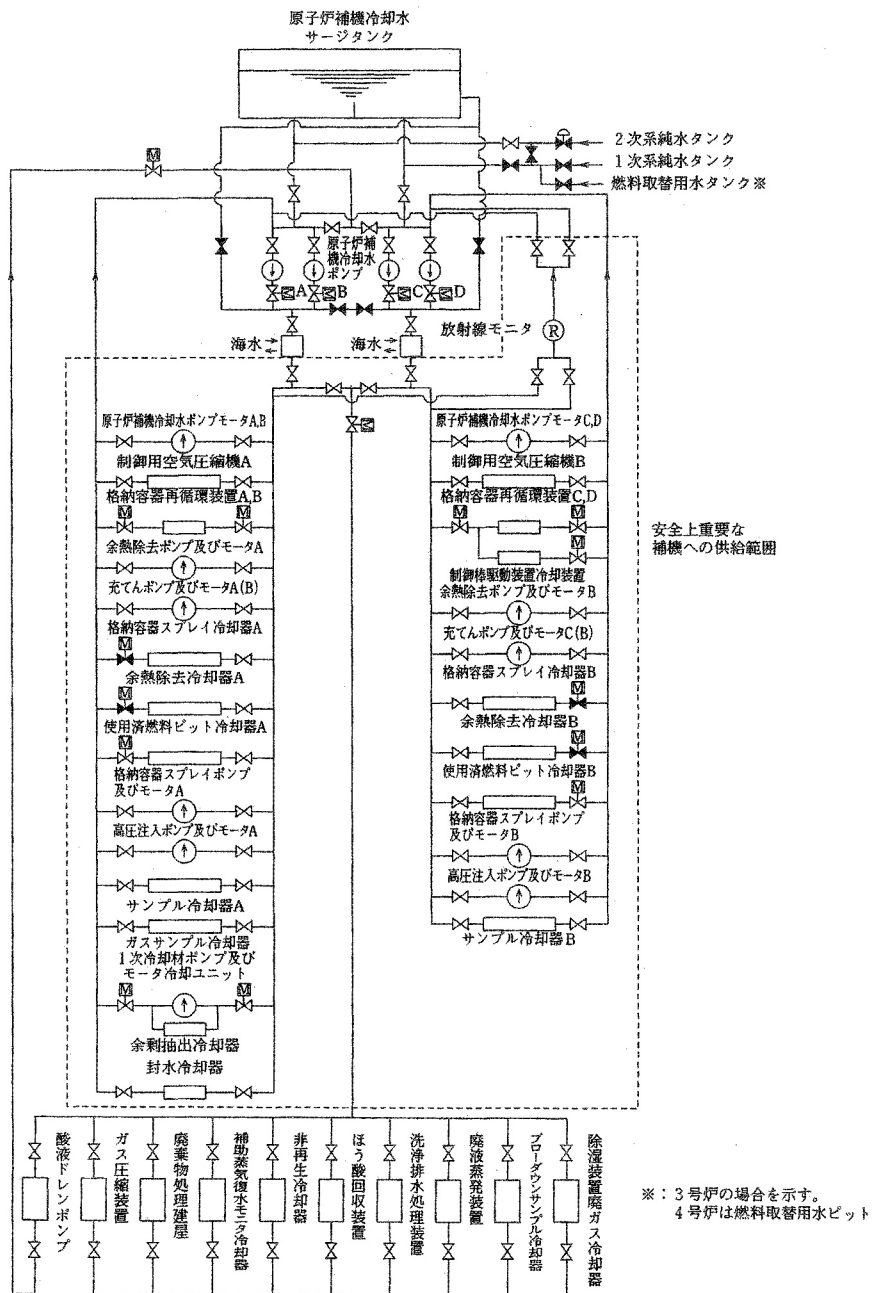
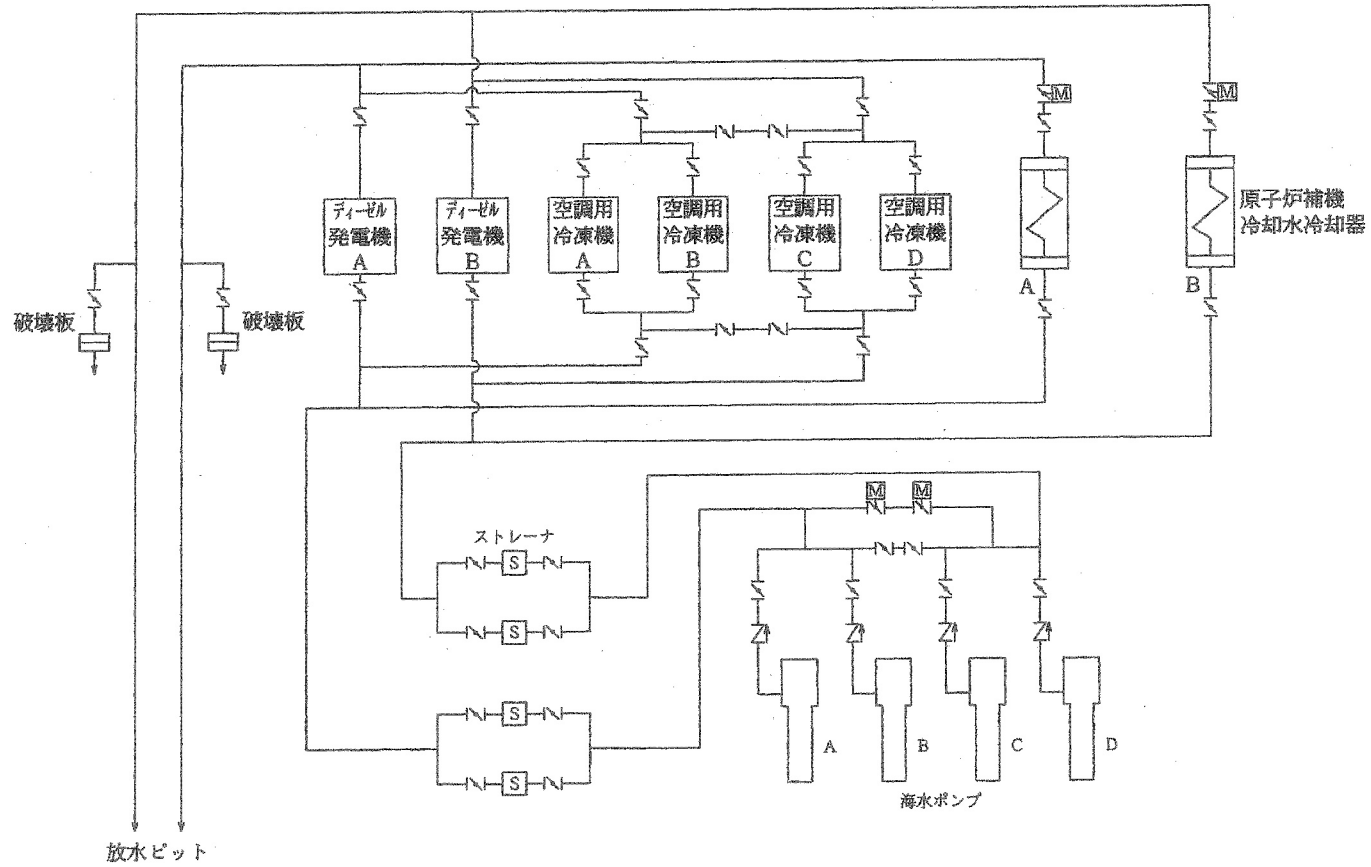


