合 (④、⑤を除く)

第 3.1.3.1-34 図 放出経路の概念図 (1/2)

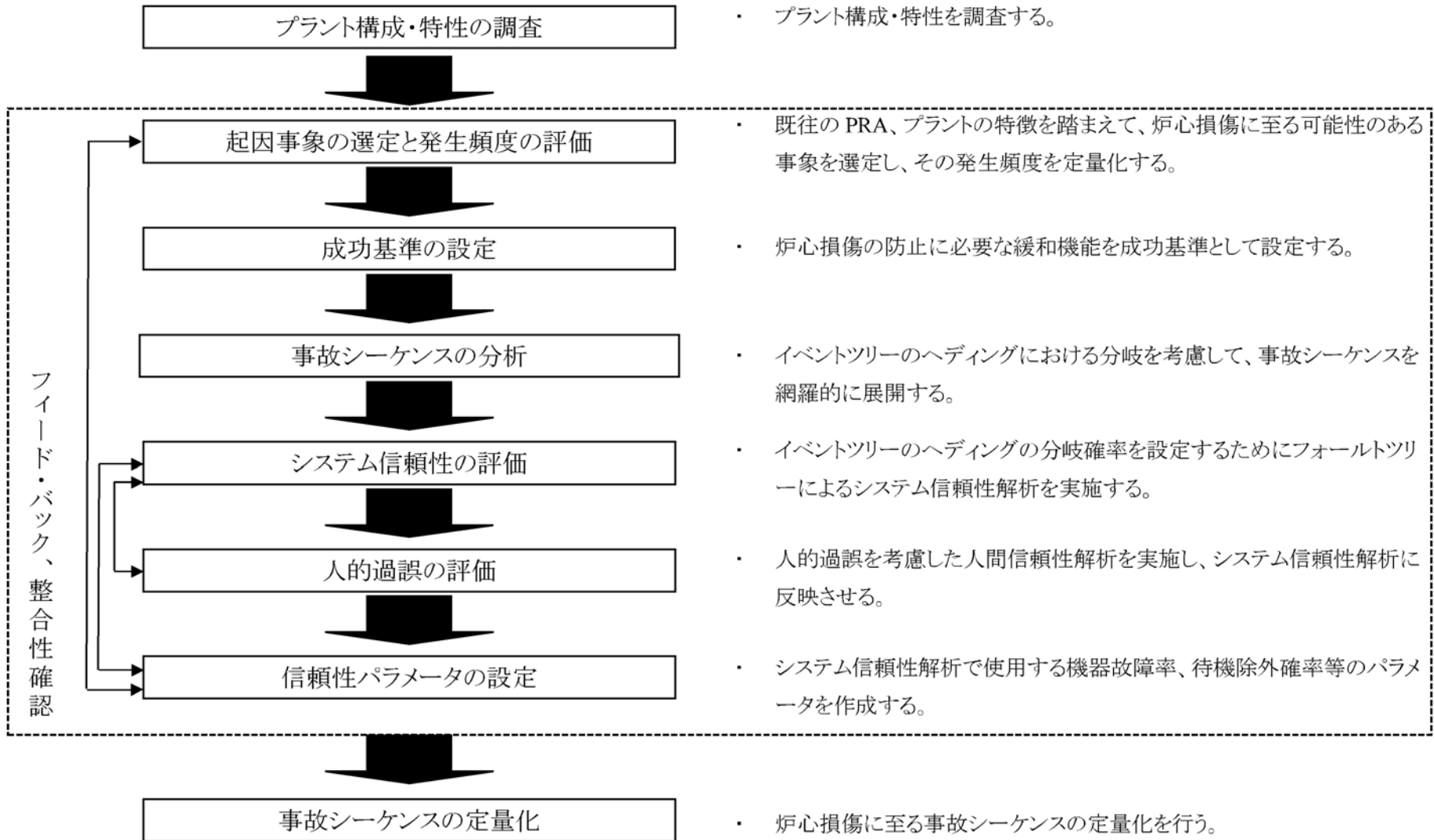


④ SGTR+炉心損傷が生じた場合

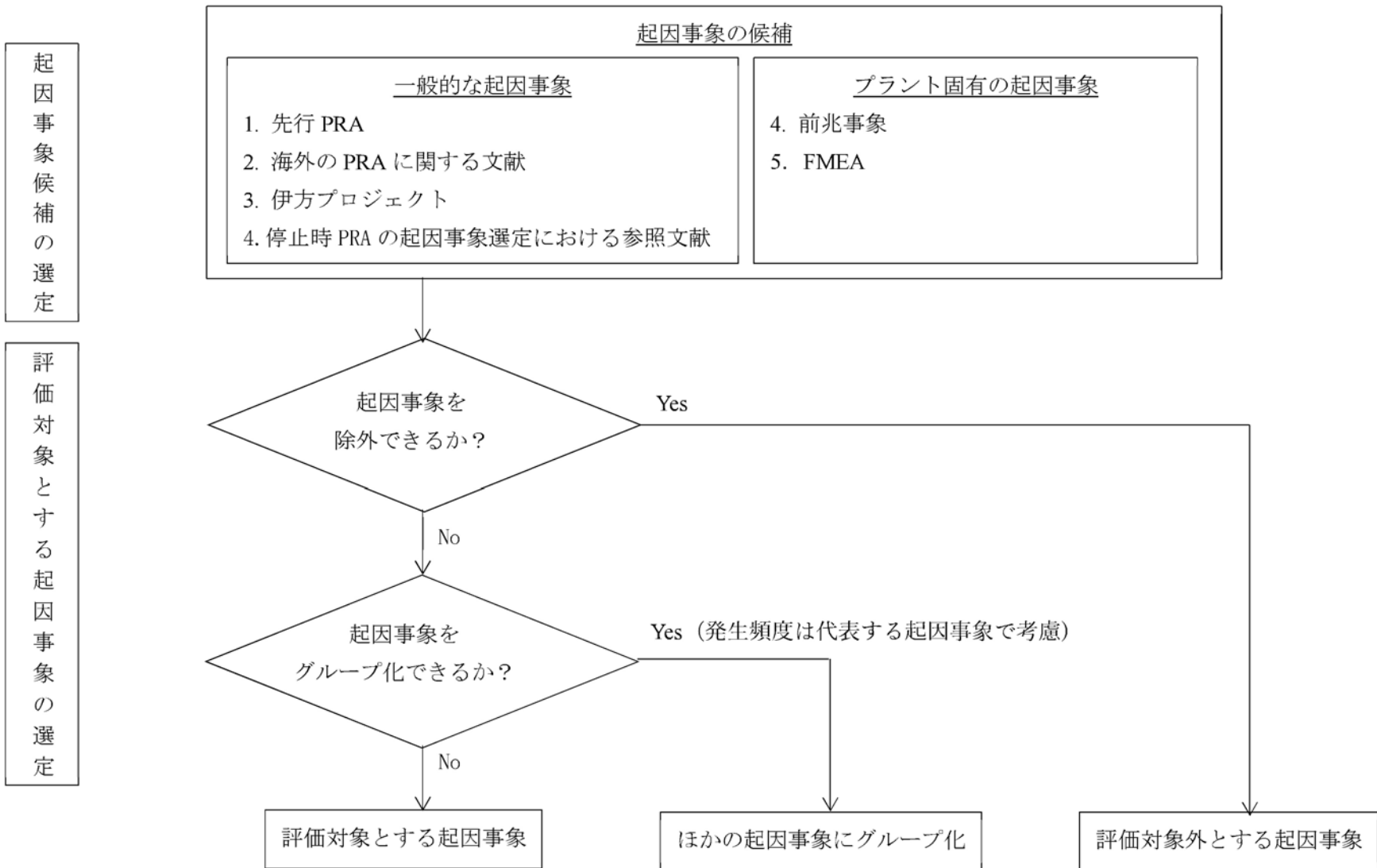


⑤ インターフェイスシステム LOCA+炉心損傷が生じた場合

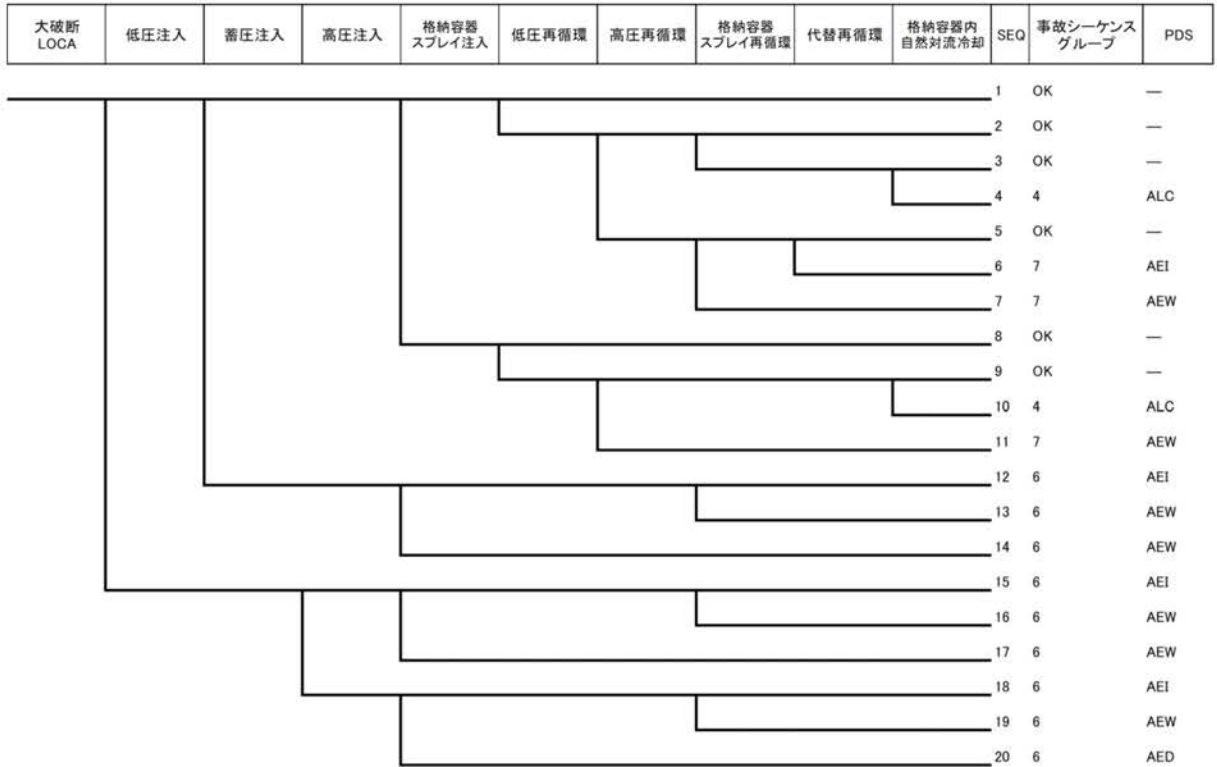
第 3.1.3.1-34 図 放出経路の概念図 (2/2)



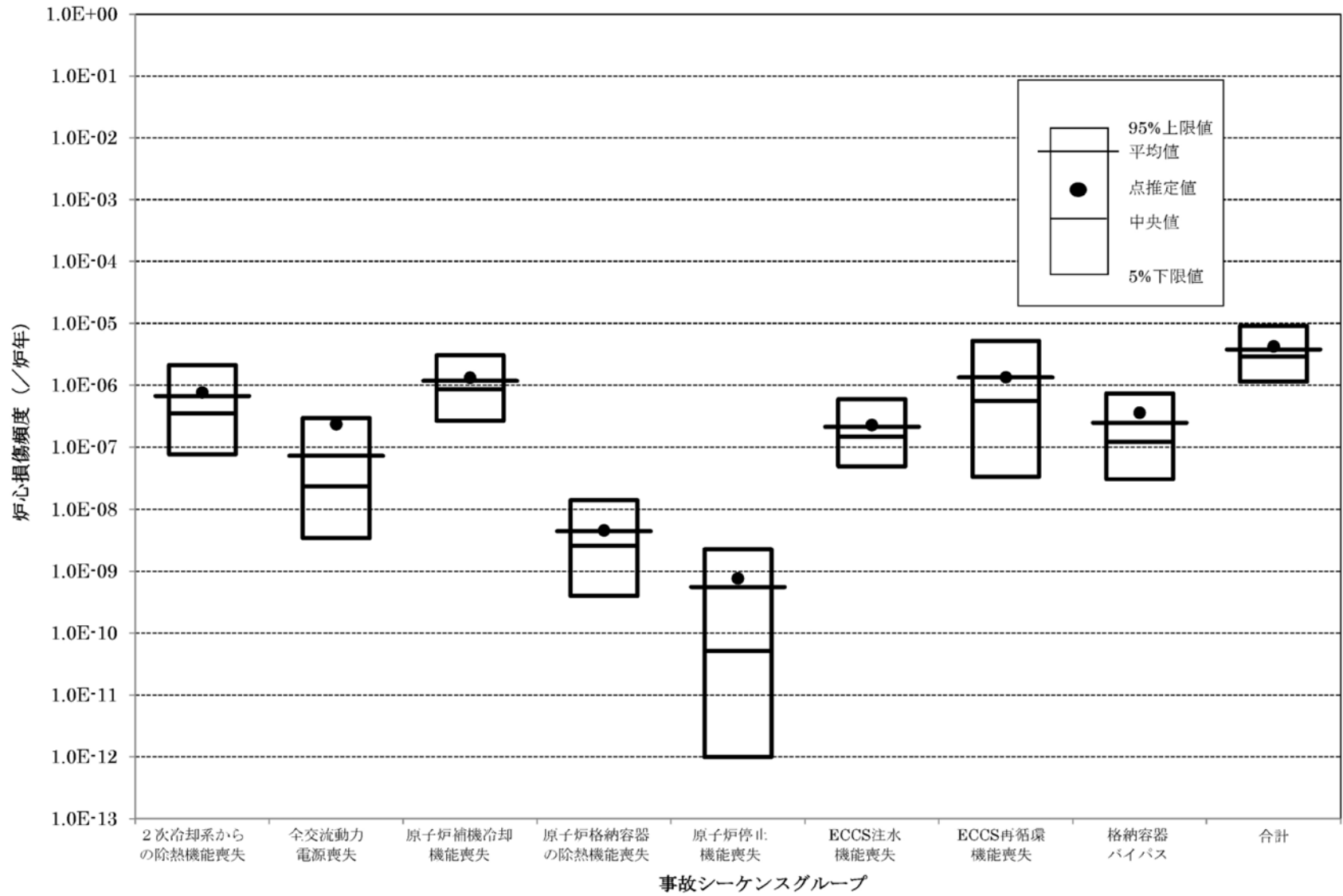
第 3.1.3.1-35 図 内部事象出力運転時レベル 1PRA の評価フロー



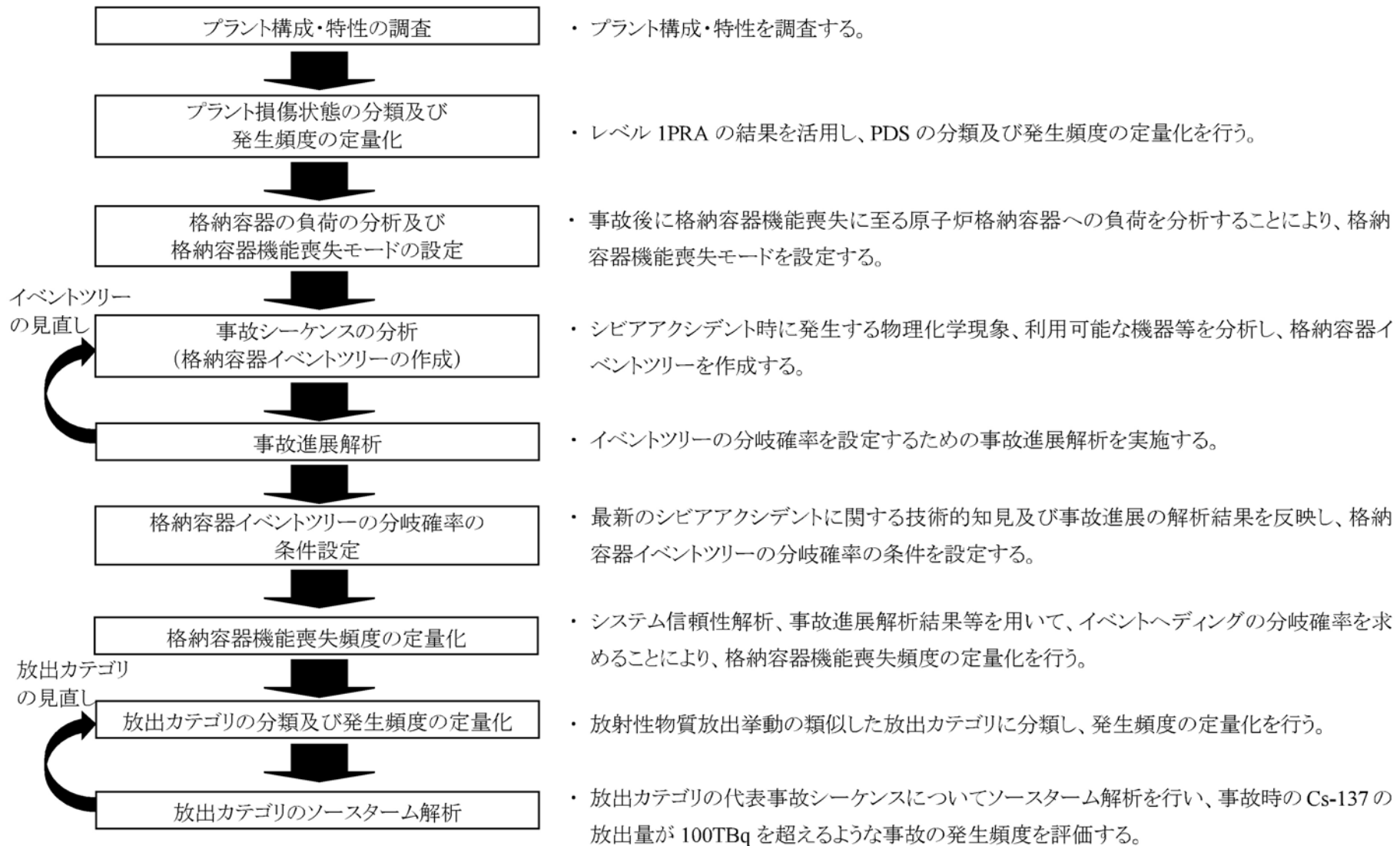
第 3.1.3.1-36 図 起出事象選定フロー



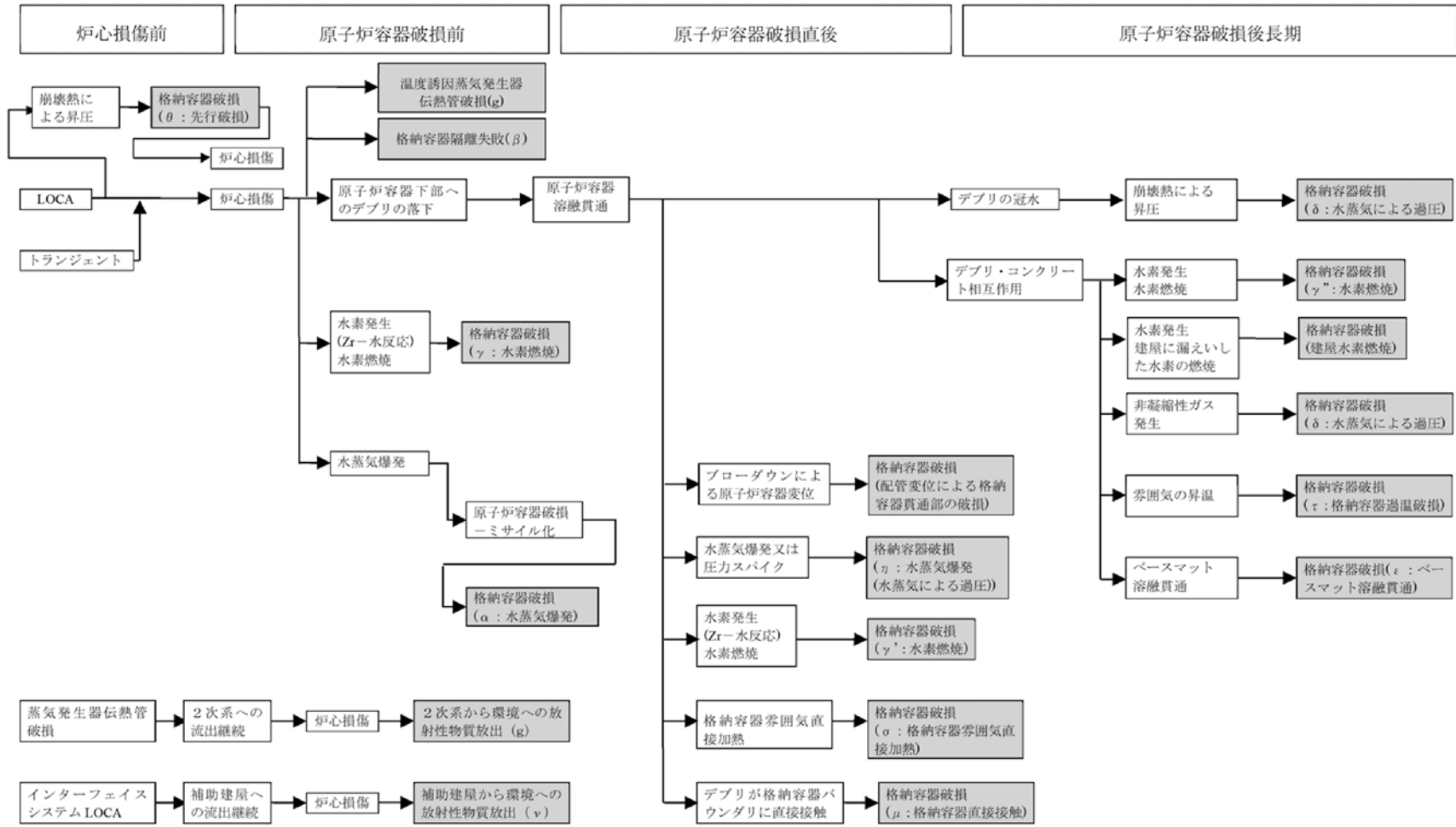
第 3.1.3.1-37 図 大破断 LOCA イベントツリー



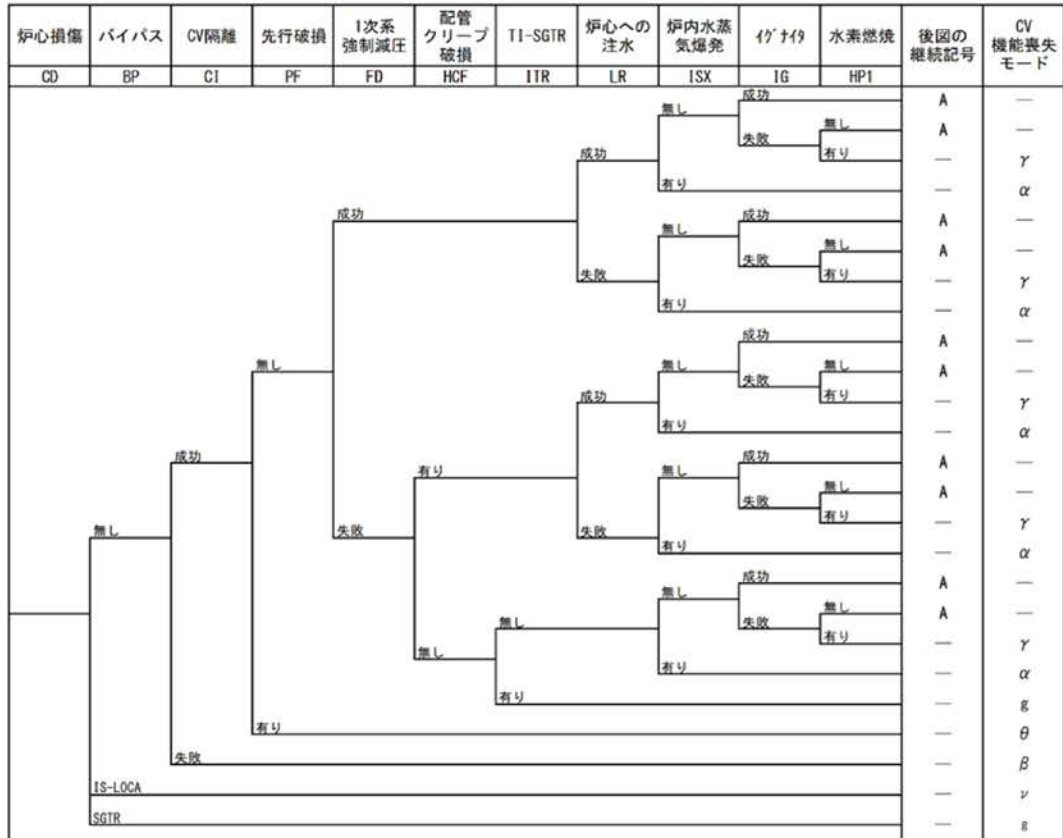
第 3.1.3.1-38 図 不確かさ解析結果



第 3.1.3.1-39 図 内部事象出力運転時レベル 2PRA の評価フロー



第 3.1.3.1-40 図 PWR のシビアアクシデントで考えられている事故進展



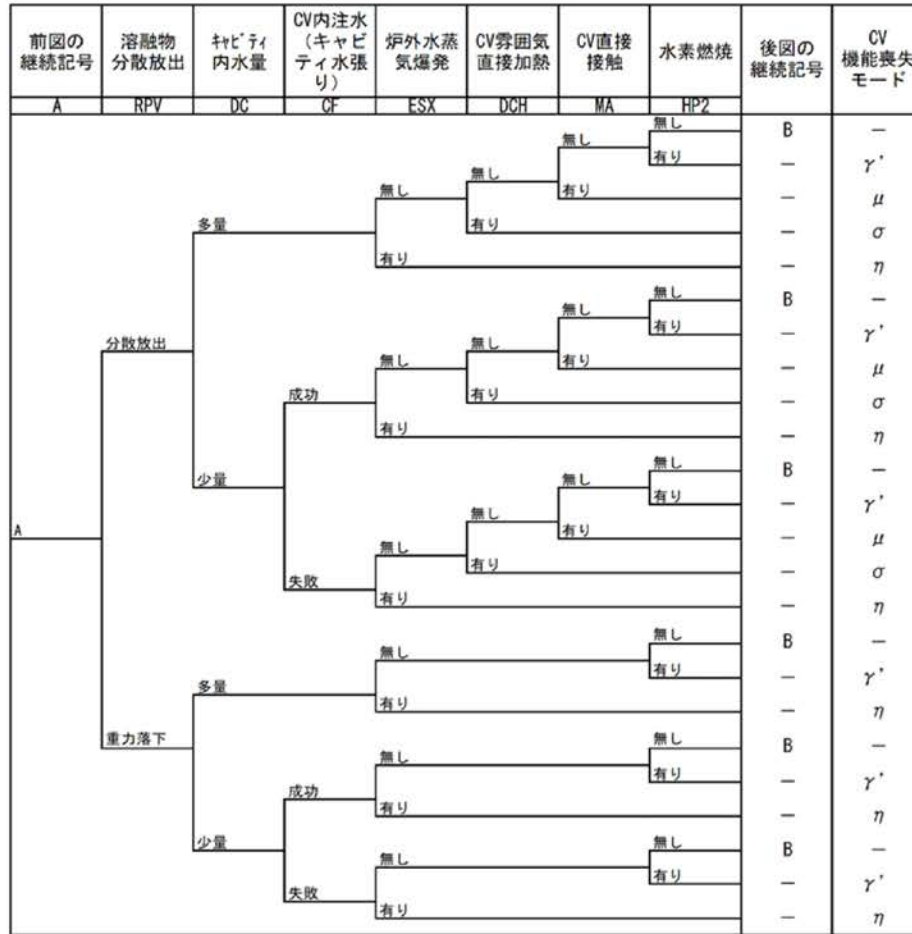
注 1) 後図の継続記号の—は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2) 格納容器機能喪失モード：

- 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(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマット溶解貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- ν = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

(a) 原子炉容器破損前

第 3.1.3.1-41 図 格納容器イベントツリー (1/3)



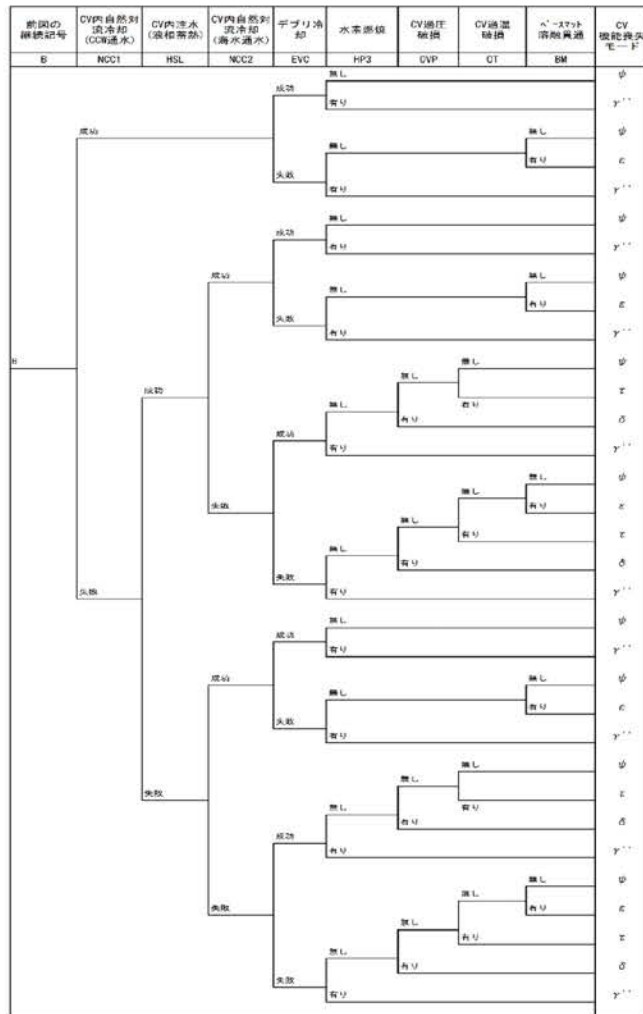
注 1) 後図の継続記号の—は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2) 格納容器機能喪失モード:

- 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(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- 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
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- v = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

(b) 原子炉容器破損直後

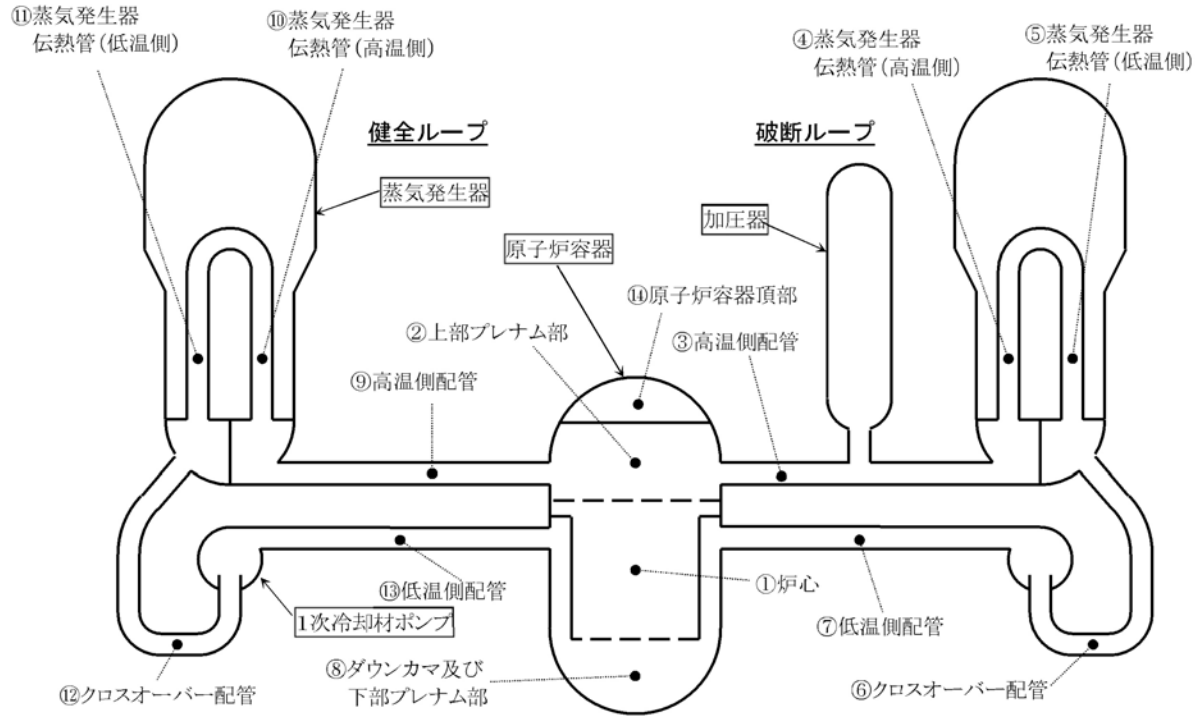
第 3.1.3.1-41 図 格納容器イベントツリー (2/3)



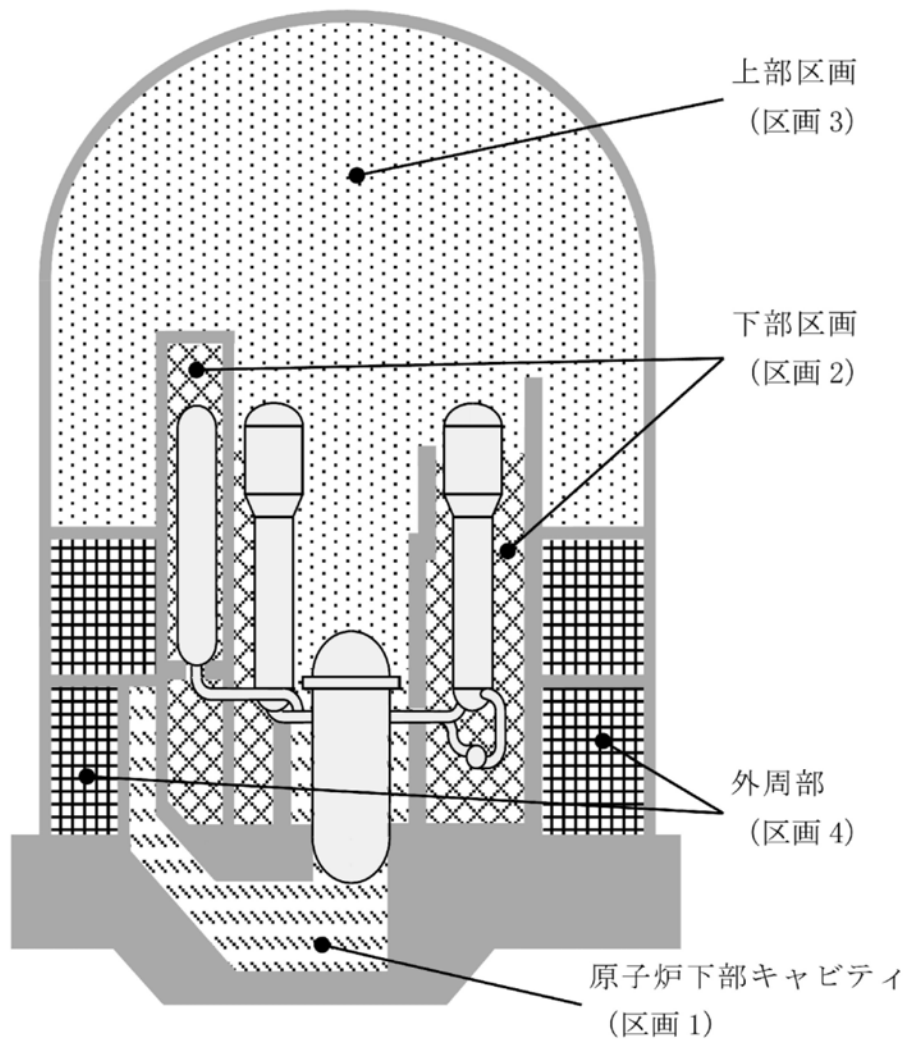
- 注 1) 後図の継続記号の-は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。
 注 2) 格納容器機能喪失モード
 α = 原子炉容器内水蒸気爆発
 β = 格納容器隔離失敗
 γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
 γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
 γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
 ε = ベースマット溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
 η = 原子炉容器外水蒸気爆発
 σ = 格納容器雰囲気直接加熱
 g = 蒸気発生器伝熱管破損
 ν = インターフェイスシステム LOCA
 μ = 格納容器直接接触
 τ = 格納容器過温破損
 φ = 格納容器健全

(c) 原子炉容器破損後後期

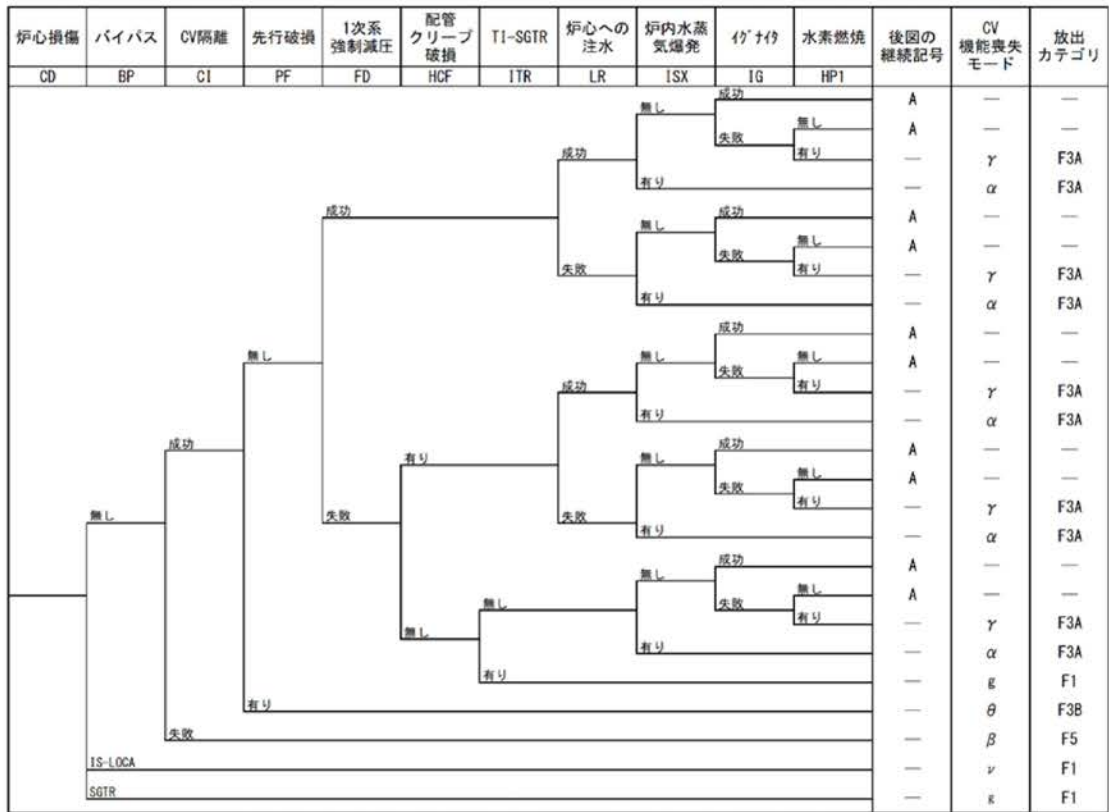
第 3.1.3.1-41 図 格納容器イベントツリー (3/3)



第 3.1.3.1-42 図 1 次系ノーディング



第 3.1.3.1-43 図 原子炉格納容器ノーディング



注 1) 後図の継続記号の—は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2) 格納容器機能喪失モード:

- 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(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマツト溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- ν = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

注 3) 放出カテゴリ記号

- F1 = 格納容器バイパス(内的)
- F2 = 格納容器バイパス(外的)
- F3A = 格納容器破損(内的)(エナジェティック)
- F3B = 格納容器破損(内的)(先行破損)
- F3C = 格納容器破損(内的)(その他)
- F4 = 格納容器破損(外的)
- F5 = 隔離失敗(内的及び外的)
- F6 = 健全(設計漏えい)(内的及び外的)

(a) 原子炉容器破損前

第 3.1.3.1-44 図 格納容器イベントツリーにおける放出カテゴリ分類 (1/3)

前図の 継続記号	溶融物 分散放出	キャビティ 内水量	CV内注水 (キャビ ティ水張 り)	炉外水蒸 気爆発	CV雰囲気 直接加熱	CV直接 接触	水素燃焼	後図の 継続記号	CV 機能喪失 モード	放出 カテゴリ	
A	RPV	DC	CF	ESX	DCH	MA	HP2	B	—	—	
A	分散放出	多量	—	無し	無し	無し	無し	B	—	—	
							有り	—	γ'	F3A	
							無し	—	μ	F3A	
							有り	—	σ	F3A	
							無し	—	η	F3A	
							有り	—	η	F3A	
		少量	成功	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—
								有り	—	γ'	F3A
								無し	—	μ	F3A
								有り	—	σ	F3A
								無し	—	η	F3A
								有り	—	η	F3A
		失敗	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—
								有り	—	γ'	F3A
								無し	—	μ	F3A
								有り	—	σ	F3A
								無し	—	η	F3A
								有り	—	η	F3A
重力落下	多量	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—		
						有り	—	γ'	F3A		
						無し	—	η	F3A		
						有り	—	η	F3A		
						無し	—	B	—		
						有り	—	γ'	F3A		
少量	成功	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—		
						有り	—	γ'	F3A		
						無し	—	η	F3A		
						有り	—	η	F3A		
						無し	—	B	—		
						有り	—	γ'	F3A		
失敗	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—		
						有り	—	γ'	F3A		
						無し	—	η	F3A		
						有り	—	η	F3A		
						無し	—	B	—		
						有り	—	γ'	F3A		

注 1) 後図の継続記号の—は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2) 格納容器機能喪失モード:

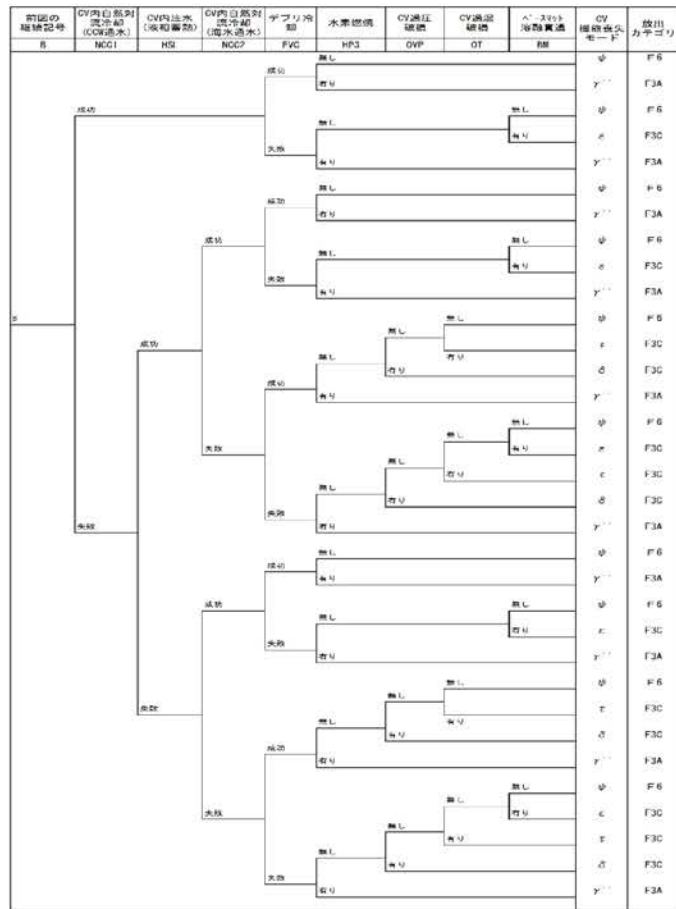
- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマツト溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- v = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