第 3.1.3.1-27 図 工学的安全施設作動概略図



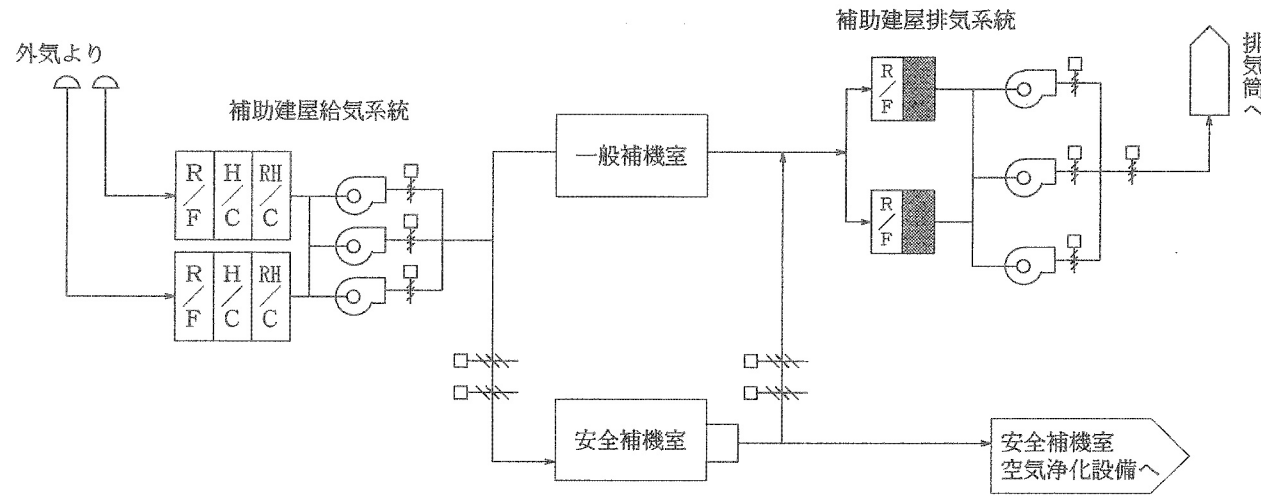
第 3.1.3.1-28 図 原子炉補機冷却水設備系統概略図



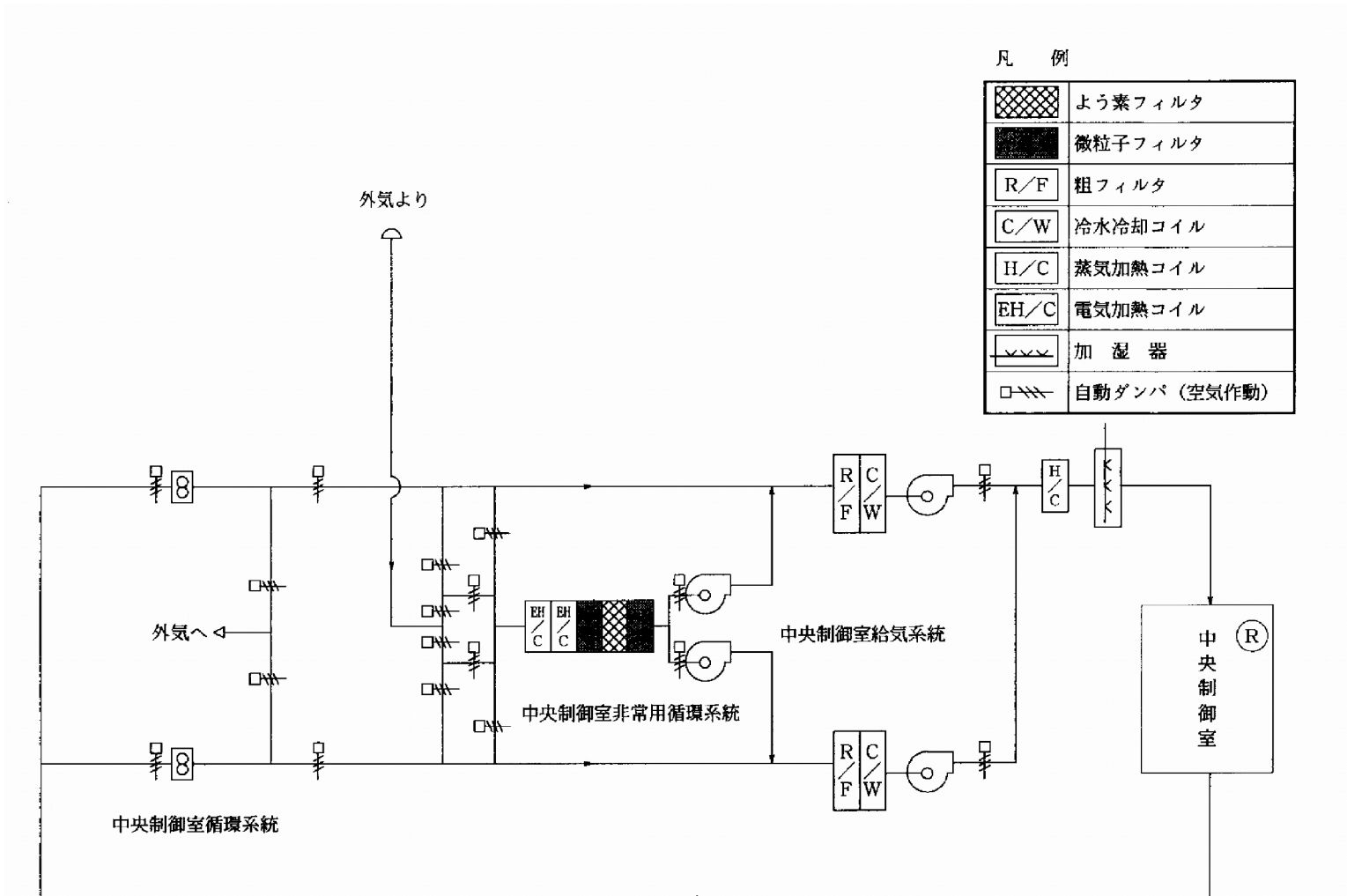
第 3.1.3.1-29 図 原子炉補機冷却海水設備系統概略図

凡 例

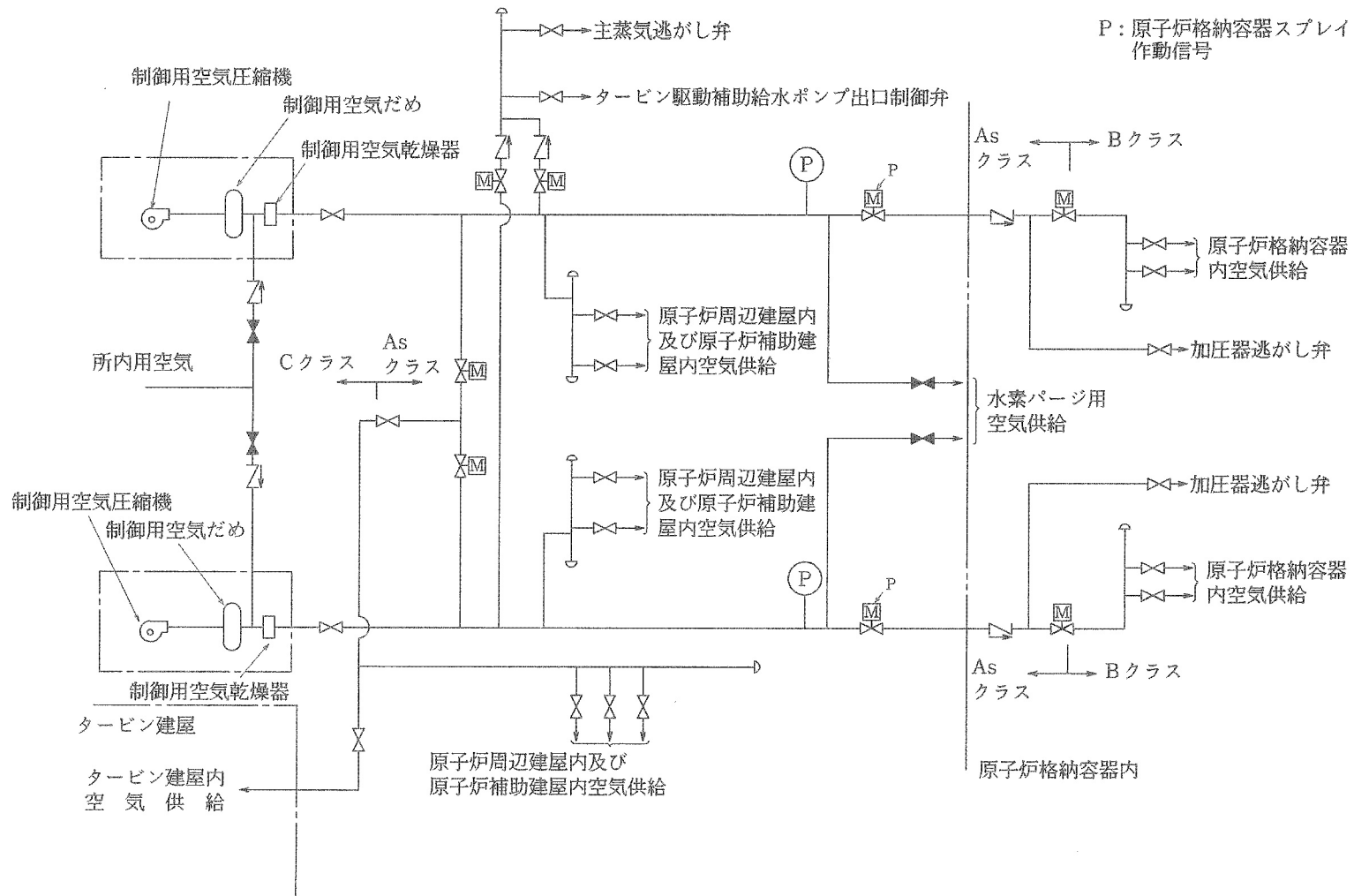
	微粒子フィルタ
	粗フィルタ
	蒸気加熱コイル
	蒸気再熱コイル
	自動ダンパ (空気作動)