注 3) 放出カテゴリ記号

- F1 = 格納容器バイパス(内的)
- F2 = 格納容器バイパス(外的)
- F3A = 格納容器破損(内的)(エナジェティック)
- F3B = 格納容器破損(内的)(先行破損)
- F3C = 格納容器破損(内的)(その他)
- F4 = 格納容器破損(外的)
- F5 = 隔離失敗(内的及び外的)
- F6 = 健全(設計漏えい)(内的及び外的)

(b) 原子炉容器破損直後

第 3.1.3.1-44 図 格納容器イベントツリーにおける放出カテゴリ分類 (2/3)



注 1) 格納容器機能喪失モード:

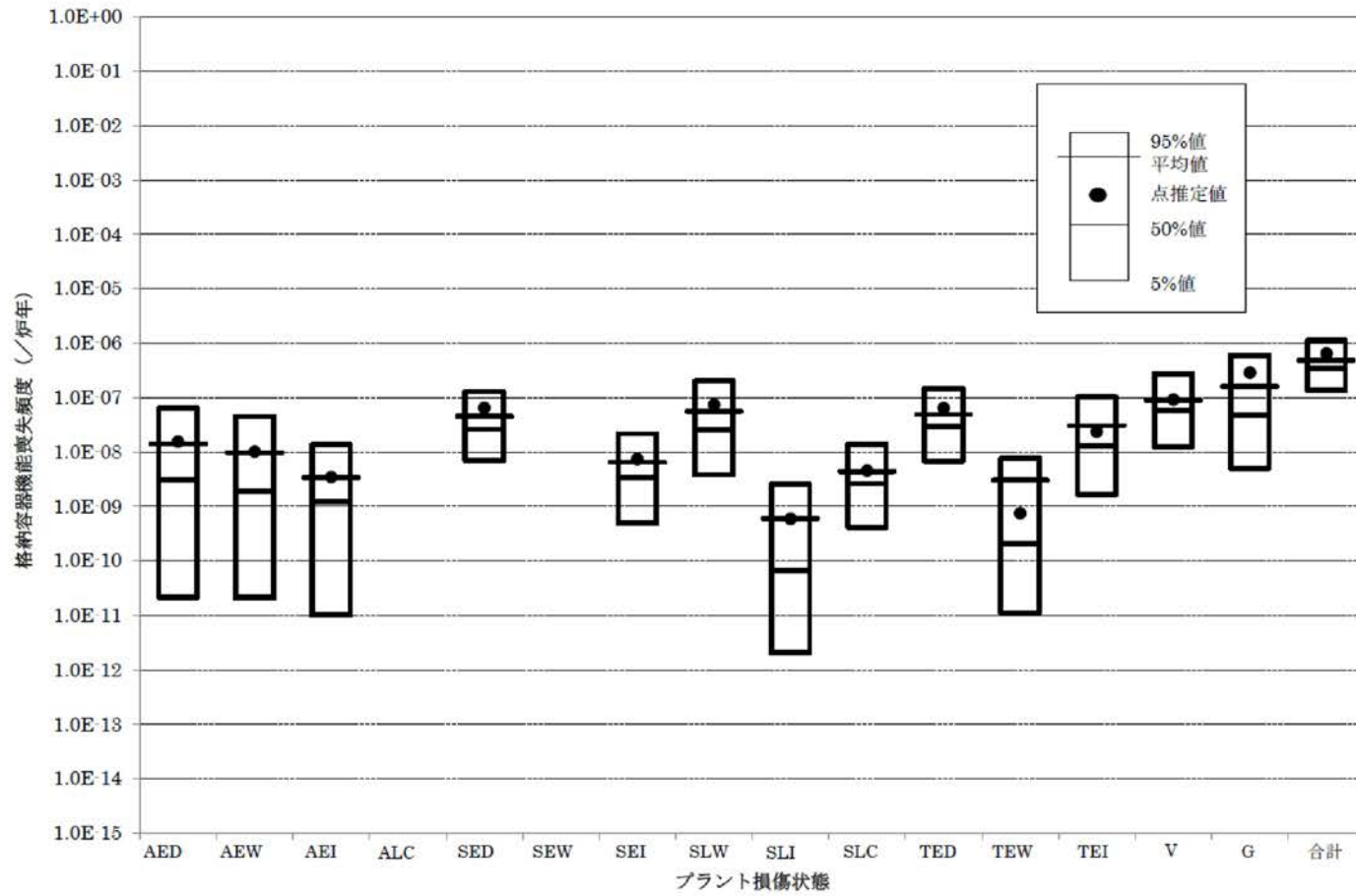
- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマツト溶解貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- v = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

注 2) 放出カテゴリ記号

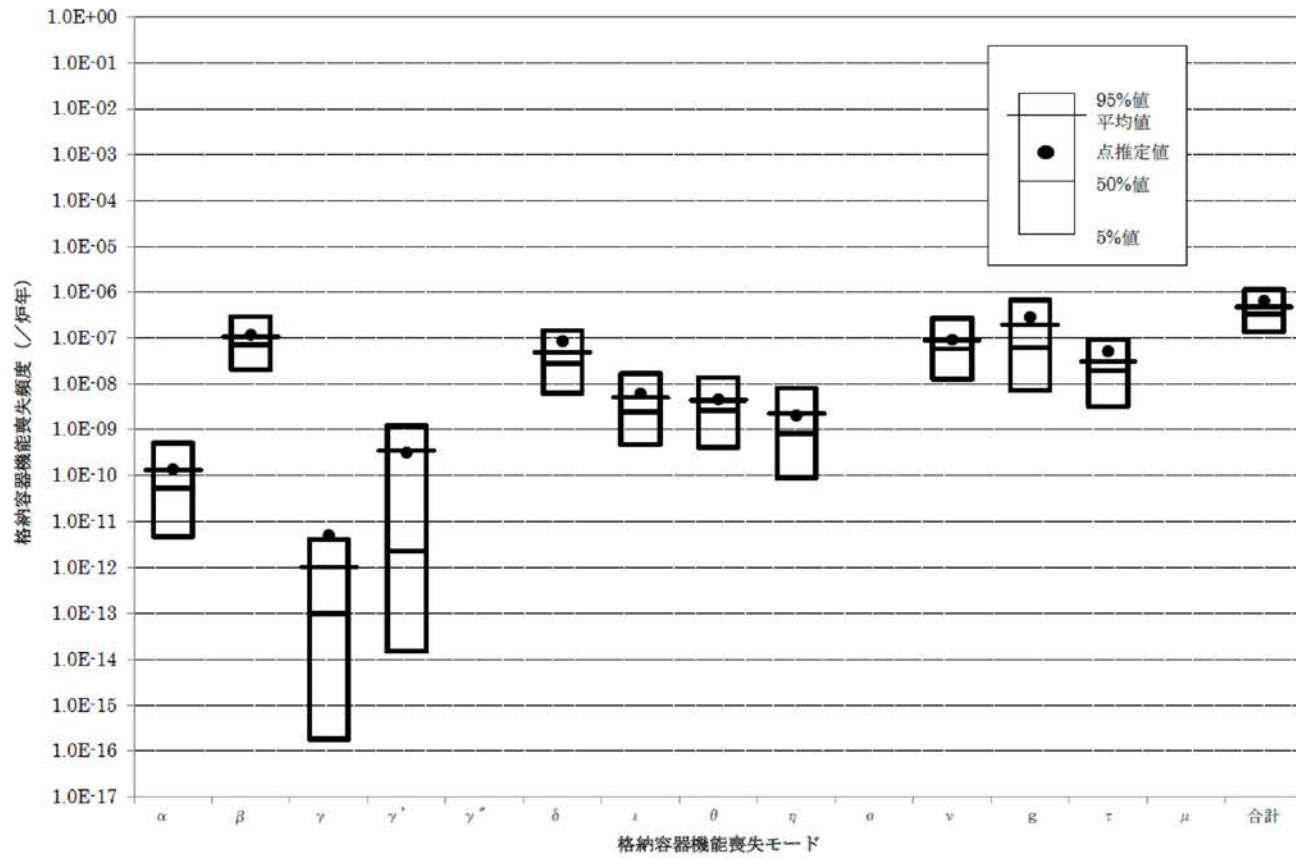
- F1 = 格納容器バイパス(内的)
- F2 = 格納容器バイパス(外的)
- F3A = 格納容器破損(内的)(エナジェティック)
- F3B = 格納容器破損(内的)(先行破損)
- F3C = 格納容器破損(内的)(その他)
- F4 = 格納容器破損(外的)
- F5 = 隔離失敗(内的及び外的)
- F6 = 健全(設計漏えい)(内的及び外的)

(c) 原子炉容器破損後長期

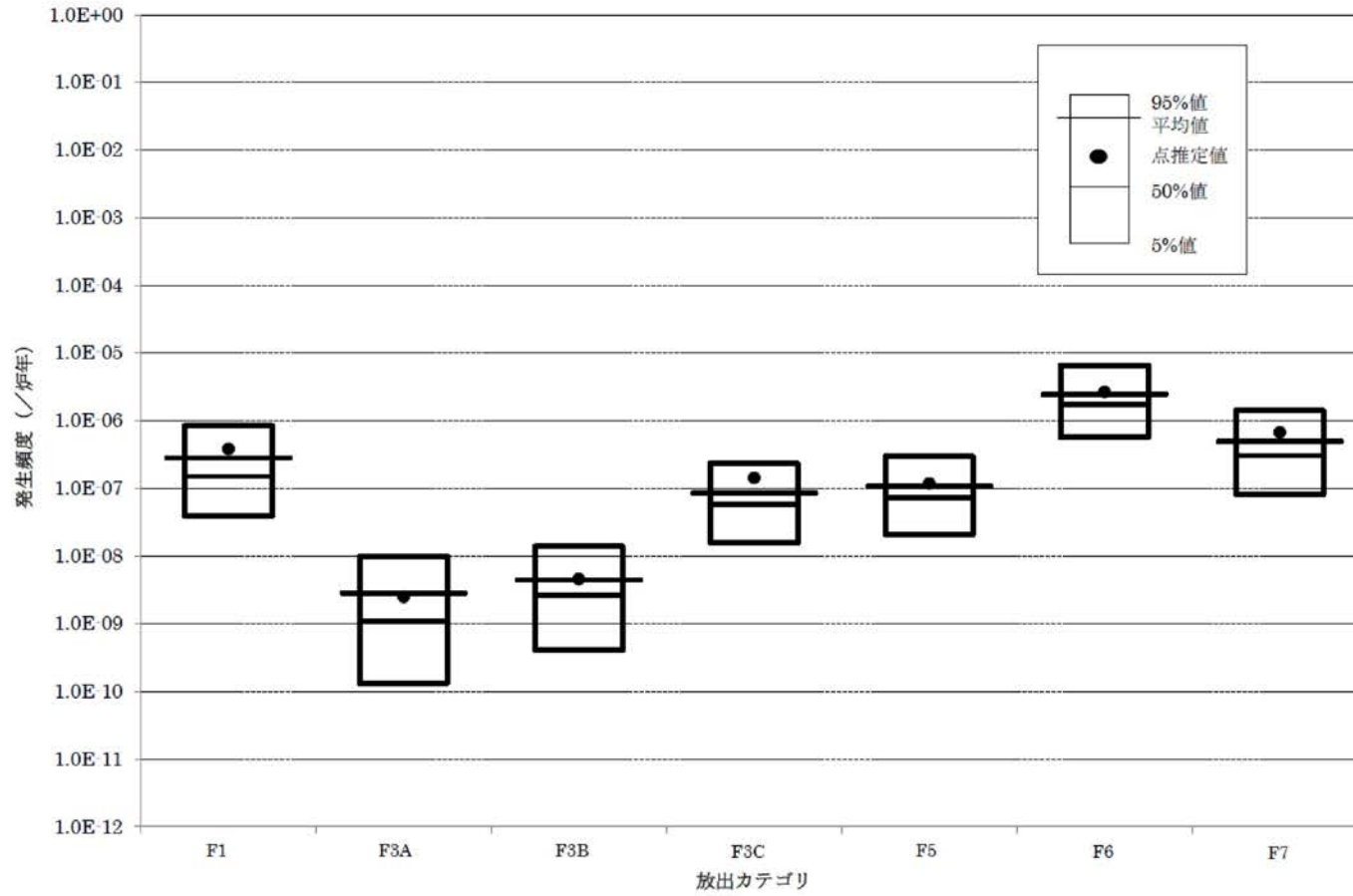
第 3.1.3.1-44 図 格納容器イベントツリーにおける放出カテゴリ分類 (3/3)



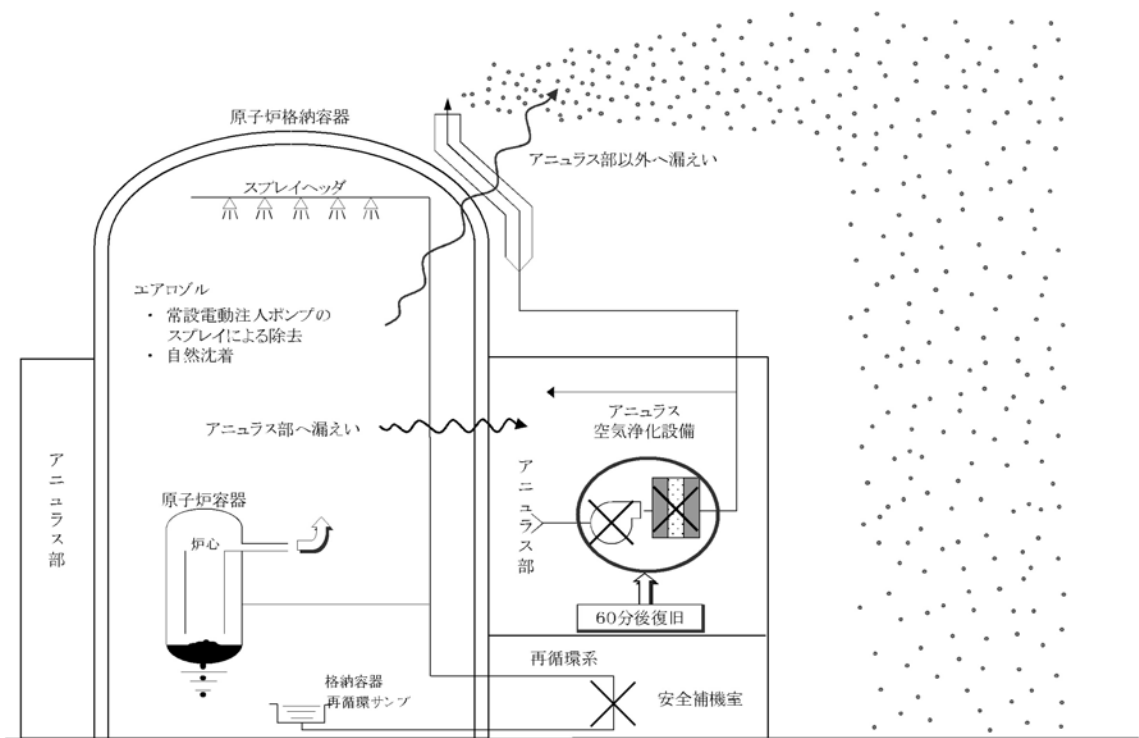
第 3.1.3.1-45 図 不確実さ解析結果(プラント損傷状態別)



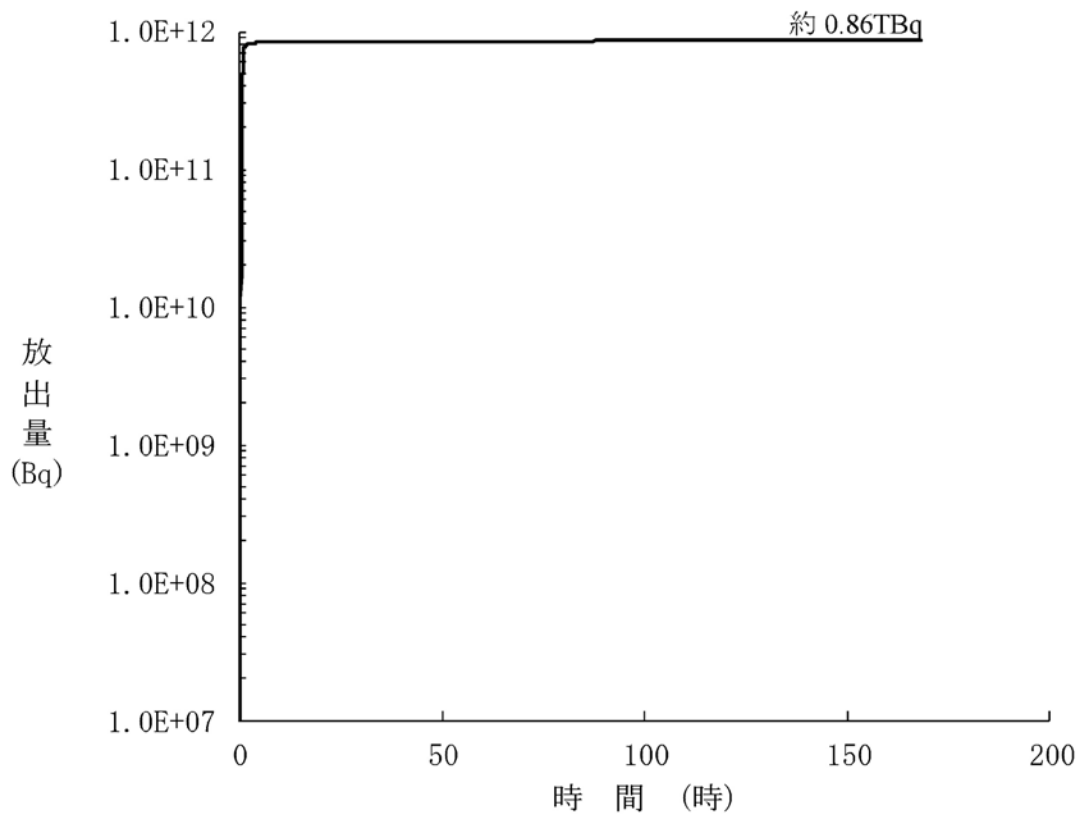
第 3.1.3.1-46 図 不確かさ解析結果 (格納容器機能喪失モード別)



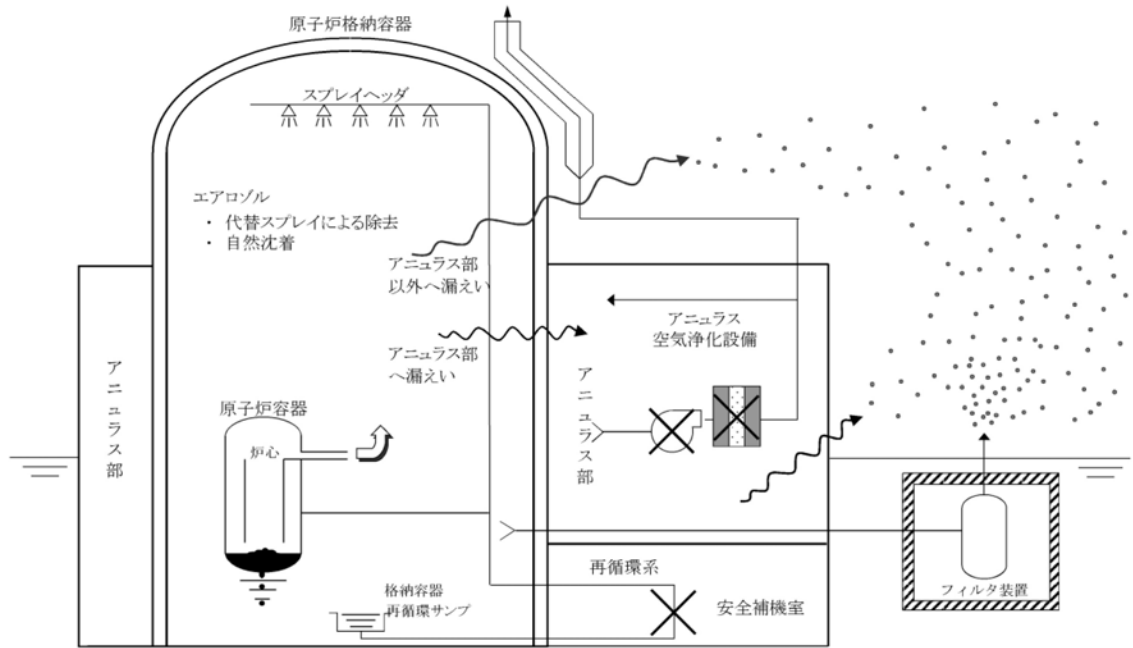
第 3.1.3.1-47 図 不確実さ解析結果 (放出カテゴリ別)



第 3.1.3.1-48 図 放出放射エネルギー評価イメージ(格納容器健全)



第 3.1.3.1-49 図 Cs-137 積算放出量の推移 (格納容器健全)



第 3.1.3.1-50 図 放出放射エネルギー評価イメージ(放射性物質管理放出)

3.1.3.2 地震出力運転時 PRA

第1回安全性向上評価届出において、新規制基準適合後の発電所の状態を対象とした地震出力運転時PRAを実施している。今回、特重施設の設置完了に伴い、地震出力運転時レベル2PRAの結果が変わることが見込まれることから、特重施設の設置による影響を確認した。

評価にあたっては、特重施設の主たる機能である格納容器破損防止機能に着目した評価として、第1回安全性向上評価における地震出力運転時PRAのレベル2PRAモデルを用い、特重施設のリスク低減効果を確認するための概略評価を実施した。

(1) 格納容器機能喪失頻度評価

特重施設による格納容器スプレイ及びフィルタベントにより原子炉格納容器の過圧破損及び過温破損防止に期待できる。したがって、「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)」及び「格納容器過温破損(τ モード)」を対象の格納容器機能喪失モードとし、特重施設によるリスク低減効果を確認する。

評価にあたって、特重施設のランダム要因の影響は、内部事象出力運転時PRAにおけるCFF低減効果が期待できると仮定して評価を行った。なお、本評価においては、地震による特重施設の損傷について、第1回安全性向上評価における地震出力運転時PRAで評価対象とした地震加速度範囲(0.2G~1.6G)の評価上限加速度以下のHCLPFとなるSSCsの損傷を考慮する。

a. 設置変更許可申請書の使用想定を踏まえた評価

本評価では、内部事象出力運転時PRAと同様に、設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十の特重施設使用想定を踏まえ、重大事故等時においてDBA設備及びSA設備による原子炉格納容器内注水に失敗した場合に特重施設に係る手順書に基づく緩和操作を実施した場合における地震出力運転時PRA上の影響について評価を実施した。評価結果を第3.1.3.2-1表に示す。

評価結果より、特重施設を考慮することにより水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)のCFFは約18%、格納容器過温破損(τ モード)のCFFにおいては約82%それぞれ低減している。

一方、地震出力運転時PRAでは、地震により電源系が損傷し、格納容器隔離弁の閉止操作等に失敗するシナリオが寄与する格納容器隔離失敗(β

モード)が全CFFの約45.8%を占めている。

したがって、特重施設によるリスク低減効果が期待できる水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)及び格納容器過温破損(τ モード)は前述のとおり低減しているものの、全CFFについては特重施設によるリスク低減効果に期待できない格納容器隔離失敗(β モード)が占める割合が大きいことから、内の事象出力運転時PRAよりも低減効果が小さくなっており、約15%低減となった。

b. 重大事故等全般への活用を想定した評価

本評価では、内部事象出力運転時PRAと同様に、a.で評価した設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十に記載された特重施設の使用想定に限定せず、SA全般に対して特重施設を活用した場合の地震出力運転時PRA上の影響について評価を実施した。評価結果を第3.1.3.2-2表に示す。

評価結果より、a.での評価結果と比較し、格納容器過温破損(τ モード)については、約80%低減と大きな変化はないものの、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)については約89%低減している。一方、a.の評価と同様に、全CFFにおいては、特重施設に期待できない格納容器隔離失敗(β モード)の寄与が大きいことから、内の事象出力運転時PRAよりも低減効果が小さくなっており、約35%低減となった。

第3.1.3.2-1表 特定重大事故等対処施設有無による格納容器機能喪失モード別
評価結果

格納容器機能喪失モード	特重施設なし		特重施設あり (設置許可想定)	
	発生頻度*1 (/炉年)	寄与割合*3 (%)	発生頻度*2 (/炉年)	寄与割合*3 (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	ε	<0.1	ε	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	1.4E-07	45.8	1.4E-07	55.1
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	1.8E-11	<0.1	1.8E-11	<0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	8.6E-08	28.1	7.0E-08	27.7
ε (ベースマツト溶融貫通)	3.4E-09	1.1	3.4E-09	1.3
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	2.0E-09	0.7	2.0E-09	0.8
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.4E-11	<0.1	1.4E-11	<0.1
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0.0E+00	0.0	0.0E+00	0.0
g (蒸気発生器伝熱管破損)	1.0E-08	3.3	1.0E-08	3.9
τ (格納容器過温破損)	4.4E-08	14.4	7.8E-09	3.1
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1	ε	<0.1
χ (炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失)	2.0E-08	6.7	2.0E-08	8.0
全CFF	3.0E-07	100.0	2.5E-07	100.0

ε : カットオフ値 (1.0E-12 (/炉年)) 未満

*1: 第1回届出時の評価結果

*2: δとτ以外の格納容器機能喪失モードについては、第1回届出の評価結果を引用する。

*3: 全CFFに対する寄与割合

第 3.1.3.2-2 表 特定重大事故等対処施設有無による格納容器機能喪失モード別
評価結果

格納容器機能喪失モード	特重施設あり (設置許可想定)		特重施設あり (SA活用想定)	
	発生頻度*1 (/炉年)	寄与割合*2 (%)	発生頻度*1 (/炉年)	寄与割合*2 (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	ε	<0.1	ε	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	1.4E-07	55.1	1.4E-07	72.1
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	1.8E-11	<0.1	1.8E-11	<0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	7.0E-08	27.7	9.7E-09	5.0
ε (ベースマツト溶融貫通)	3.4E-09	1.3	3.4E-09	1.7
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	2.0E-09	0.8	2.0E-09	1.0
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.4E-11	<0.1	1.4E-11	<0.1
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0.0E+00	0.0	0.0E+00	0.0
g (蒸気発生器伝熱管破損)	1.0E-08	3.9	1.0E-08	5.1
τ (格納容器過温破損)	7.8E-09	3.1	8.7E-09	4.5
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1	E	<0.1
χ (炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失)	2.0E-08	8.0	2.0E-08	10.5
全CFF	2.5E-07	100.0	1.9E-07	100.0

ε :カットオフ値(1.0E-12(/炉年))未満

*1: δとτ以外の格納容器機能喪失モードについては、第1回届出の評価結果を引用する。

*2: 全CFFに対する寄与割合

3.1.3.3 津波出力運転時 PRA

第1回安全性向上評価届出において、新規制基準適合後の発電所の状態を対象とした津波出力運転時PRAを実施している。今回、特重施設の設置完了に伴い、津波出力運転時レベル2PRAの結果が変わることが見込まれることから、特重施設の設置による影響を確認した。

評価にあたっては、特重施設の主たる機能である格納容器破損防止機能に着目した評価として、第1回安全性向上評価における津波出力運転時 PRA のレベル 2PRA モデルを用い、特重施設のリスク低減効果を確認するための概略評価を実施した。

(1) 格納容器機能喪失頻度評価

特重施設による格納容器スプレイ及びフィルタベントにより原子炉格納容器の過圧破損及び過温破損防止に期待できる。したがって、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)及び格納容器過温破損(τ モード)を対象の格納容器機能喪失モードとし、特重施設によるリスク低減効果を確認する。

特重施設の配置・設計情報等を調査し、第1回安全性向上評価において設定した津波シナリオ区分に対する特重施設の設置による影響はないことが確認されたことから、以下の仮定を設定し評価を実施した。

- ・ 一次系建屋内へ浸水する場合には、複数の信号系損傷が発生し格納容器隔離に失敗するため、特重施設についても期待出来ないと仮定する。
- ・ 一次系建屋内へ浸水しない場合には、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)及び格納容器過温破損(τ モード)に至る事故シナリオに対して、内部事象出力運転時 PRA における CFF 低減効果が期待出来ると仮定する。

a. 設置変更許可申請書の使用想定を踏まえた評価

本評価では、内部事象出力運転時PRAと同様に、設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十の特重施設使用想定を踏まえ、重大事故等時においてDBA設備及びSA設備による原子炉格納容器内注水に失敗した場合に特重施設に係る手順書に基づく緩和操作を実施した場合における津波出力運転時PRA上の影響について評価を実施した。評価結果を第3.1.3.3-1表に示す。

評価結果より、特重施設を考慮することにより水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)のCFFは約19%、格納容器過温破損(τ モード)

のCFFにおいては約85%それぞれ低減している。

一方、玄海原子力発電所の津波出力運転時PRAについては、SA対策として、津波による海水ポンプの機能喪失を防止するために設置した海水ポンプ防護壁により、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)や格納容器過温破損(τ モード)といったモードのリスクが効果的に低減されており、その結果、1次系建屋内へ津波が浸水することによる複数の信号系損傷の発生による格納容器隔離失敗(β モード)が、特重施設を考慮しない場合の全CFFに対して約97%以上を占めている。

したがって、特重施設によるリスク低減効果が期待出来る水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)及び格納容器過温破損(τ モード)は前述のとおり低減割合は大きいものの、全CFFについては特重施設によるリスク低減効果が期待出来ない格納容器隔離失敗(β モード)が支配的であることから、リスク低減効果は小さく、結果として全CFFの低減は約2%に留まった。

b. 重大事故等全般への活用を想定した評価

本評価では、内部事象出力運転時PRAと同様に、a.で評価した設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十に記載された特重施設の使用想定に限定せず、SA全般に対して特重施設を活用した場合の津波出力運転時PRA上の影響について評価を実施した。評価結果を第3.1.3.3-2表に示す。

評価結果より、a.での評価結果と比較し、格納容器過温破損(τ モード)について大きな変化はないものの、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)については約90%低減している。一方、全CFFについてはa.での評価同様、特重施設によるリスク低減に期待出来ない格納容器隔離失敗(β モード)が支配的であることから、リスク低減効果は小さい。

第 3.1.3.3-1 表 特定重大事故等対処施設有無による格納容器機能喪失モード別
評価結果

格納容器機能喪失モード	特重施設なし		特重施設あり (設置許可想定)	
	発生頻度*1 (/炉年)	寄与割合*3 (%)	発生頻度*2 (/炉年)	寄与割合*3 (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	ε	<0.1	ε	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	4.5E-11	97.2	4.5E-11	98.9
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	ε	<0.1	ε	<0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	3.7E-13	0.8	3.0E-13	0.7
ε (ベースマット溶融貫通)	6.6E-14	0.1	6.6E-14	0.1
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	ε	<0.1	ε	<0.1
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	ε	<0.1	ε	<0.1
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0.0E+00	0.0	0.0E+00	0.0
g (蒸気発生器伝熱管破損)	ε	<0.1	ε	<0.1
τ (格納容器過温破損)	8.6E-13	1.9	1.3E-13	0.3
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1	ε	<0.1
全CFF	4.6E-11	100.0	4.5E-11	100.0

ε : カットオフ値 (1.0E-15(/炉年)) 未満

*1: 第1回届出時の評価結果

*2: δとτ以外の格納容器機能喪失モードについては、第1回届出の評価結果を引用する。

*3: 全CFFに対する寄与割合

第 3.1.3.3-2 表 特定重大事故等対処施設有無による格納容器機能喪失モード別
評価結果

格納容器 機能喪失モード	特重施設あり (設置許可想定)		特重施設あり (SA活用想定)	
	発生頻度*1 (/炉年)	寄与割合*2 (%)	発生頻度*1 (/炉年)	寄与割合*2 (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	ε	<0.1	ε	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	4.5E-11	98.9	4.5E-11	99.5
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	ε	<0.1	ε	<0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	3.0E-13	0.7	3.2E-14	<0.1
ε (ベースマツト溶融貫通)	6.6E-14	0.1	6.6E-14	0.1
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	ε	<0.1	ε	<0.1
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	ε	<0.1	ε	<0.1
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0.0E+00	0.0	0.0E+00	0.0
g (蒸気発生器伝熱管破損)	ε	<0.1	ε	<0.1
τ (格納容器過温破損)	1.3E-13	0.3	1.5E-13	0.3
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1	ε	<0.1
全CFF	4.5E-11	100.0	4.5E-11	100.0

ε : カットオフ値 (1.0E-15 (/炉年)) 未満

*1: δ と τ 以外の格納容器機能喪失モードについては、第1回届出の評価結果を引用する。

*2: 全CFFに対する寄与割合

3.1.3.4 被ばく評価

炉心損傷後において原子炉格納容器が健全な場合及び炉心損傷後において特重施設による放射性物質管理放出を実施した場合の敷地等境界における実効線量評価を実施する。

評価に当たっては、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル3PRA編):2018」(以下「レベル3PRA 学会標準」という。)を参考に評価を実施した。

(1) ソースタームの設定

「3.1.3.1(4) ソースターム評価」の結果を基に、格納容器健全及び特重施設による放射性物質管理放出の代表事故シーケンスについて、その特性に応じたソースタームを設定する。

a. 格納容器健全の代表事故シーケンス

「3.1.3.1(4) ソースターム評価」に示すとおり、格納容器健全の代表事故シーケンスは、大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗であり、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなり、被ばく評価上厳しい条件である。

なお、本代表事故シーケンスにおいては、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を用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却に期待する。

b. ソースタームの解析

ソースタームの解析は、シビアアクシデント解析コードである MAAP コードを用いる。MAAP コードでは、炉心溶融に伴う燃料からの核分裂生成物 (FP) の放出及び FP の状態変化・輸送等がモデル化されており、燃料及び溶融炉心からの放射性物質の放出 (原子炉容器内での燃料からの放射性物質放出量の時間変化、溶融炉心・コンクリート相互作用における放射性物質放出量の時間変化等)、原子炉冷却系内の挙動 (原子炉冷却系内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化等)、原子炉格納容器内の挙動 (原子炉格納容器内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化等) を考慮した解析を行い、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合 (炉心内蓄積量比) を事象進展に応じて評価すること

が可能である。

本評価では、FP等を12のグループに分け、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合を求める。原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合に、別途アニュラス空気浄化設備の効果を考慮して大気中への放射性物質の放出量を評価する。なお、アニュラス空気浄化設備が起動して、アニュラス部内の負圧が達成するまでの間は、アニュラス空気浄化設備のフィルタによる低減効果に期待できないため、評価では、原子炉格納容器からアニュラス部内に放出された放射性物質は、アニュラス部内に保持され、アニュラス空気浄化設備の設計流量と同じ流量で大気中に放出されるとする。

また、有機よう素及び無機よう素は、原子炉格納容器内での挙動やフィルタ等による低減効果が粒子状よう素とは異なり、被ばく評価上重要な化学種であることから、本評価においてはよう素の化学形態を考慮した。

大気中への放射性物質の放出量評価の条件を第3.1.3.4-1表に示す。また、放出された放射性物質による被ばく評価に使用する核種の炉心内蓄積量及び大気中への放射性物質の放出量を第3.1.3.4-2表及び第3.1.3.4-3表に示す。

c. 放射性物質管理放出の代表事故シーケンス

「3.1.3.1(4) ソースターム評価」に示すとおり、放射性物質管理放出の代表事故シーケンスは、大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注入失敗であり、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから環境に放出される放射性物質が多くなり、被ばく評価上厳しい条件である。なお、本代表事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、監視・制御機能喪失及び直流電源機能喪失の重畳を考慮し、特重設備(ポンプ)によるスプレイ及び特重施設によるべ

ントに期待する。

d. 放射性物質管理放出のソースタームの解析

特重施設による放射性物質管理放出のソースタームの解析の詳細は、参考資料Ⅱに示す。

(2) 気象シーケンスの選定

玄海原子力発電所の気象データをもとに、年間の種々の気象条件を網羅するように気象シーケンスを選定する。

a. 格納容器健全

(a) 評価に使用する気象データ

評価に使用する気象データは、玄海原子力発電所における2016年1月～2016年12月の1年間における気象データを使用する。なお、当該データの使用に当たっては、風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間（2010年1月～2020年12月、評価に使用する2016年1月～2016年12月を除く）の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

(b) 気象シーケンス

気象シーケンスは、年間8,760時間分の気象データをもとに、第3.1.3.4-1図に示すとおり1時間ずつ開始点をずらした120時間分の連続したデータをセットとし、年間の全ての気象シーケンス(8,760個)を対象に評価を実施する。

b. 格納容器管理放出

特重施設による放射性物質管理放出の気象シーケンスの選定の詳細は、参考資料Ⅱに示す。

(3) 大気拡散及び沈着の評価

大気中に放出された放射性物質の拡散及び地表面への沈着を評価し、放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度を計算する。

a. 格納容器健全

(a) 大気拡散評価

大気拡散評価には、気象条件に従い放射性物質の拡散及び沈着の計算ができるMACCS2コードを用いる。MACCS2コードには、MAAPコードで計算した核種グループ別の炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合を入力するが、MAAPコードがFP等を12の核種グループに分けて計算するのに対して、MACCS2コードには9の核種グループに分けて入力するため、第3.1.3.4-2図に示すとおり再分類して入力している。MACCS2コードに入力する核種グループ別の炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合を第3.1.3.4-4表に示す。

MACCS2コードでは、放射性物質の放出形態を考慮して、放出を最大4つまで分割することができる。また、拡散モデルはガウスプルームモデルであり、拡散中の放射性崩壊も考慮している。

本評価においては、プルームを4つに分割する。また、各プルームの放出期間中に大気安定度が変化する場合は、その瞬間の拡散幅を気象指針に合わせて連続的に変化させるとともに、各プルームの進行方向については、各放出開始時刻の風向に依存せず、評価点に向かって直進する保守的なモデルを使用する。

(b) 沈着評価

MACCS2コードでは、プルームからの放射性物質の地表面への沈着を考慮する。沈着は、重力等による乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮し、沈着により放射性物質がプルームから除去されるものとする。

大気拡散評価及び沈着評価の条件を第3.1.3.4-5表に示す。

b. 格納容器管理放出

特重施設による放射性物質管理放出の気象シーケンスの選定の詳細は、参考資料Ⅱに示す。

(4) 被ばく線量評価

原子炉格納容器内に放出された放射性物質、大気中に放出された放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度をもとに、敷地等境界における実効線量を評価する。なお、本評価では、実効線量換算係数が大きく、評価結果が厳しくなる小児を対象とする。

a. 格納容器健全

(a) 被ばく経路

事象発生に伴い大気中に放射性物質が放出された場合、敷地等境界外においては、被ばく低減の観点から、状況に応じて安定ヨウ素剤の服用、屋内退避等の防護措置を実施するが、本評価においては保守的な評価となるよう、これらの防護措置は考慮しないものとする。なお、評価期間は7日間とする。

以上より、被ばく経路は、以下の経路①～⑤を考慮する。

敷地等境界における実効線量評価の対象とする被ばく経路を、第3.1.3.4-3図及び第3.1.3.4-4図に示す。

イ 被ばく経路① 原子炉格納容器及びアニュラス部内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉格納容器内に放出された放射性物質から直接的に敷地等境界に到達してくるガンマ線（以下「直接線」という。）及び空気中で散乱されて敷地等境界に到達してくるガンマ線（以下「スカイシャイン線」という。）による線量。また、原子炉格納容器内の設計漏えいによりアニュラス部へ移行した放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による線量。

ロ 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中に放出された放射性物質が拡散して生ずる放射性雲からのガン

マ線(以下「クラウドシャイン線」という。)による線量。

ハ 被ばく経路③ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中に放出され、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線(以下「グラウンドシャイン線」という。)による線量。

ニ 被ばく経路④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく

大気中に放出された放射性物質が拡散して生ずる放射性雲中の放射性物質の吸入摂取による線量。

ホ 被ばく経路⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく

大気中へ放出され、地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による線量。

(b) 線量計算

線量計算に当たっては、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を算出し、実効線量を評価する。

被ばく経路①については、原子炉格納容器及びアニュラス部内の線源強度及び外部遮蔽等の条件を基に計算する。原子炉格納容器内の線源強度は、原子炉格納容器内の気相部及び液相部において、それぞれ均一に分布しているものとし、原子炉格納容器からの漏えいによる放射性物質の減少を保守的に無視する。また、アニュラス内の線源強度は、原子炉格納容器内の圧力に応じて放射性物質がアニュラス部に漏えいすることを想定し、漏えいする放射性物質はアニュラス内に均一に分布しているものとする。なお、計算に当たっては、施設の位置、遮蔽構造及び地形条件を適切に模擬し、線源からのガンマ線の評価が可能なQADコード及び

SCATTERINGコードを使用する。

被ばく経路①による被ばく線量の評価条件を第3.1.3.4-6表に示す。また、直接線及びスカイシャイン線の評価に用いる原子炉格納容器及びアニュラス部内の積算線源強度を第3.1.3.4-7表に示す。

被ばく経路②から被ばく経路⑤については、大気拡散評価及び沈着評価と同様にMACCS2コードを用いて評価する。

被ばく経路④及び被ばく経路⑤の線量評価条件を第3.1.3.4-8表に示す。

(c) 評価結果

炉心損傷後において原子炉格納容器が健全な場合の敷地等境界における実効線量の評価結果を第3.1.3.4-9表、第3.1.3.4-7図及び第3.1.3.4-8図に示す。第3.1.3.4-9表及び第3.1.3.4-8図は被ばく経路ごとの実効線量を示している。第3.1.3.4-7図は、気象シーケンスごとに評価した実効線量の結果を、小さい値から順に並べたときの累積出現確率が5%から95%の実効線量の幅及び全気象シーケンスの評価結果の平均値を示している。全気象シーケンスの評価結果の平均値は約18mSvとなった。

第3.1.3.4-9表に示すとおり、敷地等境界における実効線量に対して寄与が大きい被ばく経路は、被ばく経路④である。MACCS2コード評価対象核種グループについて、放出放射エネルギーのガンマ線エネルギー0.5MeV換算値及びI-131換算値(小児実効線量係数換算)を第3.1.3.4-10表に示す。第3.1.3.4-10表において、希ガスを含む放出放射エネルギーのガンマ線エネルギー0.5MeV換算値が大きい核種グループは被ばく経路②、希ガス以外の放出放射エネルギーのγ線エネルギー0.5MeV換算値が大きい核種グループは被ばく経路③、放出放射エネルギーのI-131換算値が大きい核種グループは被ばく経路④への寄与が大きいと考えられ、第3.1.3.4-10表に示すとおり被ばく経路④ではよう素類の割合が大きい。本被ばく経路については、よう素の吸入摂取による被ばく線量の割合が大きい。

また、大気中への放出放射エネルギー合計に対して寄与割合の高い5核種をガンマ線エネルギー0.5MeV換算(希ガス含む、希ガス含まない)及びI-131換算(小児実効線量係数換算)ごとに第3.1.3.4-11表に示す。

今回の評価では、保守的に防護措置を考慮していないが、事故時に安定ヨウ素剤の服用などの防護措置を実施することで、実効線量を低減することが可能と考える。

b. 放射性物質管理放出

(a) 被ばく経路

特重施設による放射性物質管理放出の被ばく線量評価の詳細は参考資料Ⅱに示す。

炉心損傷後において特重施設による放射性物質管理放出を実施した場合の敷地等境界における実効線量評価の対象とする被ばく経路を、第3.1.3.4-5図及び第3.1.3.4-6図に示す。

(b) 線量計算

特重施設による放射性物質管理放出の被ばく線量評価の詳細は参考資料Ⅱに示す。

(c) 評価結果

炉心損傷後において特重施設による放射性物質管理放出を実施した場合の敷地等境界における合計線量が最大値となった方位の被ばく経路ごとの合計の実効線量の評価結果を第3.1.3.4-12表及び第3.1.3.4-9図に示す。全気象シーケンスの風向の影響を考慮した評価結果の平均値のうち最大となった方位の線量は約33mSvとなった。

第3.1.3.4-12表及び第3.1.3.4-9図に示すとおり、敷地等境界における実効線量に対して寄与が大きい被ばく経路は、被ばく経路②及び被ばく経路

④である。本被ばく経路については、大気中に放出された希ガスからのガンマ線及びよう素の吸入摂取による被ばく線量の割合が大きい。今回の評価では、保守的に防護措置を考慮していないが、安定よう素剤の服用、避難及び屋内退避等の防護措置を実施することで、実効線量を低減することが可能と考える。

(5) 感度解析

炉心損傷後において原子炉格納容器が健全な場合の敷地等境界における実効線量の評価において設定された影響の大きな仮定及び条件に対して感度解析を実施し、実効線量への影響を評価する。

a. 格納容器健全

「3.1.3.1(4) ソースターム評価」において、ソースターム解析結果に有意な影響を与える可能性がある条件について感度解析を実施している。ソースターム解析結果に有意な影響を与える条件は、実効線量に対しても影響を与えると考えられることから、ソースターム評価において実施した感度解析のうち、解析結果に与える影響が大きい以下の条件について感度解析を実施した。

- ・ 原子炉格納容器貫通部における沈着効果（以下「貫通部DF効果」という。）

さらに、被ばく線量評価の結果より、実効線量に対して寄与が大きい被ばく経路は、大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばくであることから、放出された放射性物質の大気拡散に対して影響が大きい以下の条件について感度解析を実施した。

- ・ 風向の出現頻度に応じて放出放射能が拡散する効果（以下「風向効果」という。）
- ・ 貫通部DF効果と風向効果の両方（以下「貫通部DF／風向効果」という。）

解析条件及び評価結果の詳細は参考資料 I に示す。

(a) 貫通部DF効果に係る感度解析

イ 解析条件

貫通部DF効果に係る感度を確認するため、粒子状の放射性物質に対する格納容器貫通部の沈着効果(DF10)を考慮する場合の解析を実施する。第3.1.3.4-13表に解析条件を示す。

ロ 感度解析結果

感度解析の結果、貫通部DF効果により、大気中に放出される放射性物質の量が減少することから、実効線量はベースケースより減少し、第3.1.3.4-16表及び第3.1.3.4-10図に示すとおり、全気象シーケンスの評価結果の平均値は約15mSvとなった。

(b) 風向効果に係る感度解析

イ 解析条件

風向効果に係る感度を確認するため、気象シーケンスにおける方位別の相対濃度及び相対線量を用いて風向を考慮する解析を実施する。第3.1.3.4-14表に解析条件を示す。

なお、相対濃度及び相対線量は以下のとおり計算する。

(イ) 相対濃度

毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに次式のとおり計算する。

$$x/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (x/Q)_i \delta_i^d$$

ここで、

x/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度(s/m³)

T : 実効放出継続時間(h)

$(\chi/Q)_i$:時刻iの相対濃度(s/m³)

δ_i^d :時刻iで、風向が評価対象dの場合 $\delta_i^d = 1$

時刻iで、風向が評価対象外の場合 $\delta_i^d = 0$

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} U_i}$$

$$\Sigma_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}}, \quad \Sigma_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$$

ここで、

U_i :時刻iの放出源を代表する風速(m/s)

Σ_{yi} :時刻iの建屋の影響を加算した
濃度のy方向の拡がりのパラメータ(m)

Σ_{zi} :時刻iの建屋の影響を加算した
濃度のz方向の拡がりのパラメータ(m)

σ_{yi} :時刻iの濃度のy方向の拡がりパラメータ(m)

σ_{zi} :時刻iの濃度のz方向の拡がりパラメータ(m)

A :建屋などの風向方向の投影面積(m²)

c :形状係数(-)

σ_{yi} 及び σ_{zi} については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する
気象指針」(昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定、平成13年3
月29日一部改訂)における相関式を用いて計算する。

(ロ) 相対線量

クラウドシャイン線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線
量を毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごと
に次式のとおり計算する。

$$D/Q = (K_1/Q)E\mu_\alpha \int_0^\infty \int_0^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r)\chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

ここで、

- D/Q : 評価点(x,y,0)における相対線量(μ Gy/Bq)
- (K_1/Q) : 単位放出率 Q (Bq/h)当たりの空気カーマ率への
換算係数^(注) ($\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu\text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq}^2}$)
- E : ガンマ線の実効エネルギー(MeV/dis)
- μ_α : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数^(注) (1/m)
- μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数^(注) (1/m)
- r : (x', y', z') から $(x, y, 0)$ までの距離(m)
- $B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数^(注) (—)
- $\chi(x', y', z')$: (x', y', z') の濃度(Bq/m³)

(注) 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指
針(昭和51年9月28日 原子力委員会決定、平成13年3月29日
一部改訂)

ロ 感度解析結果

感度解析の結果、風向を考慮することにより、大気拡散を伴う被ばく経路である被ばく経路②、被ばく経路③、被ばく経路④の線量は、風向を考慮することにより減少し、第3.1.3.4-16表及び第3.1.3.4-10図に示すとおり、全気象シーケンスの評価結果の平均値のうち最大となる方位の評価結果は、約0.90mSvとなった。

(a) 貫通部DF／風向効果に係る感度解析

イ 解析条件

貫通部DF／風向効果に係る感度を確認するため、貫通部DF効果により、大気中に放出される放射性物質の量が減少した場合の気象シーケ

ンスにおける方位別の相対濃度及び相対線量を用いて風向を考慮する解析を実施する。なお、相対濃度及び相対線量の計算は、「(b) 風向効果に係る感度解析」と同様である。第3.1.3.4-15表に解析条件を示す。

ロ 感度解析結果

感度解析の結果、第3.1.3.4-16表及び第3.1.3.4-10図に示すとおり、全気象シーケンスの評価結果のうち最大となる方位の評価結果は、約0.78mSvとなった。第3.1.3.4-17表及び第3.1.3.4-10図に示すとおり、大気拡散を伴う被ばく経路②、被ばく経路③、被ばく経路④の線量は、風向を考慮することにより減少し、大気拡散を伴わない直接・スカイシャイン線量が全体に占める割合が相対的に大きくなるが、実効線量に対して寄与が大きい被ばく経路は被ばく経路④であり、事故時に安定よう素剤の服用などの防護措置を実施することで、実効線量を低減することが可能と考える。

第 3.1.3.4-1 表 大気中への放射性物質の放出量評価の条件

(格納容器健全)(1/2)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	大破断LOCA+ECCS注入失敗+CV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水喪失を考慮する)	原子炉格納容器の機能が維持されているシーケンスのうち、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質量が多くなり、被ばく評価上厳しくなる事象
炉心熱出力	100%(3,411MWt)×1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定
原子炉運転時間	最高30,000時間	燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定 評価対象炉心は、放出量評価において厳しいMOX燃料装荷炉心を想定
サイクル数 (バッチ数)	3 (装荷比率) 3/4:ウラン燃料 1/4:MOX燃料	
炉心内蓄積量	ORIGEN2.1に基づく	—
原子炉格納容器内への放出割合	MAAP解析に基づく	—
よう素の形態	粒子状よう素:5% 無機よう素:91% 有機よう素:4%	化学形態を考慮し、R.G.1.195*1の再浮遊割合を考慮して設定
原子炉格納容器等への無機よう素の沈着率	9.0E-04(1/s)	CSE実験*2に基づき無機よう素の自然沈着率を設定
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着速度	MAAP解析に基づく	—
スプレイによるエアロゾルの除去	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器からの漏えい率	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部:97% アニュラス部外:3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定
アニュラス部体積	15,300m ³	アニュラス部体積から配管等の体積を除いて保守的に設定

第 3.1.3.4-1 表 大気中への放射性物質の放出量評価の条件

(格納容器健全) (2/2)

項目	評価条件	選定理由
アニュラス部からの放出流量	100m ³ /min	アニュラス空気浄化ファン流量の設計値を設定
アニュラス負圧達成時間	62分	選定した代表事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値(起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間2分) 起動遅れ時間60分は、大容量空冷式発電機による電源回復操作及びポンベによるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定
事故の評価期間	7日	少なくとも外部支援がないものとして7日間と設定
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0~62分:0% 62分~ :95%	設計上期待できる値を設定
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~62分:0% 62分~ :99%	設計上期待できる値を設定

*1: 米国Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”

*2: BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report”

第 3.1.3.4-2 表 炉心内蓄積量 (gross 値)

核種グループ*	炉心内蓄積量 (Bq)
希ガス類	約 1.5E+19
よう素類	約 3.0E+19
Cs類	約 1.1E+18
Te類	約 8.8E+18
Sr類	約 1.1E+19
Ru類	約 2.7E+19
La類	約 5.6E+19
Ce類	約 8.2E+19
Ba類	約 1.2E+19

*:実効線量評価対象核種

第 3.1.3.4-3 表 大気中への放射性物質の放出量
(事故後 7 日間積算) (gross 値)
(格納容器健全)

核種グループ*	放出放射エネルギー (Bq)
希ガス類	約 5.4E+16
よう素類	約 2.0E+14
Cs類	約 2.6E+12
Te類	約 1.3E+13
Sr類	約 4.4E+11
Ru類	約 1.3E+12
La類	約 3.2E+10
Ce類	約 3.6E+11
Ba類	約 6.4E+11

*:実効線量評価対象核種

第 3.1.3.4-4 表 炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合

(事故後 7 日間積算)(格納容器健全)

核種グループ*	放出割合
希ガス類	約 9.0 E -03
よう素類	約 2.2 E -05
Cs類	約 2.5 E -06
Te類	約 1.7 E -06
Sr類	約 4.4 E -08
Ru類	約 4.9 E -08
La類	約 5.9 E -10
Ce類	約 4.4 E -09
Ba類	約 6.1 E -08

*:実効線量評価対象核種

第 3.1.3.4-5 表 大気拡散評価及び沈着評価の条件

項目	評価条件	設定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル (プルームは放出開始時刻の風向に従って、それ以後直進する)	気象指針*1を参考として、放射性雲は風下方向に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用
気象資料	玄海原子力発電所における1年間の気象資料 (2016.1～2016.12)	風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用
混合層高さ	200m	発電所における観測データを基に設定
放出源有効高さ	排気筒放出:30m 地上放出:0m	放出高さについては、設計基準事故時の排気筒有効高さのうち各方位の排気筒有効高さの最小値
建屋の影響	地上放出のみ考慮する	地上放出時は放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻込み現象を考慮
建屋の投影面積	4,300m ²	敷地等境界における被ばく評価の観点からタービン建屋を含めて選定
形状係数	0.5	気象指針を参考として設定
放射性物質濃度の評価点	640m	炉心から敷地等境界までの最短距離
乾性沈着速度	0.3cm/s	NUREG/CR-4551 Vol.2*2より設定
湿性沈着係数	$\Lambda = a \cdot R^b$ R:降水強度(mm/h) a:9.5E-05、b:0.8	NUREG/CR-4551 Vol.2*2より設定

*1: 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(原子力安全委員会)

*2: 米国NUREG/CR-4551 Vol.2“Evaluations of Severe Accident Risks
: Quantification of Major Input Parameters”

第 3.1.3.4-6 表 直接線及びスカイシャイン線による被ばく線量の評価条件

項目	評価条件	設定理由
原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布 (原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果は無視する)	事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は全て原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定して設定
アニュラス内線源強度分布	アニュラス内に放出された核分裂生成物が均一に分布	アニュラス部が外部遮蔽壁の外側に存在するため、アニュラス部に漏えいした放射性物質によるガンマ線を考慮 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした放射性物質は、アニュラス部に均一に分布するものと仮定して設定
原子炉格納容器遮蔽厚さ	ドーム部及び円筒部それぞれの遮蔽厚さを設定 PCCVドーム部:1,100mm PCCV円筒部 :1,300mm 施工誤差については、-100mmを考慮	設計値に施工誤差(-100mm)を考慮
アニュラス壁厚さ	アニュラス上部:300mm(最薄部) アニュラス下部:800mm(最薄部) 施工誤差については、-5mmを考慮	設計値に施工誤差(-5mm)を考慮
空気カーマから全身に対しての線量への換算係数	1Sv/Gy	安全評価指針*を参考に設定
線源中心から評価点までの距離	640m	炉心から敷地等境界までの最短距離を設定
評価点EL.	EL.+29m	炉心から敷地等境界までの距離が最短となる方位のEL.を設定

*: 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(原子力安全委員会)

第 3.1.3.4-7 表 直接線及びスカイシャイン線の評価に用いる

原子炉格納容器及びアニュラス部内の積算線源強度

(7日積算)(格納容器健全)

代表エネルギー (MeV/dis)	気相部 (MeV)	液相部 (MeV)	アニュラス部 (MeV)
0.1	1.9E+23	5.3E+22	2.1E+19
0.125	9.4E+21	2.0E+22	1.9E+17
0.225	1.6E+23	2.8E+23	1.2E+19
0.375	3.8E+23	5.4E+22	2.7E+18
0.575	1.5E+24	4.9E+23	1.2E+19
0.85	1.2E+24	4.9E+23	8.2E+18
1.25	5.5E+23	2.1E+23	4.1E+18
1.75	1.3E+23	2.8E+22	1.6E+18
2.25	9.8E+22	1.4E+22	3.8E+18
2.75	6.6E+21	3.9E+21	2.7E+17
3.5	6.2E+20	1.1E+21	2.1E+16
5	5.5E+19	2.1E+20	1.9E+15
7	1.7E+11	1.5E+12	4.8E+5
9.5	2.7E+10	2.4E+11	7.5E+4

第3.1.3.4-8表 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく線量及び
 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ば
 く線量の評価条件(格納容器健全)

項目	評価条件	設定理由
マスクによる 除染係数	考慮しない	保守的な評価となるよう、マスクの 着用を考慮せず
安定よう素剤	考慮しない	保守的な評価となるよう、安定よう 素剤の服用を考慮せず
呼吸率	5.972E-05 m ³ /s	小児一日平均の呼吸率を設定 ICRP Publication 71を参照して設 定
線量換算係数	小児実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131:1.6E-04 mSv/Bq I-132:2.3E-06 mSv/Bq I-133:4.1E-05 mSv/Bq I-134:6.9E-07 mSv/Bq I-135:8.5E-06 mSv/Bq 上記以外の核種はICRP Pub.71,72 に基づく	ICRP Publication 71,72に基づく
放射性物質 の再浮遊	考慮する 再浮遊による空气中濃度は以下の 式で計算する。 空气中濃度＝地表面濃度・A・e ^{-λt} λ＝ln2/B 再浮遊係数A:1.0E-05 1/m 再浮遊係数B:1.6E+07 s	NUREG/CR-4551Vol.2より設定

第3.1.3.4-9表 被ばく経路別の実効線量* (格納容器健全)

被ばく経路	実効線量(mSv)
①原子炉格納容器及びアニュラス部内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 0.31
②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 0.55
③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 2.0
④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 15
⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 0.18
合 計	約 18

*:全気象シーケンスの平均値

第3.1.3.4-10表 放出放射エネルギーのガンマ線エネルギー0.5MeV換算値とI-131換算値
(格納容器健全)(事故後7日間積算)

(ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値)

核種グループ ^(注)	放出放射エネルギー (Bq)	合計放出放射エネルギーに 対する割合
希ガス類	約 8.2E+15	約 94%
よう素類	約 5.2E+14	約 6.0%
Cs類	約 8.9E+12	約 0.1%
Te類	約 9.7E+12	約 0.1%
Sr類	約 8.2E+11	約 0.0%
Ru類	約 7.3E+11	約 0.0%
La類	約 4.9E+10	約 0.0%
Ce類	約 1.2E+11	約 0.0%
Ba類	約 1.7E+11	約 0.0%

(注)実効線量評価対象核種

(I-131換算値)

核種グループ ^(注)	放出放射エネルギー (Bq)	合計放出放射エネルギーに 対する割合
希ガス類	約 0.0E+00	約 0.0%
よう素類	約 7.8E+13	約 95%
Cs類	約 1.1E+12	約 1.3%
Te類	約 2.6E+12	約 3.1%
Sr類	約 5.3E+10	約 0.1%
Ru類	約 1.8E+11	約 0.2%
La類	約 8.2E+10	約 0.1%
Ce類	約 3.6E+11	約 0.4%
Ba類	約 5.2E+10	約 0.1%

(注)実効線量評価対象核種

第3.1.3.4-11表 放出放射エネルギーの寄与割合の高い上位5核種(格納容器健全)
 (線量とおおよその相関がある核種ごとの放出放射エネルギーに着目した分析)

分類	ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算		I-131 換算 小児実効線量係数換算 (クラウド内部に寄与)
	希ガス含む (クラウド外部に寄与)	希ガス含まない (グラウンド外部に寄与)	
経路	設計漏えい	設計漏えい	設計漏えい
核種	Xe133	I 132	I 131
	Xe135	I 135	I 133
	Kr 88	I 134	Te132
	I 132	I 133	I 135
	Kr 85m	I 131	I 132
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 上位 5 位寄与割合 : 96%程度 ・ 希ガスの寄与割合 : 93%程度 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 上位 5 位寄与割合 : 96%程度 ・ よう素の寄与割合 : 同上 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 上位 5 位寄与割合 : 97%程度 ・ よう素の寄与割合 : 95%程度

第3.1.3.4-12表 各方位の実効線量のうち最大となる方位の被ばく経路別の
実効線量*(放射性物質管理放出)

被ばく経路	実効線量(mSv)
①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 0.18
②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 14
③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.1
④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 18
⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 0.20
合 計	約 33

*:全気象シーケンスの平均値のうち最大となった方位の線量

第 3.1.3.4-13 表 貫通部 DF 効果に係る感度解析の条件

項目	ベースケース	感度解析	選定理由
粒子状物質 貫通部DF (設計漏えい分)	1	10	公開文献に基づき設定 ^(注)

(注) MHI-NES-1071 PWRプラント原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について(三菱重工業、2020年6月)

第 3.1.3.4-14 表 風向効果に係る感度解析の条件

項目	ベースケース	感度解析	選定理由
気象資料	—		第3.1.3.4-5表に同じ
建屋の影響			
建屋の投影面積			
形状係数			
実効放出 継続時間		1時間	新規制基準に基づき整備したシビアアクシデント対策を考慮した原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価と同じ設定
放射性物質 濃度の評価点	640m	NE:780m ENE:940m E:970m ESE:1,030m SE:930m SSE:680m S:640m	3号、4号それぞれの放出点から各方位の敷地等境界までの最短距離のうち短い条件を選定

第 3.1.3.4-15 表 貫通部 DF／風向効果に係る感度解析の条件

項目	ベースケース	感度解析	選定理由
粒子状物質 貫通部DF (設計漏えい分)	第3.1.3.4-13表と同じ		
気象資料	第3.1.3.4-14表と同じ		
建屋の影響			
建屋の投影面積			
形状係数			
実効放出 継続時間			
放射性物質 濃度の評価点			

第 3.1.3.4-16 表 感度解析結果のまとめ

感度解析ケース	(a) 貫通部 DF 効果	(b) ^{(注1)(注2)} 風向効果	(c) ^{(注1)(注2)} 貫通部 DF / 風向効果
実効線量 (平均値)	15mSv	<u>0.90mSv</u>	<u>0.78mSv</u>

(注1) 下線部は各方位の実効線量のうち最大のものを示す。

(注2) 全気象シーケンスの平均値のうち最大となった方位の線量を示す。

第 3.1.3.4-17 表 (c)における被ばく経路別の実効線量*

被ばく経路	実効線量(mSv)
①原子炉格納容器及びアニュラス部内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 0.31
②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 0.019
③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 0.029
④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 0.43
⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 0.0047
合計	約 0.78

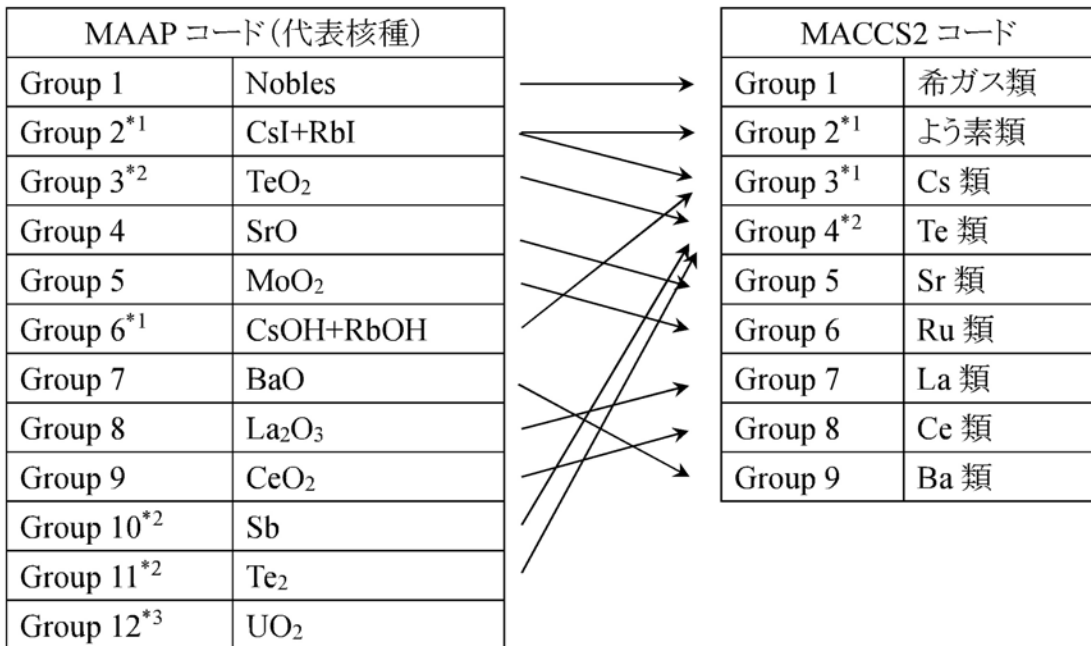
*: 全気象シーケンスの平均値のうち最大となった方位の線量

データ番号*1	ケース 1	ケース 2	ケース 8,760
1	D1*2	D1	D1	D1	D1
2	D2	D2	D2	D2	D2
3	D3	D3	D3	D3	D3
...
119	D119	D119	D119	D119	D119
120	D120	D120	D120	D120	D120
121	D121	D121	D121	D121	D121
122	D122	D122	D122	D122	D122
...
8,760	D8,760	D8,760	D8,760	D8,760	D8,760

*1:データの並びは1月1日1時~12月31日24時までである。

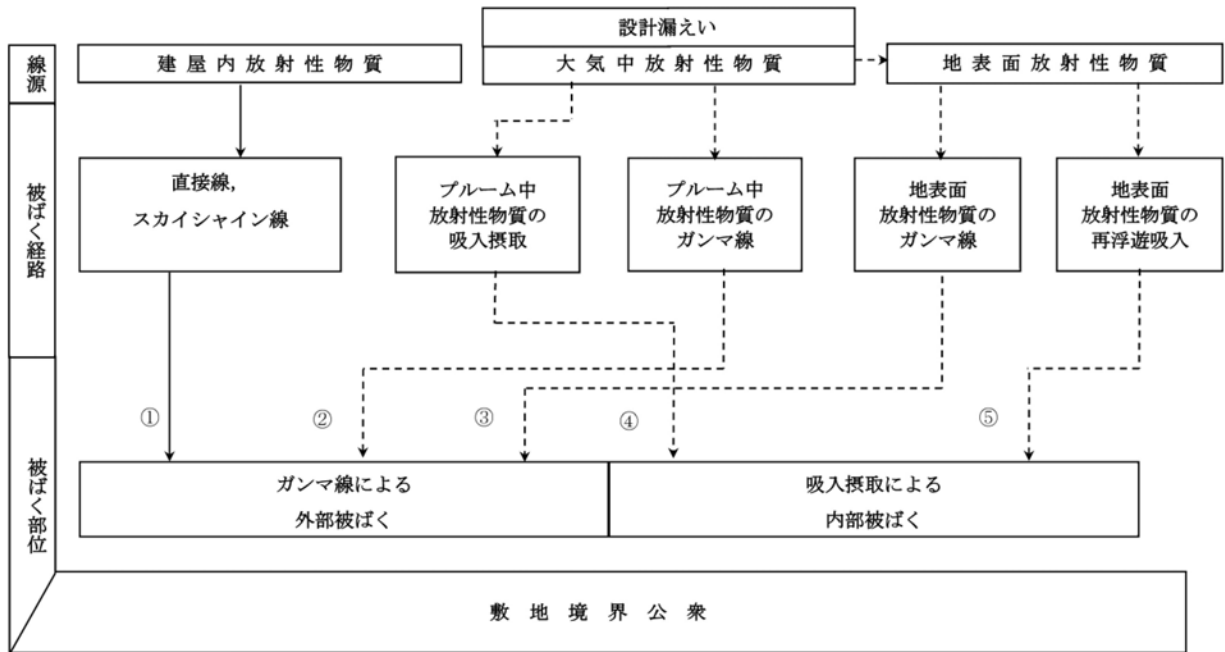
*2:Dn:n番目のデータ番号に対応する気象データ(風向、風速、大気安定度、降雨量)

第 3.1.3.4-1 図 気象シーケンスの設定



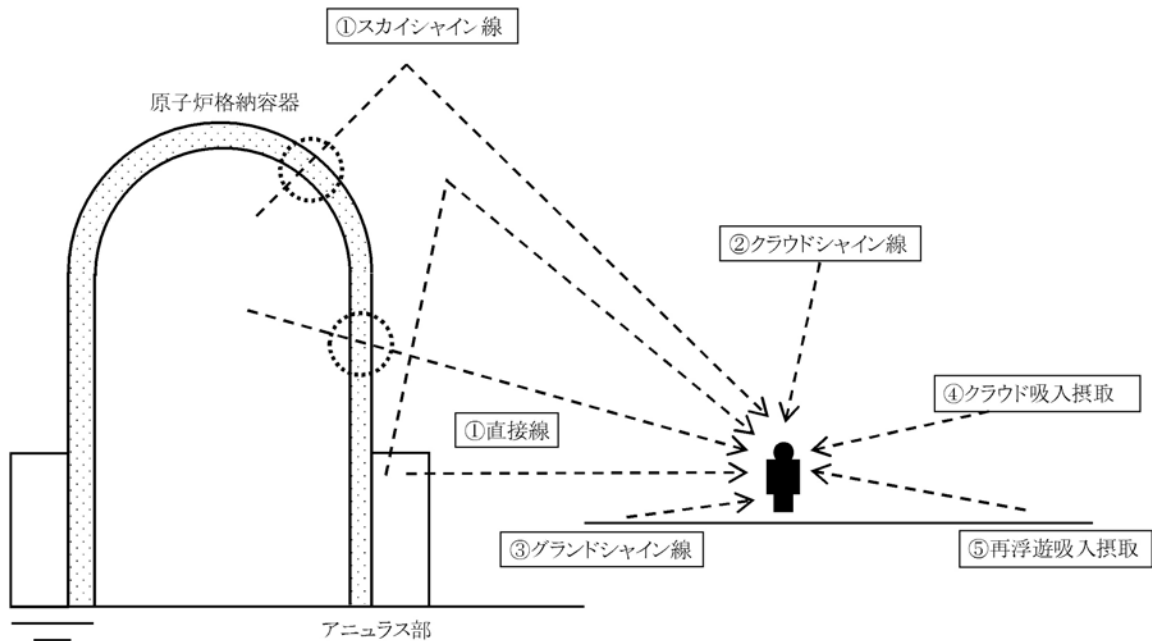
- *1: MACCS2 コードの Group2(よう素類)は、MAAP コードの Group2(CsI+RbI)の放出割合から求める。また、MACCS2 コードの Group3(Cs 類)は、CsI 及び CsOH で存在すると考えられることから、MAAP コードの Group2(CsI+RbI)及び Group6(CsOH+RbOH)を考慮する。大気中への放出放射エネルギーは、放出割合と炉心内蓄積量の積で求めるが、MAAP コードの Group2(CsI+RbI)の Cs の放出量は、よう素と Cs 類の物質質量の比から、よう素と結合する Cs 類の全炉心内蓄積量に対する割合を仮定して求める。Group6(CsOH+RbOH)の Cs の放出量は、保守的に Group2(CsI+RbI)の CsI 生成に伴う Cs 量の減少を無視して求める。
- *2: MACCS2 コードの Group4(Te 類)は、MAAP コードの Group3(TeO₂)、Group10(Sb)及び Group11(Te₂)の放出割合から求める。
- *3: 線量評価対象核種ではない。

第 3.1.3.4-2 図 MAAP コード及び MACCS2 コード核種グループの分類

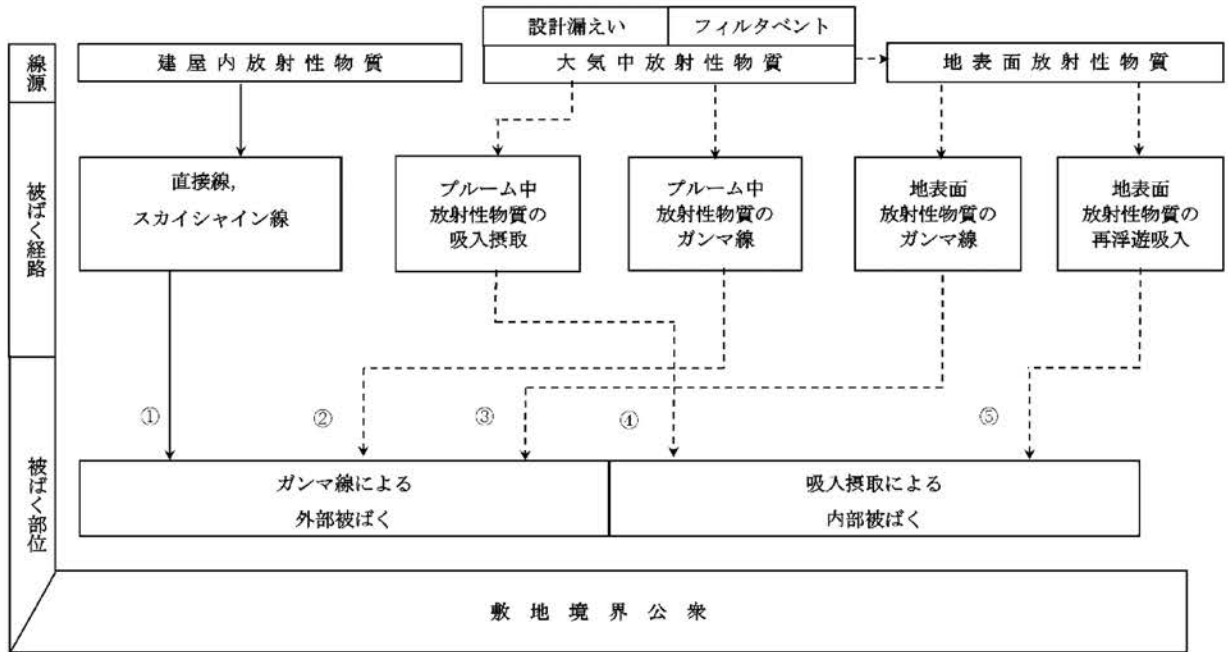


第 3.1.3.4-3 図 敷地等境界における公衆の被ばく経路 (格納容器健全)

敷地等境界における被ばく	①原子炉格納容器及びアニュラス部内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
	③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく
	④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく
	⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく

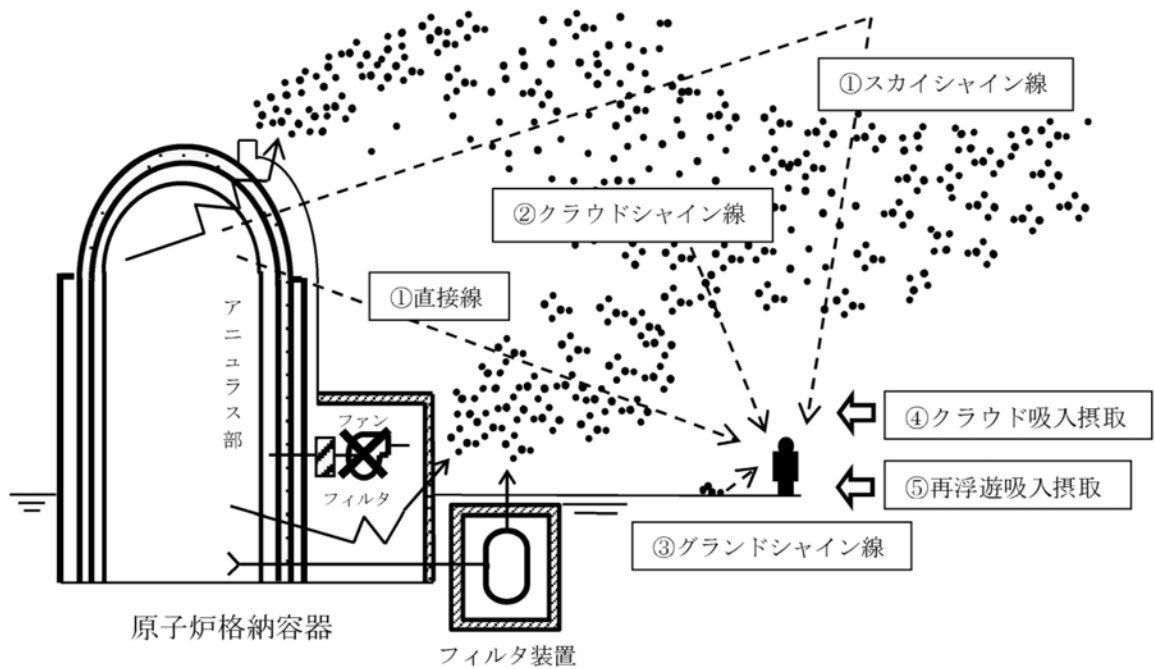


第 3.1.3.4-4 図 被ばく経路イメージ（格納容器健全）

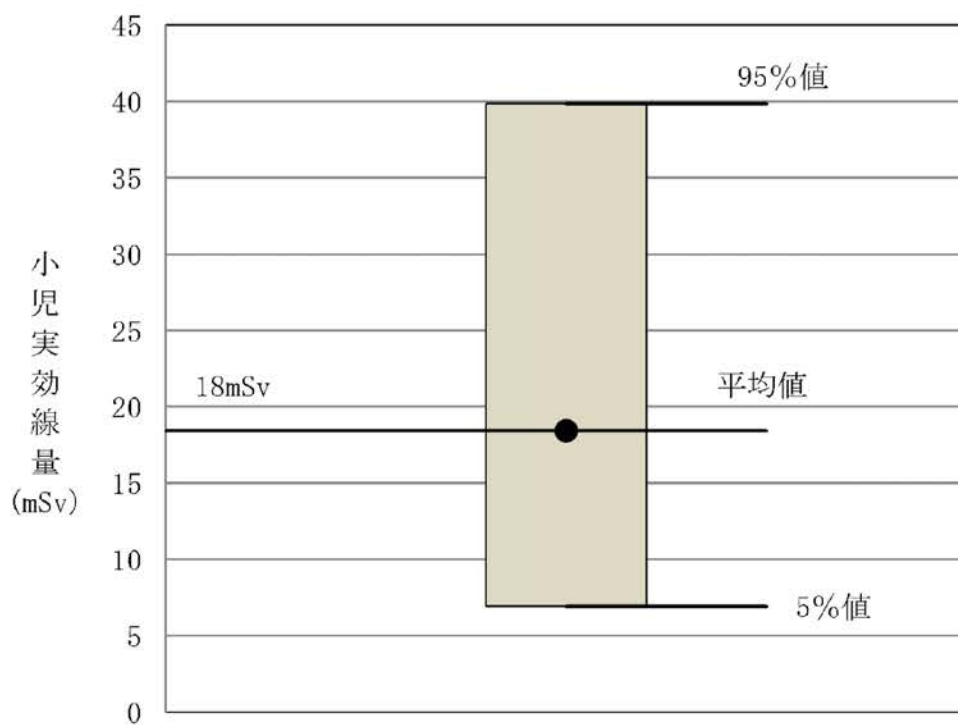


第 3.1.3.4-5 図 敷地等境界における公衆の被ばく経路 (放射性物質管理放出)

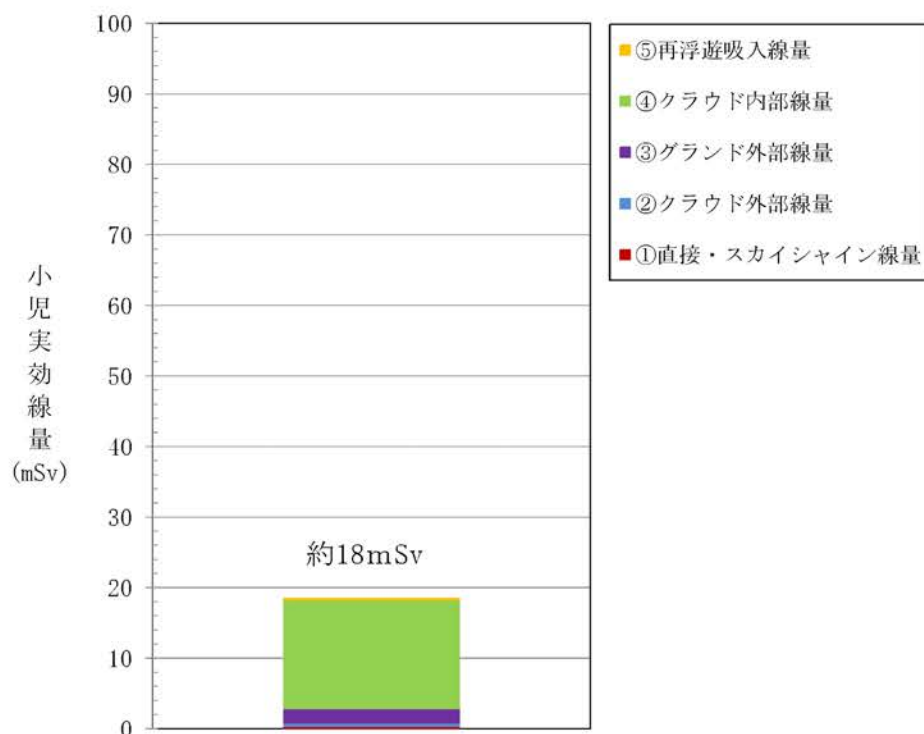
敷地等境界における被ばく	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
	③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく
	④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく
	⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく



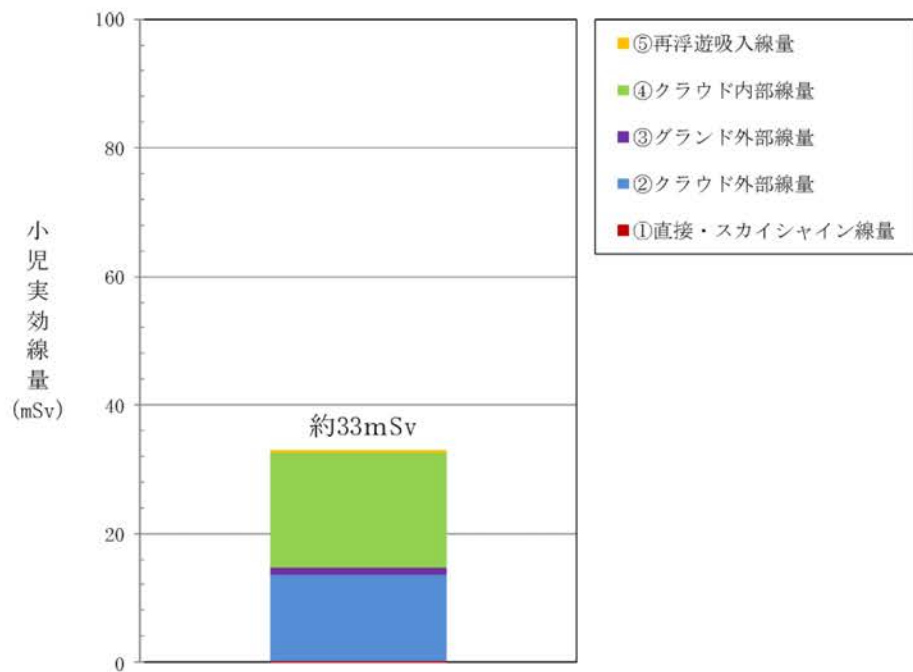
第 3.1.3.4-6 図 被ばく経路イメージ（放射性物質管理放出）



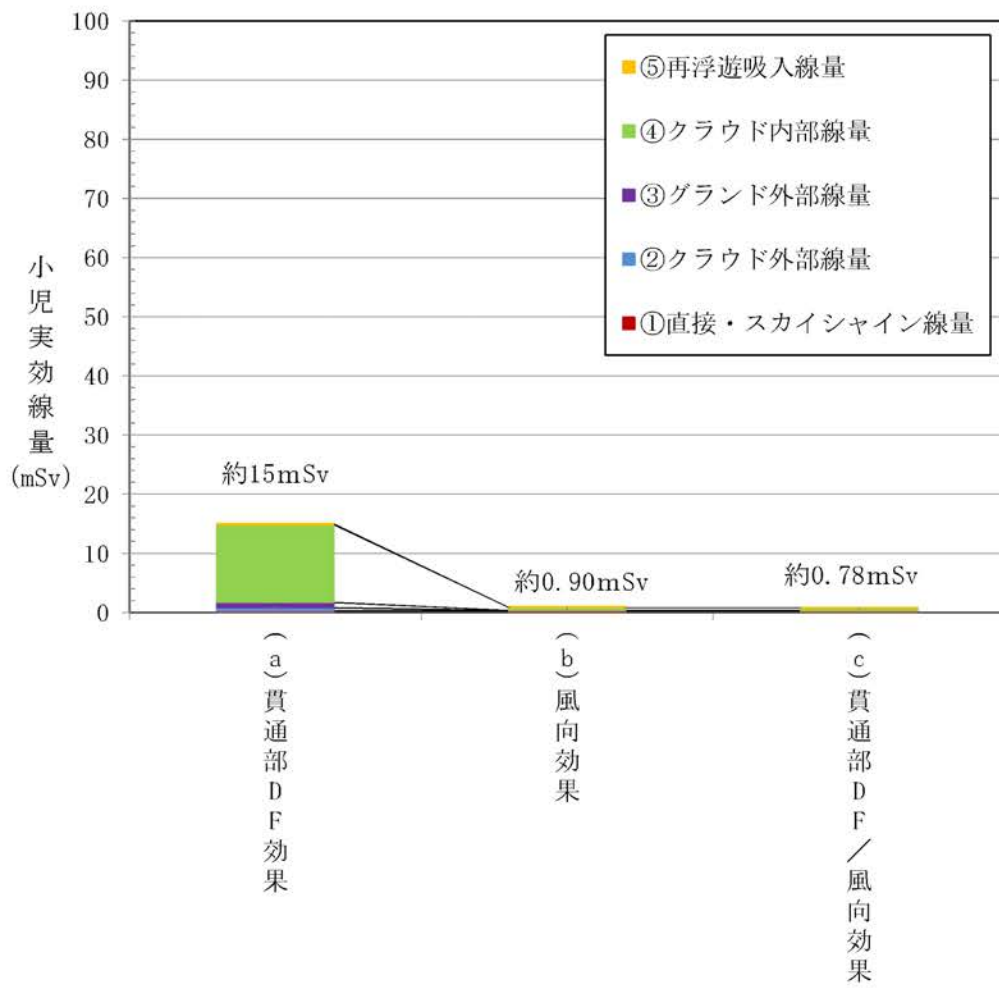
第 3.1.3.4-7 図 敷地等境界における実効線量の評価結果 (格納容器健全)



第 3.1.3.4-8 図 敷地等境界における実効線量の評価結果 (格納容器健全)
 (平均値の各被ばく経路の線量への寄与)



第 3.1.3.4-9 図 敷地等境界における実効線量の評価結果(放射性物質管理放出)
(平均値の各被ばく経路の線量への寄与)



第 3.1.3.4-10 図 感度解析結果(格納容器健全)(経路別)

3.1.3.5 PRAにより抽出された追加措置

今回は、特重施設設置完了に伴う特重施設の格納容器破損防止機能に着目した評価及び特重施設のSA活用を踏まえた評価を実施したことから、それぞれの評価結果について現状のプラントの安全性を更に向上させることを目的とし、安全性向上のための追加措置を検討した。

(1) 特重施設設置完了に伴う特重施設の格納容器破損防止機能に着目した評価に対する追加措置の検討

特重施設設置完了に伴う特重施設の格納容器破損防止機能に着目した評価として3.1.3.1、3.1.3.2及び3.1.3.3で示したPRAの結果から、設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十における特重施設の使用想定を踏まえ、SA時においてDBA設備及びSA設備による原子炉格納容器への注水機能が喪失している状態に対して、特重設備(ポンプ)による原子炉格納容器への注水及び特重設備(FV)を活用することによるCFFへのリスク低減効果があることを確認した。