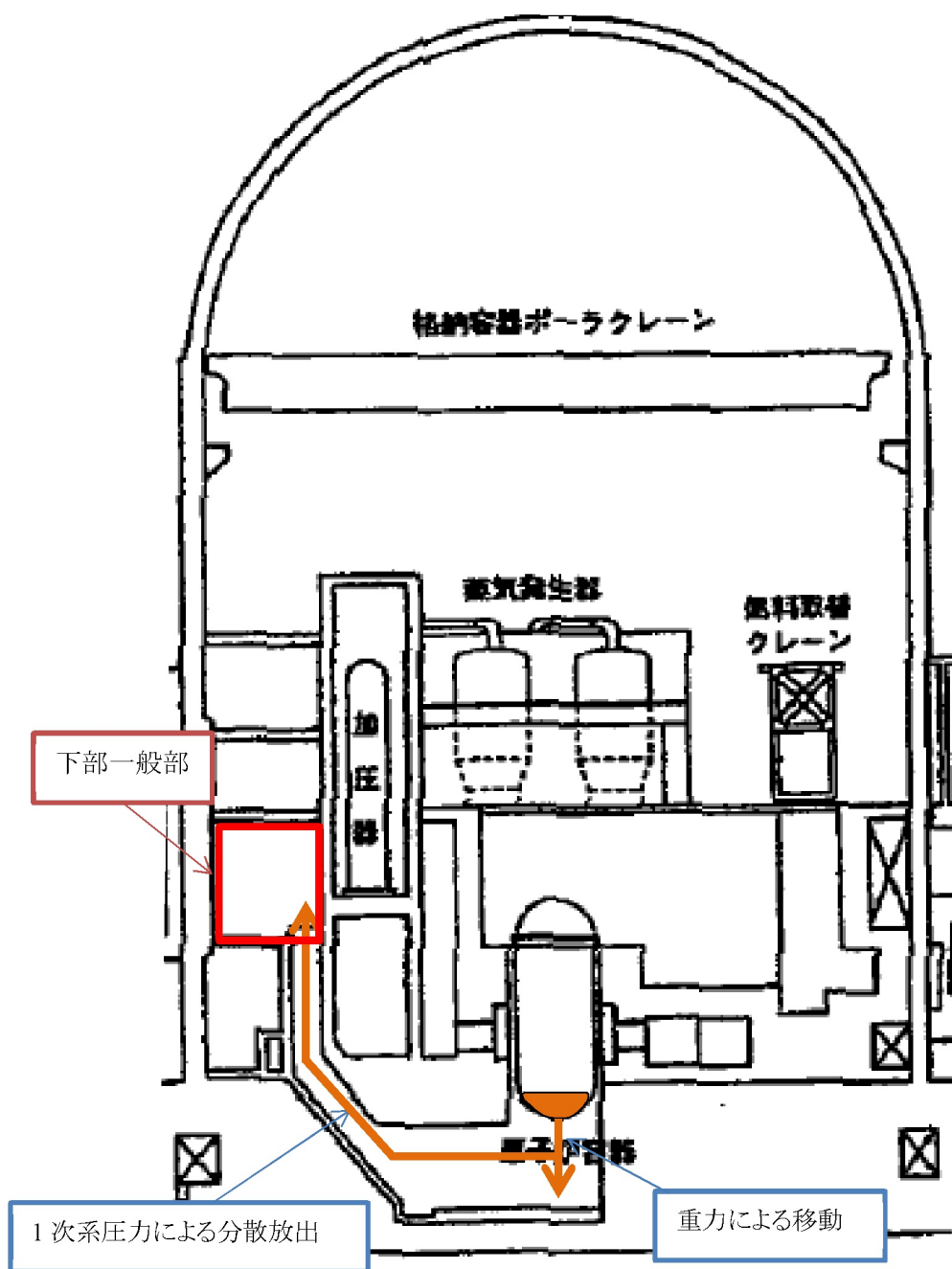
第 3.1.3.1-30 図 補助建屋換気空調設備系統(一般補機室及び安全補機室)概略図