また、設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十における特重施設の使用想定に限定せず、DBA設備及びSA設備による原子炉格納容器への注水機能が喪失している状態以外に対する特重設備(FV)の活用や、特重施設使用後においてもSA設備に期待する等、特重施設をDBA設備及びSA設備と適切な組合せて活用することにより、更なるリスク低減効果を確認した。

以上の結果から、特重施設を活用することによるCFFに対するリスク低減効果が確認できたことから、SA時における特重施設の活用に関する教育を実施することにより、事故対応能力の向上及びリスク感受性の向上を図ることを追加措置として抽出する。

(2) 特重施設の重大事故等への活用を踏まえた評価に対する追加措置の検討

特重施設の SA 活用を踏まえた評価として 3.1.3.1 で示した内部事象出力運転時 PRA の結果から、炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る主なシナリオとその要因を分析し、以下のプロセスにより追加措置を検討した。

リスク寄与が大きい事故シナリオに対する追加措置を優先的に検討するため、現状のプラント状態でのリスク評価結果を整理し、内部事象出力運転時における事故シーケンスグループごとの CDF 及びその CDF の全 CDF に対する寄与割合、並びに内部事象出力運転時における格納容器機能喪失モードごとの CFF 及びその CFF の全 CFF に対する寄与割合を分析し、第 3.1.3.5-1 図に示すフローを用いて、追加措置の検討対象とする事故シーケンスグループ及び格納容器機能喪失モードを選定した。この選定に当たっては、一般社団法人 日本原子力学会が発行している「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメント整備及び維持向上に関する実施基準:2019」(以下「SAM 標準」という。)を参考とした。なお、事故時の Cs-137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度の評価結果から抽出される追加措置は、放射性物質の放出頻度低減のための措置であり、CFF の評価結果から抽出される措置と同じとなった。

次に第 3.1.3.5-1 表及び第 3.1.3.5-2 表に示すとおり、SAM 標準を参考に追加措置の検討対象として選定された事故シーケンスグループごとの CDF 及び格納容器機能喪失モードごとの CFF に対して、それらを重要度「高」、「中」又は「低」に分類するとともに、分類した重要度に応じて、有効と考えられる追加措置について検討を行った。

追加措置の具体的な検討においては、追加措置の検討対象として選定された事故シーケンスグループ及び格納容器機能喪失モードのうち、リスク寄与の大きい、代表的な事故シナリオに対して検討を行い、FV 重要度、CCFP 等を基にリスク上重要な事象に対して効果的な措置となるものを追加措置として抽出した。

その他事象(内部事象停止時、地震出力運転時、津波出力運転時)の観点からの効果的な追加措置の抽出については、本評価で構築した内部事象出力運転時のモデルをベースに、次回以降の届出において更新したモデルにより評価した結果から検討を行う予定としている。

a. 炉心損傷に至る主なシナリオの分析と追加措置の検討

事故シーケンスグループ別のCDF評価結果について重要度の分類を行った結果、重要度「中」に分類された事故シーケンスグループは、内部事象出力運転時レベルIPRAに対する「ECCS再循環機能喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」であった。なお、重要度「高」若しくは重要度「低」に分類される事故シーケンスグループはなかった。

(a) ECCS再循環機能喪失

イ 代表的事故シナリオの分析

燃料取替用水ピットの水位低信号の発信前後において、運転員によるECCS再循環に必要なラインアップ操作やポンプの起動操作等、再循環切替に必要な一連の操作に失敗することにより、炉心を冷却する緩和手段に期待できないことから、炉心損傷に至る。

以上のようなシナリオに対し、炉心損傷を防止するための対策については、ECCS再循環切替に必要な一連の操作の人的過誤確率の低減が効果的と評価し、追加措置を検討することとした。

ロ 追加措置の検討

ECCS再循環切替に必要な一連の操作は、操作を実施するための時間余裕が短く、今回評価で導入したHRA Calculatorではこのような時間余裕の短い運転操作について失敗確率が大きく評価される傾向にある。複数の操作を短時間で実施する必要があることから、そのような操

作の人的過誤確率を効果的に低減するためには、必要となる操作のすべて若しくはその一部を自動的に行う設備（以下「ECCS再循環切替自動化設備」という。）の導入が効果的と考え、追加措置として抽出した。

また、LOCA時のECCS再循環切替操作の重要性について運転員へ教育するとともに、当該操作に対する教育・訓練を継続的に実施することにより、ECCS再循環機能喪失の発生防止に努めることも追加措置として合わせて抽出し、設備対策及び教育・訓練の強化の両面から追加措置を抽出した。

(b) 原子炉補機冷却機能喪失

イ 代表的事故シナリオの分析

原子炉補機冷却水系統で機器故障が発生した際の原子炉補機冷却機能を維持するための運転操作に失敗し、原子炉補機冷却機能喪失に至る。原子炉補機冷却機能喪失後、RCPシールLOCAが発生し、その後のSA対策（移動式大容量ポンプ車の確立、高圧再循環等）に失敗することから、炉心損傷に至る。

以上のようなシナリオに対し、炉心損傷を防止するための対策については、原子炉補機冷却水サージタンクへの補給操作、RCPシールLOCA発生後のSA対策等の運転操作の習熟が効果的と評価し、追加措置を検討することとした。

ロ 追加措置の検討

原子炉補機冷却機能喪失に対しては、原子炉補機冷却水サージタンクへの補給操作、RCPシールLOCA発生後のSA対策等に関する運転操作の習熟を目的とした教育・訓練を追加措置として抽出した。

b. 格納容器機能喪失に至る主なシナリオの分析と追加措置の検討

格納容器機能喪失モード別のCFF評価結果について重要度の分類を行った結果、重要度「中」に分類された格納容器機能喪失モードは、内部事象出力運転時レベル2PRAに対する「蒸気発生器伝熱管破損」、重要度「低」に分類された格納容器機能喪失モードは、内部事象出力運転時レベル2PRAに対する「格納容器隔離失敗」であった。なお、重要度「高」に分類される格納容器機能喪失モードはなかった。

(a) 蒸気発生器伝熱管破損

イ 代表的事故シナリオの分析

蒸気発生器の伝熱管破損が発生した場合、破損側蒸気発生器を隔離し、補助給水系による健全側蒸気発生器を用いた冷却を行う。破損側蒸気発生器の隔離に失敗した場合は、1次系から2次系への漏えいが継続し、その後のSA対策に失敗することにより炉心損傷に至るとともに、格納容器機能喪失に直結する。

以上のようなシナリオに対し、格納容器機能喪失を防止するための対策については、炉心損傷に至ると格納容器機能喪失に直結する事象であることから、炉心損傷防止に必要な運転操作に対する習熟を追加措置として検討することとした。

ロ 追加措置の検討

蒸気発生器伝熱管破損に対しては、破損側蒸気発生器の隔離操作及び隔離操作失敗後のSA対策に関する運転操作の習熟を目的とした教育・訓練を追加措置として抽出した。

(b) 格納容器隔離失敗

イ 代表的事故シナリオの分析

格納容器隔離弁の閉止操作失敗等の原子炉格納容器のバウンダリ

となる機能の喪失により、炉心損傷に至ると格納容器機能喪失に直結する。

以上のようなシナリオに対し、格納容器機能喪失を防止するための対策については、炉心損傷に至ると格納容器機能喪失に直結する事象であることから、炉心損傷防止に必要となる運転操作に対する習熟を追加措置として検討することとした。

ロ 追加措置の検討

格納容器隔離失敗に対しては、様々なシナリオによる炉心損傷に伴い、従属的に格納容器隔離弁の閉止操作等に失敗する事象であることから、内部事象出力運転時レベル1PRAにおいて、CDFへの寄与が大きく重要度「中」に分類された事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」に対する対策が効果的と評価し、内部事象出力運転時レベル1PRAで抽出した追加措置と同様の内容を追加措置として抽出した。

(3) PRAより抽出された追加措置の整理

PRAより抽出された安全性向上のための追加措置は、設備対応としての機器の信頼性向上、運用対応としての教育・訓練の強化によるSA時における特重施設の活用に関する事故対応能力の向上及びリスク感受性の向上が挙げられた。具体的に検討した追加措置を第3.1.3.5-3表に示す。

なお、原子力施設の設計及び運用に対して、PRAの結果としてのリスク情報を活用するためには、より現実的な評価に向けた検討、研究の推進等に取り組んでいく必要があることから、今後もこれらの取組みを継続的に推進していく。

第 3.1.3.5-1 表 事故シーケンスグループごとの CDF 結果

事故シーケンスグループ	CDF (/炉年)
2次冷却系からの除熱機能喪失	7.7E-07 (18.0%)
全交流動力電源喪失	2.3E-07 (5.5%)
原子炉補機冷却機能喪失	1.3E-06 (31.1%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	4.6E-09 (0.1%)
原子炉停止機能喪失	7.7E-10 (<0.1%)
ECCS 注水機能喪失	2.3E-07 (5.3%)
ECCS 再循環機能喪失	1.3E-06 (31.5%)
格納容器バイパス	3.6E-07 (8.4%)
合計	4.3E-06

黄ハッチング:重要度「中」

()内は合計に占める割合を示す。

第 3.1.3.5-2 表 格納容器機能喪失モードごとの CFF 結果

格納容器機能喪失モード	CFF (/炉年)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-10 (<0.1%)
β (格納容器隔離失敗)	1.2E-07 (18.2%)
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	5.0E-12 (<0.1%)
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	3.2E-10 (<0.1%)
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	ε (<0.1%)
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	8.6E-08 (13.2%)
ε (ベースマツト溶融貫通)	6.1E-09 (0.9%)
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	4.6E-09 (0.7%)
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	2.0E-09 (0.3%)
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	ε (<0.1%)
ν (インターフェイスシステム LOCA)	9.2E-08 (14.1%)
g (蒸気発生器伝熱管破損)	2.9E-07 (44.6%)
τ (格納容器過温破損)	5.1E-08 (7.8%)
μ (格納容器直接接触)	ε (<0.1%)
合計	6.5E-07

黄ハッチング:重要度「中」

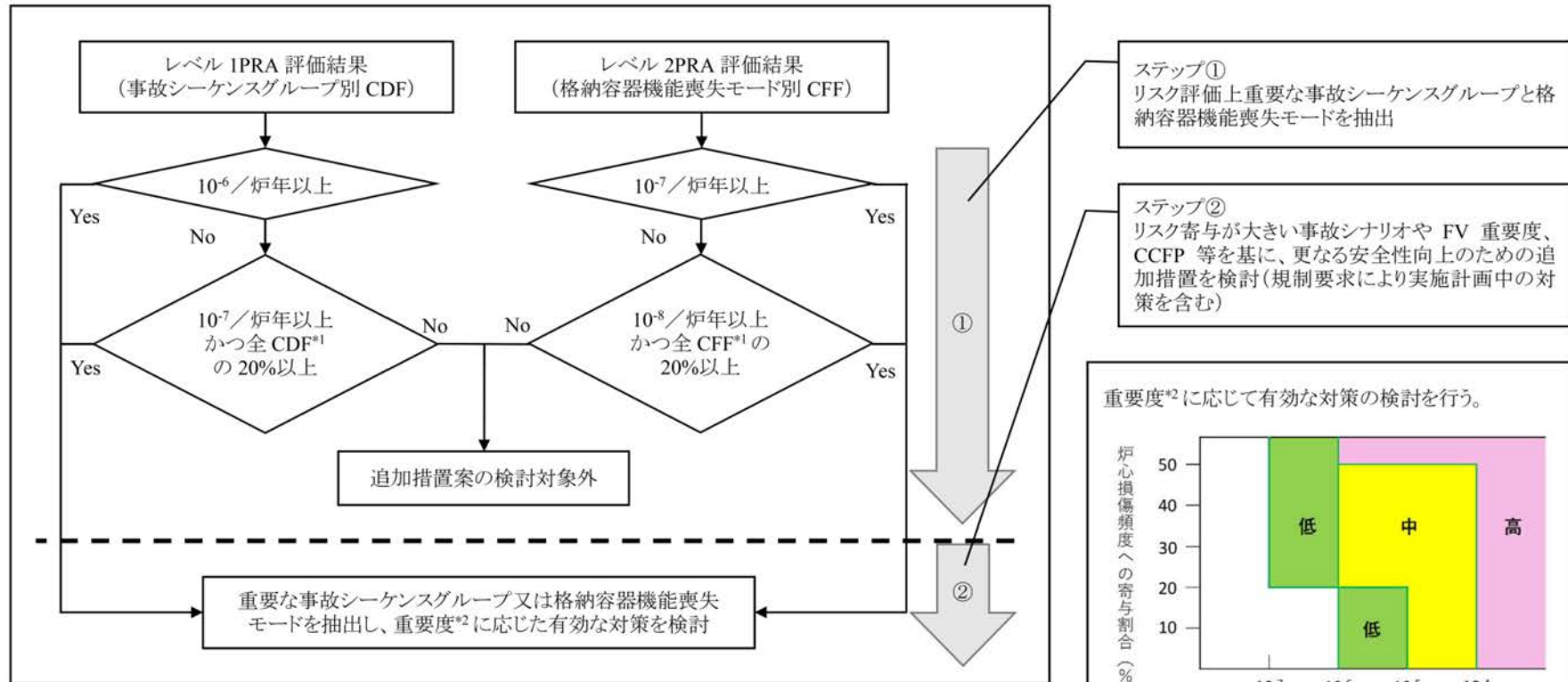
緑ハッチング:重要度「低」

()内は合計に占める割合を示す。

ε :カットオフ値(1.0E-12(/炉年))未満

第 3.1.3.5-3 表 PRA より抽出された追加措置

分類	追加措置	期待される効果	左記追加措置が抽出された事象
教育・訓練の強化	<ul style="list-style-type: none"> SA 時における特重施設の活用に関する評価結果の教育 	<ul style="list-style-type: none"> SA 時における特重施設の活用に関する教育を実施することにより、事故対応能力の向上及びリスク感受性の向上に期待できる。 	<ul style="list-style-type: none"> 内部事象出力運転時レベル 1PRA 及びレベル 2PRA 地震出力運転時レベル 2PRA 津波出力運転時レベル 2PRA
設備対策／運用対策 教育・訓練の強化	<ul style="list-style-type: none"> ECCS 再循環切替自動化設備の導入 ECCS 再循環切替操作に関する教育、訓練の継続 	<ul style="list-style-type: none"> ECCS 再循環切替操作を実施するための時間余裕が短いことから、設備対策及び訓練強化の両面からの対策が ECCS 再循環切替に対してのリスク低減に期待できる。 	<ul style="list-style-type: none"> 内部事象出力運転時レベル 1PRA 及びレベル 2PRA
教育・訓練の強化	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水系補給操作、RCP シール LOCA 発生後の SA 対策等に関する教育、訓練の実施 	<ul style="list-style-type: none"> リスク寄与の大きいシナリオに対して、重要性の高い運転操作に関する教育、訓練を重点的に実施することにより、運転員の意識を高め、事故対応能力の向上に期待できる。 	<ul style="list-style-type: none"> 内部事象出力運転時レベル 1PRA 及びレベル 2PRA
教育・訓練の強化	<ul style="list-style-type: none"> 破損側蒸気発生器隔離操作及び隔離失敗後の SA 対策に関する教育、訓練の実施 	<ul style="list-style-type: none"> リスク寄与の大きいシナリオに対して、重要性の高い運転操作に関する教育、訓練を重点的に実施することにより、運転員の意識を高め、事故対応能力の向上に期待できる。 	<ul style="list-style-type: none"> 内部事象出力運転時レベル 2PRA



*1:内部事象出力運転時、内部事象停止時、地震出力運転時、津波出力運転時のうち、評価対象とした各 PRA の中でのリスク合計値

*2:原子力学会標準「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準：2019」において、重要度「高」「中」「低」の事業者の対応が記載されており、これを参考に対応を実施する。なお、格納容器機能喪失モードについては、横軸が 1 桁ずつ低い値を閾値として設定

第 3.1.3.5-1 図 追加措置の検討対象選定フロー

3.1.3.6 PRA改善に向けた取組み方針

安全性向上評価における PRA の実施目的は、評価結果の分析に基づくプラントの脆弱点の把握と安全性向上対策の立案のための追加措置抽出であることから、より現実的な評価を実施することが望ましく、その目的に沿った PRA 手法及び PRA モデルの改善が必要となる。

本届出においては、特重施設の設置完了に伴い、特重施設によるリスク低減効果を確認した。また、内部事象出力運転時 PRA については、これまでの届出における PRA で使用した設計、運転・施設管理情報、評価手法等を更新し、現状のプラント状態に即したモデルを構築した。また、伊方プロジェクトの取組みで得られた知見等を踏まえ、PRA モデルの高度化を実施した。

さらに、特重施設の更なる有効的な活用の検討として、炉心損傷防止対策としての活用や SA 設備と特重施設の比較を実施し、より効果的な事故対応手順等について検討を行った。今後更なる改善に向け、以下の項目を実施する。

- ・本届出にて構築した内部事象出力運転時 PRA モデルと同様に、内部事象停止時、地震出力運転時、津波出力運転時 PRA モデルについても最新知見等の反映による影響を分析し、更なる安全性向上に向けた追加措置の抽出に向けた検討を実施する。
- ・本評価において、特重施設は SA 設備と比較し信頼性が高く評価されたことを踏まえ、特重施設を優先的に事故対応に活用する等、更なる事故対応の効率化と安全性の向上に継続的に取り組む。
- ・発電所の設計・運用情報、運転経験等の情報をモデルに適宜反映することにより現状のプラント状態に即したモデルの維持管理を継続的に行い、リスク評価・管理を実施する。
- ・その他事象を対象とした PRA モデルについても、評価技術の成熟度等に応じてモデル構築を検討する。

PRA 手法の改善は、電力共通の課題であることから、これらの取組みについては、電力共通研究、電力中央研究所 (NRRC) 等の活用により、効果的な取組みとなるよう進めていき、適宜評価に取り入れていく。

また、PRA の適用範囲を拡大し、定量的なリスク情報も踏まえた資源運用を効果的かつ効率的に行うことにより、安全性の維持・向上とプラントの稼働率向上の両立につながる活動を進める。

3.1.3.7 過去に公表済みのPRA結果と解析条件の相違について

玄海4号機の第1回安全性向上評価届出では、これまで実施したアクシデントマネジメント(AM)整備後のPSA、定期安全レビュー及び新規制基準適合性に係る原子炉設置変更許可申請PRAとの結果並びに解析条件との相違を検証している。したがって、今回、3.1.3.1に示した内部事象出力運転時PRAの結果及び解析条件に対し、第1回安全性向上評価届出書に示したPRA結果及び解析条件との相違を検証した。

(1) 内部事象出力運転時PRAにおける解析条件の主な相違

今回の第4回安全性向上評価(以下「第4回評価」という。)では、第1回安全性向上評価(以下「第1回評価」という。)で構築したモデルに対して、設計、運用・施設管理情報の更新や評価手法の高度化等を反映している。第1回評価及び第4回評価における内部事象出力運転時PRA結果と解析条件の主な相違を第3.1.3.7-1表に、またモデル上考慮している緩和策の比較を第3.1.3.7-2表及び第3.1.3.7-3表に示す。解析条件の主な相違の概要は以下に示すとおりであり、これらの相違による影響を感度解析により分析した。

- ・ 起因事象発生頻度の算出において、使用する国内PWRプラント運転実績データの収集期間について、第1回評価では2017年3月までの実績を使用しており、第4回評価では2021年3月までの実績を使用している。
- ・ 人間信頼性解析手法については、第1回評価ではTHERPを使用しているのに対して、第4回評価ではHRA Calculatorを使用している。
- ・ 第4回評価ではPRAモデルの高度化として、主に以下を実施している。
 - ①起因事象発生箇所及び起因事象発生前の機器運転状態の対称化
 - ②現実的な条件を適用した成功基準解析による成功基準の設定
 - ③その他最新知見の反映、設計情報の更新等
- ・ 故障率については、第1回評価では、一般社団法人原子力安全推進協会(JANSI)が管理しているNUCIAで公開されている国内プラントの故障実績(1982年度～2010年度29ヵ年56基データ(29ヵ年データ))を基にした「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定(2016年6月公表)」に記載されているデータ(以下「NUCIA故障率」という。)を使用しているのに対して、第4回評価では、電力中央研究所(NRRC)が発行した国内プラントの故障実績を基にした「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定(2004年度～2010年度7ヵ年27基デ

一夕) (2021年9月)」を事前分布として、玄海3, 4号機の2018年度から2020年度までの運転実績を用いたベイズ更新によって算出した機器故障率(以下「NRRC故障率」という。)を使用している。

- ・ 第4回評価では特重施設を考慮した評価を実施している。

a. 内部事象出力運転時レベルIPRA

(a) 解析条件

第3.1.3.7-1表に示す主な解析条件の項目に対して、それぞれのCDFへの影響を分析するため、①第1回評価及び②第4回評価に対して、以下の条件にて感度解析を実施する。

ケース1: 起因事象発生頻度の相違の影響分析

①の起因事象発生頻度に②の値を適用しCDFを計算する。

ケース2: 人間信頼性解析手法の相違の影響分析

①の起因事象発生頻度を②に変更した上で、①の人的過誤確率に②の値を適用しCDFを計算する。

ケース3: PRAモデル高度化の相違の影響分析

②のPRAモデル高度化の条件を無効とすることで①と同等となるように変更し、CDFを計算する。

ケース4: 故障率の相違の影響分析

①の起因事象発生頻度を②に変更した上で、①及び②のFV重要度の上位機器を対象として、①のNUCIA故障率から②のNRRC故障率に変更し、CDFを計算する。

ケース5: 特定重大事故等対処施設の相違の影響分析

②から評価対象とした特重施設を無効にした場合のCDFを計算する。

ケース6: ケース1～5すべての影響分析

①の起因事象発生頻度を②に変更した上で、人間信頼性解析手法、PRAモデル高度化、故障率及び特重施設を①と②で同等とする。

(b) 解析結果

感度解析結果を第3.1.3.7-4表に示す。各ケースの評価結果の分析結果を以下に示す。

ケース1: 起因事象発生頻度の相違の影響分析

①の起因事象発生頻度を②に変更した場合、以下のとおりとなる。

① 2.5×10^{-6} (／炉年) → 2.8×10^{-6} (／炉年)

インターフェイスシステムLOCAの発生要因の故障率増加に伴う起因事象発生頻度の増加、外部電源喪失の発生実績件数増加に伴う起因事象発生頻度の増加及び2次系破断事象の起因事象発生頻度算出において参照する文献・データの変更による起因事象発生頻度の増加による影響から、CDFは増加している。

ケース2: 人間信頼性解析手法の相違の影響分析

①の起因事象発生頻度を②に変更した上で、①の人的過誤確率に②の値を適用した場合、以下のとおりとなる。

① 2.5×10^{-6} (／炉年) → 3.7×10^{-6} (／炉年)

炉心損傷防止対策は事象発生から必要な操作を実施するための余裕時間の短い操作が多く、HRA Calculatorでは余裕時間の短い操作の人的過誤確率が高く評価されることによる影響から、CDFは増加している。

ケース3: PRAモデル高度化の相違の影響分析

②で考慮しているPRAモデル高度化を無効とし①と同等とした場

合、以下のとおりとなる。

$$\textcircled{2} \quad 4.3 \times 10^{-6} (\text{/炉年}) \rightarrow 3.6 \times 10^{-6} (\text{/炉年})$$

モデル高度化によりCDFは増加している。主な要因としては、計器ラックのデジタル化に伴い、デジタル機器が追加となり、信号系の非信頼度が増加したことによるものである。

ケース4:故障率の相違の影響分析

①の起因事象発生頻度を②に変更した上で、①又は②でのFV重要度の上位を対象に、①から②に故障率を変更した場合、以下のとおりとなる。

$$\textcircled{1} \quad 2.5 \times 10^{-6} (\text{/炉年}) \rightarrow 3.0 \times 10^{-6} (\text{/炉年})$$

①に対して②の故障率を適用することでCDFは増加している。これはNRRC故障率を反映したことによりタービン動補助給水ポンプ等の一部機器について故障率が高くなった影響によるものである。

ケース5:特定重大事故等対処施設の相違の影響分析

②から評価対象とした特重施設を無効にした場合のCDFは、以下のとおりとなる。

$$\textcircled{2} \quad 4.3 \times 10^{-6} (\text{/炉年}) \rightarrow 4.3 \times 10^{-6} (\text{/炉年})$$

特重施設の相違について、内部事象出力運転時レベルIPRAの観点では、①及び②のベースケースの差異に対して大きな影響はない。

ケース6:ケース1～5すべての影響分析

①の起因事象発生頻度を②に変更した上で、人間信頼性解析手法、PRAモデル高度化、故障率及び特重施設を①と②で同等とした場合、以下のとおりとなる。

$$\textcircled{1} \quad 2.5 \times 10^{-6} (\text{/炉年}) \rightarrow 3.9 \times 10^{-6} (\text{/炉年})$$

② 4.3×10^{-6} (／炉年) → 3.6×10^{-6} (／炉年)

①と②のCDFは同等となることが確認できたことから、ケース1～5で評価した主な相違がPRA結果へ影響していると考えられる。

b. 内部事象出力運転時レベル2PRA

(a) 解析条件

第3.1.3.7-1表に示す主な解析条件の項目に対して、それぞれのCFFへの影響を分析するため①第1回評価及び②第4回評価に対して、以下の条件にて感度解析を実施する。

ケース1: 起因事象発生頻度の相違の影響分析

①の起因事象発生頻度に②の値を適用しCFFを計算する。

ケース2: 人間信頼性解析手法の相違の影響分析

①の起因事象発生頻度を②に変更した上で、①の人的過誤確率に②の値を適用しCFFを計算する。

ケース3: PRAモデル高度化の相違の影響分析

②のPRAモデル高度化の条件を無効とすることで①と同等となるように変更し、CFFを計算する。

ケース4: 故障率の相違の影響分析

①の起因事象発生頻度を②に変更した上で、①及び②のFV重要度の上位機器を対象として、①のNUCIA故障率から②のNRRC故障率に変更した場合の増減率からCFFを計算する。

ケース5: 特定重大事故等対処施設の相違の影響分析

②から評価対象とした特重施設を無効にした場合のCFFを計算する。

ケース6: ケース1～5すべての影響分析

①の起因事象発生頻度を②に変更した上で、人間信頼性解析手法、PRAモデル高度化、故障率及び特重施設を①と②で同等とする。

(b) 解析結果

感度解析結果を第3.1.3.7-5表に示す。各ケースの評価結果の分析結果を以下に示す。

ケース1: 起因事象発生頻度の相違の影響分析

①の起因事象発生頻度を②に変更した場合、以下のとおりとなる。

$$\textcircled{1} \quad 9.9 \times 10^{-7} (\text{/炉年}) \rightarrow 1.3 \times 10^{-6} (\text{/炉年})$$

LOCA事象の起因事象発生頻度算出において参照する文献・データの変更による発生頻度の増加による影響等からCFFは増加している。

ケース2: 人間信頼性解析手法の相違の影響分析

①の起因事象発生頻度を②に変更した上で、①の人的過誤確率に②の値を適用した場合、以下のとおりとなる。

$$\textcircled{1} \quad 9.9 \times 10^{-7} (\text{/炉年}) \rightarrow 1.3 \times 10^{-6} (\text{/炉年})$$

人間信頼性解析手法の相違について、HRA Calculatorでは余裕時間の短い操作の人的過誤確率が高く評価される影響があるが、内の事象出力運転時レベル2PRAの観点では、必要となる運転操作の時間余裕が比較的長いことから、従来手法と比較して人的過誤確率が低減したものと増加したものがある。双方の影響があるものの、ケース1とケース2の比較から、CFFに対して有意な影響はない。

ケース3: PRAモデル高度化の相違の影響分析

②で考慮しているPRAモデル高度化の条件を無効とし①と同等と

した場合、以下のとおりとなる。

$$\textcircled{2} \quad 6.5 \times 10^{-7} (\text{/炉年}) \rightarrow 7.8 \times 10^{-7} (\text{/炉年})$$

内部事象出力運転時レベル2PRAの範囲における高度化としては、フィードアンドブリード操作失敗時におけるRCP封水戻りラインの格納容器隔離弁の閉止操作の追加を反映しているが、閉止操作を無効にする影響によりCFFは増加している。

ケース4:故障率の相違の影響分析

①の起因事象発生頻度を②に変更した上で、①又は②でのFV重要度の上位を対象に、①から②に故障率を変更した場合、以下のとおりとなる。

$$\textcircled{1} \quad 9.9 \times 10^{-7} (\text{/炉年}) \rightarrow 1.7 \times 10^{-6} (\text{/炉年})$$

①に対して②の故障率を適用することでCFFは増加している。これはNRRC故障率を反映したことによりタービン動補助給水ポンプ等の一部機器について故障率が高くなった影響によるものである。

ケース5:特定重大事故等対処施設の相違の影響分析

②から評価対象とした特重施設を無効にした場合のCFFは、以下のとおりとなる。

$$\textcircled{2} \quad 6.5 \times 10^{-7} (\text{/炉年}) \rightarrow 1.8 \times 10^{-6} (\text{/炉年})$$

特重施設はCFFの低減に大きく寄与していることが確認できた。

ケース6:ケース1～5すべての影響分析

①の起因事象発生頻度を②に変更した上で、人間信頼性解析手法、PRAモデル高度化、故障率及び特重施設を①と②で同等とした場合、以下のとおりとなる。

$$\textcircled{1} \quad 9.9 \times 10^{-7} (\text{/炉年}) \rightarrow 1.7 \times 10^{-6} (\text{/炉年})$$

$$\textcircled{2} \quad 6.5 \times 10^{-7} (\text{/炉年}) \rightarrow 1.9 \times 10^{-6} (\text{/炉年})$$

①と②のCFRは同等であることから、ケース1～5で評価した主な相違がPRA結果へ影響していると考えられる。

第3.1.3.7-1表 玄海4号機安全性向上評価におけるPRA結果と主な条件の比較

項目		①第1回評価	②第4回評価
全CDF(／炉年)		2.5E-06	4.3E-06
全CFF(／炉年)		9.9E-07	6.5E-07
解析条件	起因事象発生頻度	2017年3月までの実績を使用	2021年3月までの実績を使用
	人間信頼性解析手法	THERP	HRA Calculator
	PRAモデル高度化	なし	あり
	故障率	NUCIA故障率	NRRC故障率
	特重施設	なし	あり

第3.1.3.7-2表 緩和策の比較(内部事象出力運転時レベル1PRA)

PRAで考慮している緩和策		①	②
		第1回評価	第4回評価
D B A 設 備	低压注入	○	○
	蓄圧注入	○	○
	高压注入	○	○
	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	○	○
	2次系冷却	○	○
	原子炉トリップ(自動)	○	○
	充てん注入	○	○
	非常用所内電源	○	○
	主蒸気隔離	○	○
	破断SG隔離	○	○
	S A 設 備	フィードアンドブリード	○
1次系注水・減圧(SGTR時、破損SG隔離失敗時、均圧化からRHR運転)		○	○
ATWS時のタービントリップ		○	○
原子炉圧力上昇の抑制		○	○
緊急ほう酸注入		○	○
2次系強制冷却による低压注入、低压再循環		○	○
代替再循環(タイライン方式)		○	○
格納容器内自然対流冷却(CCW)		○	○
クールダウン&リサーキュレーション		○	○
RHR隔離		○	○
大容量空冷式発電機		○	○
常設電動注入ポンプ		○	○
移動式大容量ポンプ車		○	○
高压再循環(海水)		○	○
格納容器内自然対流冷却(海水)		○	○
多様化自動作動設備	○	○	
蓄電池(3系統目)	×	○	
拡 張 設 備 多 様 性	代替給水(主給水系)	○	○
	代替制御用空気供給(所内用空気系)	○	○
特重施設*		×	○
そ の 他	外部電源の復旧	○	○
	運転トレン故障時における待機トレンの手動起動(CCW系、海水系、空調系)	○	○
	CCW/海水系の負荷制御(不要負荷切り離し)	○	○
	SGTR時の主蒸気逃がし弁再閉止失敗時の元弁の手動閉止	○	○

*:モデル化対象とした特重施設の機能については参考資料Ⅱに示す。

第3.1.3.7-3表 緩和策の比較(内部事象出力運転時レベル2PRA)

PRAで考慮している緩和策		①	②
		第1回評価	第4回評価
D B A 設 備	格納容器隔離	○	○
	格納容器スプレイ(中央制御室における手動起動)	○	○
S A 設 備	加圧器逃がし弁(制御用空気系)による1次系強制減圧	○	○
	加圧器逃がし弁(窒素ポンプ(SA))による1次系強制減圧	○	○
	常設電動注入ポンプ(水源補給前)による代替格納容器スプレイ	○	○
	格納容器内自然対流冷却(CCW)	○	○
	格納容器内自然対流冷却(海水)	○	○
	常設電動注入ポンプ(水源補給後)による代替格納容器スプレイ	○	○
	電気式水素燃焼装置による水素濃度低減	○	○
	静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減	○	○
	アニュラス空気浄化系による被ばく防止	○	○
	大容量空冷式発電機	○	○
	中央制御室非常用循環系による被ばく防止(外気との隔離に係るバウンダリのみ)	○	○
特重施設*	×	○	

*:モデル化対象とした特重施設の機能については参考資料Ⅱに示す。

第3.1.3.7-4表 第1回安全性向上評価における評価条件との相違によるCDF影響分析 (1/2)

評価条件		ベースケース	ケース1	ケース2	ケース3
		—	①の起回事象発生頻度を②の値に変更	ケース1の条件に加え、①と②で人間信頼性解析手法の条件を合わせる	ケース1の条件に加え、①と②でPRAモデル高度化の条件を合わせる
①-②間の相違	起回事象発生頻度	相違あり	同等	同等	同等
	人間信頼性解析手法	相違あり	相違あり	同等	相違あり
	PRAモデル高度化	相違あり	相違あり	相違あり	同等
	故障率	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり
	特重施設	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり
CDF (/ 炉年)	①第1回評価	2.5×10^{-6}	・起回事象発生頻度を②の値に変更	・起回事象発生頻度を②の値に変更 ・人間信頼性解析手法をHRA Calculatorに変更	・起回事象発生頻度を②の値に変更
			2.8×10^{-6} (Δ CDF: 3.4×10^{-7})	3.7×10^{-6} (Δ CDF: 1.2×10^{-6})	ケース1と同様
	②第4回評価 (今回)	4.3×10^{-6}	同左	同左	・②で考慮しているPRAモデル高度化の条件を無効化 3.6×10^{-6} (Δ CDF: -6.8×10^{-7})

第3.1.3.7-4表 第1回安全性向上評価における評価条件との相違によるCDF影響分析 (2/2)

評価条件		ベースケース	ケース4	ケース5	ケース6
		—	ケース1の条件に加え、 ①と②で故障率の 条件を合わせる	ケース1の条件に加え、 ①と②で特重施設の 条件を合わせる	ケース1+2+3+4+5
① ② 間の 相違	起因事象発生頻度	相違あり	同等	同等	同等
	人間信頼性解析手法	相違あり	相違あり	相違あり	同等
	PRAモデル高度化	相違あり	相違あり	相違あり	同等
	故障率	相違あり	同等	相違あり	同等
	特重施設	相違あり	相違あり	同等	同等
CDF (炉年)	①第1回評価	2.5×10 ⁻⁶	・起因事象発生頻度を②の値 に変更 ・故障率を②の値に変更	・起因事象発生頻度を②の値に 変更	ケース1～5すべてを反映
			3.0×10 ⁻⁶ (ΔCDF:5.1×10 ⁻⁷)	ケース1と同様	
	②第4回評価 (今回)	4.3×10 ⁻⁶	ベースケースと同様	・②で考慮している特重施設の 条件を無効化	ケース3, 5を反映
				4.3×10 ⁻⁶ (ΔCDF:7.1×10 ⁻⁸)	3.6×10 ⁻⁶ (ΔCDF:-6.1×10 ⁻⁷)

第3.1.3.7-5表 第1回安全性向上評価における評価条件との相違によるCFF影響分析(1/2)

評価条件		ベースケース	ケース1	ケース2	ケース3
		—	①の起回事象発生頻度を②の値に変更	ケース1の条件に加え、①と②で人間信頼性評価の条件を合わせる	ケース1の条件に加え、①と②でPRAモデル高度化の条件を合わせる
①-②間の相違	起回事象発生頻度	相違あり	同等	同等	同等
	人間信頼性解析手法	相違あり	相違あり	同等	相違あり
	PRAモデル高度化	相違あり	相違あり	相違あり	同等
	故障率	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり
	特重施設	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり
CFF(炉年)	①第1回評価	9.9×10 ⁻⁷	・起回事象発生頻度を②の値に変更	・起回事象発生頻度を②の値に変更 ・人間信頼性解析手法をHRA Calculatorに変更	・起回事象発生頻度を②の値に変更
			1.3×10 ⁻⁶ (ΔCFF:3.0×10 ⁻⁷)	1.3×10 ⁻⁶ (ΔCFF:3.1×10 ⁻⁷)	ケース1と同様
	②第4回評価(今回)	6.5×10 ⁻⁷	同左	同左	②で考慮しているPRAモデル高度化の条件を無効化 7.8×10 ⁻⁷ (ΔCFF:1.2×10 ⁻⁷)

第3.1.3.7-5表 第1回安全性向上評価における評価条件との相違によるCFF影響分析 (2/2)

評価条件		ベースケース	ケース4	ケース5	ケース6
		—	ケース1の条件に加え、 ①と②で故障率の 条件を合わせる	ケース1の条件に加え、 ①と②で特重施設の 条件を合わせる	ケース1+2+3+4+5
① ② 間の 相違	起因事象発生頻度	相違あり	同等	同等	同等
	人間信頼性解析手法	相違あり	相違あり	相違あり	同等
	PRAモデル高度化	相違あり	相違あり	相違あり	同等
	故障率	相違あり	同等	相違あり	同等
	特重施設	相違あり	相違あり	同等	同等
CFF (/ 炉年)	①第1回評価	9.9×10 ⁻⁷	・起因事象発生頻度を②の値 に変更 ・故障率を②の値に変更	・起因事象発生頻度を②の値に 変更	ケース1～5すべてを反映
			1.7×10 ⁻⁶ (ΔCFF:6.8×10 ⁻⁷)	ケース1と同様	
	②第4回評価 (今回)	6.5×10 ⁻⁷	ベースケースと同様	・②で考慮している特重施設の 条件を無効化	ケース3, 5を反映
				1.8×10 ⁻⁶ (ΔCFF:1.2×10 ⁻⁶)	1.9×10 ⁻⁶ (ΔCFF:1.3×10 ⁻⁶)

3.1.4 安全裕度評価

設計上の想定を超える事象の発生を仮定し、評価対象の発電用原子炉施設が、どの程度の事象まで燃料体又は使用済燃料(以下「燃料体等」という。)の著しい損傷を発生させることなく、また、格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出をさせることなく耐えることができるか、安全裕度を評価する。また、燃料体等の著しい損傷並びに格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出を防止するための措置について、深層防護(defense in depth)の観点から、その効果を示すとともに、クリフエッジ・エフェクト(例えば、設計時の想定を超える地震及び津波により機器類の損傷、浸水等が生じ、燃料損傷等を引き起こす安全上重要な機器等の一連の機能喪失が生じること。)を特定して、設備の潜在的な脆弱性を明らかにする。これにより、発電用原子炉施設について、設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性に関して、総合的に評価する。

本届出書の評価対象期間において、特定重大事故等対処施設(以下「特重施設」という。)の設置工事が完了し、供用開始したことから、第1回安全性向上評価届出書(令和2年5月20日付け原発本第52号)(以下「第1回届出書」という。)の安全裕度評価の結果が変わることが見込まれる。

特重施設は、大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対処のみならずその他の要因による重大事故等発生時においても活用可能であるが、炉心損傷後の格納容器機能喪失防止を主目的として設置している施設である。このため、今回は、第1回届出書で実施した地震、津波並びに地震及び津波の重畳を対象に、特重施設を考慮した格納容器機能喪失防止対策に関する評価を実施し、特重施設の主たる機能である炉心損傷後の格納容器破損防止機能に着目した評価を実施する。

3.1.4.1 評価実施方法

(1) 評価項目

以下の評価項目に対し、特重施設の主たる機能である炉心損傷後の格納容器破損防止機能に着目した評価を実施する。

【評価項目】

- ・ 地震
- ・ 津波
- ・ 地震及び津波の重畳

なお、炉心損傷防止対策を含む特重施設の重大事故等への活用を踏まえた評価及び第 1 回届出書で実施した評価（地震及び津波随伴事象、その他の自然現象並びに事象進展と時間評価に関する評価、号機間相互影響評価）については第 6 回届出時に評価を実施する。

(2) 評価の進め方

a. 各評価項目に対する共通的な前提条件及び留意事項

評価において、事象の進展過程については、イベントツリーの形式で示すこととし、イベントツリーの各段階において、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（以下「DBA/SA 設備」という。）が使えない場合に特重施設を追加する。このような各段階の状況を示すことにより、深層防護の観点からの評価を明らかにするものである。評価に当たっては、以下の点に留意する。

(a) 評価対象事象は、地震及び津波とする。これらの重畳についても想定する。評価においては、設計段階での想定事象に限らず、最新の知見に照らして最も過酷と考えられる条件及びそれを上回る事象を想定する。

(b) 防護措置の評価に当たっては、合理的な場合を除き、一度機能を失った機能は回復しない及び外部からの支援は受けられないなど、厳しい状況を仮定する。

(c) 安全裕度評価においては、個別の発電用原子炉施設で自主的に強化した施設及び機能並びに耐震 B・C クラスの構造物・機器であっても合理的な評価によって機能が維持されることが示せる場合は、評価においてその機能に期待するものとする。

(d) 安全裕度評価は、自らの発電用原子炉施設の有する安全裕度及び潜在的な脆弱性を把握し、自主的、継続的に安全性を向上させるためのプロセスの一貫であることを認識しつつ実施する。

- (e) 運転開始以降の設備の状態に関し、事象発生後における設備の機能維持、相互干渉、二次的影響、防護措置に係る作業性及び接近性等について情報を収集し、防護措置に係る成立性及び頑健性を確認するため、安全裕度評価の実施方法に照らして確認すべき観点を明確にしたうえで、必要に応じプラント・ウォークダウンを体系的に実施する。なお、実施に当たっては、新規制基準への適合性確認やPRA等、これまでに実施したプラント・ウォークダウンの結果が活用できる場合は、これを活用する。
- (f) 「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震PRA及び津波PRAの検討結果を踏まえた評価を実施する。但し、安全裕度評価は、起因事象、緩和手段に関連する機器の地震や津波に対する耐力を評価することが目的であることから、地震PRA及び津波PRAで考慮されている機器のランダム故障や人的過誤は考慮しない。
- (g) クリフエッジを示す設備に対して有効な代替設備がある場合には、PRAで評価対象としていない設備であってもその代替設備に期待した評価を行う。

b. 評価対象

第1回届出書の評価対象に加え、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」と同様に、発電用原子炉設置変更許可申請書(平成31年4月3日付け原規規発第1904032号にて許可)添付書類十に記載された特重施設の効果の評価において期待した対策を評価対象とする。

c. 建物、構築物及び機器等の安全裕度評価における実応答値及び実耐力値又は設計応答値及び設計耐力値等の使用方法

(a) 地震に対する耐力評価の指標

「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドの制定について」(令和2年3月31日付け原規規発第20033110号、原子力規制委員会決定)(以下「運用ガイド」という。)では、「安全裕度評価では、実応答値及び実耐力値を用いることとし、設計応答値及び設計耐力値を混在して使用しない。」記載とされている。