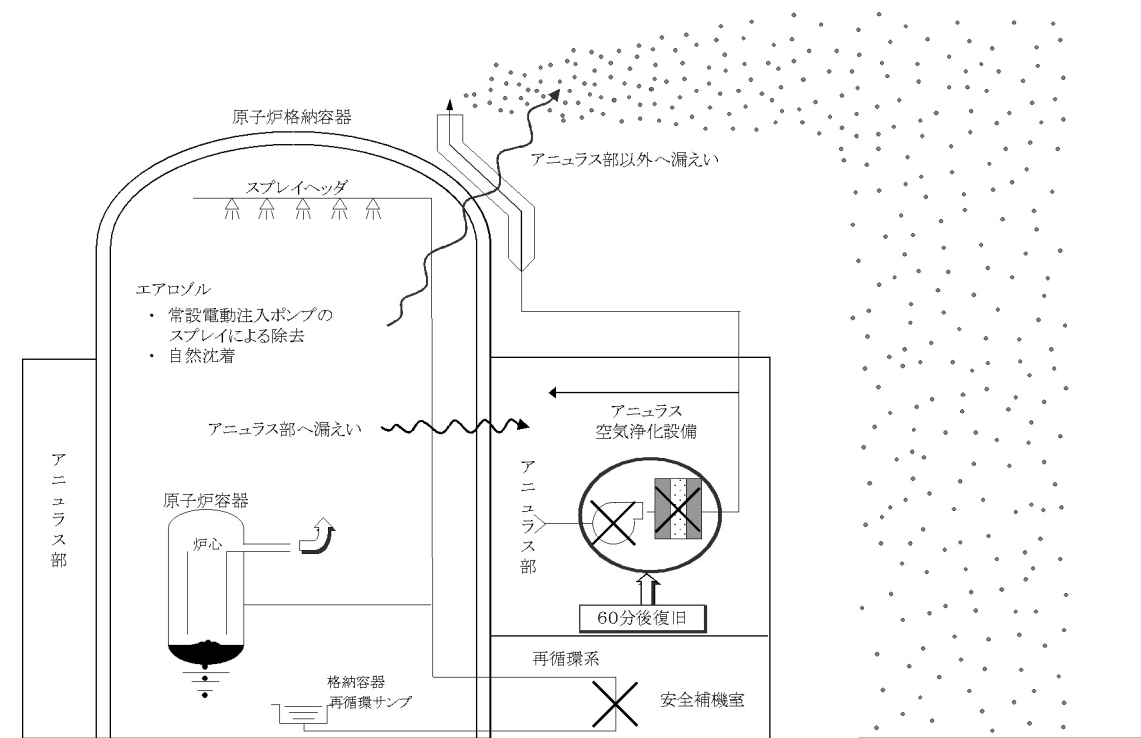
第 3.1.3.1-31 図 補助建屋換気空調設備系統(中央制御室)概略図



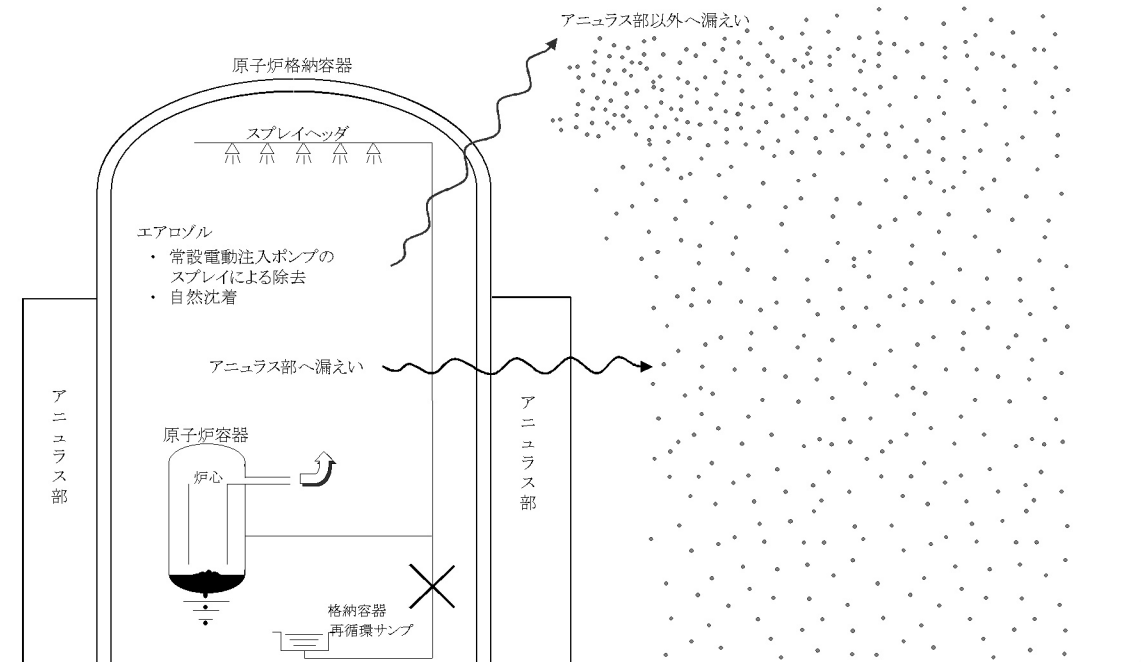
第 3.1.3.1-32 図 制御用空気設備系統概略図



第 3.1.3.1-33 図 燃料及び溶融炉心の移動経路の概念図



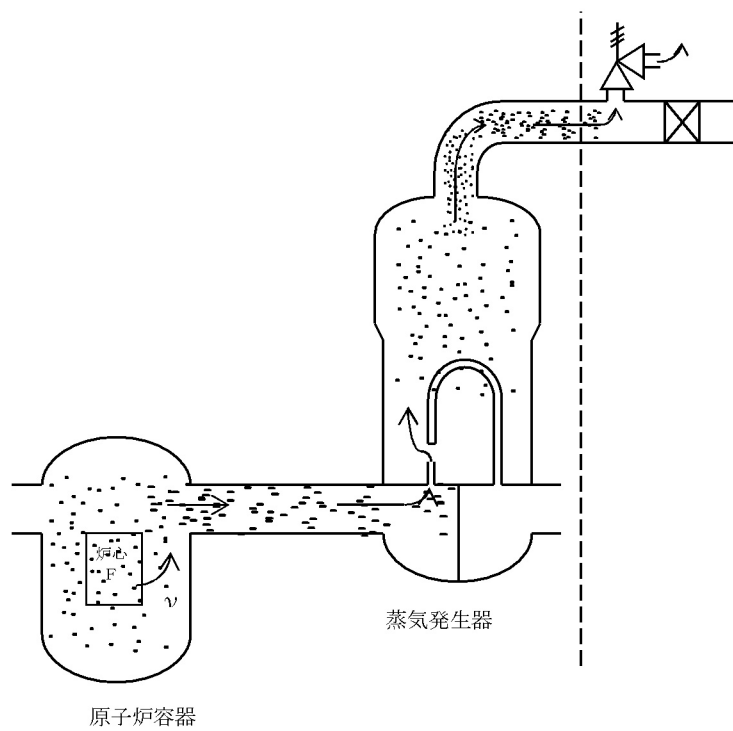
① 原子炉格納容器健全性が維持されている場合 (②を除く)



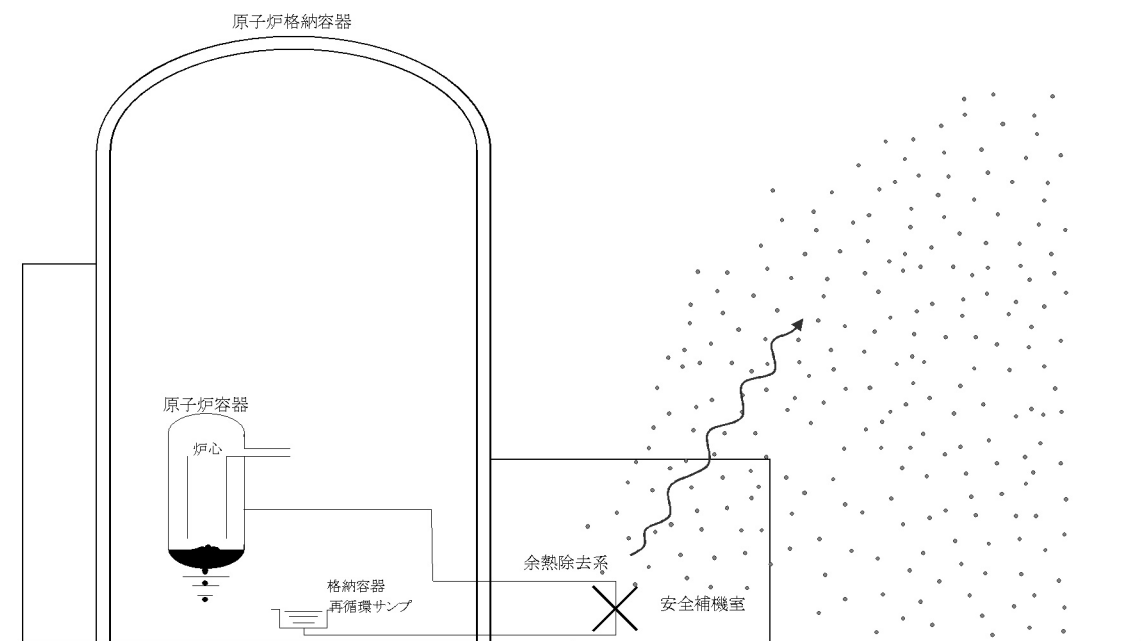
③ 格納容器機能喪失が生じた場合 (④、⑤を除く)

第 3.1.3.1-34 図 放出経路の概念図 (1/2)



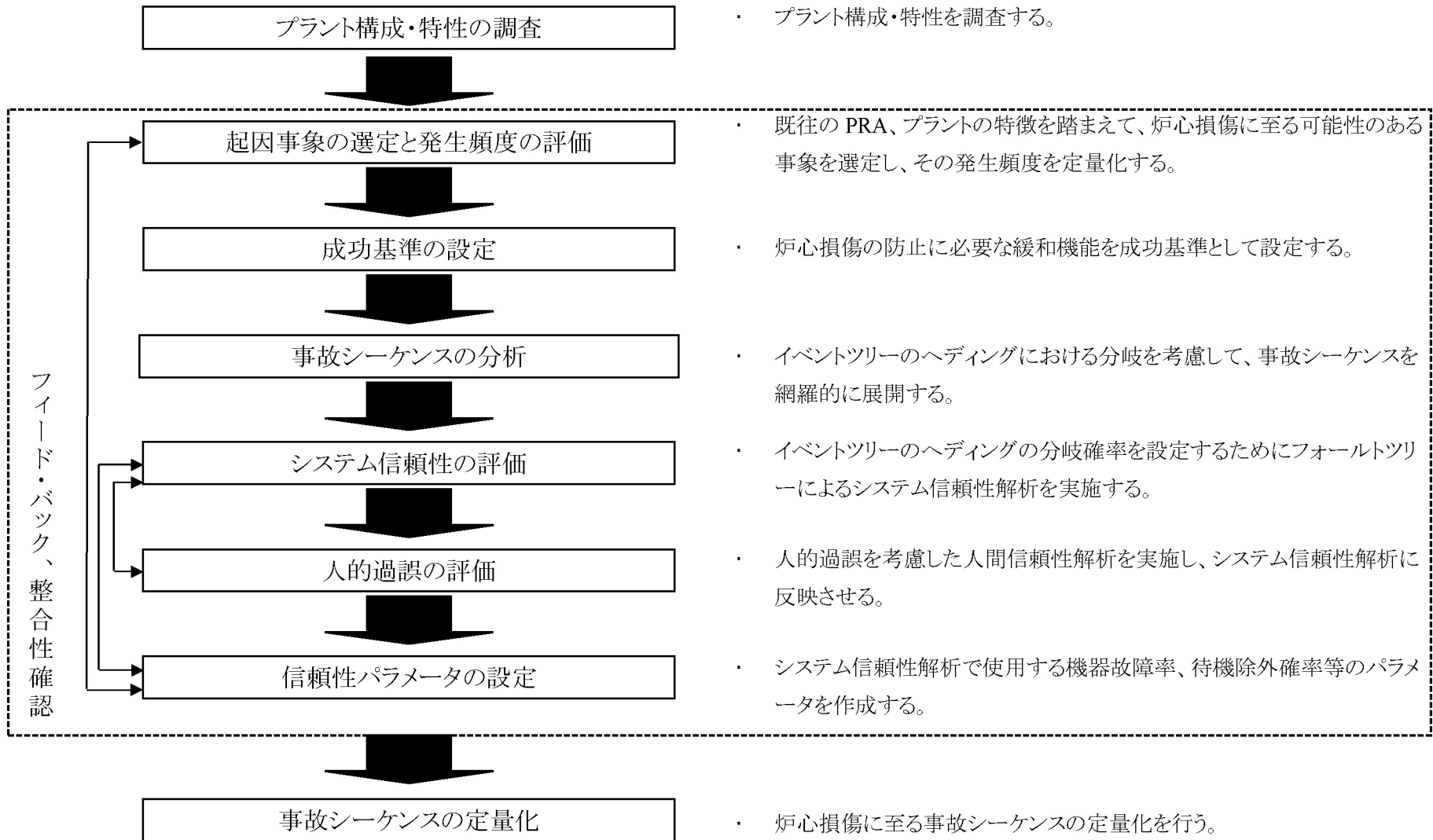


④ SGTR+炉心損傷が生じた場合

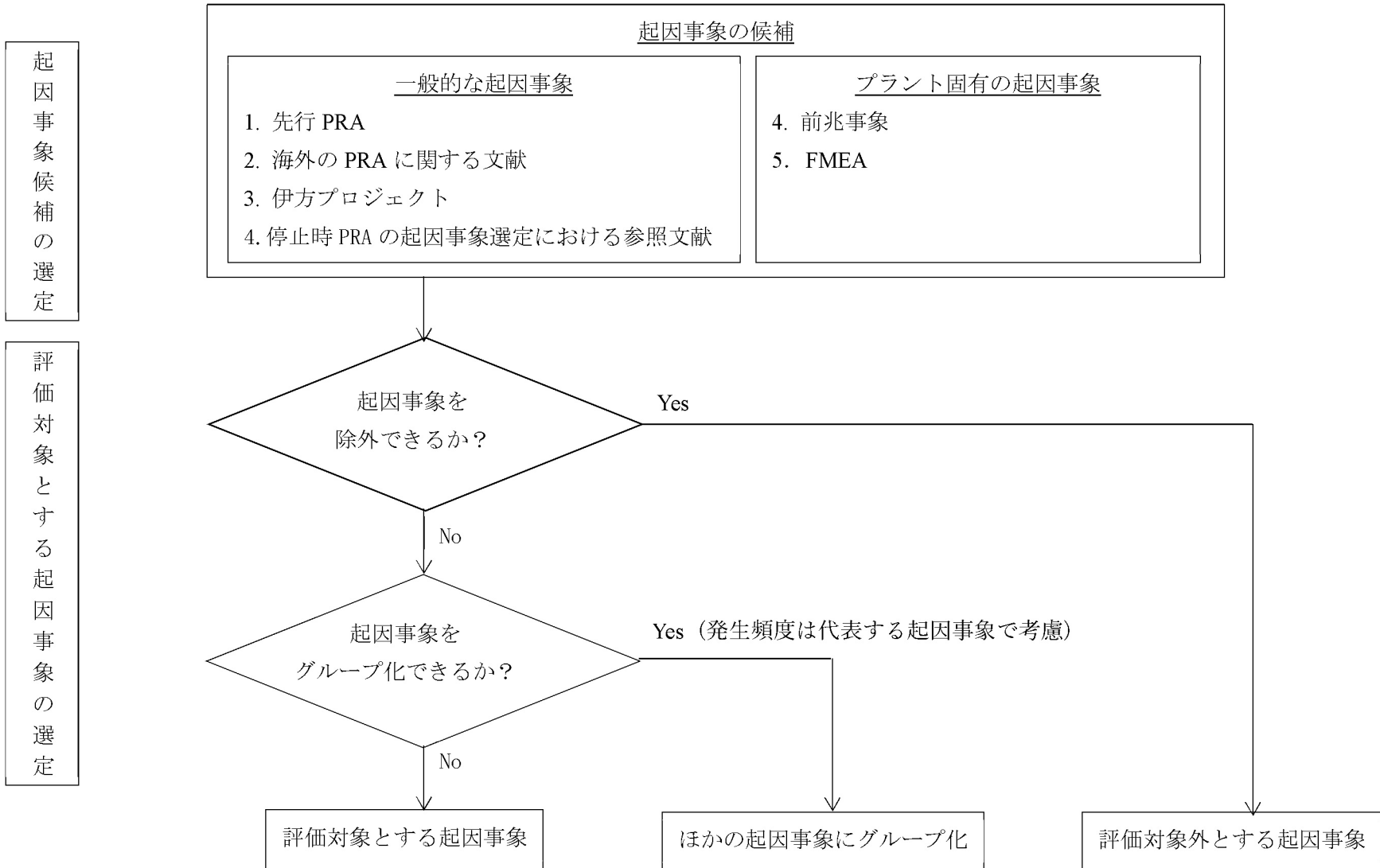


⑤ インターフェイスシステム LOCA+炉心損傷が生じた場合

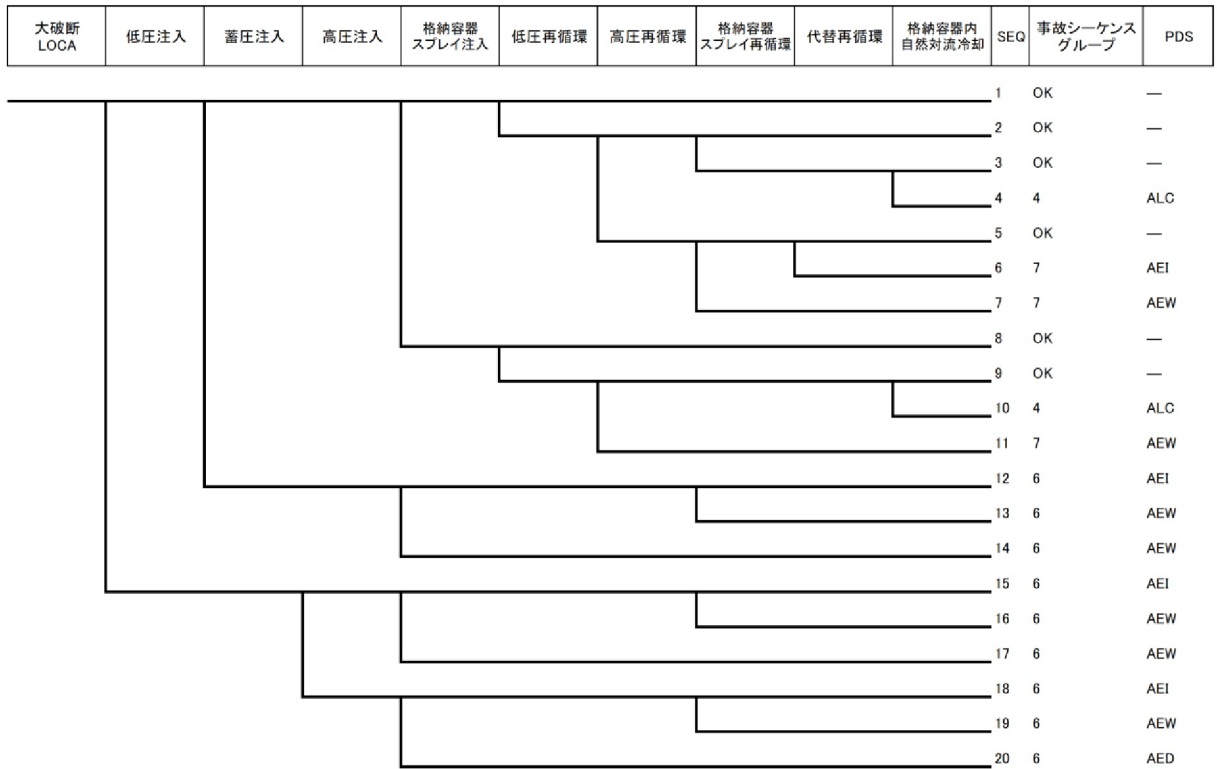
第 3.1.3.1-34 図 放出経路の概念図 (2/2)