今回の地震に対する安全裕度評価では、地震に対する耐力評価の指標として、第1回届出書と同様に、フラジリティを使用することとしている。このフラジリティ評価では、文献値や専門家判断を活用して耐力・応答のそれぞれについて中央値を設定するとともに、対数正規分布を仮定することでそれぞれの分布を考慮しており、得られた耐力分布・応答分布から建物、構築物及び機器等の損傷確率を評価している。各分布の作成に当たっては、設計における保守性^{※1}を排除した現実的な評価が前提となるため、結果として得られるフラジリティは実力値である。

※1 設計においては、耐力値、応答値についてそれぞれ以下に例示するような保守性を有している。

耐力値:物性値に規格基準値を使用、機能維持確認済加速度の使用、安全率を付加した許容値の設定 等

応答値:保守的な減衰定数の使用、床応答曲線の拡幅、保守的な解析モデル 等

フラジリティ評価で考慮する耐力分布・応答分布は設計における保守性を排除した現実的な評価に基づくという点は、建物、構築物及び機器等のフラジリティ評価において共通であり、フラジリティを評価指標とする安全裕度評価においては、「設計値と実力値の混在」が発生することはない。

また、運用ガイドでは、評価の信頼性について、「設計応答値及び設計耐力値を用いる場合には、その信頼度を明確にする。さらに、クリフエッジ・エフェクトの値の信頼度(例えば、95%信頼度の5%損傷確率等)には、偶然的不確実さ及び認識論的不確実さを考慮する。また、安全裕度評価が有する信頼性を明確にする。」と記載されている。

前述のとおり、地震に係る安全裕度評価では実力値とみなすことができるフラジリティを指標とするため、運用ガイドの「設計応答値及び設計耐力値を用いる場合」に該当しない。

なお、地震に係る安全裕度評価においては、第 3.1.4.1-1 図に示すフラジリティとして、95%信頼度における5%損傷確率に相当する地震加速度レベル(以下「HCLPF」という。ここで、HCLPF は High Confidence of Low Probability of Failure(高信頼度低損傷確率)の略称である。)を用いてクリフエッジ加速度を表わすこととし、HCLPF を評価における指標とする。工学分野においては、高い信頼度を求める場合には慣例的に信頼度95%(有意水準5%)が設定されることから、本評価の指標としてHCLPFを使用することは、十分高い信頼度が確保できていることを意味するものである。HCLPF はフラジリティ評価により算出される A_m と不確実さ β_{CR} 及び β_{CU} により、次式のように表される。

$$HCLPF = A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_{CR} + \beta_{CU}))$$

ここで、

A_m : フラジリティ加速度中央値(損傷確率50%に対応する地震動強さ)

β_{CR} : 偶然的な不確かさ

β_{CU} : 認識論的な不確かさ

である。

β_{CR} 及び β_{CU} は、具体的には以下のとおりである。

- ・ β_{CR} : 偶然的な不確かさ

材料特性等に見られるように対象物が本来持っている「ばらつく特性」による不確かさである。物理現象が本質的に持っているランダム性に起因する「ばらつき」であるため、データの補充、評価モデルの詳細化を行ったとしても技術的に減じることができない性質のものである。第 3.1.4.1-1 図 のフラジリティ曲線において、この不確かさ β_{CR} は曲線の傾きに相当する。

安全裕度評価においては、例えば、加振試験等により求めた現実的耐力の統計的精度（試験体の個体差、加振器の動作条件及び計測器のノイズ等に起因する統計的精度）の不確かさや、建屋の地震応答評価におけるせん断波速度などの地盤物性値及びコンクリート強度に係る不確かさ等に、この偶然的な不確かさを考慮している。

- ・ β_{CU} : 認識論的な不確かさ

構造部材の現実的耐力を求める際、引張り強さなどの物性値に一般データを用いている場合の不確かさや、評価に用いる解析モデル自体が持つ不確かさ等に、この認識論的な不確かさを考慮している。これは、将来的なデータの増加又は科学の進展によってそのばらつきを減じることが期待できる。

第 3.1.4.1-2 図 のフラジリティ曲線において、この不確かさ β_{CU} は信頼

度として示されており、評価においてより高い信頼度を必要とするほど、フラジリティ曲線は図の左側（地震加速度が小さい側）に移動し、不確かさ β_{CU} の影響を考慮しない場合（50%信頼度のフラジリティ曲線に相当）に比べ、より小さい加速度で高い損傷確率を示すようになる。

したがって、HCLPF を指標とすることで、信頼性に関する評価が含まれることとなり、運用ガイドの「偶然的な不確かさ及び認識論的不確かさを考慮」していることとなる。

なお、今回の評価においてはクリフエッジ地震加速度を解放基盤面における水平方向の加速度レベル(G^{*2})で記載^{※3}しているが、上記のとおりHCLPFの定義を踏まえれば、第3.1.4.1-1図に示すとおり、HCLPFに相当する地震加速度が生じて、損傷確率が高くなる地震加速度までは十分な余裕があることから、必ずクリフエッジ・エフェクトが発生することを意味するものではない。

さらに、HCLPFが意味する損傷確率5%の加速度レベルは、前述のとおり95%信頼度に基づく値であることを考慮すると、第3.1.4.1-2図に示すとおり、信頼度の観点からも十分安全側（保守的）に設定されている値である。

※2 G:加速度を重力加速度で除した無次元数

※3 鉛直方向の入力が機器の損傷に対して支配的となる場合には、鉛直方向の地震ハザード曲線と水平方向の地震ハザード曲線の比を基に補正係数を評価し、損傷時の鉛直方向の解放基盤面加速度を水平方向の解放基盤面加速度に補正した値を記載

なお、第 3.1.4.1-2 図に示す各信頼度におけるフラジリティ曲線は以下の式により算出される。

$$F(A) = \Phi \left\{ \frac{\ln\left(\frac{A}{A_m}\right) + \beta_{c_U} \cdot X}{\beta_{c_R}} \right\}$$

ここで、

F: 損傷確率

Φ : 標準正規累積分布関数

A: 入力加速度

A_m : フラジリティ加速度中央値 (損傷確率 50% に対応する入力加速度 (地震動強さ))

β_{c_R} : 偶然的な不確かさ要因の対数標準偏差

β_{c_U} : 認識論的な不確かさ要因の対数標準偏差

$$\beta_{c_R} = \sqrt{(\beta_{R-s})^2 + (\beta_{R-r})^2}$$

$$\beta_{c_U} = \sqrt{(\beta_{U-s})^2 + (\beta_{U-r})^2}$$

β_{R-s} : 現実的耐力の偶然的な不確かさ

β_{R-r} : 現実的応答の偶然的な不確かさ

β_{U-s} : 現実的耐力の認識論的な不確かさ

β_{U-r} : 現実的応答の認識論的な不確かさ

X: フラジリティ曲線の信頼度 p に対応する標準正規確率変量 ($\Phi^{-1}(p)$)

$p = 5\%$ 信頼度の時 $X = -1.65$

$p = 50\%$ 信頼度の時 $X = 0$

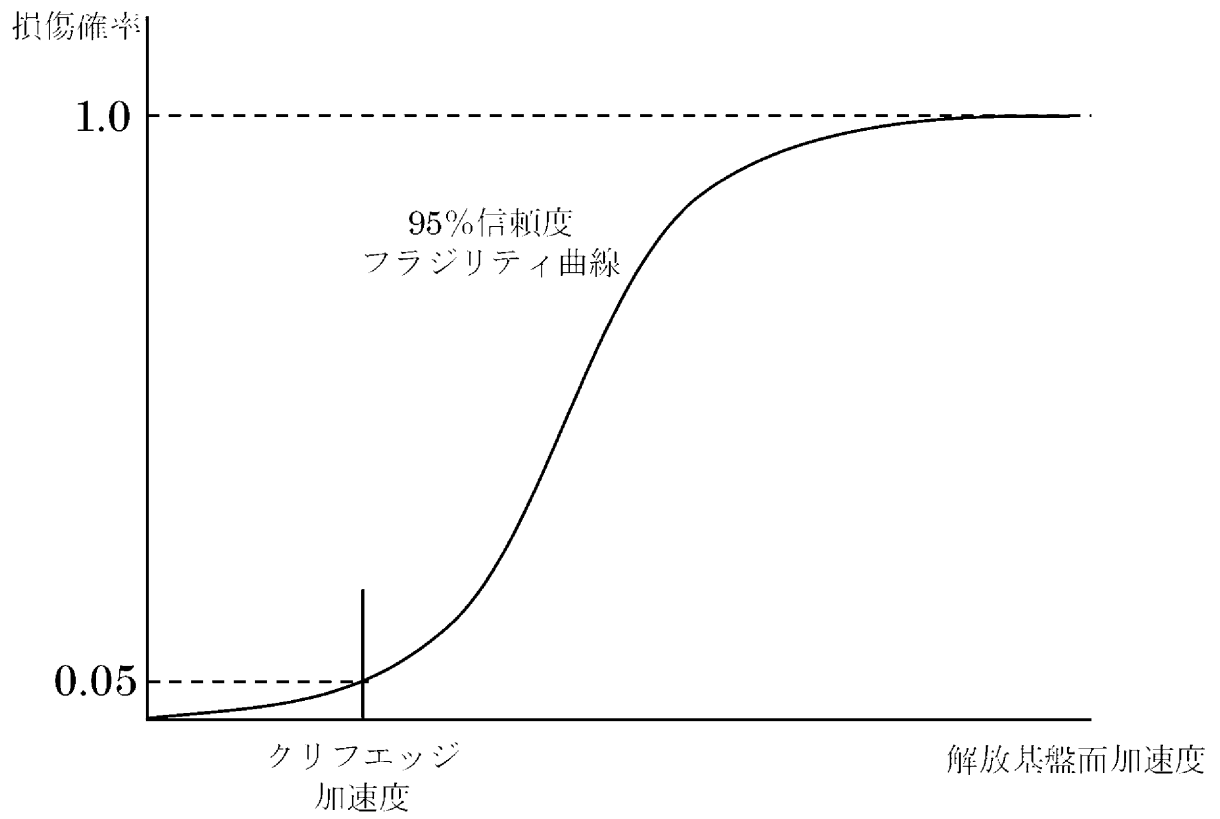
$p = 95\%$ 信頼度の時 $X = 1.65$

(b) 津波に対する耐力評価の指標

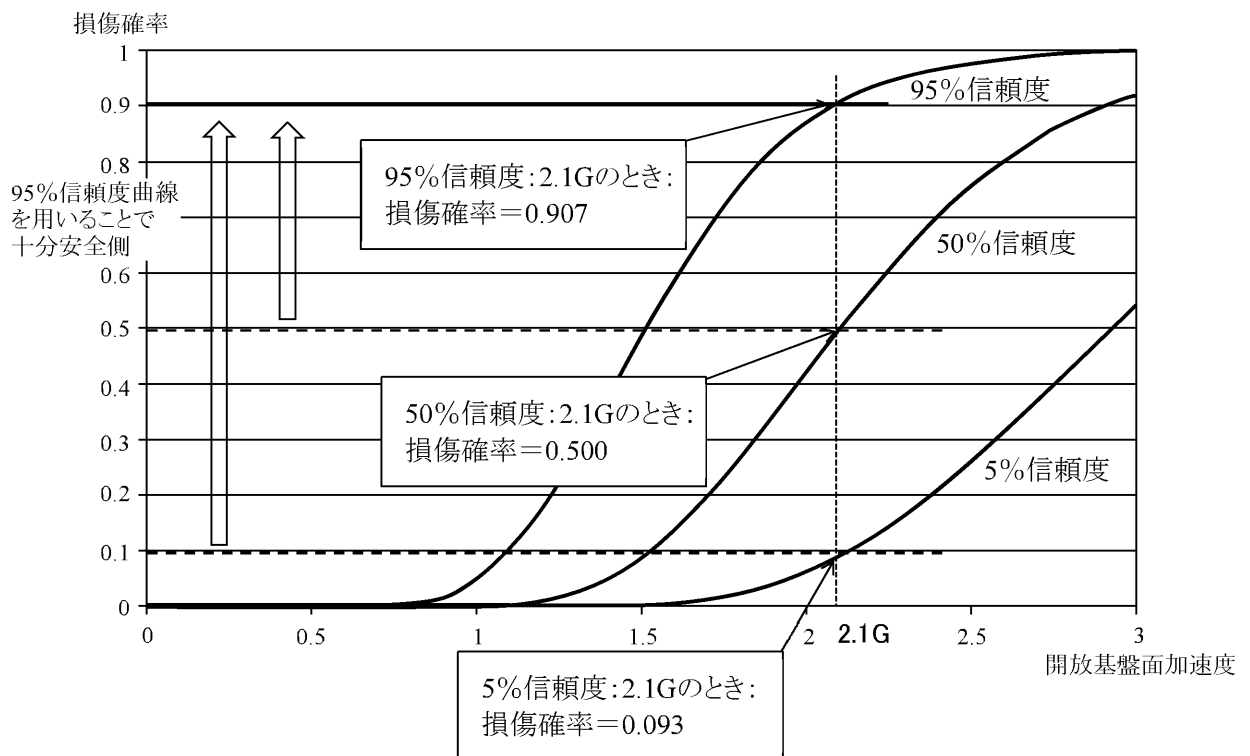
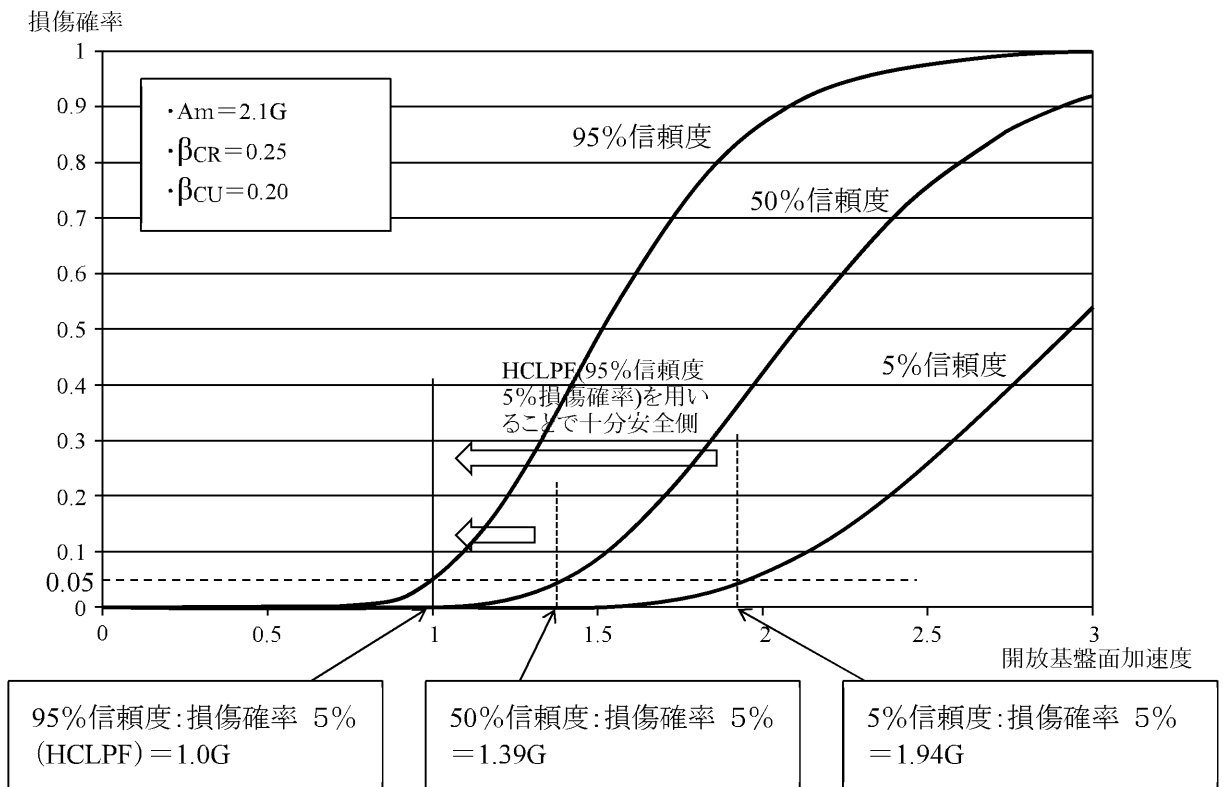
安全性向上評価における津波に対する安全裕度評価では、入力は一様な高さの津波とすることから、不確実さを含んでいない。一方、耐力は機器等の設置高さ又は建屋シール等を考慮した浸水高さとし、機器等が水に触れた時点で機能損傷すること及び建屋シールがない高さに津波が到達した場合に建屋内に水が無制限に流入し、津波高さまで建屋内の水位が上昇することを想定する。機器等又は建屋シール等の設置高さは、配置設計において厳密に設定されていることから、不確実さを考慮しない。

従って、津波に対する耐力評価の指標としては、第1回届出書と同様に、許容津波高さとして、機器等又は建屋シール等の設置高さを用いて決定論的に評価することとする。

なお、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」で実施した津波 PRA では、遡上応答に係る不確実さを工学的判断により考慮したフラジリティ評価を実施している。今後、安全裕度評価の津波評価において、入力津波に遡上応答の不確実さを考慮する場合は、耐力の指標として HCLPF を用いることとする。また、津波 PRA 高度化の知見等を踏まえ、津波に対するより現実的な安全裕度評価手法の適用に向けて、適宜検討していく。



第3.1.4.1-1図 建物、構築物及び機器等の損傷確率



第 3.1.4.1-2 図 各信頼度における fragility 曲線

($A_m=2.1$ 、 $\beta_{CR}=0.25$ 、 $\beta_{CU}=0.20$ の fragility 曲線を例とする)

3.1.4.2 評価結果

(1) 地震

a. 格納容器機能喪失防止対策

(a) 特重施設の活用に関する評価

イ 評価方法

格納容器機能喪失を防止する措置について、以下の評価を実施する。

(イ) 特重施設を活用した影響緩和機能及び収束シナリオの特定

第1回届出書の評価結果における、地震により生じる起因事象に対して最も耐力を有する収束シナリオ(以下、「クリフエッジシナリオ」という。)に対し、特重施設を踏まえた場合の影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。具体的には、第3.1.4.2-1図に示す第1回届出書における、地震評価の格納容器機能喪失防止対策のクリフエッジシナリオに対し、特重施設を踏まえた場合の影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

また、影響緩和機能を抽出する際には、以下の条件で行う。

- ・ 特重施設で代替できる影響緩和機能については、DBA/SA 設備による当該影響緩和機能を喪失した場合には特重施設に期待できることとし、具体的には以下の場合を想定する。
 - 常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイに失敗した後に特重施設によるスプレイ
 - 格納容器自然対流冷却による格納容器除熱(海水)に失敗した後にフィルタベント
- ・ フィルタベントが成功し、格納容器の健全性が維持された場合は、「格納容器健全」ではなく「放射性物質管理放出」と記載する。

- ・ 特重施設の影響緩和機能としては、特重施設によるスプレイ、フィルタベント機能並びにそれらに必要な電源、水源又は空調に期待する。
- ・ 原子炉設置許可申請書における特重施設の効果の評価条件と同様に、DBA/SA 設備が機能喪失し、代替手段として特重施設に期待する場合は、以降は特重施設のみに機能を期待する。

(ロ) 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

(イ) 項にて選定した収束シナリオについて、フロントライン系^{※1} 及びサポート系^{※2} の各々に対し、機能喪失を引き起こす建屋、系統及び機器(以下「設備等」という。)とその HCLPF を、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る HCLPF は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の HCLPF のうち、小さい方となる。

※1: 各イベントツリーの安全機能の達成に直接必要な影響緩和機能をフロントライン系という。例えば主給水流量喪失事象では、原子炉停止、補助給水による蒸気発生器への給水、主蒸気逃がし弁による熱放出等がフロントライン系である。

※2: フロントライン系を機能させるために必要な電源や冷却水等を供給する機能をサポート系という。例えば電動補助給水の機能達成に必要な監視、制御のための直流電源やポンプ駆動力のための交流電源等がサポート系である。

(ハ) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

(ロ) 項までの結果を基に、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の HCLPF のうち最も小さいものとなる。

(ニ) 特重施設の活用を踏まえた評価

(ハ) 項により得られた結果と第 1 回届出書における格納容器機能喪失防止対策の結果を基に、特重施設の活用を踏まえた評価を実施する。

ロ 評価結果

(イ) 特重施設を活用した影響緩和機能及び収束シナリオの特定結果

第 1 回届出書評価結果における地震加速度区分 2 (0.85～1.15G 未満) での起因事象である「外部電源喪失＋原子炉補機冷却水系の全喪失」について、第 3.1.4.2-2 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心が損傷した状態において原子炉格納容器内の除熱が安定的に継続されるシナリオ又は特重施設による緩和操作の成功により格納容器の除熱が安定的に継続されるシナリオを収束シナリオ(格納容器健全又は放射性物質管理放出)とし、この状態に至らないシナリオを格納容器機能喪失に至るシナリオ(格納容器機能喪失)とした。

なお、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却水系の全喪失」の収束シナリオ①及び②の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、イグナイタ及び静的触媒式水素再結合装置 (PAR) により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水を行う。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレー並びに原子炉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を行うことで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ②:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、イグナイタ及び PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行っている状態で、収束シナリオ①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレーに失敗した場合、特重施設によるスプレー並びにフィルタベントにより格納容器内過圧を防止することで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

(ロ) 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定結果

(イ) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を特定した。特定した特重施設の活用に関するフロントライン系とサポート系の関連表を参考資料 II-4 に示す。

(ハ) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定結果

(ロ) 項の結果を用いて、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却水系の全喪失」の収束シナリオ①及び②の機能喪失に係る HCLPF を特定した。特定した特重施設の活用に関する各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定結果を参考資料 II-4 に示す。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①及び②の機能喪失に係る HCLPF である 1.10G で格納容器隔離に失敗し、格納容器機能喪失に至る。すなわち、地震加速度区分 2 (0.85～1.15G 未満) で格納容器機能喪失に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2-7 図、機器リストを参考資料 I-3 に示す。また、特重施設に係る各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図、機器リストを参考資料 II-4 に示す。

(ニ) 特重施設の活用を踏まえた評価の結果

第 3.1.4.2-1 図に示す第 1 回届出書における格納容器機能喪失防止対策の結果では、1.10G でパワーセンタが機能喪失し、格納容器

機能喪失に至る。すなわち、地震加速度区分 2 で格納容器機能喪失に至ることから、これを格納容器機能喪失のクリフエッジとして特定している。

今回の評価結果においては、(ハ)項に示すとおり、収束シナリオ①及び②の HCLPF である 1.10G がクリフエッジとして特定された。

クリフエッジに至る HCLPF は、第 1 回届出書と今回の評価において変化は認められなかったものの、特重施設を活用した影響緩和操作の追加による収束シナリオの増加及び特重施設の頑健性により格納容器機能喪失防止対策の収束シナリオの一部耐力の向上及び成功パスの多様化が図られた。

なお、本評価条件は、特重施設の活用について限定したものであることから、更なる検討として、より柔軟な活用を考慮した場合の評価を次項に示す。

(b) 特重施設の更なる活用を検討した評価

イ 評価方法

「(a) 特重施設の活用に関する評価」に加えて、より柔軟な活用を考慮した場合の格納容器機能喪失を防止する措置について、以下の評価を実施する。

(イ) 特重施設を活用した影響緩和機能及び収束シナリオの特定

第 1 回届出書の評価結果における地震に対するクリフエッジシナリオに対し、特重施設を踏まえた場合の影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。具体的には、第 3.1.4.2-1 図に示す第 1 回届出書における、地震評価の格納容器機能喪失防止対策のクリフエッジシナリオに対し、特重施設の更なる活用を検討した場合の影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

また、影響緩和機能を抽出する際には、以下の条件で行う。

- ・ 特重施設で代替できる影響緩和機能については、DBA/SA 設備による当該影響緩和機能を喪失した場合に特重施設に期待できるとし、具体的には以下の場合を想定する。
 - 常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイに失敗した後に特重施設によるスプレイ
 - 格納容器自然対流冷却による格納容器除熱(海水)に失敗した後にフィルタベント
- ・ フィルタベントが成功し、格納容器の健全性が維持された場合は、「格納容器健全」ではなく「放射性物質管理放出」と記載する。

- ・ 特重施設の影響緩和機能としては、特重施設によるスプレイ、フィルタメント機能並びにそれらに必要な電源、水源、又は空調に期待する。
- ・ 特重施設を DBA/SA 設備のバックアップとして使用した場合でも、DBA/SA 設備による影響緩和機能に再度期待できるものとする。

(ロ) 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

(イ)項にて選定した収束シナリオについて、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその HCLPF を、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価 (PRA)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る HCLPF は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の HCLPF のうち、小さい方となる。

(ハ) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

(ロ)項までの結果を基に、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の HCLPF のうち最も小さいものとなる。

(ニ) 特重施設の更なる活用を踏まえた評価

(ハ)項により得られた結果と「(a) 特重施設の活用に関する評価」における格納容器機能喪失防止対策の結果を基に、特重施設の更なる活用結果について確認する。

ロ 評価結果

(イ) 特重施設を活用した影響緩和機能及び収束シナリオの特定結果

第 1 回届出書評価結果における地震加速度区分 2 (0.85～1.15G 未満)での起因事象である「外部電源喪失＋原子炉補機冷却水系の全喪失」について、第 3.1.4.2-3 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心が損傷した状態において原子炉格納容器内の除熱が安定的に継続されるシナリオ又は特重施設による緩和操作の成功により格納容器の除熱が安定的に継続されるシナリオを収束シナリオ(格納容器健全又は放射性物質管理放出)とし、この状態に至らないシナリオを格納容器機能喪失に至るシナリオ(格納容器機能喪失)とした。

なお、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却水系の全喪失」の収束シナリオ①、②、③及び④の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、イグナイタ及び PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水を行う。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ並びに原子

炉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を行うことで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ②:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、イグナイタ及び PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水を行う。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行っている状態で、収束シナリオ①で期待していた原子炉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に失敗した場合、フィルタベントにより格納容器過圧を防止することで、格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ③:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、イグナイタ及び PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行っている状態で、収束シナリオ①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗した場合、特重施設によるスプレイ並びに原子炉格納容器再循

環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うことで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ④:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、イグナイタ及び PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行っている状態で、収束シナリオ①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗し、特重施設によるスプレイを行っている状態で、収束シナリオ③で期待していた、原子炉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に失敗した場合、フィルタベントにより格納容器過圧を防止することで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

(ロ) 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定結果

(イ) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を特定した。特定した特重施設の更なる活用に関するフロントライン系とサポート系の関連表を参考資料 II-4 に示す。

(ハ) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定結果

(ロ) 項の結果を用いて、「外部電源喪失+原子炉補機冷却水系の全喪失」の収束シナリオ①、②、③及び④の機能喪失に係る HCLPF を

特定した。特定した特重施設の更なる活用に関する各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定結果を参考資料Ⅱ-4 に示す。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①、②、③及び④の機能喪失に係る HCLPF である 1.10G で格納容器隔離に失敗し、格納容器機能喪失に至る。すなわち、地震加速度区分 2 (0.85～1.15G 未満) で格納容器機能喪失に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2-7 図、機器リストを参考資料Ⅰ-3 示す。また、特重施設に係る各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図、機器リストを参考資料Ⅱ-4 に示す。

(二) 特重施設の更なる活用を踏まえた評価の結果

「(a) 特重施設の活用に関する評価」における評価結果においては、第 3.1.4.2-2 図のとおり収束シナリオを抽出し、収束シナリオ①及び②の HCLPF である 1.10G がクリフエッジとして特定された。

今回の評価結果においては、(ハ)項に示すとおり、収束シナリオ①、②、③及び④の HCLPF である 1.10G がクリフエッジとして特定された。

クリフエッジに至る HCLPF は、「(a) 特重施設の活用に関する評価」と今回の評価において変化は認められなかったものの、より柔軟な活用を考慮した場合、特重施設を活用した影響緩和操作の追加による収束シナリオの増加により、格納容器機能喪失防止対策の収束シナリオの更なる多様化が図られた。

(2) 津波

a. 格納容器機能喪失防止対策

(a) 特重施設の活用に関する評価

イ 評価方法

格納容器機能喪失を防止する措置について、以下の評価を実施する。

(イ) 特重施設を活用した影響緩和機能及び収束シナリオの特定

第 1 回届出書の評価結果における津波に対するクリフエッジシナリオに対し、特重施設を踏まえた場合の影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。具体的には、第 3.1.4.2-4 図に示す第 1 回届出書における、津波評価の格納容器機能喪失防止対策のクリフエッジシナリオに対し、特重施設を踏まえた場合の影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

また、影響緩和機能を抽出する際には、以下の条件で行う。

- ・ 特重施設で代替できる影響緩和機能については、DBA/SA 設備による当該影響緩和機能を喪失した場合には特重施設に期待できることとし、具体的には以下の場合を想定する。

○常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイに失敗した後に特重施設によるスプレイ

○格納容器自然対流冷却による格納容器除熱(海水)に失敗した後にフィルタベント

- ・ フィルタベントが成功し、格納容器の健全性が維持された場合は、「格納容器健全」ではなく「放射性物質管理放出」と記載する。
- ・ 特重施設の影響緩和機能としては、特重施設によるスプレイ、フィルタベント機能並びにそれらに必要な電源、水源又は空調に期待する。

- ・ 原子炉設置許可申請書における特重施設の効果の評価条件と同様に、DBA/SA 設備が機能喪失し、代替手段として特重施設に期待する場合は、以降は特重施設のみに機能を期待する。

(ロ) 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さ特定

(イ)項にて選定した収束シナリオについて、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその許容津波高さを、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて特定する。

(ハ) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

(ロ)項までの結果を基に、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さを特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さは、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の許容津波高さのうち最も小さいものとなる。

(ニ) 特重施設の活用を踏まえた評価

(ハ)項により得られた結果と第 1 回届出書における格納容器機能喪失防止対策の結果を基に、特重施設の活用を踏まえた評価を実施する。

ロ 評価結果

(イ) 特重施設を活用した影響緩和機能及び収束シナリオの特定結果

第 1 回届出書評価結果における津波高さ区分 3(12.0～13.0m 未満)での起因事象である「主給水流量喪失＋外部電源喪失＋原子炉

補機冷却海水系の全喪失」により炉心損傷が発生している条件で、第3.1.4.2-4 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心が損傷した状態において原子炉格納容器内の除熱が安定的に継続されるシナリオ又は特重施設による緩和操作の成功により格納容器の除熱が安定的に継続されるシナリオを収束シナリオ(格納容器健全又は放射性物質管理放出)とし、この状態に至らないシナリオを格納容器機能喪失に至るシナリオ(格納容器機能喪失)とした。

なお、「主給水流量喪失＋外部電源喪失＋原子炉補機冷却海水系の全喪失」の収束シナリオ①及び②の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、イグナイタ及びPARにより水素濃度の低減を図り、1次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行う。熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水を行う。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ並びに原子炉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を行うことで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ②:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、イグナイタ及び PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行っている状態で、収束シナリオ①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗した場合、特重施設によるスプレイ並びにフィルタベントにより格納容器内過圧を防止することで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

(ロ) 各影響緩和機能の喪失に至る許容津波高さの特定結果

(イ)項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さを特定した。特定した特重施設の活用に関するフロントライン系とサポート系の関連表を参考資料 II-4 に示す。

(ハ) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定結果

(ロ)項の結果を用いて、「主給水流量喪失＋外部電源喪失＋原子炉補機冷却海水系の全喪失」の収束シナリオ①及び②の機能喪失に係る許容津波高さを特定した。特定した特重施設の活用に関する各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定結果を参考資料 II-4 に示す。

各シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①及び②の機能喪失に係る許容津波高さである 13.0m で大容量空冷式発電機からの給電に失敗し、格納容器機能喪失に至る。すなわち、津波高さ区分 4(13m 以上)で格納容器機能喪失に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2-7 図、機器リストを参考資料 I-3 に示す。また、特重施設に係る各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図、機器リストを参考資料 II-4 に示す。

(二) 特重施設の活用を踏まえた評価の結果

第 3.1.4.2-4 図に示す第 1 回届出書における格納容器機能喪失防止対策の結果では、大容量空冷式発電機からの給電の許容津波高さである 13m で主要機器が機能喪失し、収束シナリオが成立しないことから、これを格納容器機能喪失のクリフエッジとして特定している。

今回の評価結果においては、(ハ)項に示すとおり、第 1 回届出書と同様の許容津波高さである 13m がクリフエッジとして特定された。

クリフエッジに至る許容津波高さは、第 1 回届出書と今回の評価において変化は認められなかったものの、特重施設を活用した影響緩和操作の追加により収束シナリオが増加し、格納容器の健全性が維持される成功パスの多様化が図られた。

なお、本評価条件は、特重施設の活用について限定したものであることから、更なる検討として、より柔軟な活用を考慮した場合の評価を次項に示す。

(b) 特重施設の更なる活用を検討した評価

イ 評価方法

「(a) 特重施設の活用に関する評価」に加えて、より柔軟な活用を考慮した場合の特重施設によるリスク低減効果を確認するため、格納容器機能喪失を防止する措置について、以下の評価を実施する。

(イ) 特重施設を活用した影響緩和機能及び収束シナリオの特定

第 1 回届出書の評価結果における津波に対するクリフエッジシナリオにおける起因事象に対し、特重施設を踏まえた場合の収束シナリオを特定する。具体的には、第 3.1.4.2-4 図に示す第 1 回届出書における、津波評価の格納容器機能喪失防止対策のクリフエッジシナリオに対し、特重施設の更なる活用を検討した場合の影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

また、シナリオを抽出する際には、以下の条件で行う。

- ・ 特重施設で代替できる影響緩和機能については、DBA/SA 設備による当該影響緩和設備を喪失した場合に特重施設に期待できるとし、具体的には以下の場合を想定する。

○常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイに失敗した後に特重施設によるスプレイ

○格納容器自然対流冷却による格納容器除熱(海水)に失敗した後にフィルタベント

- ・ フィルタベントが成功し、格納容器の健全性が維持された場合は、「格納容器健全」ではなく「放射性物質管理放出」と記載する。
- ・ 特重施設の影響緩和機能としては、特重施設によるスプレイ、フィルタベント機能並びにそれらに必要な電源、水源又は空調に期待する。

- ・ 特重施設を DBA/SA 設備のバックアップとして使用した場合でも、DBA/SA 設備による影響緩和機能に再度期待できるものとする。

(ロ) 評価対象設備の選定及び津波裕度評価

(イ)項にて選定した収束シナリオについて、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその許容津波高さを、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る許容津波高さは、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の許容津波高さのうち、小さい方となる。

(ハ) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

(ロ)項までの結果を基に、発生する起因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さを特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さは、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の許容津波高さのうち最も小さいものとなる。

(ニ) 特重施設の更なる活用を踏まえた評価

(ハ)項により得られた結果と「(a) 特重施設の活用に関する評価」における格納容器機能喪失防止対策の結果を基に、特重施設の更なる活用結果について確認する。

ロ 評価結果

(イ) 特重施設を活用した影響緩和機能及び収束シナリオの特定結果

第 1 回届出書評価結果における津波高さ区分 3 (12.0～13.0m 未満)での起回事象である「主給水流量喪失＋外部電源喪失＋原子炉補機冷却海水系の全喪失」により炉心損傷が発生している条件で、第 3.1.4.2-6 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心が損傷した状態において原子炉格納容器内の除熱が安定的に継続されるシナリオ又は特重施設による緩和操作の成功により格納容器の除熱が安定的に継続されるシナリオを収束シナリオ(格納容器健全又は放射性物質管理放出)とし、この状態に至らないシナリオを格納容器機能喪失に至るシナリオ(格納容器機能喪失)とした。

なお、「主給水流量喪失＋外部電源喪失＋原子炉補機冷却海水系の全喪失」の収束シナリオ①、②、③及び④の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

炉心損傷の発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、イグナイタ及び PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水を行う。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ並びに原

原子炉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を行うことで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ②:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、イグナイタ及び PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水を行う。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行っている状態で、収束シナリオ①で期待していた原子炉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に失敗した場合、フィルタベントにより格納容器過圧を防止することで、格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ③:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、イグナイタ及び PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行っている状態で、収束シナリオ①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗した場合、特重施設によるスプレイ並びに原子炉格納容器再

循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うことで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ④:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、イグナイタ及び PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行っている状態で、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗し、特重施設によるスプレイを行っている状態で、収束シナリオ③で期待していた、原子炉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に失敗した場合、フィルタベントにより格納容器過圧を防止することで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

(ロ) 評価対象設備の選定及び津波裕度評価結果

(イ) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さを特定した。特定した特重施設の更なる活用に関するフロントライン系とサポート系の関連表を参考資料 II-4 に示す。

(ハ) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定結果

(ロ) 項の結果を用いて、「主給水流量喪失 + 外部電源喪失 + 原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③及び④の機能喪

失に係る許容津波高さを特定した。特定した特重施設の更なる活用に関する各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定結果を参考資料Ⅱ-4に示す。

各シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①、②、③及び④の機能喪失に係る許容津波高さである13.0mで大容量空冷式発電機からの給電に失敗し、格納容器機能喪失に至る。すなわち、津波高さ区分4(13m以上)で格納容器機能喪失に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第3.1.4.2-7図、機器リストを参考資料Ⅰ-3に示す。また、特重施設に係る各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図、機器リストを参考資料Ⅱ-4に示す。

(二) 特重施設の更なる活用を踏まえた評価の結果

「(a) 特重施設の活用に関する評価」における評価結果においては、第3.1.4.2-5図のとおり収束シナリオを抽出し、収束シナリオ①及び②の許容津波高さである13mがクリフエッジとして特定された。

今回の評価結果においては、(ハ)項に示すとおり、「(a) 特重施設の活用に関する評価」の評価結果と同様の許容津波高さである13mがクリフエッジとして特定された。

クリフエッジに至る許容津波高さは、「(a) 特重施設の活用に関する評価」と今回の評価において変化は認められなかったものの、より柔軟な活用を考慮した場合、特重施設を活用した影響緩和操作の追加により収束シナリオが増加し、格納容器の健全性が維持される成功パスの多様化が図られた。

(3) 地震及び津波の重畳

地震に伴い発生する津波を考えた場合、大規模な地震が併せて発生することが想定されるが、クリフエッジ津波は基準津波の設定に用いた前提をはるかに超える事象であり、それを引き起す震源(波源)を定量的かつ科学的に想定することは困難である。したがって、地震及び津波の重畳評価では、地震と津波をそれぞれ独立した事象として想定し、“波源を特定しないクリフエッジ高さの波”が発電所に到達すると同時に“クリフエッジ加速度を生じる大地震”が発生するものとして、HCLPFと許容津波高さの両パラメータの組合せを考慮することとする。

a. 格納容器機能喪失防止対策

イ 評価方法

格納容器機能喪失を防止する措置について、以下の評価を実施する。

(イ) 起回事象の選定

「3.1.4.2(1) 地震」及び「3.1.4.2(2) 津波」における評価の結果に基づき特定されたクリフエッジとしてのHCLPF及び許容津波高さまでの範囲で、発生する各起回事象を選定する。

また、選定された各起回事象発生や各影響緩和機能に係るHCLPF又は許容津波高さについては、「3.1.4.2(1) 地震」又は「3.1.4.2(2) 津波」において評価した結果を用いる。

(ロ) 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

(イ) 項にて選定した各起因事象について、「3.1.4.2(1) 地震」又は「3.1.4.2(2) 津波」の評価において特定されている収束シナリオを対象に、各収束シナリオを成立させるための各影響緩和機能に関するHCLPF及び許容津波高さのそれぞれの最小値を求め、それらの最小値の組合せを、当該収束シナリオに対する地震及び津波への耐力として求める。その上で、全ての収束シナリオから、最も耐力を有するシナリオを抽出し、そのシナリオの耐力を地震及び津波の重畳によるクリフエッジとして特定する。

ロ 評価結果

(イ) 起因事象の選定結果

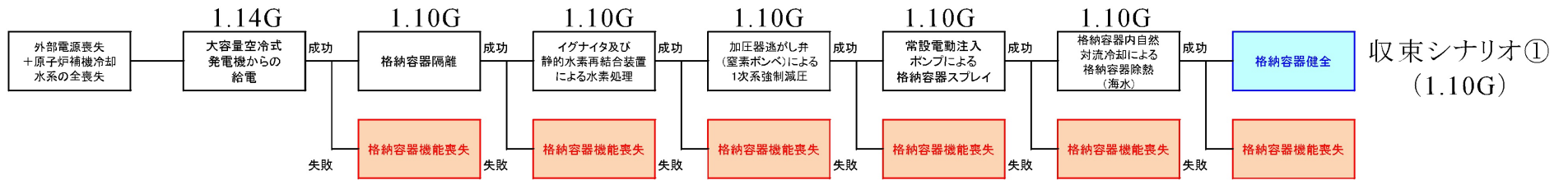
「3.1.4.2(1) 地震」及び「3.1.4.2(2) 津波」の評価の結果、第1回届出書評価結果におけるクリフエッジとしてのHCLPF及び許容津波高さの変更はないため、考慮すべき起因事象については第1回届出書評価結果から変更はない。

(ロ) 収束シナリオ及びクリフエッジの特定結果

(イ) 項にて確認した結果、考慮すべき起因事象については第1回届出書評価結果から変更はなく、「3.1.4.2(1) 地震」及び「3.1.4.2(2) 津波」の評価において、第1回届出書評価結果と同様の収束シナリオを抽出しており、かつクリフエッジとしてのHCLPF及び許容津波高さは第1回届出書評価結果から変更はないため、第1回届出書にて特定した収束シナリオ及びそれに対する地震及び津波の耐力に変更はない。

上記の評価結果から、HCLPF が 1.10G 以上又は許容津波高さが 13m 以上の領域では、格納容器の重大な損傷を回避する手段がなくなるため、第 1 回届出書にて特定したクリフエッジから変更はない。(第 3.1.4.2-8 図参照)

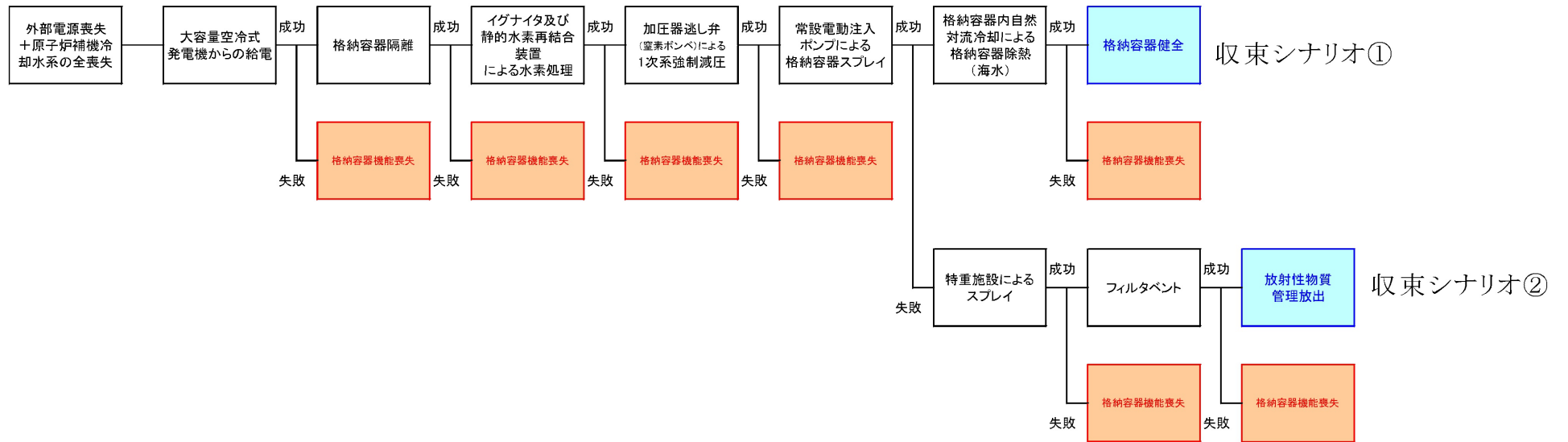
起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却水系の全喪失



3.1.4-39

第 3.1.4.2-1 図 第 1 回届出書の地震評価における格納容器機能防止対策の結果

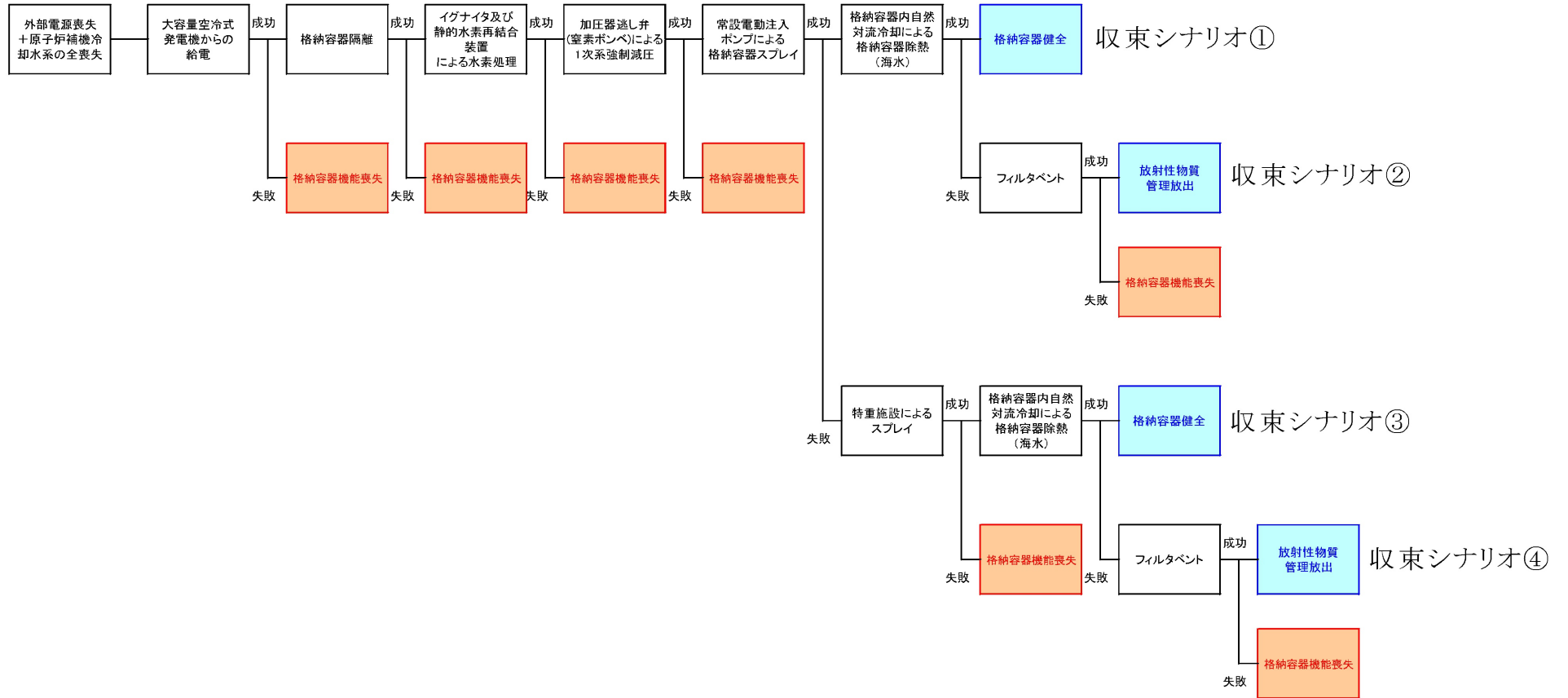
起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却水系の全喪失



3.1.4-40

第 3.1.4.2-2 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:特重施設を活用した評価)

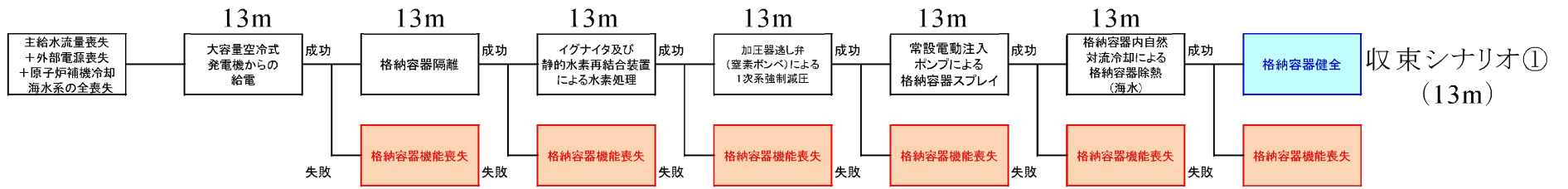
起因事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却水系の全喪失



3.1.4.41

第 3.1.4.2-3 図 各起因事象における収束シナリオ(地震：特重施設の更なる活用を検討した評価)

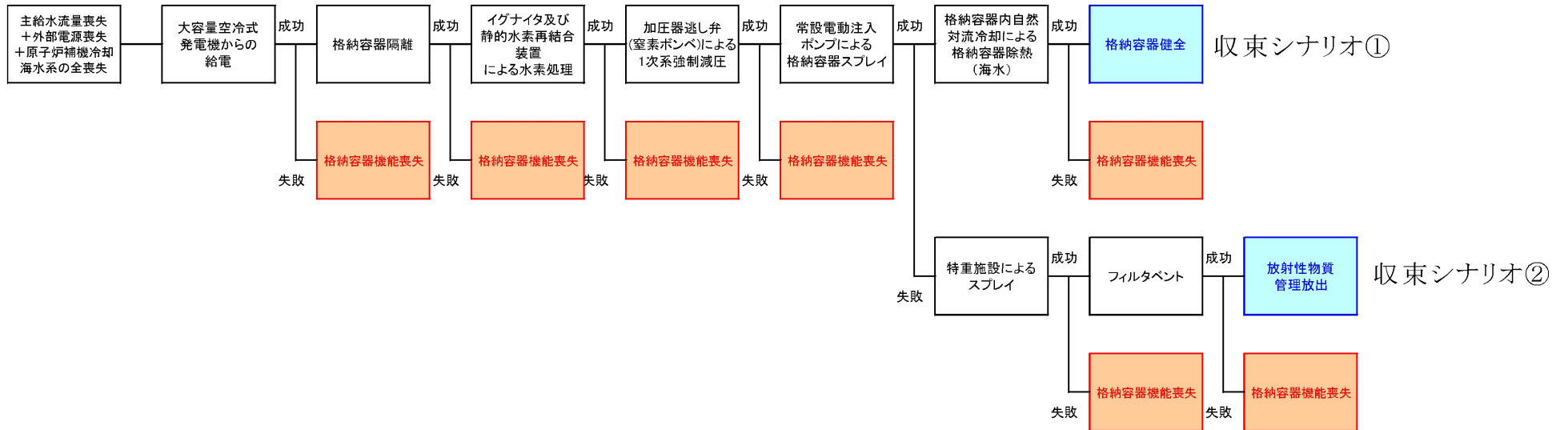
起因事象：主給水流量喪失＋外部電源喪失＋原子炉補機冷却海水系の全喪失



3.1.4-42

第 3.1.4.2-4 図 第 1 回届出書の津波評価における格納容器機能防止対策の結果

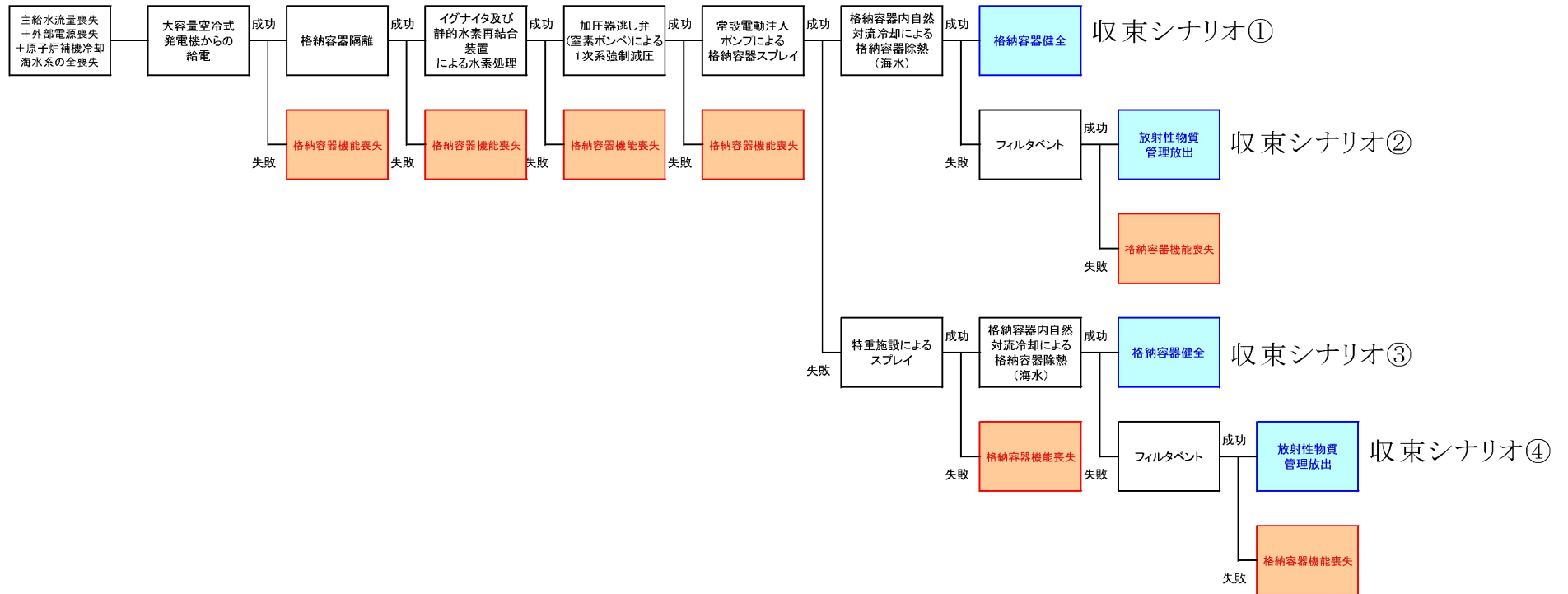
起因事象:主給水流量喪失+外部電源喪失+原子炉補機冷却海水系の全喪失



3.1.4-43

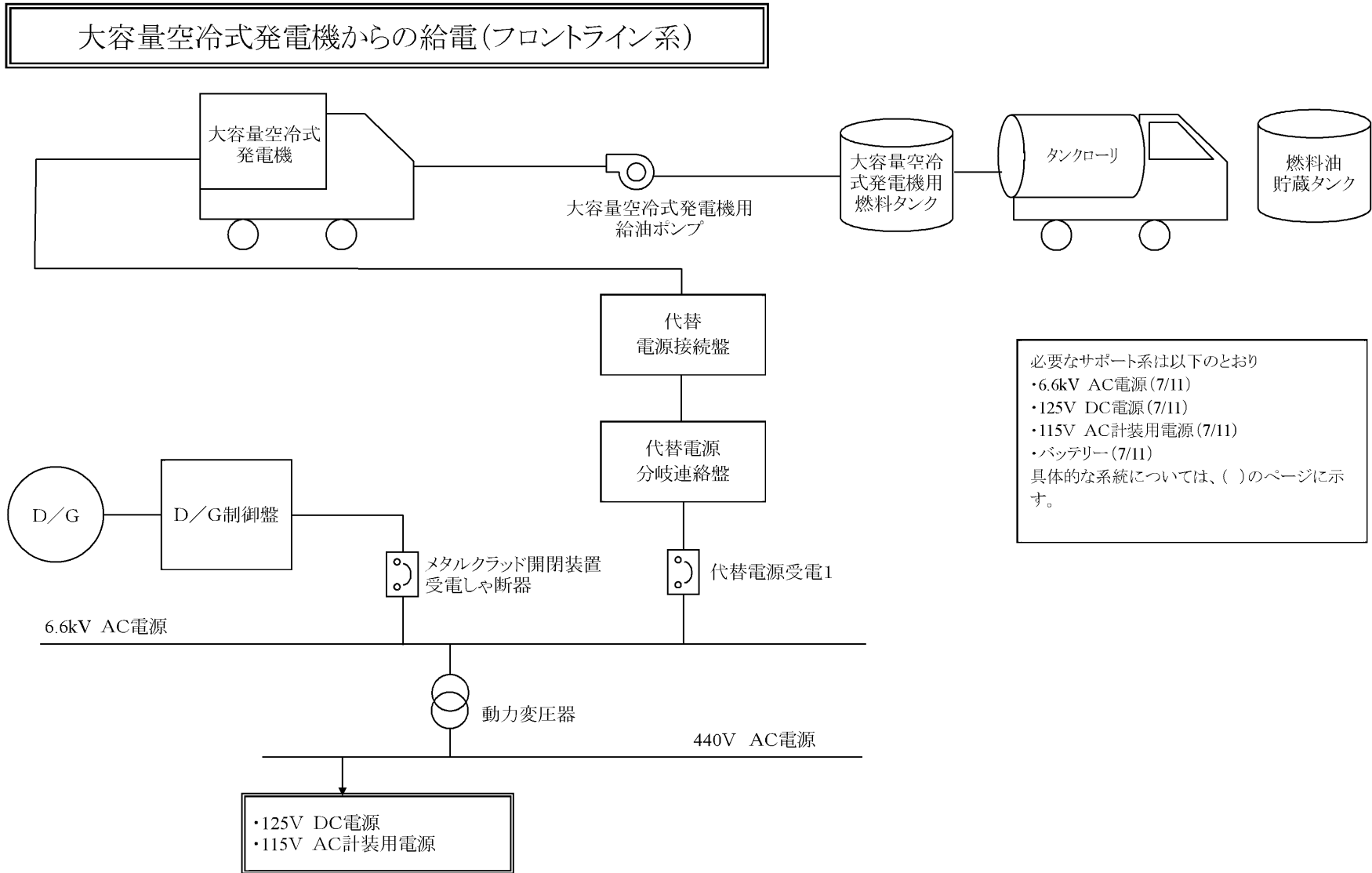
第 3.1.4.2-5 図 各起因事象における収束シナリオ(津波:特重施設を活用した評価)

起因事象：主給水流量喪失＋外部電源喪失＋原子炉補機冷却海水系の全喪失



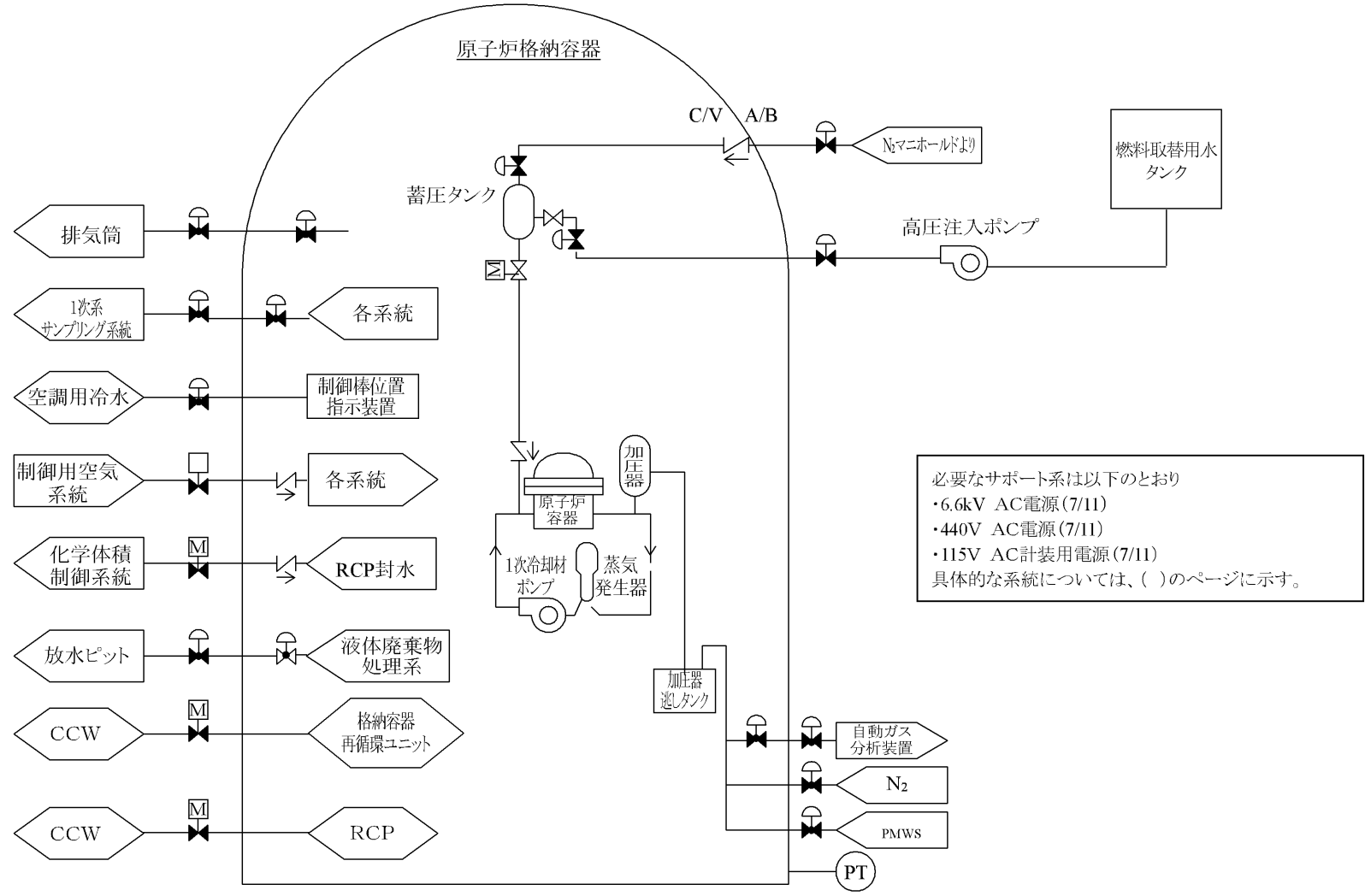
3.1.4-44

第 3.1.4.2-6 図 各起因事象における収束シナリオ(津波：特重施設の更なる活用を検討した評価)



第 3.1.4.2-7 図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波)(1/11)

格納容器隔離(フロントライン系)

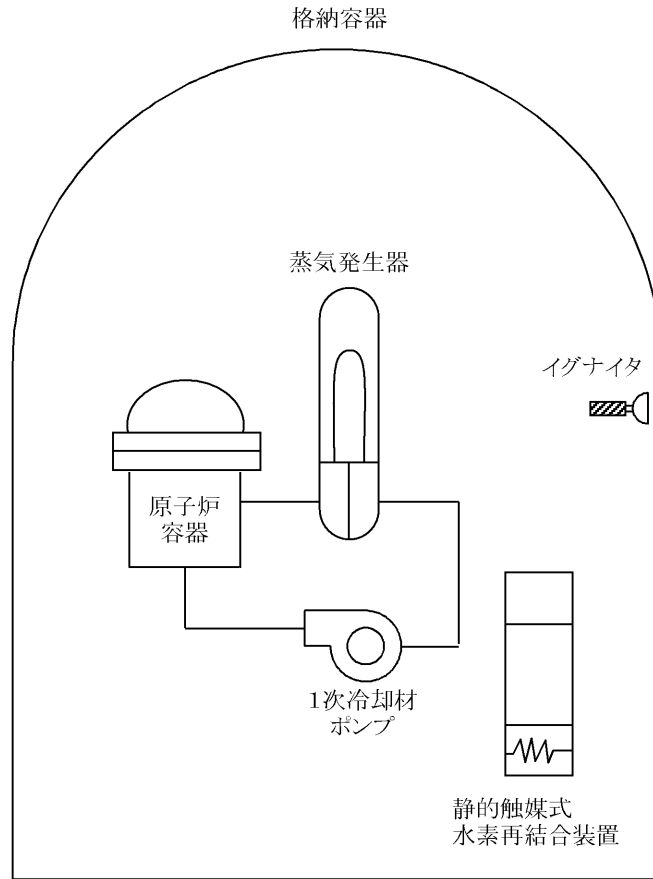


必要なサポート系は以下のとおり
 ・6.6kV AC電源 (7/11)
 ・440V AC電源 (7/11)
 ・115V AC計装用電源 (7/11)
 具体的な系統については、()のページに示す。

3.1.4-46

第3.1.4.2-7図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波) (2/11)

イグナイタ及び静的触媒式水素再結合装置による水素処理(フロントライン系)



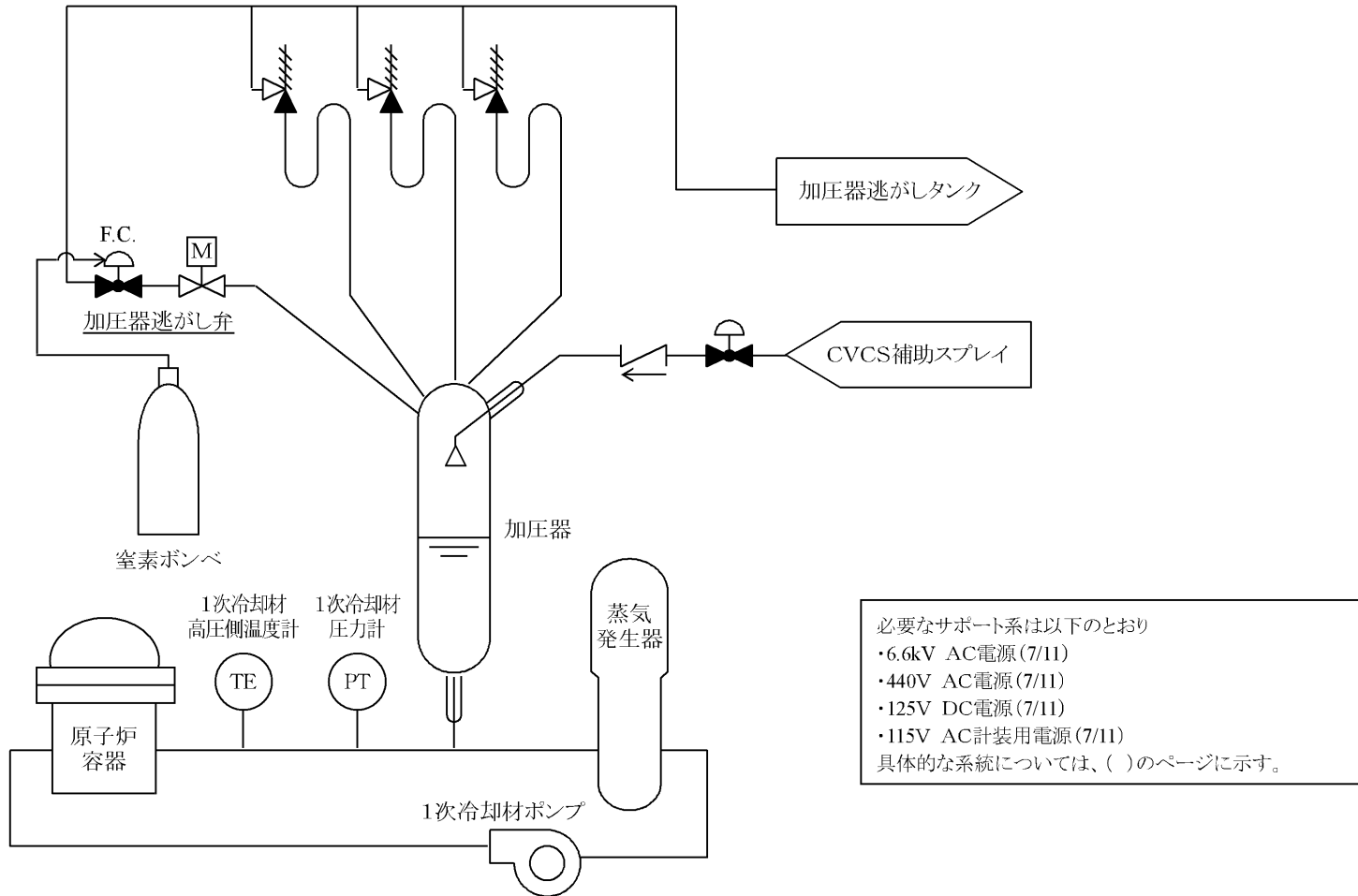
必要なサポート系は以下のとおり

- ・6.6kV AC電源(7/11)
- ・440V AC電源(7/11)
- ・115V AC計装用電源(7/11)

具体的な系統については、()のページに示す。

第3.1.4.2-7図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波)(3/11)

加压器逃がし弁(窒素ボンベ)による1次系強制減圧(フロントライン系)



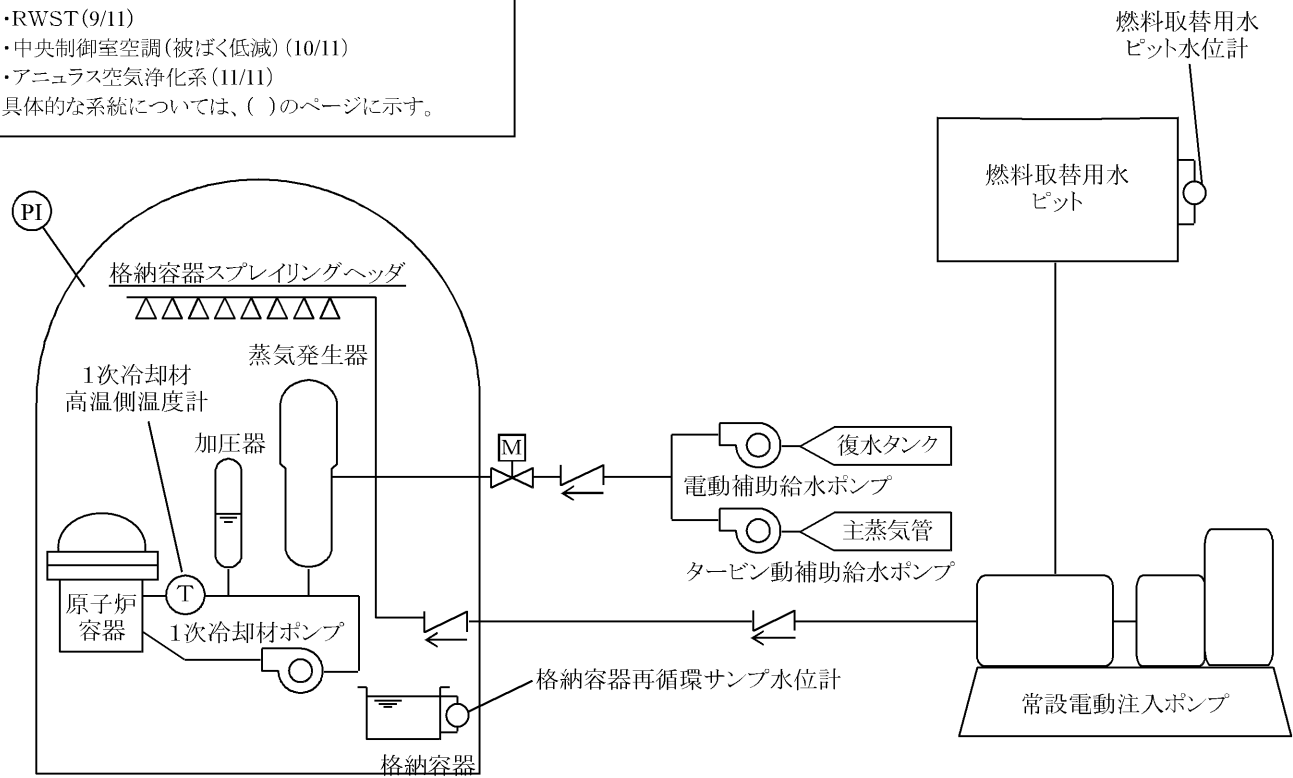
第3.1.4.2-7図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波) (4/11)

常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ(フロントライン系)

必要なサポート系は以下のとおり

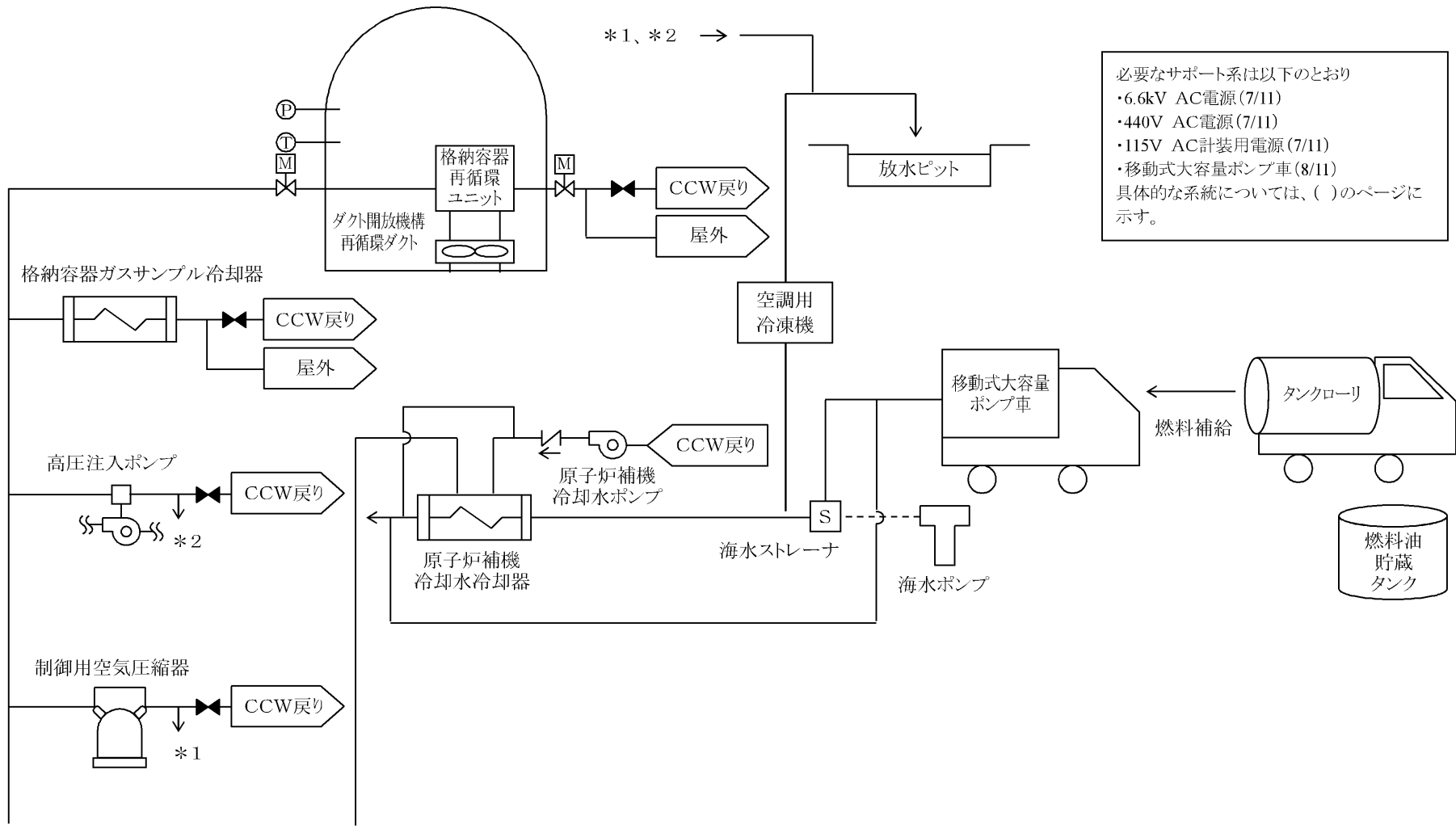
- ・6.6kV AC電源 (7/11)
- ・440V AC電源 (7/11)
- ・125V DC電源 (7/11)
- ・115V AC計装用電源 (7/11)
- ・RWST (9/11)
- ・中央制御室空調(被ばく低減) (10/11)
- ・アニュラス空気浄化系 (11/11)

具体的な系統については、()のページに示す。



第 3.1.4.2-7 図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波) (5/11)

格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水)(フロントライン系)



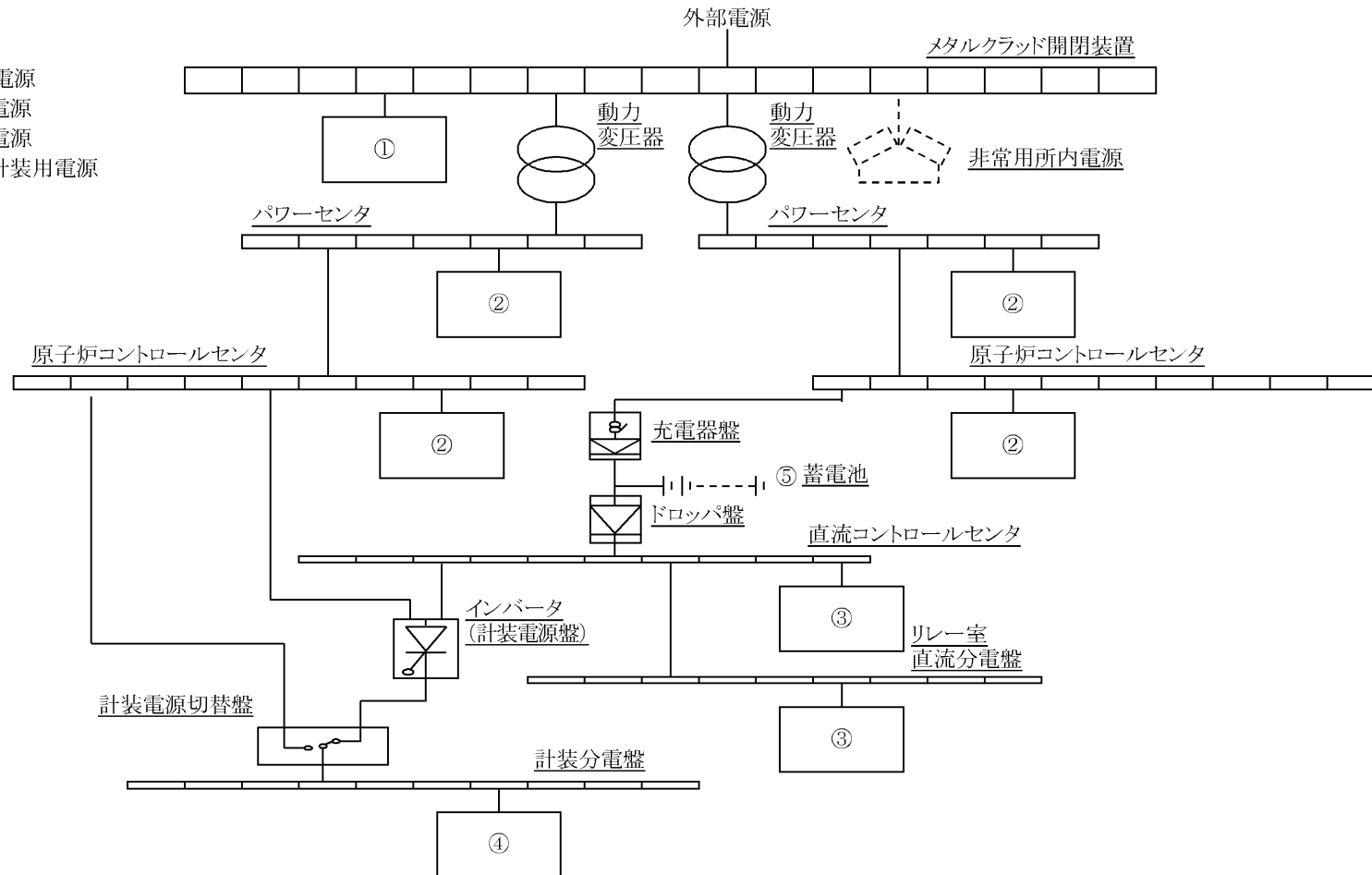
3.1.4-50

第 3.1.4.2-7 図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波)(6/11)

6.6kV AC電源、440V AC電源、125V DC電源、115V AC計装用電源、バッテリー（サポート系）

系統の説明

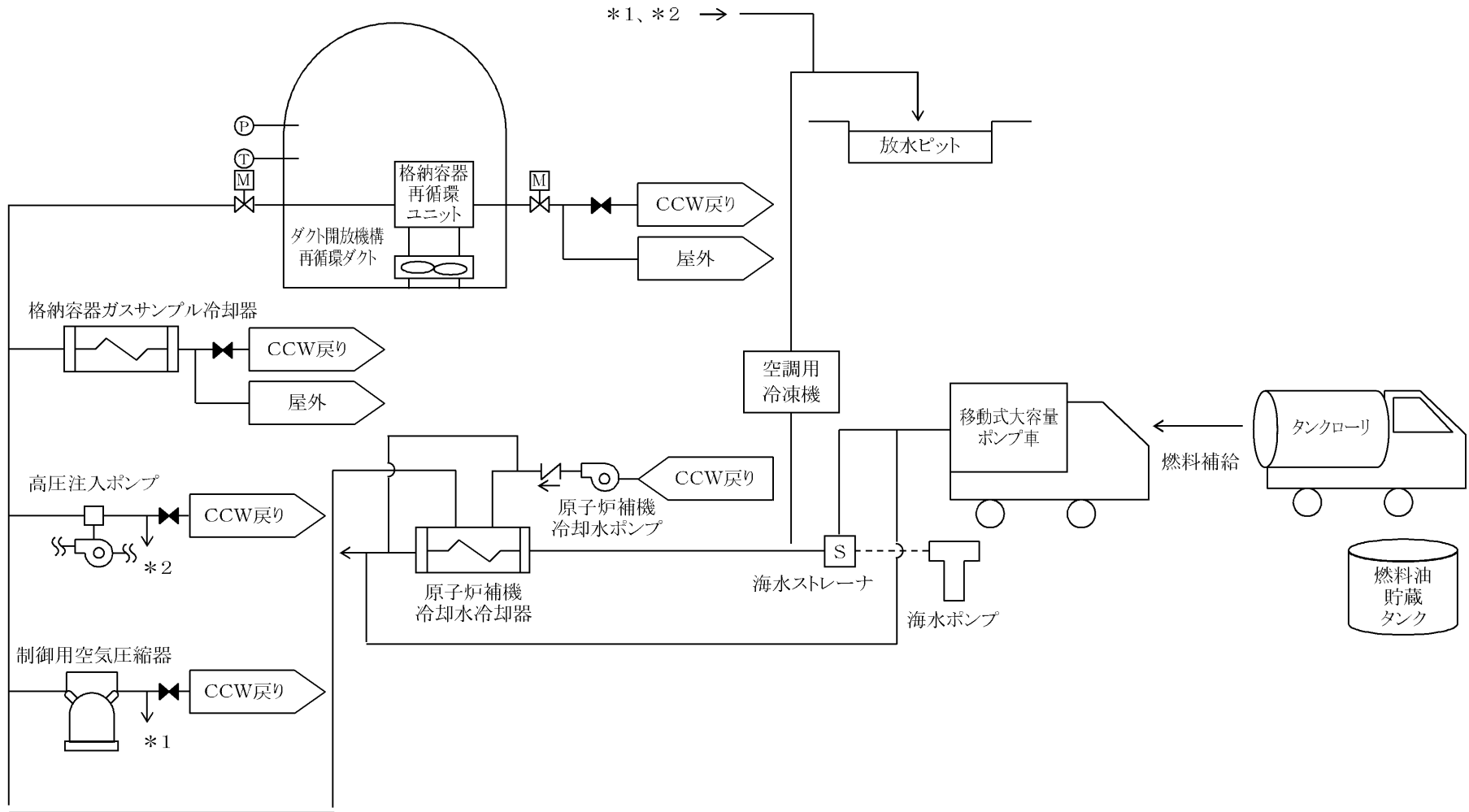
- ①6.6kV AC電源
- ②440V AC電源
- ③125V DC電源
- ④115V AC計装用電源
- ⑤バッテリー



3.1.4-51

第3.1.4.2-7図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波) (7/11)

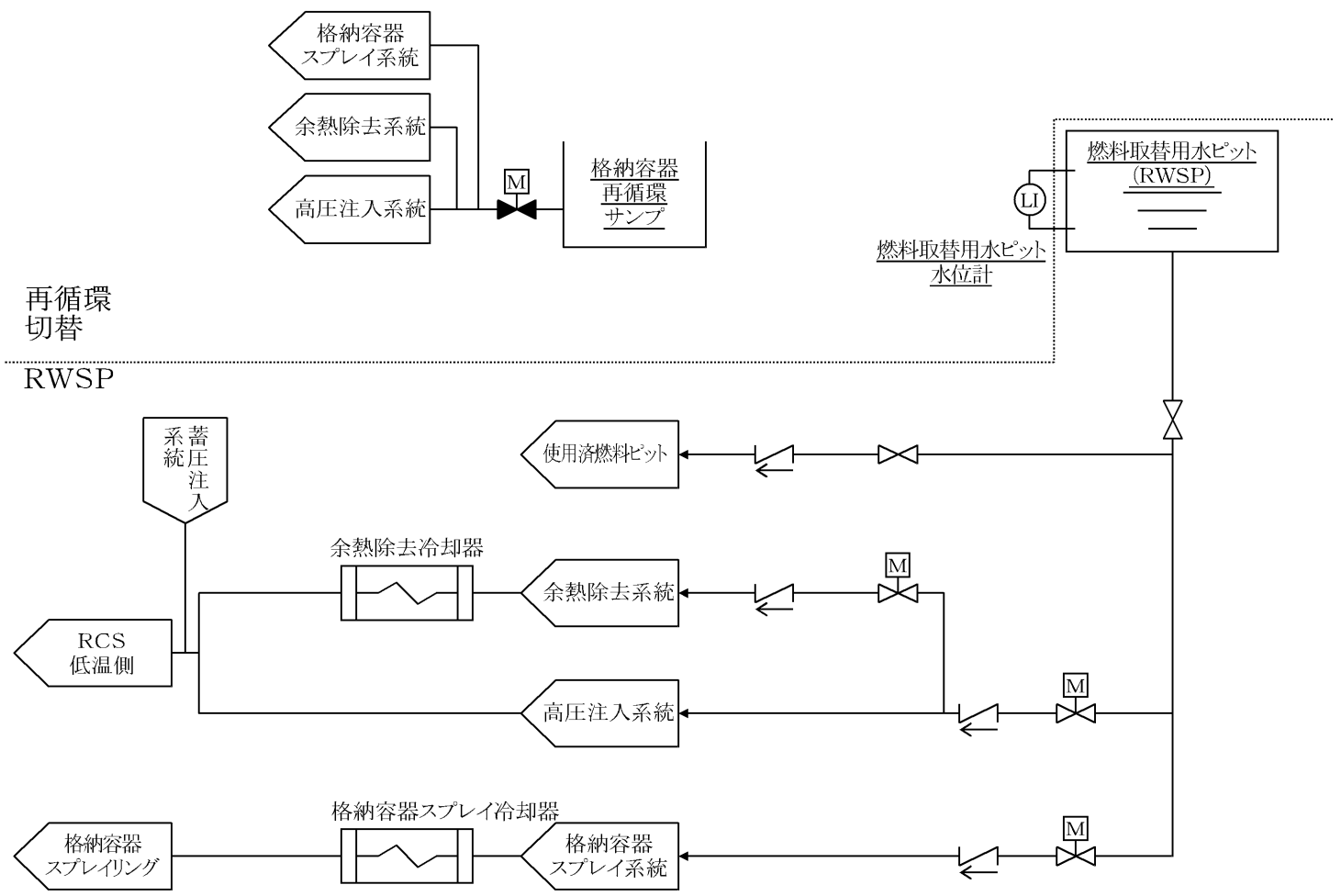
移動式大容量ポンプ車(サポート系)



3.1.4-52

第3.1.4.2-7図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波) (8/11)