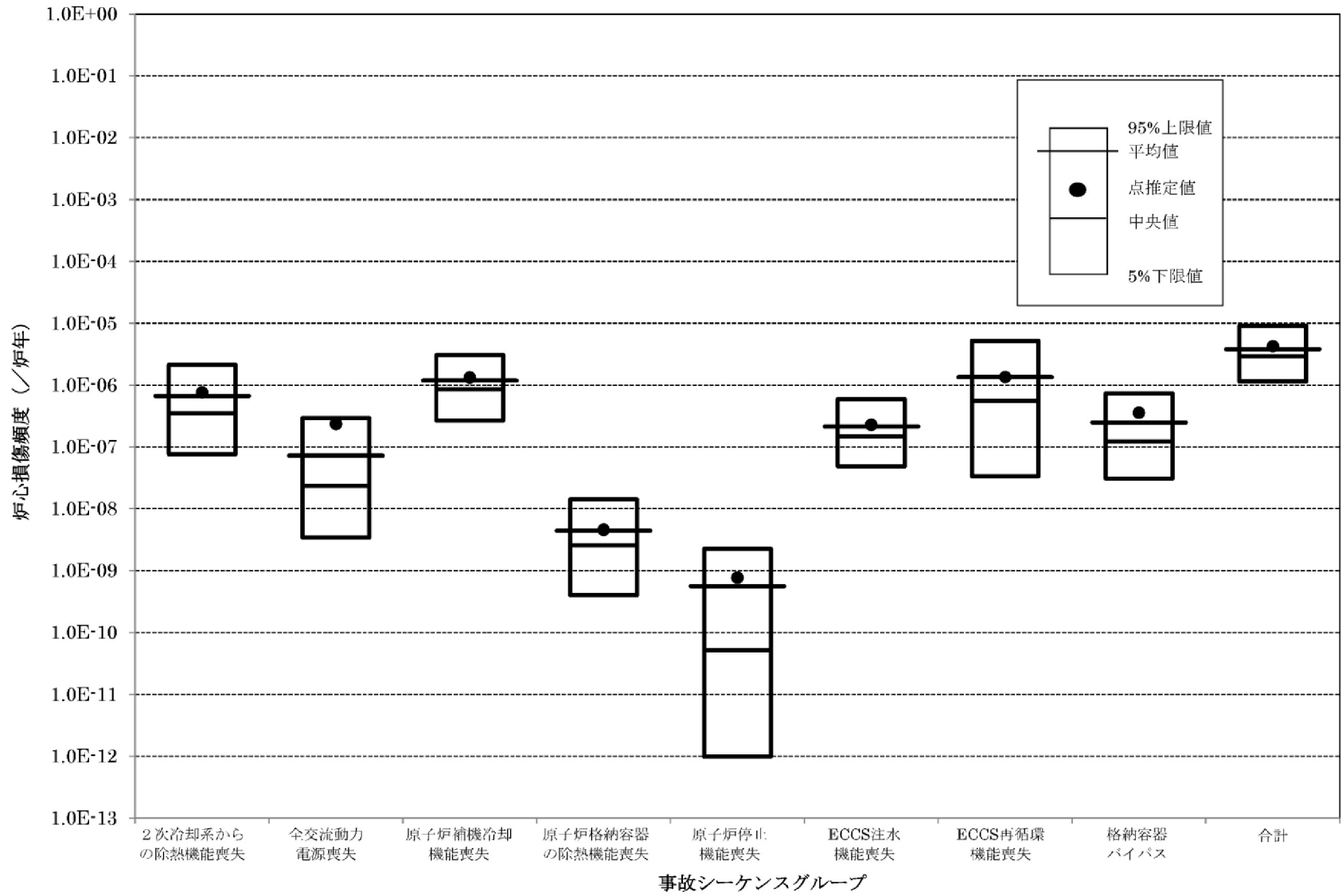
第 3.1.3.1-35 図 内部事象出力運転時レベル 1PRA の評価フロー



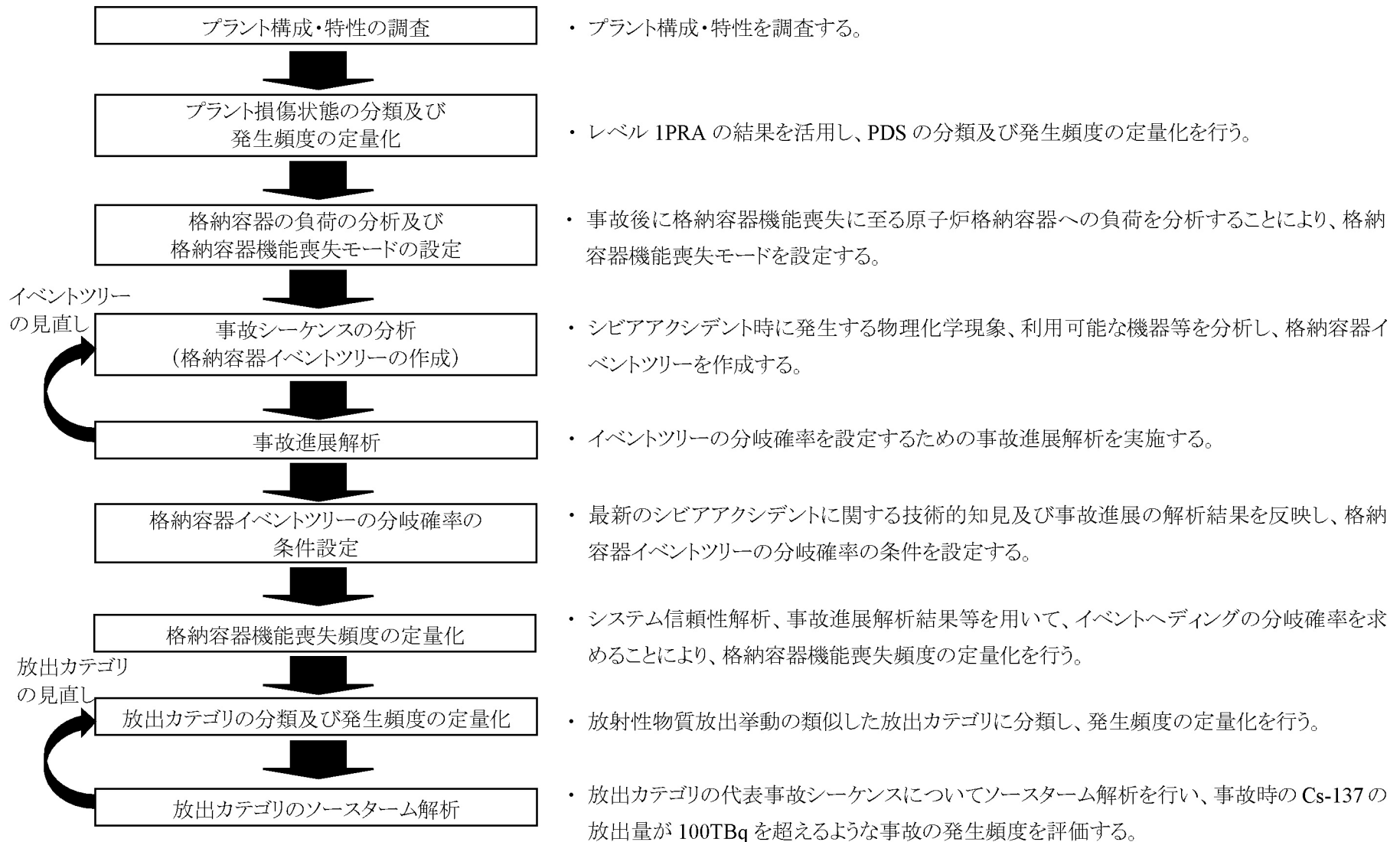
第 3.1.3.1-36 図 起出事象選定フロー



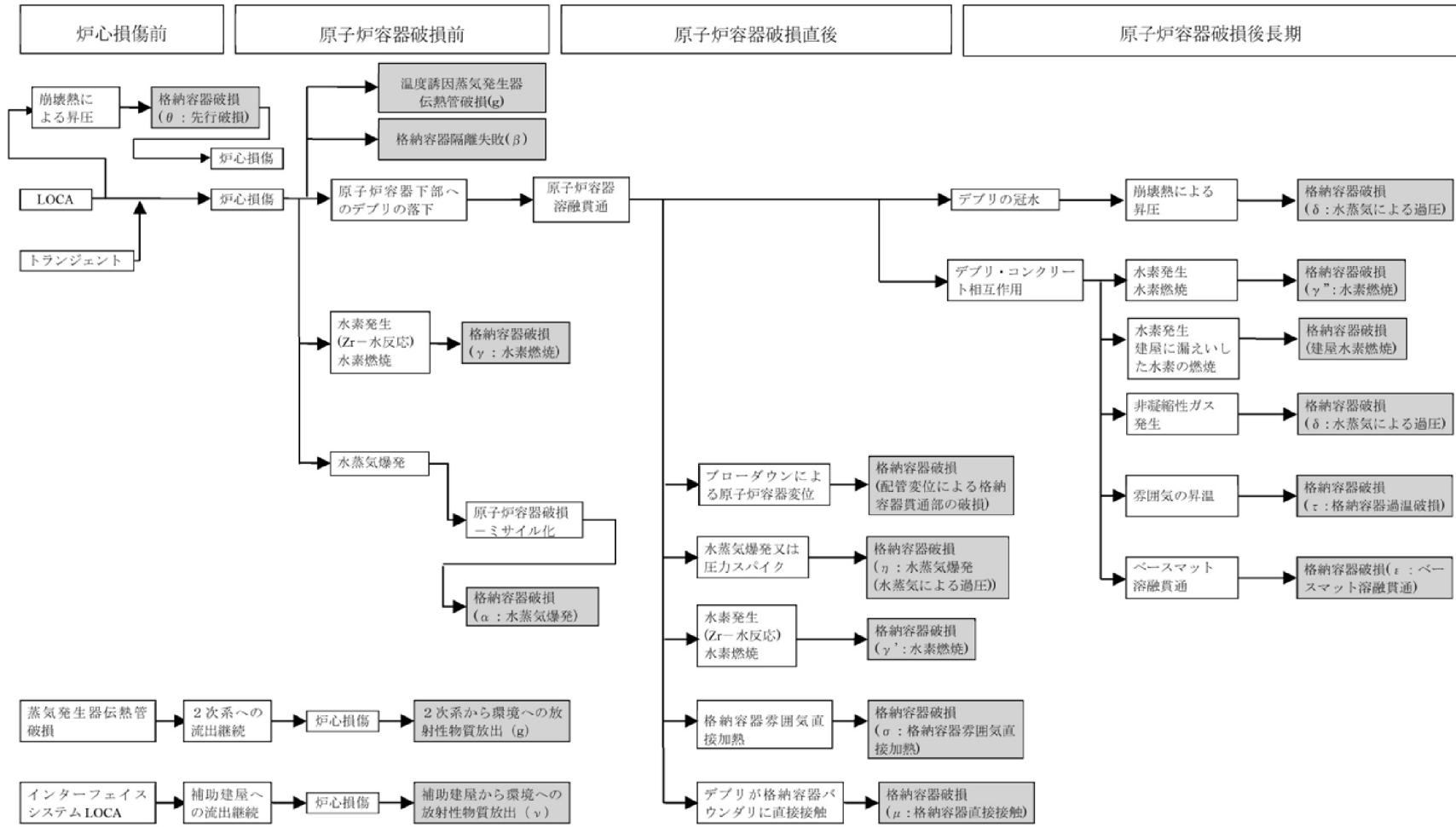
第 3.1.3.1-37 図 大破断 LOCA イベントツリー



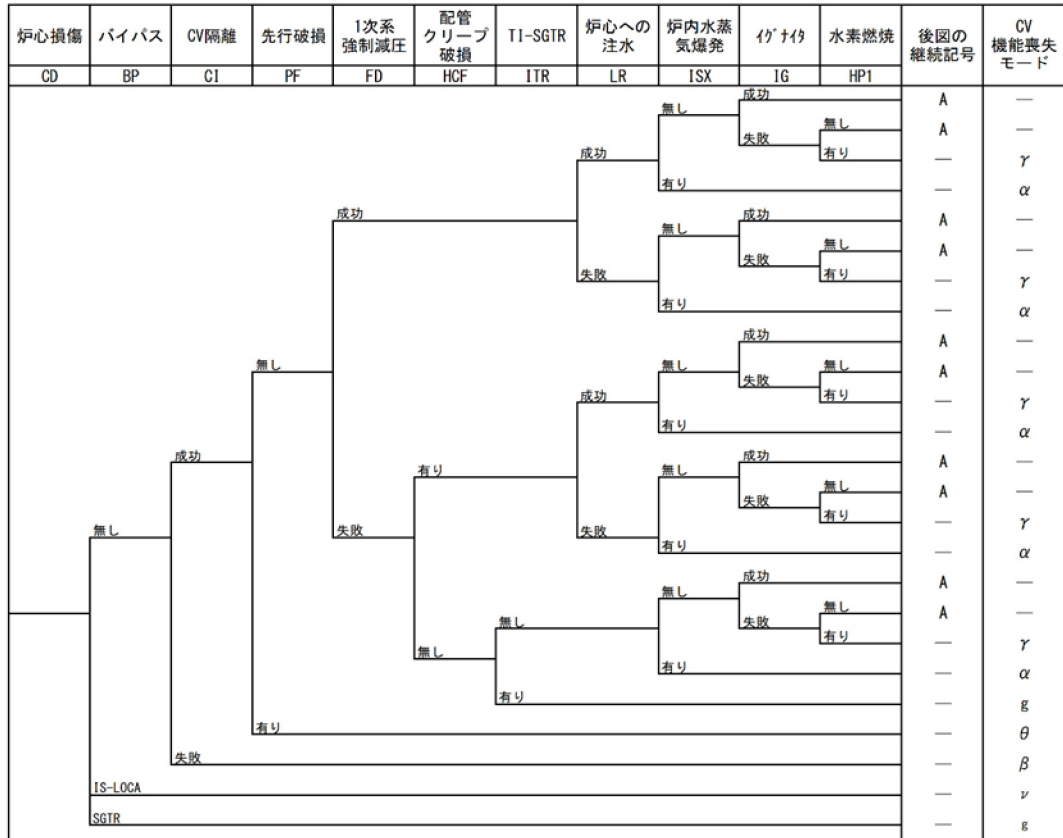
第 3.1.3.1-38 図 不確かさ解析結果



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。

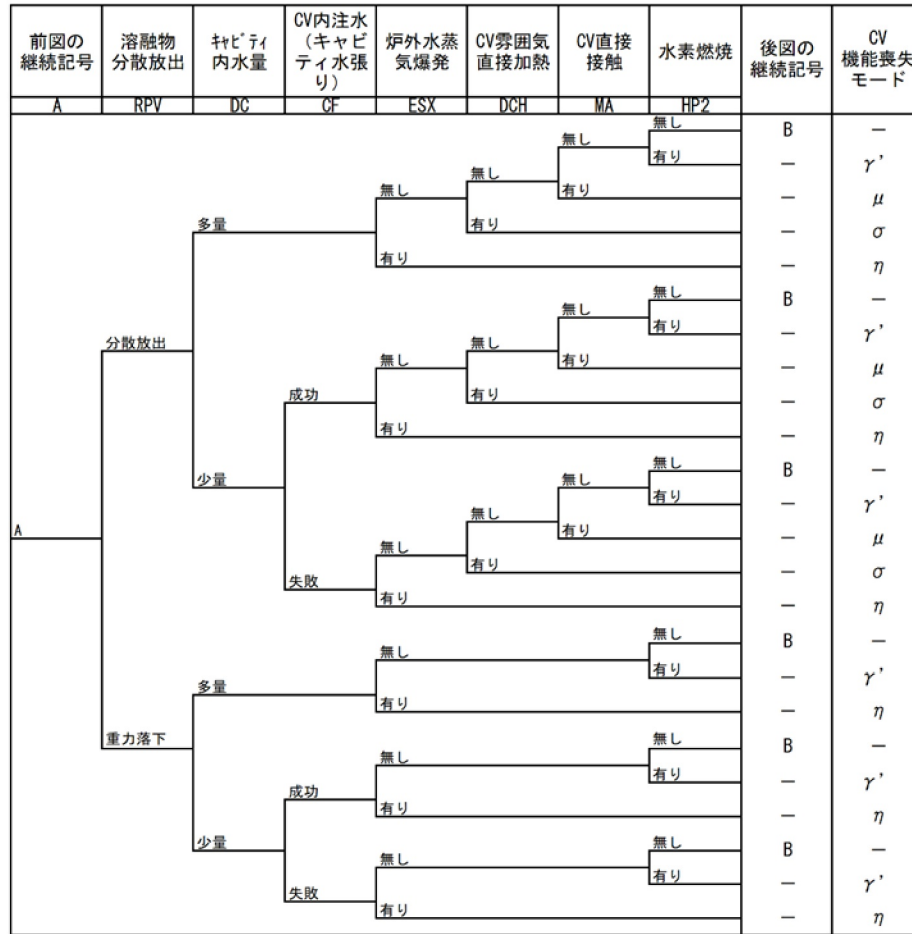
注 2) 格納容器機能喪失モード：

- 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 = ベースマツト熔融貫通
- 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

(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)





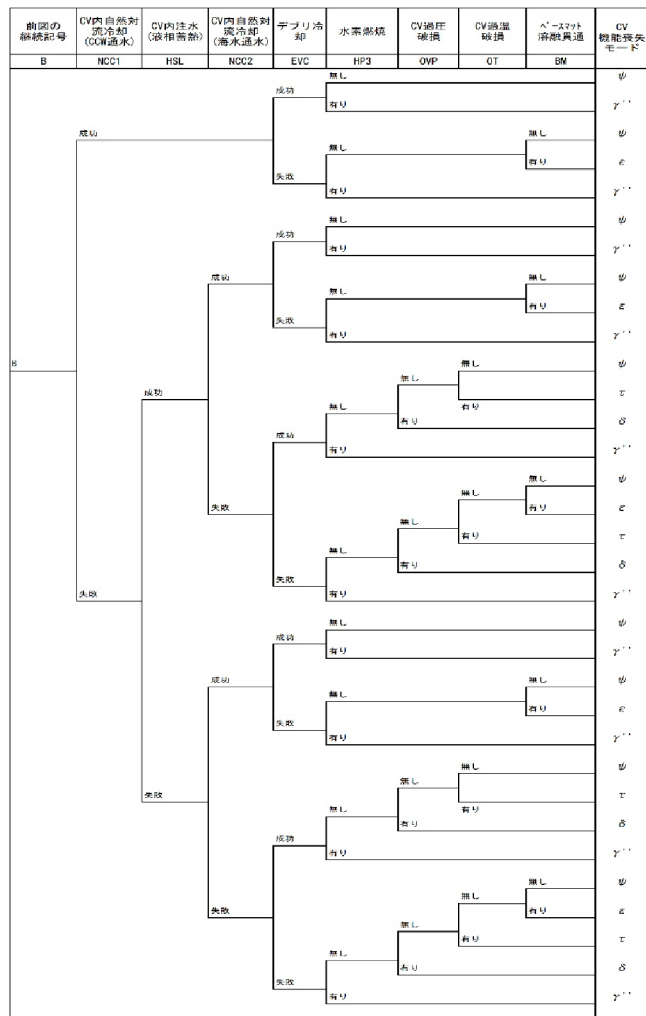
注 1) 後図の継続記号の-は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2) 格納容器機能喪失モード:

- $\alpha$  = 原子炉容器内水蒸気爆発
- $\beta$  = 格納容器隔離失敗
- $\gamma$  = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
- $\gamma'$  = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- $\gamma''$  = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