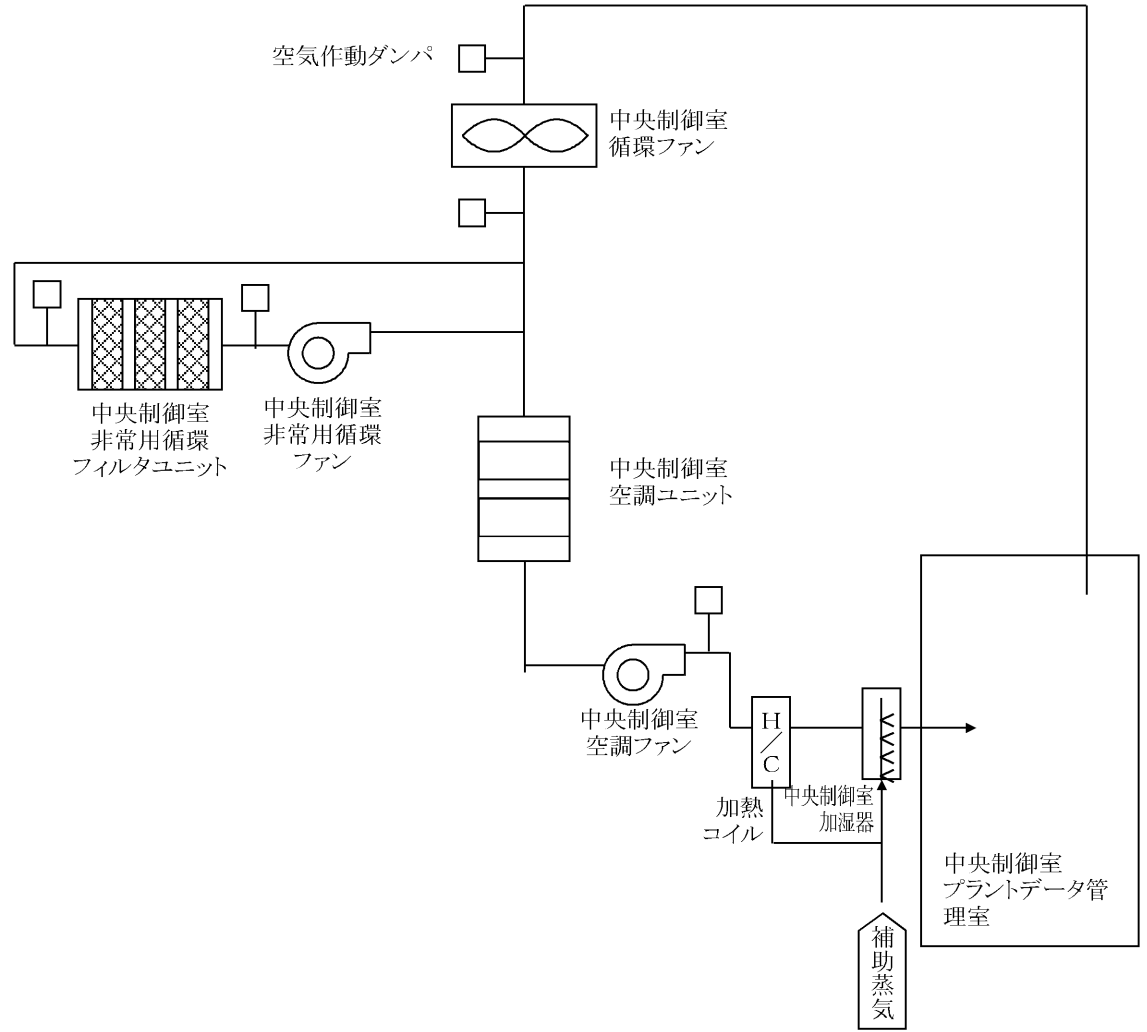
再循環切替 (サポート系)、RWST (サポート系)



第3.1.4.2-7図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波) (9/11)

3.1.4-53

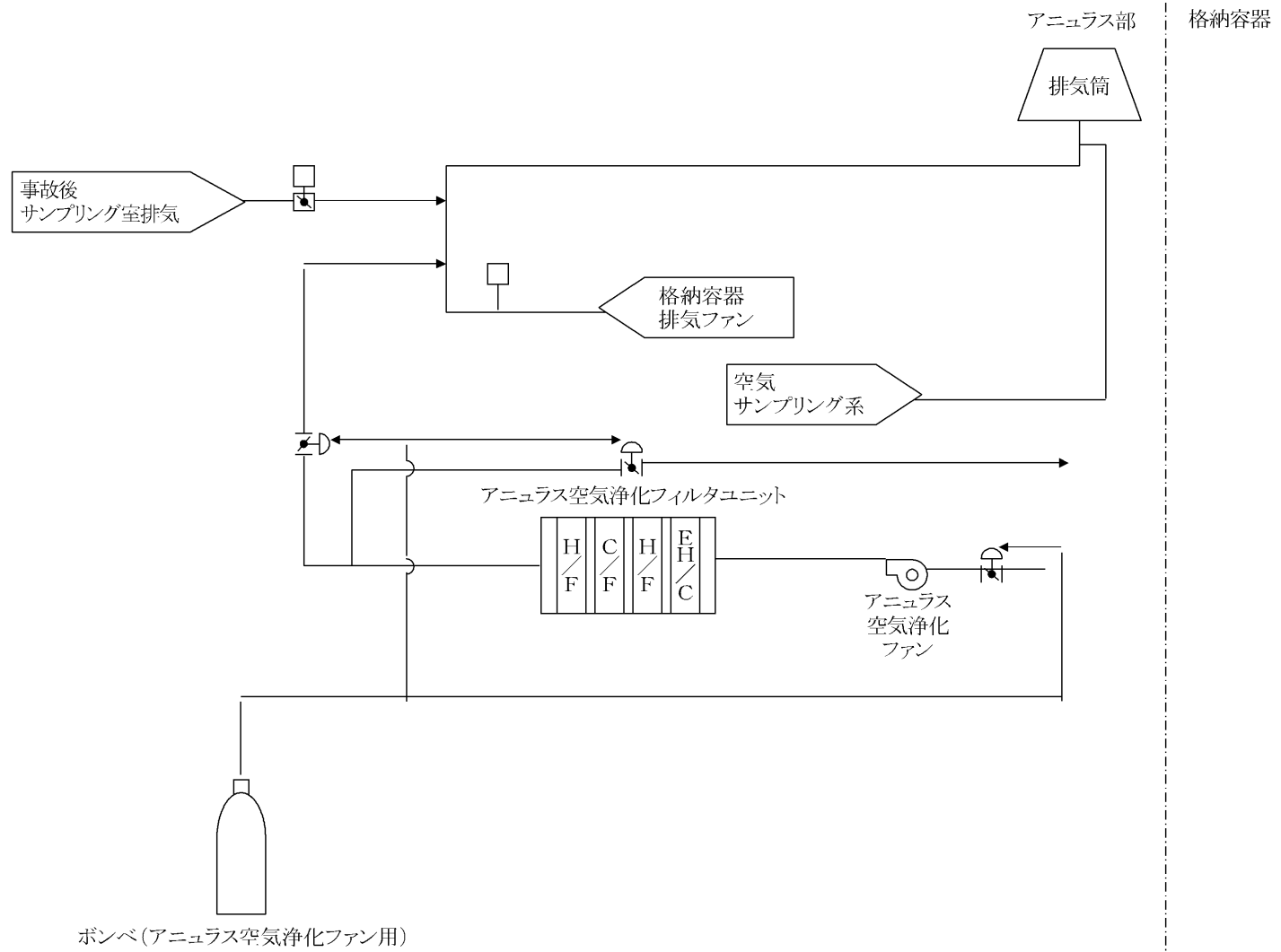
中央制御室空調系(被ばく低減)(サポート系)



3.1.4-54

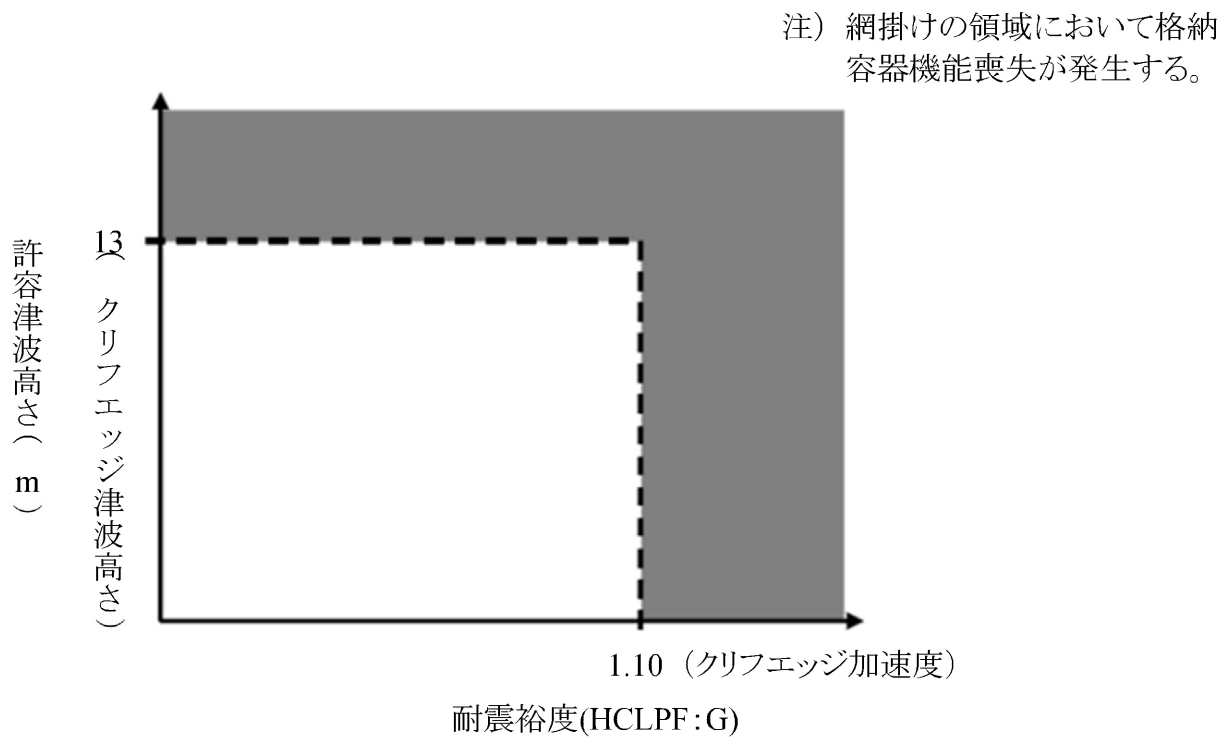
第3.1.4.2-7図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波)(10/11)

アニュラス空気浄化系 (サポート系)



3.1.4-55

第3.1.4.2-7図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波) (11/11)



第 3.1.4.2-8 図 地震及び津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(重畳: 格納容器機能喪失)

3.1.4.3 安全裕度評価により抽出された追加措置

今回の評価は、第1回評価結果における地震及び津波クリフエッジシナリオの起因事象が発生した場合、特重施設活用により、格納容器機能喪失を防止する成功パスの多様化が可能となることを確認した。また、特重施設の更なる活用を検討し評価した結果、更に成功パスの多様化が可能となることを確認した。

以上の結果を踏まえ、特重施設を活用することで、格納容器機能喪失を防止する成功パスが多様化されたイベントツリーを視覚的に理解することで、重大事故時の事故収束対応のレジリエンス向上の一助となる効果が期待できることから、本評価結果における特重施設の活用方法に関する教育を追加措置として抽出する。

なお、今後の届出書にて、特重施設を活用した炉心損傷防止に対する評価等を実施し、更なる安全性向上に向けた検討を実施する。

3.2 安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価

3.2.1 概要

中長期的な評価は、プラントの安全性向上に係る活動が、最新の規格・基準や国内外の知見、慣行等に対して有効であることを確実にするとともに、更なる安全性向上措置を抽出し、将来に向けた継続的な安全性向上に資することを目的とする。

新規制基準への適合性審査合格から一定期間が経過し、新規制基準に基づく運転実績、運転経験等のデータが蓄積されたことから、安全性向上に係る活動の実施状況について、IAEA安全ガイド「Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants (No.SSG-25)」(以下、「SSG-25」という。)に基づき、中長期的な観点から有効性評価を実施した。また、評価にあたり、日本原子力学会標準「原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針：2015」(AESJ-SC-S006:2015)も参考とした。

安全性向上に係る活動としては、保安活動に加え、発電用原子炉施設の安全性・信頼性の更なる向上に資する自主的な取組みについても調査・分析を行い、SSG-25に基づく、以下の14項目の安全因子(SF; Safety Factor)ごとに評価(安全因子レビュー)を実施した。安全因子ごとのレビュー結果については、総合評価において、安全因子間の相互作用も確認し、今後取り組む安全性向上措置計画を策定した。

なお、中長期的評価による安全性向上措置計画の策定にあたっては、最新の規格・基準の要求事項や国内外の知見、慣行等に対する有効性の確認に加え、現状に留まることなく、将来的に更なる安全性向上に資する措置を抽出できないかについても検討・評価を実施した。

【プラントに関する安全因子】

安全因子1(SF1) : プラント設計

安全因子2(SF2) : 安全上重要な構築物、系統及び機器(SSC)の現状

安全因子3(SF3) : 機器の性能保証

安全因子4(SF4) : 経年劣化

【安全解析に関する安全因子】

安全因子5(SF5) : 決定論的安全解析

安全因子6(SF6) : 確率論的リスク評価

安全因子7(SF7) : ハザード解析

【実績及び経験のフィードバックに関する安全因子】

安全因子8(SF8) : 安全実績

安全因子9(SF9) : 他プラントでの経験及び研究成果の利用

【マネジメントに関する安全因子】

安全因子10(SF10) : 組織、マネジメントシステム及び安全文化

安全因子11(SF11) : 手順

安全因子12(SF12) : 人的要因

安全因子13(SF13) : 緊急時計画

【環境に関する安全因子】

安全因子14(SF14) : 放射性物質が環境に与える影響

3.2.2 中長期的な評価の実施方法

(1) 評価対象期間

2017年1月18日（新規制基準設置変更許可日）から2023年3月8日（玄海4号機第15回定期事業者検査終了日）を評価対象期間とする。

(2) 評価プロセス

中長期評価の全体プロセスは、第3.2.2-1図に示すとおり、レビュー準備、安全因子レビュー、総合評価から構成される。

a. レビュー準備

レビュー準備では、中長期的な評価の実施体制を構築するとともに、対象期間、実施手順等のレビュー実施に係る基本的事項を整理した実施計画を策定する。

b. 安全因子レビュー

安全因子レビューでは、策定した実施計画に基づき、安全因子ごとに文書レビュー等を行い、好ましい所見（長所）、改善の余地が見込まれる所見（短所）を抽出し、安全性向上措置案を検討する。安全因子レビューのプロセスを第3.2.2-2図に示す。

b.1 調査等

安全因子レビューでは、SSG-25に基づき、安全因子ごとにレビュー項目を体系的に設定し、関連する文書・記録を調査し、最新の規格・基準や国内外の知見、慣行等に対して、現状の安全性向上に係る活動が有効であるかを評価する。

各レビュー項目に対する評価においては、最新の規格・基準の要求事項や国内外の知見、慣行等に対し、「Y(Yes: 満足している)」又は「N(No: 満足していない)」を確認する。

ある安全因子レビューのレビュー項目の所見(アウトプット)が他の安全因子レビューの重要な情報(インプット)となる可能性があるため、安全因子間のレビュー項目の関係性についても考慮する。

b.2 調査結果の分析・評価

「b.1 調査等」から得られた所見について、「好ましい所見(長所)」、「同等の所見(-)」又は「改善の余地が見込まれる所見(短所)」に整理する。

- ・ 好ましい所見(長所)

最新の規格・基準や国内外の知見、慣行等を上回っている良好事例。

- ・ 同等の所見(-)

最新の規格・基準や国内外の知見、慣行等と同等の事例。

- ・ 改善の余地が見込まれる所見(短所)

最新の規格・基準や国内外の知見、慣行等を満たしていない事例。

改善の余地が見込まれる所見(短所)については、更に「安全性向上措置案が必要な所見(状態報告(CR)発行)」、「安全性向上措置案が必要とは考えられない所見(対応不要)」又は「合理的かつ実行可能な改善策を特定できない所見(Hold)」に分類する。

b.3 改善の余地が見込まれる所見(短所)の安全重要度の評価

改善の余地が見込まれる所見(短所)のうち、「安全性向上措置案が必要

な所見（CR発行）」については、安全重要度の評価として、原子力安全（品質）への影響度から、CAQ（原子力安全（品質）に影響を及ぼす状態）、Non-CAQ（原子力安全（品質）に影響を及ぼさない状態）に分類する。

b.4 安全性向上措置案の検討・立案

改善の余地が見込まれる所見（短所）のうち、「安全性向上措置案が必要な所見（CR発行）」について、安全重要度の評価結果に応じて安全性向上措置案を検討・立案する。

好ましい所見（長所）や同等の所見（一）についても、CR発行は不要であるが、現状に留まることなく、よりプラントの安全性を向上させるという観点に立ち、更なる改善が可能であれば、安全性向上措置案を検討・立案する。

なお、安全性向上措置案の検討にあたっては、設備改造や手順変更だけでなく、仕組みや体制等、マネジメントシステムの改善も考慮する。

安全因子レビュー結果から得られた所見の分類と対応について、第3.2.2-1表に整理する。

第3.2.2-1表 安全因子レビュー結果から得られた所見の分類及び対応

所見の分類		対応
好ましい所見 (長所)	/	現状に留まることなく、よりプラントの安全性を向上させるという観点に立ち、更なる改善が可能であれば安全性向上措置案を抽出する。
同等の所見 (一)		
改善の余地が見込まれる所見(短所)	安全性向上措置案が必要な所見(CR発行)	安全性向上措置案とし、状態報告(CR)発行し、「改善処置活動管理基準」に基づき安全重要度の評価を行う。
	安全性向上措置が必要ではない所見(対応なし)	既に対応を計画済み、又は対応中である等、新たな対応が必要でない理由を確認し、処置完了(対応不要)とする。
	合理的かつ実行可能な改善策を特定できない所見(Hold)	実機適用までに更なる検討が必要である等、現状の知見では合理的かつ実行可能な改善策を特定できない理由を確認し、処置完了(Hold)とする。

c. 総合評価及び安全性向上措置の計画策定

総合評価では、安全因子ごとに抽出した安全性向上措置案に対し、安全因子間の相互関係を分析し、必要に応じて見直しを行った上で、妥当かつ実行可能な安全性向上措置の計画を策定する。

安全因子間の相互関係の分析では、安全因子ごとに、他の安全因子レビューで抽出された安全性向上措置案に対し、以下の観点で、安全性向上措置の見直し要否、あるいは新たな安全性向上措置の必要性を検討する。

《相互作用確認の観点》

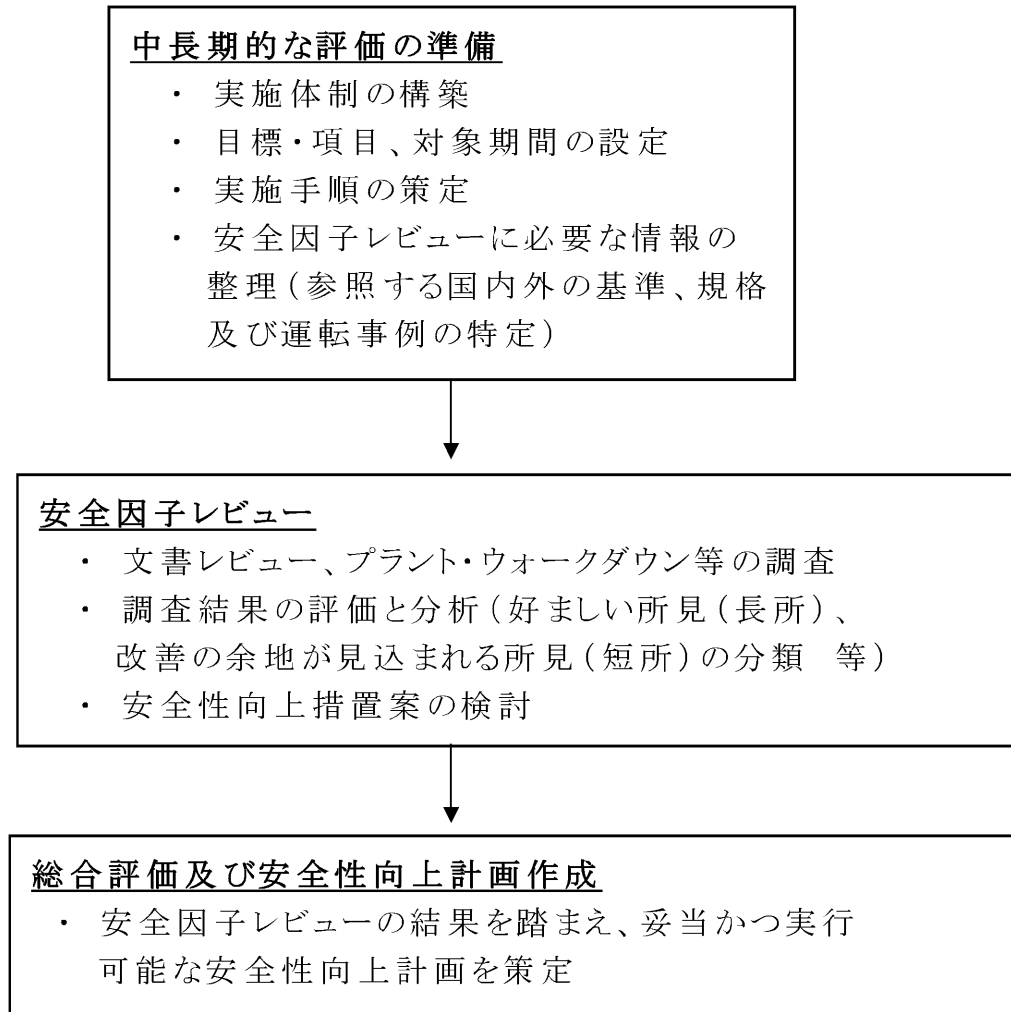
- ・ ある安全因子における好ましい所見（長所）が別の安全因子における改善の余地が見込まれる所見（短所）を補うか。
- ・ 複数の安全因子の軽微な改善の余地が見込まれる所見（短所）が重畳することでプラントのパフォーマンス低下を生じないか。
- ・ 考案した安全因子ごとの安全性向上措置案が、他の安全因子にて新たな改善の余地が見込まれる所見（短所）とならないか。

(3) 中長期的な評価の実施体制

中長期的な評価にあたり、統括責任者は安全・品質保証部長、実施責任者を安全性向上グループ長、事務局・取りまとめを安全性向上グループが担うこととし、14 項目の安全因子ごとのレビュー、分析及び評価を第 3.2.2-2 表に示す各チームで実施する体制とした。

第3.2.2-2表 安全因子レビューの実施体制

安全因子		レビュー実施箇所
SF1	プラント設計	【プラントチーム】 原子力設備グループ 原子力経年対策グループ 原子燃料サイクルグループ 原子燃料技術グループ 土木建築本部 調査・計画グループ 安全性向上グループ
SF2	安全上重要な SSC の現状	
SF3	機器の性能保証	
SF4	経年劣化	
SF5	決定論的安全解析	【安全解析チーム】 リスク管理・解析グループ 安全設計グループ 土木建築本部 原子力グループ 安全性向上グループ
SF6	確率論的リスク評価	
SF7	ハザード解析	
SF8	安全実績	【運転経験チーム】 原子力発電グループ 安全性向上グループ
SF9	他プラントでの経験及び研究成果の利用	
SF10	組織、マネジメントシステム及び安全文化	【マネジメントチーム】 品質保証グループ 原子力運営グループ 原子力発電グループ 原子力防災グループ 放射線安全グループ 原子力設備グループ 安全性向上グループ
SF11	手順	
SF12	人的要因	
SF13	緊急時計画	
SF14	放射性物質が環境に与える影響	【環境影響チーム】 放射線安全グループ 安全性向上グループ



第 3.2.2-1 図 中長期的な評価の全体プロセス

b.1 調査等

- 文書・記録を調査し、最新の規格・基準の要求事項や国内外の知見、慣行等に対し、Y(満足)/N(満足していない)を判断する。



b.2 調査結果の分析・評価

- 得られた所見を「好ましい所見(長所)」、「改善の余地が見込まれる所見(短所)」、「同等の所見」に分類。
このうち、「改善の余地が見込まれる所見(短所)」については、更に
 - ・ 「安全性向上措置案が必要な所見(CR 発行)」、
 - ・ 「安全性向上措置案が必要とは考えられない所見(対応なし)」又は
 - ・ 「合理的かつ実行可能な改善策を特定できない所見(Hold)」に分類。



b.3 改善の余地が見込まれる所見(短所)の安全重要度の評価

- 「安全性向上措置案が必要な所見(CR 発行)」について、原子力安全(品質)への影響度から CAQ(影響を及ぼす状態)、Non-CAQ(影響を及ぼさない)に分類し、影響度を評価。



b.4 安全性向上措置案の抽出

- 「安全性向上措置案が必要な所見(CR 発行)」について、安全重要度に応じて安全性向上措置案を抽出。
- 「好ましい所見(長所)」、「同等の所見」からも更なる改善が可能であれば安全性向上措置案を抽出。

第 3.2.2-2 図 安全因子レビューの主要なプロセス

3.2.3 安全因子レビュー

3.2.3.1 プラント設計(SF1)

(1) レビューの目的

原子力発電所の設計及びその設計図書が、最新の許認可基準、国内外の規格・基準、事例(運転経験)に照らして適切であることを判断することを目的とする。

(2) レビュー項目

SF1 No.	レビュー項目
1	安全上重要な SSC のリストが完全かつ適切であることを確認する。
2	設計基準が新規制基準適合時から更新されている場合、プラント設計に対する影響を確認する。
3	新規制基準適合時からプラントの改造が行なわれた場合、改造後のプラント設計に関する累積的影響を調査し、プラントの安全に与えた影響を評価する。
4	使用済燃料貯蔵計画(使用済燃料の搬出、貯蔵施設の容量増強などの計画)のレビュー及びこれに関連する使用済燃料貯蔵施設の貯蔵能力の技術的評価(施設の貯蔵容量と冷却能力、その増強スケジュール、使用済燃料の発生体数と搬出スケジュールなどに基づく貯蔵能力に対する評価)を行う。
5	当初設計及び/又は新規制基準適合時からの設計変更によって見直された設計仕様・設計根拠に関する文書が取得され、確実に保管されていること、及び新規制基準適合時から行われた当該プラントの全ての改造を設計仕様・設計根拠に関する文書に適切に反映し更改されていることを確認する。

(3) レビュー結果

レビュー結果を第3.2.3.1-1表に示す。

a. 安全性に関する好ましい所見(長所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価するものの、それを超えてグッドプラクティスとして抽出されるものはなかった。

b. 安全性に関する改善の余地が見込まれる所見(短所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価し、短所として抽出されるものはなかった。

c. 更なる改善の余地:有り

設計要件を取りまとめた設計基準図書(DBD)の更新管理が適切に実施されていることを確認したが、アクセス性の向上を図ることで更なる改善に繋がる余地がある。(SF1 No.5)

d. 安全性向上措置案

電磁的方法による保存基準を満たす設備保全管理システム(EAM)に設計基準図書(DBD)を登録し、電子化・一元化により、更新管理の高度化やアクセス性の向上等の改善を図る。(SF1 No.5)

第3.2.3.1-1表 安全因子1:プラント設計のレビュー結果

レビュー項目	Y/N	長所、短所、更なる改善として抽出された所見	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度**	安全性向上措置案
SF1 No.1	Y	—	—	—	—	—
SF1 No.2	Y	—	—	—	—	—
SF1 No.3	Y	—	—	—	—	—
SF1 No.4	Y	—	—	—	—	—
SF1 No.5	Y	設計要件を取りまとめた設計基準図書(DBD)の更新管理や活用範囲を広げるうえで、改善の余地がある。	更なる改善	—	—	電磁的方法による保存基準を満たす設備保全管理システム(EAM)に設計基準図書(DBD)を登録し、電子化・一元化により、更新管理の高度化やアクセス性の向上等の改善を図る。

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ分類する(CR発行/対応なし/Hold)

** 所見の分類のうち「CR発行」に対してのみ影響評価する(CAQ/Non-CAQ)

3.2.3.2 安全上重要な構築物、系統及び機器 (SSC) の現状 (SF2)

(1) レビューの目的

安全上重要なSSCの現状を確認し、少なくとも次回レビューまでの期間、これらが設計要求事項を満たす性能及び妥当性を備えているかを検討することにある。加えて、このレビューでは、安全上重要なSSCの状態が適切に文書化されていることを確認するとともに、必要に応じて継続的な保守、監視及び供用期間中検査が行われていることを確認することを目的とする。

(2) レビュー項目

SF2 No.	レビュー項目
1	安全上重要な SSC の経年劣化に対して適切な保全方式を定めて点検を実施していることを確認する。
2	安全上重要な SSC の運転上の制限と運転状態を確認する。
3	陳腐化(より良い技術が新たに開発されているにもかかわらず、古い技術を使用していること) に関する安全上重要な SSC の現状を確認する。
4	新規制基準適合以降の安全上重要な SSC の設計要求事項及び基準の変更(例:材料の特性に関する基準の変更)を調査し、現状に与えた影響を確認する。
5	安全上重要な SSC に対し、継続的な保守、監視及び供用期間中検査が行われる保守管理プログラムとなっていることを確認する。
6	安全上重要な SSC の機能試験結果について、重大な所見が記録され、その結果が保守管理プログラムに反映される仕組みが適切であり、活動に問題は無いことを確認する。

SF2 No.	レビュー項目
7	安全上重要な SSC の検査や巡視点検（パトロール）で確認された特記等の結果が記録される仕組みが適切であり、活動に問題ないか確認する。
8	安全上重要な SSC の状態について、文書化が実施され、確実に記録が保管される仕組みが適切であり、活動に問題は無いか確認する。
9	安全上重要な SSC の運転履歴が評価される仕組みが適切であり、活動に問題は無いか確認する。
10	安全上重要な SSC の即座に代用品を利用することができない、製造中止品への依存度（例えば、使用している機器の規格や接続型式が旧式で最新の機器と交換しようとしても直ちに接続できない場合等）を確認する。
11	プラントの外部から提供される必須の部品・人的資源等に対する依存度を確認する。
12	使用済燃料貯蔵施設の現状の貯蔵能力や冷却能力を確認する。
13	安全上重要な SSC について、設計が意図した状況に現場が維持管理されているか確認する。

(3) レビュー結果

レビュー結果を第3.2.3.2-1表に示す。

a. 安全性に関する好ましい所見（長所）：無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価するものの、それを超えてグッドプラクティスとして抽出されるものはなかった。

b. 安全性に関する改善の余地が見込まれる所見（短所）：無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価し、短所として抽出されるものはなかった。

c. 更なる改善の余地：有り

保安活動の記録及び安全上重要なSSCの記録について、適切に保管されているがアクセス性の向上を図ることで更なる改善に繋がる余地がある。

(SF2 No.8,13)

d. 安全性向上措置案

設備保全管理システム(EAM)に保全管理に係る情報及び最新記録を電子化・一元化し、アクセス性の向上を図る。(SF2 No.8,13)

第3.2.3.2-1表 安全因子2:安全上重要な構築物、系統及び機器(SSC)の現状のレビュー結果

レビュー項目	Y/N	長所、短所、更なる改善として 抽出された所見	所見の 整理	所見の 分類*	所見の安全 重要度**	安全性向上 措置案
SF2 No.1	Y	—	—	—	—	—
SF2 No.2	Y	—	—	—	—	—
SF2 No.3	Y	—	—	—	—	—
SF2 No.4	Y	—	—	—	—	—
SF2 No.5	Y	—	—	—	—	—
SF2 No.6	Y	—	—	—	—	—
SF2 No.7	Y	—	—	—	—	—
SF2 No.8	Y	保安活動の記録は適切に保管されているが、 アクセス性の向上を図ることで更なる改善に繋 がる余地がある。	更なる 改善	—	—	設備保全管理システム(EAM)に保全管 理に係る情報を電子化・一元化し、アク セス性の向上を図る。
SF2 No.9	Y	—	—	—	—	—
SF2 No.10	Y	—	—	—	—	—
SF2 No.11	Y	—	—	—	—	—
SF2 No.12	Y	—	—	—	—	—
SF2 No.13	Y	最新の記録は適切に保管しているが、アク セス性の向上を図ることで更なる改善に繋 がる余地がある。	更なる 改善	—	—	設備保全管理システム(EAM)を用いて最 新の記録を電子化・一元化し、アクセス性の 向上を図る。

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ分類する(CR発行/対応なし/Hold)

** 所見の分類のうち「CR発行」に対してのみ影響評価する(CAQ/Non-CAQ)

3.2.3.3 機器の性能保証 (SF3)

(1) レビューの目的

通常の運転状態及び想定される事故状態によってもたらされる環境条件下において、安全上重要な機器が必要な機能を発揮することが保証されているかを確認することである。また、少なくとも次回レビューまで安全機能を発揮することを保証する保守、検査及び試験の適切なプログラムを通して、その性能が維持されるかを判断することを目的とする。

(2) レビュー項目

SF3 No.	レビュー項目
1	安全上重要な SSC が性能保証の要件を満たしていることを確認する仕組みが適切か確認する。
2	安全上重要な SSC の性能保証記録の適切性を確保する仕組みが適切か確認する。
3	機器の耐用年数を通して、性能を更新・維持するための手順が適切か確認する。
4	安全上重要な SSC が改造及び追加されても SSC の性能が維持されるための手順が適切か確認する。
5	性能保証された機器の経年劣化を抑えるための、監視プログラムとフィードバック手順が適切か確認する。
6	実際の環境条件（高線量または高温環境を含む）が監視され、安全上重要な SSC の性能保証が適切か確認する。
7	性能保証された機器の有害な環境条件からの防護策が適切か確認する。

SF3 No.	レビュー項目
8	設計変更等による重要度分類の変更を考慮して、保守、検査、試験等の見直しがされていることを確認する。
9	定期的な保守、状態監視、検査、較正などの手段を継続的に用いることにより機器性能が維持されていたか、及びそれらの手段は結果とともに適切に文書化されていることを確認する。

(3) レビュー結果

レビュー結果を第3.2.3.3-1表に示す。

a. 安全性に関する好ましい所見(長所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価するものの、それを超えてグッドプラクティスとして抽出されるものはなかった。

b. 安全性に関する改善の余地が見込まれる所見(短所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価し、短所として抽出されるものはなかった。

c. 更なる改善の余地:有り

保安活動の記録について、適切に保管されているがアクセス性の向上を図ることで更なる改善に繋がる余地がある。(SF3 No.9)

d. 安全性向上措置案

設備保全管理システム(EAM)に保全管理に係る情報を電子化・一元化し、アクセス性の向上を図る。(SF3 No.9)

第3.2.3.3-1表 安全因子3:機器の性能保証のレビュー結果

レビュー項目	Y/N	長所、短所、更なる改善として抽出された所見	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度**	安全性向上措置案
SF3 No.1	Y	—	—	—	—	—
SF3 No.2	Y	—	—	—	—	—
SF3 No.3	Y	—	—	—	—	—
SF3 No.4	Y	—	—	—	—	—
SF3 No.5	Y	—	—	—	—	—
SF3 No.6	Y	—	—	—	—	—
SF3 No.7	Y	—	—	—	—	—
SF3 No.8	Y	—	—	—	—	—
SF3 No.9	Y	保安活動の記録は適切に保管されているが、アクセス性の向上を図ることで更なる改善に繋がる余地がある。	更なる改善	—	—	設備保全管理システム(EAM)に保全管理に係る情報を電子化・一元化し、アクセス性の向上を図る。

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ分類する(CR発行/対応なし/Hold)

** 所見の分類のうち「CR発行」に対してのみ影響評価する(CAQ/Non-CAQ)

3.2.3.4 経年劣化 (SF4)

(1) レビューの目的

安全上重要なSSCに影響を与えている経年劣化の要素が有効に管理されているか、また、要求される全ての安全機能が次回レビューまでの期間、経年劣化管理プログラムにて有効に管理されるかを判断することを目的とする。

(2) レビュー項目

SF4 No.	レビュー項目
1	経年劣化管理プログラムによって、経年劣化メカニズムや経年劣化影響のタイムリーな検知と対応が可能であることを確認する。
2	すべての安全上重要なSSCがプログラム対象となっていることを確認する。
3	ポンプ・モータ等の交換可能な構成要素(機器・部品)の経年劣化を管理するための運転及び保守の方針や手順が有効であることを確認する。
4	安全上重要なSSCの安全機能に影響を与える可能性がある経年劣化の評価並びに文書化が実施されていることを確認する。
5	長期停止期間において安全上要求される部分(例えば、使用済燃料貯蔵施設)に与える影響の管理が実施されていることを確認する。
6	経年劣化のパフォーマンス指標(Performance Indicator:PI)が運転管理、保守管理、不適合管理等で設定したものの中から適切に選択されていることを確認する。
7	経年劣化管理に係る記録の維持・保管が実施されていることを確認する。
8	経年劣化管理プログラムにおける経年劣化の管理手法が問題ないことを確認する。

SF4 No.	レビュー項目
9	実際の安全余裕に関する知識をはじめ、支配的な経年劣化のメカニズムや現象についての発電所運用組織としての理解の程度に問題がないことを確認する。
10	経年劣化を評価するためのデータ(基本的なデータ、運転・保守履歴の履歴を含む)について、容易にデータを検索・入手できる環境となっていることを確認する。
11	経年劣化管理プログラムにおける安全上重要な SSC に対する許容基準及び要求される安全余裕が問題ないことを確認する。
12	経年劣化の進展状況を管理し、抑制するための運転ガイドラインに問題がないことを確認する。
13	経年劣化管理プログラムにおける経年劣化を監視し、経年劣化の影響を緩和する手法が問題ないことを確認する。
14	経年劣化管理プログラムにおける安全上重要な SSC の物理的状态(機器・配管腐食等)、並びに、耐用年数を制限する可能性がある要素に対する認識が問題ないことを確認する。
15	すべての材料(潤滑油などの消耗品を含む)の安全機能を阻害する劣化事象と SSC の経年劣化の理解とその管理方法が問題ないことを確認する。
16	原子力発電プラントで使用されている技術の陳腐化(例:非破壊検査技術、監視技術 等)に関する現状を調査し、使用している手法の妥当性を確認する。

(3) レビュー結果

レビュー結果を第3.2.3.4-1表に示す。

a. 安全性に関する好ましい所見(長所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価するものの、それを超えてグッドプラクティスとして抽出されるものはなかった。

b. 安全性に関する改善の余地が見込まれる所見(短所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価し、短所として抽出されるものはなかった。

c. 更なる改善の余地:有り

保安活動の記録は適切に保管されているが、アクセス性の向上を図ることで更なる改善に繋がる余地がある。(SF4 No.10)

d. 安全性向上措置案

設備保全管理システム(EAM)に保全管理に係る情報を電子化・一元化し、アクセス性の向上を図る。(SF4 No.10)

第3.2.3.4-1表 安全因子4: 経年劣化のレビュー結果

レビュー項目	Y/N	長所、短所、更なる改善として抽出された所見	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度**	安全性向上措置案
SF4 No.1	Y	—	—	—	—	—
SF4 No.2	Y	—	—	—	—	—
SF4 No.3	Y	—	—	—	—	—
SF4 No.4	Y	—	—	—	—	—
SF4 No.5	Y	—	—	—	—	—
SF4 No.6	Y	—	—	—	—	—
SF4 No.7	Y	—	—	—	—	—
SF4 No.8	Y	—	—	—	—	—
SF4 No.9	Y	—	—	—	—	—
SF4 No.10	Y	保安活動の記録は適切に保管されているが、アクセス性の向上を図ることで更なる改善に繋がる余地がある。	更なる改善	—	—	設備保全管理システム(EAM)に保全管理に係る情報を電子化・一元化し、アクセス性の向上を図る。
SF4 No.11	Y	—	—	—	—	—
SF4 No.12	Y	—	—	—	—	—
SF4 No.13	Y	—	—	—	—	—
SF4 No.14	Y	—	—	—	—	—
SF4 No.15	Y	—	—	—	—	—
SF4 No.16	Y	—	—	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ分類する(CR発行/対応なし/Hold)

** 所見の分類のうち「CR発行」に対してのみ影響評価する(CAQ/Non-CAQ)

3.2.3.5 決定論的安全解析 (SF5)

(1) レビューの目的

以下の要素を考慮したときに、既存の決定論的安全解析が、どの程度完全か、また、どの程度有効な状態を維持するかを判断することを目的とする。

- ・新規制基準適合時からSSCの全ての改造を含む、実際のプラント設計
- ・現在の運転モード及び炉心／燃料の管理
- ・安全上重要なSSCの現状、及び、次回レビューまでの期間において予想されるそれらの状態
- ・最新の検証された計算機コードの使用
- ・現在の決定論的手法
- ・現在の安全に関する基準及び知識（研究及び開発の成果を含む）
- ・安全余裕の存在及びその妥当性

(2) レビュー項目

SF5 No.	レビュー項目
1	既存の決定論的安全解析で使用されている解析手法、ガイドライン及び計算機コードの妥当性について確認する。
2	反映すべき安全上重要な運転経験を踏まえた上で、決定論的安全解析で行った想定（入力データや解析前提条件も含む）が引続き有効であることを確認する。
3	プラントの現状を踏まえた上で、決定論的安全解析で行った想定（入力データや解析前提条件も含む）が引続き有効であることを確認する。

SF5 No.	レビュー項目
4	プラントの実際の運転条件を踏まえた上で、決定論的安全解析で行った想定(入力データや解析前提条件も含む)が引続き有効であることを確認する。
5	現在の規制及び基準に照らしても決定論的安全解析で行った想定(入力データや解析前提条件も含む)が引続き有効であることを確認する。
6	<p>深層防護の成立性の観点から、以下の事項が反映された、有効な決定論的安全解析であることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. SSC(それらの構成要素も含む)の機能的適切性及び信頼性 b. 内部事象及び外部事象 c. 機器の故障 d. ヒューマンエラーが安全に与える影響 e. 防護措置
7	<p>現行のプラントに対して、現行の安全解析の結果が判断基準を満足することを確認することにより、適切な安全余裕が確保されていることを確認する。</p> <p>予定されている安全性向上対策が講じられた場合のプラントに対しては、安全解析の有効性確認の過程を踏まえ必要に応じ確認する。</p>

(3) レビュー結果

レビュー結果を第3.2.3.5-1表に示す。

a. 安全性に関する好ましい所見(長所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価するものの、それを超えてグッドプラクティスとして抽出されるものはなかった。

b. 安全性に関する改善の余地が見込まれる所見(短所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価し、短所として抽出されるものはなかった。

c. 更なる改善の余地:無し

更なる改善の余地について検討した結果、抽出されるものはなかった。

d. 安全性向上措置案

安全性向上措置案として抽出されるものはなかった。

第3.2.3.5-1表 安全因子5:決定論的安全解析のレビュー結果

レビュー項目	Y/N	長所、短所、更なる改善として 抽出された所見	所見の 整理	所見の 分類*	所見の安全 重要度**	安全性向上措置案
SF5 No.1	Y	—	—	—	—	—
SF5 No.2	Y	—	—	—	—	—
SF5 No.3	Y	—	—	—	—	—
SF5 No.4	Y	—	—	—	—	—
SF5 No.5	Y	—	—	—	—	—
SF5 No.6	Y	—	—	—	—	—
SF5 No.7	Y	—	—	—	—	—

* 改善の余地Yが見込まれる所見（短所）に対してのみ分類する（CR発行/対応なし/Hold）

** 所見の分類のうち「CR発行」に対してのみ影響評価する（CAQ/Non-CAQ）

3.2.3.6 確率論的リスク評価 (SF6)

(1) レビューの目的

以下を判断することを目的とする。

- ・ 既存のPRA研究が、原子力発電プラントの代表モデルとして、引き続き有効である程度
- ・ PRAの結果が、リスクは十分に低く、また、全ての想定起因事象及び運転状態に対しバランスが取れていることを示しているか
- ・ PRAの適用範囲(全ての運転状態及び特定された内部及び外部ハザードを含むこと)、手法及び程度(すなわち、レベル1、2又は3)が、現在の国内及び国際的な基準及び良好事例に従っているか
- ・ 既存のPRAの適用範囲及び活用が十分か

(2) レビュー項目

SF6 No.	レビュー項目
1	PRA モデルに現在の設計及び運転特性を反映していること、関連するすべての運転経験が考慮されていること、すべての運転モードが含まれていることを確認する。
2	PRA は適切な一連の想定起因事象及びハザードを考慮していることを確認する。
3	PRA において表現されているハザードの程度は、省略が敷地固有の正当性に基づいていること、また、これらの省略がプラントの総合リスク評価を弱めないことを確認する。

SF6 No.	レビュー項目
4	PRA に使用されている解析手法及び計算機コードについて、使用している手法及び採用している計算機コード検証基準が引き続き適切であることを確認する。以前の手法を引き続き使用する場合は、解析に採用した想定、適用した保守性の程度及び特有の不確実さを含む、その継続的な有効性を確認する。
5	確認されていない相互リンクの可能性及び共通要因事象による影響をモデルに考慮する程度について確認する。
6	PRA で実施された人間信頼性解析は、プラント特有かつシナリオ依存ベースで活動がモデル化されていること、また、現在の手法が適用されていることを確認する。
7	現行 PRA の結果のレビューについては、事故シーケンスグループ(炉心損傷の場合)や格納容器機能喪失モード(格納容器機能喪失の場合)等に着目した重要性を評価することによって、重要な事故シーケンスグループ等に対して、合理的に実施できる範囲でのリスク低減方策を検討しているかどうか確認する。また、現行のアクシデントマネジメントプログラムが、現行の PRA モデル及び結果との整合を持つものであることを確認する。
8	プラント状態の変化を反映するために PRA をアップデートした履歴を確認すること。理想的には、リビング PRA を維持すべきだが、それが現実的ではない場合は、安全に関する意思決定に役立てるため、プラントの耐用年数にわたり PRA を十分に最新の状態に保っていることを確認する。

(3) レビュー結果

レビュー結果を第3.2.3.6-1表に示す。

a. 安全性に関する好ましい所見(長所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価するものの、それを超えてグッドプラクティスとして抽出されるものはなかった。

b. 安全性に関する改善の余地が見込まれる所見(短所):有り

地震PRA及び津波PRAについて改善の余地が見込まれる所見(短所)がある。

- ・ 地震 PRA 及び津波 PRA について、今回構築した最新図面・手順書を反映した内部事象出力運転時 PRA モデルのリスクプロファイルを分析し、影響分析とモデル反映を検討する必要がある。(SF6 No.1)
- ・ 地震 PRA 及び津波 PRA について、人的過誤評価への EPRI 手法の反映や内部事象出力運転時 PRA モデルの高度化等による影響を分析し、モデルへの反映を検討する必要がある。(SF6 No.6)
- ・ 地震 PRA 及び津波 PRA における重要な事故シーケンスグループ等に対してリスク低減方策の検討を実施する必要がある。(SF6 No.7)

c. 更なる改善の余地:無し

更なる改善の余地について検討した結果、抽出されるものはなかった。

d. 安全性向上措置案

- ・ 地震 PRA 及び津波 PRA について、人的過誤評価への EPRI 手法の反映や内部事象出力運転時 PRA モデルの高度化等による外部事象 PRA

への影響を分析し、モデルへの反映を検討する。(SF6 No.6)

- ・ 地震 PRA 及び津波 PRA について、今回構築した最新図面・手順書を反映した内部事象出力運転時 PRA モデルのリスクプロファイルを分析し、外部事象 PRA への影響分析とモデルへの反映を検討する。また、重要な事故シーケンスグループ等に対してリスク低減方策の検討を実施する。(SF6 No.1,7)

第3.2.3.6-1表 安全因子6:確率論的リスク評価のレビュー結果

レビュー項目	Y/N	長所、短所、更なる改善として 抽出された所見	所見の 整理	所見の 分類*	所見の安全 重要度**	安全性向上措置案
SF6 No.1	N	地震PRA及び津波PRAについて、今回構築した最新図面・手順書を反映した内部事象出力運転時PRAモデルのリスクプロファイルを分析し、影響分析とモデル反映を検討する必要がある。	短所	CR発行	Non-CAQ	最新の図面・手順書の外部事象PRAモデルへの反映及び当該PRA結果に基づくリスク低減方策の検討
SF6 No.2	Y	—	—	—	—	—
SF6 No.3	Y	—	—	—	—	—
SF6 No.4	Y	—	—	—	—	—
SF6 No.5	Y	—	—	—	—	—
SF6 No.6	N	地震PRA及び津波PRAについて、人的過誤評価へのEPRI手法の反映や内部事象出力運転時PRAモデルの高度化等による影響を分析し、モデルへの反映を検討する必要がある。	短所	CR発行	Non-CAQ	外部事象PRAモデルへの伊方プロジェクトにおける海外専門家からの指摘を踏まえた知見の反映
SF6 No.7	N	地震PRA及び津波PRAにおける重要な事故シーケンスグループ等に対してリスク低減方策の検討を実施する必要がある。	短所	CR発行	Non-CAQ	最新の図面・手順書の外部事象PRAモデルへの反映及び当該PRA結果に基づくリスク低減方策の検討
SF6 No.8	Y	—	—	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ分類する(CR発行/対応なし/Hold)

** 所見の分類のうち「CR発行」に対してのみ影響評価する(CAQ/Non-CAQ)

3.2.3.7 ハザード解析 (SF7)

(1) レビューの目的

内部及び外部ハザードに対する原子力発電プラントの防護が適切かを判断することを目的とする。

(2) レビュー項目

SF7 No.	レビュー項目
1	プラントの安全性に影響を与える可能性がある内部、外部ハザードについて、当該プラントの特性から適用されるものを適切に選定されていることを確認する。
2	適切なハザードが選定されていることを確認するため、選定されたハザードの妥当性及び省略されたハザードの省略の正当性が明確であることを確認する。
3	特定された内部又は外部ハザードに対し、使用している評価手法、安全基準及び情報の最新版を調査し、最新かつ妥当であることを確認する。そうでない場合は、必要に応じ、ハザード評価を行うか、又は、修正する。
4	特定された内部又は外部ハザードに対し、現在のプラントの状態、ならびに予想されているプラントの劣化事象を踏まえて、対象とするハザードに耐え得るプラントであることを確認する。
5	特定された内部又は外部ハザードに対し、ハザードの評価結果を踏まえ、ハザードを防止あるいは緩和するために要求される措置が講じられる手順(訓練含む)が適切なことを確認する。
6	原子力発電所やその他施設で発生した事象から得られた知見が収集され、それらが既存の手順へ反映されていることを確認する。

(3) レビュー結果

レビュー結果を第3.2.3.7-1表に示す。

a. 安全性に関する好ましい所見(長所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価するものの、それを超えてグッドプラクティスとして抽出されるものはなかった。

b. 安全性に関する改善の余地が見込まれる所見(短所):有り

外部ハザード(地震)の評価手法及び内部ハザード(火災)に関する設計について改善の余地が見込まれる所見(短所)がある。ただし、本所見は、既にNRAに説明し、審査を受けている状況にあるため、今回、安全性向上措置立案は(審査結果を踏まえた対応となるため)対象外と整理する。

- ・ 地震調査研究推進本部の「日本海南西部の海域活断層の長期評価(第一版)－九州地域・中国地域北西沖－」及び「日向灘及び南西諸島海溝周辺の地震活動の長期評価(第二版)」が公表された。当該知見については、基準地震動及び基準津波へ影響を及ぼさないことを確認し、震源を特定せず策定する地震動の基準改正に伴う審査の中で、NRAに説明実施中。(SF7 No.3)
- ・ 「震源を特定せず策定する地震動」に、「標準応答スペクトルを考慮した地震動」を追加する基準改正(令和3年4月21日施行)について、原子炉設置変更許可申請(令和3年8月23日)を行い、審査中。(SF7 No.3)
- ・ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」の改正(平成31年2月13日)に伴い、火災感知設備の設置要件に関して、設計及び工事計画認可申請(火災感知器追設工事:令

和 4 年 2 月 10 日、火災感知器追設工事（特定重大事故等対処施設：令和 5 年 1 月 24 日）を行い、審査中。(SF7 No.3)

c. 更なる改善の余地：無し

更なる改善の余地について検討した結果、抽出されるものはなかった。

d. 安全性向上措置案

安全性向上措置案として抽出されるものはなかった。

第3.2.3.7-1表 安全因子7:ハザード解析のレビュー結果

レビュー項目	Y/N	長所、短所、更なる改善として 抽出された所見	所見の整理	所見の 分類*	所見 の安 全重 要度 **	安全性向上 措置案
SF7 No.1	Y	—	—	—	—	—
SF7 No.2	Y	—	—	—	—	—
SF7 No.3	N	地震調査研究推進本部の「日本海南西部の海域活断層の長期評価(第一版)―九州地域・中国地域北西沖―」及び「日向灘及び南西諸島海溝周辺の地震活動の長期評価(第二版)」が公表された。当該知見については、基準地震動及び基準津波等へ影響を及ぼさないことを確認し、震源を特定せず策定する地震動の基準改正に伴う審査の中で、NRAに説明実施中。	短所	対応なし	—	—
		「震源を特定せず策定する地震動」に、「標準応答スペクトルを考慮した地震動」を追加する基準改正(令和3年4月21日施行)について、原子炉設置変更許可申請(令和3年8月23日)を行い、審査中。	短所	Hold (対応中)	—	—
		「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」の改正(平成31年2月13日)に伴い、火災感知設備の設置要件に関して、設計及び工事計画認可申請(火災感知器追設工事:令和4年2月10日、火災感知器追設工事(特定重大事故等対処施設:令和5年1月24日)を行い、審査中。	短所	Hold (対応中)	—	—
SF7 No.4	Y	—	—	—	—	—
SF7 No.5	Y	—	—	—	—	—
SF7 No.6	Y	—	—	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ分類する(CR発行/対応なし/Hold)

** 所見の分類のうち「CR発行」に対してのみ影響評価する(CAQ/Non-CAQ)

3.2.3.8 安全実績 (SF8)

(1) レビューの目的

プラントの安全性能指標並びに運転経験の記録(プラントでの事象の根本原因分析の評価を含む)が、安全性向上策の必要性を示しているかを確認することを目的とする。

(2) レビュー項目

SF8 No.	レビュー項目
1	レビュー範囲に示すパフォーマンス指標について、傾向分析を実施すると共に、可能な場合は国内又は他国の他プラントのものとパフォーマンスレベルを比較し、それらの妥当性及び有効性を確認する。
2	レビュー範囲に示すパフォーマンス指標について、評価に使用されているプロセス及び手法の有効性を確認する。
3	放射線被ばく線量と放射性廃棄物に関するパフォーマンス指標については、それらが指定されている制限値の範囲内であり、その範囲内に抑制・管理することが十分に可能であることを確認する。
4	パフォーマンス指標として考慮していない、レビュー期間の安全に係る他の運転経験の記録も調査する。
5	レビュー範囲に示すパフォーマンス指標について、プラントの運用や改造を踏まえても引き続き使用可能であることを確認する。
6	レビュー範囲に示すパフォーマンス指標について、他の原子力発電所との比較可能な範囲について調査する。

(3) レビュー結果

レビュー結果を第3.2.3.8-1表に示す。

a. 安全性に関する好ましい所見(長所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価するものの、それを超えてグッドプラクティスとして抽出されるものはなかった。

b. 安全性に関する改善の余地が見込まれる所見(短所):有り

放射線被ばく線量と放射性廃棄物に関するパフォーマンス指標について、目標値を超過しているもの※(短所)があった。ただし、超過理由が明確かつ一過性のものであり、既に改善策を立案し、以降は目標値内で管理していることから安全性向上措置案の策定は不要と評価する。(SF8 No.3)

※「退域時の有意な汚染の検出件数(2020年度第4四半期～2021年度第3四半期)」、「放射性廃棄物の放出率(2021年度第4四半期)」及び「液体・気体廃棄物のNDを超えて放出した件数(2021年度第4四半期)」

c. 更なる改善の余地:有り

パフォーマンス指標(PI)の評価手法について、監視・測定は適切に行われており、有効であることを確認しているが、分析結果の見える化やしきい値設定を導入する等、更なる改善に繋がる余地があると評価する。また、評価結果へのアクセス性向上を図ることで、タイムリーにパフォーマンスを把握できる状態にすることで、更なる改善に繋がる余地がある。(SF8 No.2,5)

d. 安全性向上措置案

EAM活用によるPI傾向分析の運用性向上、PIの分析結果の見える化や

しきい値設定を行い、パフォーマンス評価の改善を行う。その際、国内外の活用状況に対するベンチマークを実施する。(SF8 No.2,5)

第3.2.3.8-1表 安全因子8:安全実績のレビュー結果

レビュー項目	Y/N	長所、短所、更なる改善として抽出された所見	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度**	安全性向上措置案
SF8 No.1	Y	—	—	—	—	—
SF8 No.2	Y	PIの分析手法等において、運用性の向上やしきい値設定によるパフォーマンス評価等の観点で更なる改善の余地がある。	更なる改善	—	—	ベンチマーク等による国内外のPI活用の状況を確認することにより、①EAMの活用によるPI傾向分析の実施に伴う運用性の向上、②PI分析結果の上層部への見える化や各PIしきい値の設定によるパフォーマンス評価の改善に向けた検討を行う。
SF8 No.3	N	「退域時の有意な汚染の検出件数」(2020年度第4四半期～2021年度第3四半期)、「放射性廃棄物の放出率」及び「液体・気体廃棄物のNDを超えて放出した件数」(2021年度第4四半期)に目標値を超過していた。	短所	対応なし	—	— (一過性のものであり、改善策により既に範囲内で管理できているため。)
SF8 No.4	Y	—	—	—	—	—
SF8 No.5	Y	PIの分析手法等において、運用性の向上やしきい値設定によるパフォーマンス評価等の観点で更なる改善の余地がある	更なる改善	—	—	ベンチマーク等による国内外のPI活用の状況を確認することにより、①EAMの活用によるPI傾向分析の実施に伴う運用性の向上、②PI分析結果の上層部への見える化や各PIしきい値の設定によるパフォーマンス評価の改善に向けた検討を行う。
SF8 No.6	Y	—	—	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ分類する(CR発行/対応なし/Hold)

** 所見の分類のうち「CR発行」に対してのみ影響評価する(CAQ/Non-CAQ)

3.2.3.9 他プラントでの経験及び研究成果の利用 (SF9)

(1) レビューの目的

他の原子力発電プラントでの運転経験及び研究成果のフィードバックが適切か、また、これをプラント又は事業者における合理的かつ実行可能な安全性向上策に取り入れているかどうかを確認することを目的とする。

(2) レビュー項目

SF9 No.	レビュー項目
1	運転経験(OE)反映の運用(スクリーニング・分析など)を実施する上で、必要な力量、マンパワーが備わった体制であることを確認する。また、グッドプラクティスとの比較、ピアレビューが実施されていることを確認する。
2	運転経験を収集及び反映する仕組みが機能していることを確認するため、国内外の原子力発電所の運転経験、その他の施設での安全に関する知見を幅広く収集し、当該プラントへ水平展開する仕組みが整っており、それらが迅速に社内関係各所へ報告されていることを確認する。

3	<p>以下について確認する。</p> <p>(a) 十分な情報の収集：事象の影響度や発生頻度を理解するため、十分詳しい情報が収集されているか。</p> <p>(b) 対象プラントへの必要性：同様な機器の有無、及び類似事象の発生の可能性について確認しているか。</p> <p>(c) 原子力安全への影響の有無：SSC の損傷の程度、放射能を含む物質の重大な放出や職員の過剰被ばくの可能性など。</p> <p>(d) 人的要因の有無：事象の多くは人的な要素が含まれている場合が多く、必要に応じてヒューマンファクターに関する知識を有する人員が精査すること。</p>
4	<p>運転経験を収集及び反映する仕組みが機能していることを確認するため、影響度や発生頻度に応じた原因の深掘りを実施し、未然防止処置を決定するために事象分析が行われていることを確認する。</p>
5	<p>他の良好事例や教訓的要素を含む最新の知見を踏まえた事象分析を行うことにより、プラントの潜在的な改善点の把握及び類似事象の再発を防止する仕組みとなっていることを確認する。</p>
6	<p>運転経験を収集及び反映する仕組みが機能していることを確認するため、未然防止処置時期が適切に定められており、処置の実施状況が確実に管理されていることを確認する。</p>
7	<p>運転経験を収集及び反映する仕組みが機能していることを確認するため、類似事象の発生防止について検討し、適切な再発防止策が実施されていることを確認する。</p>

8	<p>外部への情報提供における以下の事項について確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 提供案件と判断する基準は妥当か。 ・ 原因・対策などの記載内容は十分か。 ・ 共有する必要がある案件は提供されているか。 ・ 時間遅れは無いか。
9	<p>研究成果を収集及び反映する仕組みが機能していることを確認するため、調査した研究成果に対して当該プラントの特徴を踏まえた分析及び評価がなされており、保安活動に適時かつ適切に反映されていることを確認する。</p>
10	<p>研究成果を収集及び反映する仕組みが機能していることを確認するため、調査した研究成果の知見を反映することによって、安全性・信頼性の維持・向上が図られていることを確認する。</p>

(3) レビュー結果

レビュー結果を第3.2.3.9-1表に示す。

a. 安全性に関する好ましい所見(長所): 無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価するものの、それを超えてグッドプラクティスとして抽出されるものはなかった。

b. 安全性に関する改善の余地が見込まれる所見(短所): 無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価し、短所として抽出されるものはなかった。

c. 更なる改善の余地: 無し

更なる改善の余地について検討した結果、抽出されるものはなかった。

d. 安全性向上措置案

安全性向上措置案として抽出されるものはなかった。

第3.2.3.9-1表 安全因子9:他プラントでの経験及び研究成果の利用のレビュー結果

レビュー項目	Y/N	長所、短所、更なる改善として 抽出された所見	所見の 整理	所見の 分類*	所見の安全 重要度**	安全性向上 措置案
SF9 No.1	Y	—	—	—	—	—
SF9 No.2	Y	—	—	—	—	—
SF9 No.3	Y	—	—	—	—	—
SF9 No.4	Y	—	—	—	—	—
SF9 No.5	Y	—	—	—	—	—
SF9 No.6	Y	—	—	—	—	—
SF9 No.7	Y	—	—	—	—	—
SF9 No.8	Y	—	—	—	—	—
SF9 No.9	Y	—	—	—	—	—
SF9 No.10	Y	—	—	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ分類する(CR発行/対応なし/Hold)

** 所見の分類のうち「CR発行」に対してのみ影響評価する(CAQ/Non-CAQ)

3.2.3.10 組織、マネジメントシステム及び安全文化(SF10)

(1) レビューの目的

組織、マネジメントシステム及び安全文化が、原子力発電プラントの安全運転を確実にするため、適切かつ有効かを判断することを目的とする。

(2) レビュー項目

SF10 No.	レビュー項目
1	組織、マネジメントシステムにおいて、組織構成、人員配置等の組織改正を管理する適切なプロセスが構築されていることを確認する。
2	継承計画を含む適切かつ認定された人的資源の利用を確実にする人的資源管理プロセスが構築されていることを確認する。
3	マネジメントシステムにおいて、文書、製品、記録の適切な管理が構築され、これらの情報が即座に検索可能であることを確認する。
4	組織、マネジメントシステムにおいて、以下の視点に基づく評価が実施されていることを確認する。 ・品質方針が定められていること。 ・品質方針が周知される仕組みが整っていること。
5	マネジメントシステムにおいて、プラントの安全性に影響を与える機器及びサービスの適切な調達管理が以下の点を踏まえて構築されていることを確認する。 ・原子力発電プラントに供給される機器及びサービスが目的に適合していること ・効果的かつ効率的な方法で供給されることを確実にすることを目的とした供給者のマネジメントシステムの品質をチェックする適切なプロセスが構築されていること

SF10 No.	レビュー項目
6	組織、マネジメントシステムにおいて、適切なコミュニケーション方針が設定されていることを確認する。
7	組織、マネジメントシステムにおいて、訓練のための十分な施設があり、訓練プログラムは適切に構成されていることを確認する。
8	組織、マネジメントシステムにおいて、適切な能力を有する内部及び外部の技術スタッフ、保守スタッフ、その他の専門スタッフを採用するための公式な取り決めが設定されていることを確認する。
9	組織又はマネジメントの失敗に係る経験を含む、運転経験を職員にフィードバックするための適切なプロセスが構築されていることを確認する。
10	組織、マネジメントシステムにおいて、原子力発電プラントの構成管理のための適切な取り決めが設定されていることを確認する。
11	組織、マネジメントシステムにおいて、マネジメントレビューや第三者レビューを始めとする継続的な改善を確実に実施するためのプログラムが構築されていることを確認する。
12	安全文化の醸成活動において、安全方針が安全は生産に優先すると宣言していること、また、その方針が効果的に実施されていることを確認する。
13	安全文化の醸成活動において、原子力と放射線の安全性を適切に管理し、すべての従事者が適切な措置を誠実かつ一貫して講じていることを確実にするための手段について確認する。
14	安全文化の醸成活動において、原子力安全に対する個人及び集団としての決意が表明され、実践されていることを確認する。

SF10 No.	レビュー項目
15	安全文化の醸成活動において、原子力安全に関し、組織のあらゆる階層において問いかける姿勢及び学習する姿勢を奨励し、慢心を戒めるための方策を模索し実施されていることを確認する。
16	安全文化の醸成活動において、安全を優先した意志決定がなされていることを確認する。
17	<p>安全文化醸成活動を調査し、以下の事項が継続的に把握・実施されていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力安全が損なわれることのないように、安全上重要な SSC の欠陥に関する報告が適切に行われていること。 ・特定された問題及び改善提案に対する迅速な対応が行われていること。 ・組織が継続的に、安全と安全文化を高め、改善するための手段を持っていること。
18	従業員及び外部のスタッフ(協力会社)が、不安全な行為及び状態に遭遇した際には、いつでも、どこでも、建設的な方法で、特定、問題提起するプロセスが構築されていることを確認する。
19	<p>安全文化醸成活動を調査し、以下の事項が継続的に把握・実施されていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自らの業務及び職場環境に関連したリスクを認識し、起こりうる結果を理解していること。
20	現実的な目標及び時間スケールで安全上の問題の優先順位を付けるプロセスが構築され、それらの問題に適切な資源が投じられていることを確認する。

SF10 No.	レビュー項目
21	組織構造の透明性を達成・維持するための手法または、安全に影響を与える問題の説明責任の変更を管理するための手法が構築されていることを確認する。
22	安全文化に関する適切な訓練が、特に管理者に対して、行なわれる仕組みとなっていることを確認する。
23	<p>マネジメントレビューが適切な時間間隔で実施されていることを確認するとともに、以下の要素が含まれていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・様々な形態の評価（監査、自己評価、タスク観察）からのアウトプット ・組織が導き出した結果及び達成した目標並びにそれらのプロセス ・不適合、並びに是正／未然防止処置 ・他の組織から学んだ教訓の反映状況 ・改善の機会
24	<p>中長期的な視点でマネジメントレビューの有効性を向上させるために、マネジメントレビューにおいて、弱点や障害を対象に、以下の事項が実施されたかどうかを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・弱点や障害をタイムリーに確認、評価されたか。 ・弱点や障害がタイムリーに是正されたか。
25	安全文化醸成活動の評価の状況（従業員へのアンケートやインタビュー等）を確認し、安全文化の醸成プロセスの有効性を確認する。
26	安全文化の醸成プロセスの有効性を確認するために、改善策の検討プロセス（不適合の是正処置、プロセスの監視測定などの業務の促進状況）が有効であることを確認する。

SF10 No.	レビュー項目
27	安全文化の醸成プロセスの有効性を確認するために、改善策の提案プロセスが有効であることを確認する。

(3) レビュー結果

レビュー結果を第3.2.3.10-1表に示す。

a. 安全性に関する好ましい所見(長所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価するものの、それを超えてグッドプラクティスとして抽出されるものはなかった。

b. 安全性に関する改善の余地が見込まれる所見(短所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価し、短所として抽出されるものはなかった。

c. 更なる改善の余地:有り

原子力発電所リスクマネジメント基準に基づき、リスク情報を活用した意思決定とその決定に基づき実施されていることを確認しているものの、PRAを含めRIDMに対する理解浸透は改善の余地がある。(SF10 No.19)

d. 安全性向上措置案

PRAを含めリスク情報活用に係る体系的な教育を強化する。(SF10 No.19)

第3.2.3.10-1表 安全因子10:組織、マネジメントシステム及び安全文化のレビュー結果(1/2)

レビュー項目	Y/N	長所、短所、更なる改善として 抽出された所見	所見の 整理	所見の 分類*	所見の安全 重要度**	安全性向上 措置案
SF10 No.1	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.2	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.3	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.4	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.5	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.6	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.7	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.8	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.9	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.10	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.11	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.12	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.13	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.14	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.15	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.16	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.17	Y	—	—	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ分類する(CR発行/対応なし/Hold)

** 所見の分類のうち「CR発行」に対してのみ影響評価する(CAQ/Non-CAQ)

第3.2.3.10-1表 安全因子10:組織、マネジメントシステム及び安全文化のレビュー結果(2/2)

レビュー項目	Y/N	長所、短所、更なる改善として 抽出された所見	所見の 整理	所見の 分類*	所見の安全 重要度**	安全性向上 措置案
SF10 No.18	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.19	Y	PRAを含めリスク情報を活用した意思決定(RIDM)の適用範囲及び実績を広げ、日常業務とRIDMの関係に対する理解浸透を図っていく観点で、改善の余地がある。	更なる 改善	—	—	PRAを含めリスク情報活用に係る体系的な教育を強化する。
SF10 No.20	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.21	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.22	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.23	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.24	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.25	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.26	Y	—	—	—	—	—
SF10 No.27	Y	—	—	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ分類する(CR発行/対応なし/Hold)

** 所見の分類のうち「CR発行」に対してのみ影響評価する(CAQ/Non-CAQ)

3.2.3.11 手順(SF11)

(1) レビューの目的

運転及び作業手順を管理、実施及び遵守するため、また、運転上の制限及び条件並びに規制要求事項を遵守し続けるための事業者のプロセスが、適切かつ有効かを判断することを目的とする。

(2) レビュー項目

SF11 No.	レビュー項目
1	安全に関係する手順を正式に承認及び文書化するための有効なプロセス(手順の分類、所員・作業員の関与を含む)が構築されていることを確認する。
2	安全上重要なマニュアルの発行・変更プロセスにおいて、マニュアルの新規策定・変更の理由、経緯などが文書化され、管理する仕組みが構築されていることを確認する。
3	手順が遵守されていることを確認する。
4	手順の定期レビュー及び維持管理のためのプロセスが確立されていることを確認する。
5	プラント設計、運転上の制限の変更及び安全解析の結果等を運転マニュアルに反映させるための更新プロセスが構築されていることを確認する。
6	アクシデントマネジメント手順の解析及び正当性確認が文書化されていることを確認する。
7	マニュアルの最新版が容易に、かつ、必ず使用されるための管理・配布プロセス(旧版の管理・識別・撤去)及びマニュアルへのアクセスの容易性を確認する。

SF11 No.	レビュー項目
8	マニュアルの体系に問題ないか確認するため、設備・設計の変更、及び解析結果の変更、運転経験から得られる最新知見を調査し、それらが各マニュアルに反映されていることを確認する。
9	国内外との比較等(良好事例、不適合の有無等)によりマニュアルの妥当性を確認する。
10	管理者及びスタッフが、マニュアルを正しく理解し、受け入れているかを判断するため、監査、自己評価、安全実績及び各事象について確認する。

(3) レビュー結果

レビュー結果を第3.2.3.11-1表に示す。

a. 安全性に関する好ましい所見(長所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価するものの、それを超えてグッドプラクティスとして抽出されるものはなかった。

b. 安全性に関する改善の余地が見込まれる所見(短所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価し、短所として抽出されるものはなかった。

c. 更なる改善の余地:無し

更なる改善の余地について検討した結果、抽出されるものはなかった。

d. 安全性向上措置案

安全性向上措置案として抽出されるものはなかった。

第3.2.3.11-1表 安全因子11:手順のレビュー結果

レビュー項目	Y/N	長所、短所、更なる改善として 抽出された所見	所見の 整理	所見の 分類*	所見の安全 重要度**	安全性向上 措置案
SF11 No.1	Y	—	—	—	—	—
SF11 No.2	Y	—	—	—	—	—
SF11 No.3	Y	—	—	—	—	—
SF11 No.4	Y	—	—	—	—	—
SF11 No.5	Y	—	—	—	—	—
SF11 No.6	Y	—	—	—	—	—
SF11 No.7	Y	—	—	—	—	—
SF11 No.8	Y	—	—	—	—	—
SF11 No.9	Y	—	—	—	—	—
SF11 No.10	Y	—	—	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ分類する(CR発行/対応なし/Hold)

** 所見の分類のうち「CR発行」に対してのみ影響評価する(CAQ/Non-CAQ)

3.2.3.12 人的要因 (SF12)

(1) レビューの目的

原子力発電プラントの安全運転に影響を与える可能性がある様々な人的要因を評価すること、また、合理的かつ実行可能な改善策を特定するよう努めることを目的とする。

(2) レビュー項目

SF12 No.	レビュー項目
1	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、運転のために十分な力量を有した運転員が確保されていることを確認する。
2	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、運転員の休暇、交替勤務及び時間外労働に関する制限を十分に認識した、交替勤務時間、勤務時間数が定められていることを確認する。
3	緊急事態を想定した要員が発電所に常に滞在していることを確認する。
4	安全解析の前提条件が有効であることを確認するため、運転員の活動に関して、安全解析 (PRA、決定論的安全解析、ハザード解析など) に使用する条件に新知見がないことを確認する。
5	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、適切な保守 (誤作業防止等) のために、保守に係る要員・組織の力量が評価されていることを確認する。
6	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、運転・保守・技術・管理に係る発電所員及び関連会社の作業員に対して適切な力量要件 (資格要件) が定められていることを確認する。

SF12 No.	レビュー項目
7	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、要員（所員、作業員）の選定方法とその配置（例えば、力量に適した人事・配置）が組織的であることを確認する。
8	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、各組織において、人事異動後、職場に大きな問題がないことを確認する。
9	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、作業時間、作業内容、作業方法及び健康状態の確認に係るガイドラインが存在していることを確認する。
10	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、要員の力量を維持するための教育管理マニュアルに、各レベルに応じた力量の目標が定められており、教育訓練計画が適切に策定されていることを確認する。
11	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、要員の力量の継続管理を保持する方針が定められているかを確認する。
12	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、中央制御室及び安全に係るその他のワークステーションの設計が、マン・マシン・インターフェイスが考慮されたものとなっていることを確認する。
13	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、表示、標識などは、視認性が良く、運転員・作業員が見て理解しやすい状態となっていることを確認する。
14	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、シミュレータ訓練の結果などに基づき、手順書の明瞭性を確認する。安全実績、訓練結果、ヒューマンファクターなどで使用者にとって明瞭でかつ充分理解しやすい手順書になっていることを確認する。

(3) レビュー結果

レビュー結果を第3.2.3.12-1表に示す。

a. 安全性に関する好ましい所見(長所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価するものの、それを超えてグッドプラクティスとして抽出されるものはなかった。

b. 安全性に関する改善の余地が見込まれる所見(短所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価し、短所として抽出されるものはなかった。

c. 更なる改善の余地:無し

更なる改善の余地について検討した結果、抽出されるものはなかった。

d. 安全性向上措置案

安全性向上措置案として抽出されるものはなかった。

第3.2.3.12-1表 安全因子12: 人的要因のレビュー結果

レビュー項目	Y/N	長所、短所、更なる改善として 抽出された所見	所見の 整理	所見の 分類*	所見の安全 重要度**	安全性向上 措置案
SF12 No.1	Y	—	—	—	—	—
SF12 No.2	Y	—	—	—	—	—
SF12 No.3	Y	—	—	—	—	—
SF12 No.4	Y	—	—	—	—	—
SF12 No.5	Y	—	—	—	—	—
SF12 No.6	Y	—	—	—	—	—
SF12 No.7	Y	—	—	—	—	—
SF12 No.8	Y	—	—	—	—	—
SF12 No.9	Y	—	—	—	—	—
SF12 No.10	Y	—	—	—	—	—
SF12 No.11	Y	—	—	—	—	—
SF12 No.12	Y	—	—	—	—	—
SF12 No.13	Y	—	—	—	—	—
SF12 No.14	Y	—	—	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ分類する(CR発行/対応なし/Hold)

** 所見の分類のうち「CR発行」に対してのみ影響評価する(CAQ/Non-CAQ)

3.2.3.13 緊急時計画 (SF13)

(1) レビューの目的

緊急時計画の確立、緊急用資機材の整備、訓練の実施に関連して改善点を見出すことを目的とする。

(2) レビュー項目

SF13 No.	レビュー項目
1	緊急時計画の更新に係る改善点を見出すため、緊急時計画の実施に必要な詳細措置が緊急時計画に関連するマニュアル・ガイドの手順に定められており、原子力災害対策指針、地域防災計画などと整合しているか確認する。
2	緊急時計画の更新に係る改善点を見出すため、緊急時計画又は手順を定期的に確認し、緊急時計画に関連するマニュアル・ガイドの更新管理がタイムリーに実施されているか確認する。
3	緊急時計画の更新に係る改善点を見出すため、最新の安全解析、事故の影響緩和に関する研究、グッドプラクティスが必要に応じて緊急時計画又は手順に反映されているか確認する。
4	緊急時計画の更新に係る改善点を見出すため、平常時より国や周辺自治体と相互連携が図られており、緊急時計画に係る防災情報の迅速な収集及び提供がされているか確認する。
5	緊急時計画の更新に係る改善点を見出すため、緊急時計画に影響のある発電所周辺の環境変化(人口、産業、地形等) が考慮されているか確認する。

SF13 No.	レビュー項目
6	緊急用資機材の管理の仕組みに係る改善点を見出すため、緊急用資機材の保管場所が明確になっており必要時に即座に使用できることを確認する。
7	緊急用資機材の管理の仕組みに係る改善点を見出すため、緊急時対策所にマニュアルなどに定める資機材が配備されており、事故時に迅速かつ安全に緊急時対策を実施できる状態が維持されているか確認する。
8	緊急用資機材の管理の仕組みに係る改善点を見出すため、緊急用資機材の保守及び保管管理方法について確認し、適切であることを確認する。
9	緊急用資機材の管理の仕組みに係る改善点を見出すため、発電所内の緊急用資機材は、緊急時の必要量に対し適切に配備されているか確認する。
10	緊急用資機材の管理の仕組みに係る改善点を見出すため、発電所外より調達する緊急用資機材が緊急時において利用可能なように予め調達に関する取り決めがされていることなど、調達の方法が確立していることを確認する。
11	緊急時訓練により緊急時対応が改善されていることを確認するため、緊急時訓練の内容及び有効性が評価され、緊急時訓練から教訓が得られる仕組みとなっていることを確認する。
12	<p>緊急時訓練により緊急時対応が改善されていることを確認するため、緊急時訓練において、以下の事項が確認されていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・発電所内外の緊急時要員の対応能力の維持向上が図られていること ・緊急用資機材が計画どおりに配備されその機能が発揮できること ・緊急時計画が妥当であること

SF13 No.	レビュー項目
13	<p>緊急時訓練において、以下の事項が実施されていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急時に使用する通信機器が有効に機能する状態であることが確認されている。 ・発電所外の組織との通報連絡の仕組みが有効であることが確認されている。

(3) レビュー結果

レビュー結果を第3.2.3.13-1表に示す。

a. 安全性に関する好ましい所見(長所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価するものの、それを超えてグッドプラクティスとして抽出されるものはなかった。

b. 安全性に関する改善の余地が見込まれる所見(短所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価し、短所として抽出されるものはなかった。

c. 更なる改善の余地:無し

更なる改善の余地について検討した結果、抽出されるものはなかった。

d. 安全性向上措置案

安全性向上措置案として抽出されるものはなかった。

第3.2.3.13-1表 安全因子13:緊急時計画のレビュー結果

レビュー項目	Y/N	長所、短所、更なる改善として 抽出された所見	所見の 整理	所見の 分類*	所見の安全 重要度**	安全性向上 措置案
SF13 No.1	Y	—	—	—	—	—
SF13 No.2	Y	—	—	—	—	—
SF13 No.3	Y	—	—	—	—	—
SF13 No.4	Y	—	—	—	—	—
SF13 No.5	Y	—	—	—	—	—
SF13 No.6	Y	—	—	—	—	—
SF13 No.7	Y	—	—	—	—	—
SF13 No.8	Y	—	—	—	—	—
SF13 No.9	Y	—	—	—	—	—
SF13 No.10	Y	—	—	—	—	—
SF13 No.11	Y	—	—	—	—	—
SF13 No.12	Y	—	—	—	—	—
SF13 No.13	Y	—	—	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ分類する(CR発行/対応なし/Hold)

** 所見の分類のうち「CR発行」に対してのみ影響評価する(CAQ/Non-CAQ)

3.2.3.14 放射性物質が環境に与える影響 (SF14)

(1) レビューの目的

事業者が、プラントからの放射性物質が環境に与える影響をモニタリングするための適切かつ有効なプログラムを有するかを判断することにある。これにより、放出が適切に制御されること、また、ALARAであることを確実にすることを目的とする。

(2) レビュー項目

SF14 No.	レビュー項目
1	レビュー対象期間の放射性物質の濃度又は放出量について新規制基準設置変更許可以前に確認された値と比較する。比較結果に重大な乖離がある場合は、プラント以外の外部からの影響によるものかどうかも含めて確認し、その要因を明らかにする。
2	サンプリング及び測定手法が、現在の基準と整合しており、最新の国内の法令・規則及び国内外の規格・基準並びにプラント及び周辺地域の変化を踏まえた内容であることを確認する。
3	敷地周辺地域の利用方法の変化が、モニタリングプログラムに反映されていることを確認する。
4	事業者は、関連するプラントの改造及び安全上重要な SSC の現状の調査等を実施して、潜在的な放射線影響の新たな発生源を認識していることを確認する。
5	放射性物質の環境への放出を迅速に検出するために、適切な場所に、適切な監視システムが設置されていることを確認する。

SF14 No.	レビュー項目
6	<p>大気、水（河川水、海水及び地下水を含む）、土壌、農産物及び海産物の放射性核種濃度は、事業者又は独立した公共機関により、モニタリング及び傾向分析されていることを確認する。また、措置レベルを上回る事象では、適切な是正措置が講じられていることを確認する。</p>
7	<p>汚染レベル及び放射線レベルを ALARA に維持するため、放射性気体・液体廃棄物の放出が監視され、設定した制限値以内に維持する措置が講じられていることを確認する。</p>

(3) レビュー結果

レビュー結果を第3.2.3.14-1表に示す。

a. 安全性に関する好ましい所見(長所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価するものの、それを超えてグッドプラクティスとして抽出されるものはなかった。

b. 安全性に関する改善の余地が見込まれる所見(短所):無し

現状の運用について、国内外の最新の規格・基準、知見等の観点から同等水準にあると評価し、短所として抽出されるものはなかった。

c. 更なる改善の余地:無し

更なる改善の余地について検討した結果、抽出されるものはなかった。

d. 安全性向上措置案

安全性向上措置案として抽出されるものはなかった。

第3.2.3.14-1表 安全因子14:放射性物質が環境に与える影響のレビュー結果

レビュー項目	Y/N	長所、短所、更なる改善として 抽出された所見	所見の 整理	所見の 分類*	所見の安全 重要度**	安全性向上 措置案
SF14 No.1	Y	—	—	—	—	—
SF14 No.2	Y	—	—	—	—	—
SF14 No.3	Y	—	—	—	—	—
SF14 No.4	Y	—	—	—	—	—
SF14 No.5	Y	—	—	—	—	—
SF14 No.6	Y	—	—	—	—	—
SF14 No.7	Y	—	—	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ分類する(CR発行/対応なし/Hold)

** 所見の分類のうち「CR発行」に対してのみ影響評価する(CAQ/Non-CAQ)

3.2.4 総合評価

(1) 安全因子間の相互作用確認

「3.2.3 安全因子レビュー」で得られた各安全性向上措置案に対し、「3.2.2(2) c. 総合評価及び安全性向上措置の計画策定」に記載の「相互作用確認の観点」で安全因子間の相互作用を分析し、見直しの要否を確認した。

- ・「ある安全因子における好ましい所見（長所）が別の安全因子における改善の余地が見込まれる所見（短所）を補うか。」の分析結果

安全因子レビューにおいて、「安全性に関する好ましい所見（長所）」は抽出されなかったため、本相互作用の確認は実施しなかった。

- ・「複数の安全因子の軽微な改善の余地が見込まれる所見（短所）が重畳することでプラントのパフォーマンス低下を生じないか。」の分析結果

安全因子レビューで抽出された「安全性に関する改善の余地が見込まれる所見（短所）」について、当該の安全因子レビューのみから単独で抽出され、他の安全因子から同様の所見（短所）が抽出されなかったため、重畳しておらず、本相互作用がないことを確認した。

- ・「考案した安全因子ごとの安全性向上措置案が、他の安全因子にて新たな改善の余地が見込まれる所見（短所）とならないか。」の分析結果

安全因子レビューで抽出された「安全性向上措置案」について、更なる改善に資するものとして抽出したものを含め、他の安全因子において新たな好ましくない所見を生み出すような、悪影響を及ぼすものはないことを確認した。

したがって、「3.2.3 安全因子レビュー」で得られた各安全性向上措置案を見直す必要はないことを確認した。

(2) 安全性向上措置計画

中長期的な評価において、安全因子レビューにおける大部分のレビュー項目について、最新の規格・基準や国内外の知見、慣行等に対して有効であることが確認でき、保安活動は適切で有効に機能していること、国内外の最新の科学的知見及び技術的知見を反映する仕組みが適切に機能していると評価できる。

中長期的な評価にて抽出した安全性向上措置及びその実施計画(予定)を第 3.2.4-1 表に示す。

第3.2.4-1表 安全性向上措置及びその実施計画(予定)(1/2)

No.	件名	概要	期待される効果	実施時期(予定)	安全因子
1	設備保全管理システム(EAM)を活用した設計基準図書(DBD)の共有	電磁的方法による保存基準を満たすEAMに設計基準図書(DBD)を登録し、更新管理の高度化やアクセス性の向上等の改善を図る。	設計基準図書(DBD)の最新管理、情報共有(アクセス性)を向上できる。	2023年度以降	SF1
2	EAMを活用した保安活動の記録の共有	EAMに保全管理に係る情報を電子化・一元化し、アクセス性の向上を図る。	保全管理に係る情報の最新管理、情報共有(アクセス性)を向上できる。	2023年度	SF2,3,4
3	EAMを活用した安全上重要なSSCの記録の共有	EAMを用いて最新記録を電子化・一元化し、アクセス性の向上を図る。	記録の最新管理、情報共有(アクセス性)を向上できる。	2023年度	SF2
4	外部事象PRAモデルへの伊方プロジェクトにおける海外専門家からの指摘を踏まえた知見の反映	地震PRA及び津波PRAについて、人的過誤評価へのEPRI手法の反映や内部事象出力運転時PRAモデルの高度化等による外部事象PRAへの影響を分析し、モデルへの反映を検討する。	地震PRA及び津波PRAの高度化を図ることができる。	第6回届出時	SF6
5	外部事象PRAモデルへの最新図面・手順書の反映及び当該PRA結果に基づくリスク低減方策の検討	地震PRA及び津波PRAについて、今回構築した最新図面・手順書を反映した内部事象出力運転時PRAモデルのリスクプロファイルを分析し、外部事象PRAへの影響分析とモデルへの反映を検討する。また、重要な事故シーケンスグループ等に対してリスク低減方策の検討を実施する。	地震PRA及び津波PRAの高度化及びリスク低減対策の充実を図ることができる。	第6回届出時	SF6

第3.2.4-1表 安全性向上措置及びその実施計画(予定)(2/2)

No.	件名	概要	期待される効果	実施時期(予定)	安全因子
6	PI評価手法の改善及びEAMを活用した運用性向上	EAM活用によるPI傾向分析の運用性向上、PIの分析結果の見える化やしきい値設定を行い、パフォーマンス評価の改善を行う。その際、国内外の活用状況に対するベンチマークを実施する。	PI評価結果の分析及び傾向分析の運用性向上を図ることができる。	2023年度以降	SF8
7	リスク情報活用に係る体系的な教育	PRAを含めリスク情報活用に係る体系的な教育を強化する。	PRAを含めRIDMに対する理解浸透を図ることができる。	2023年度以降	SF10