- $\delta$  = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- $\varepsilon$  = ベースマット溶融貫通
- $\theta$  = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- $\eta$  = 原子炉容器外水蒸気爆発
- $\sigma$  = 格納容器雰囲気直接加熱
- $g$  = 蒸気発生器伝熱管破損
- $\nu$  = インターフェイスシステム LOCA
- $\mu$  = 格納容器直接接触
- $\tau$  = 格納容器過温破損
- $\phi$  = 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)



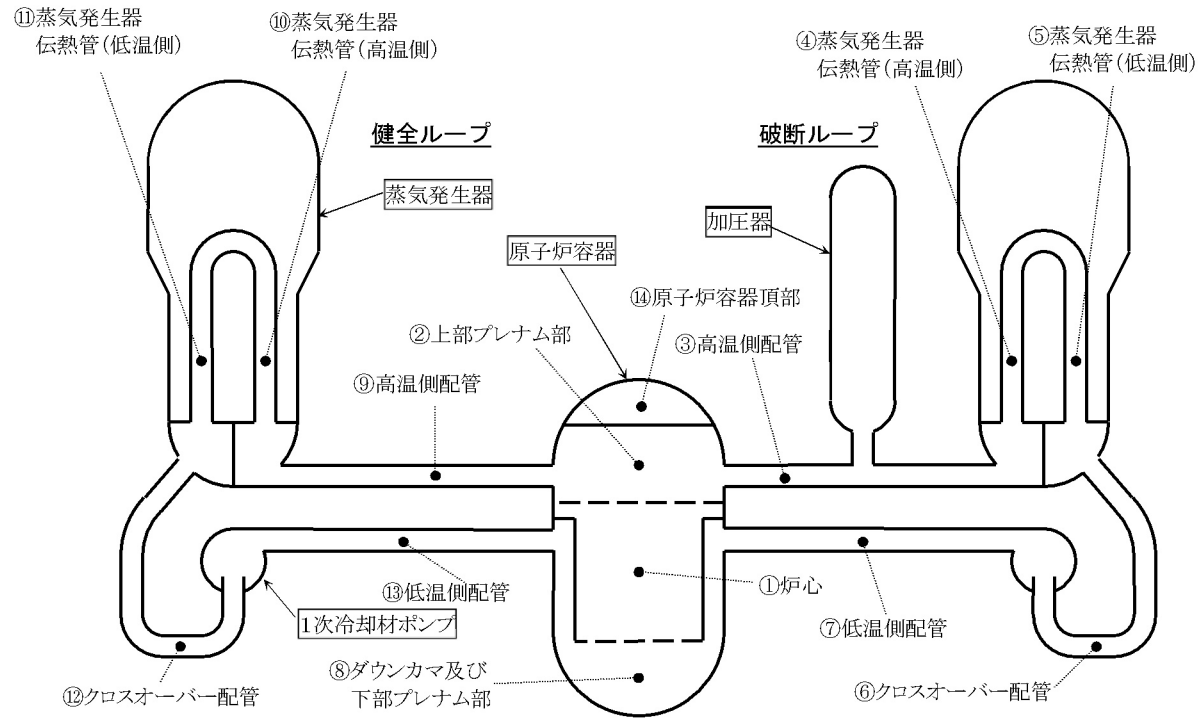
注 1) 後図の継続記号のーは、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2) 格納容器機能喪失モード

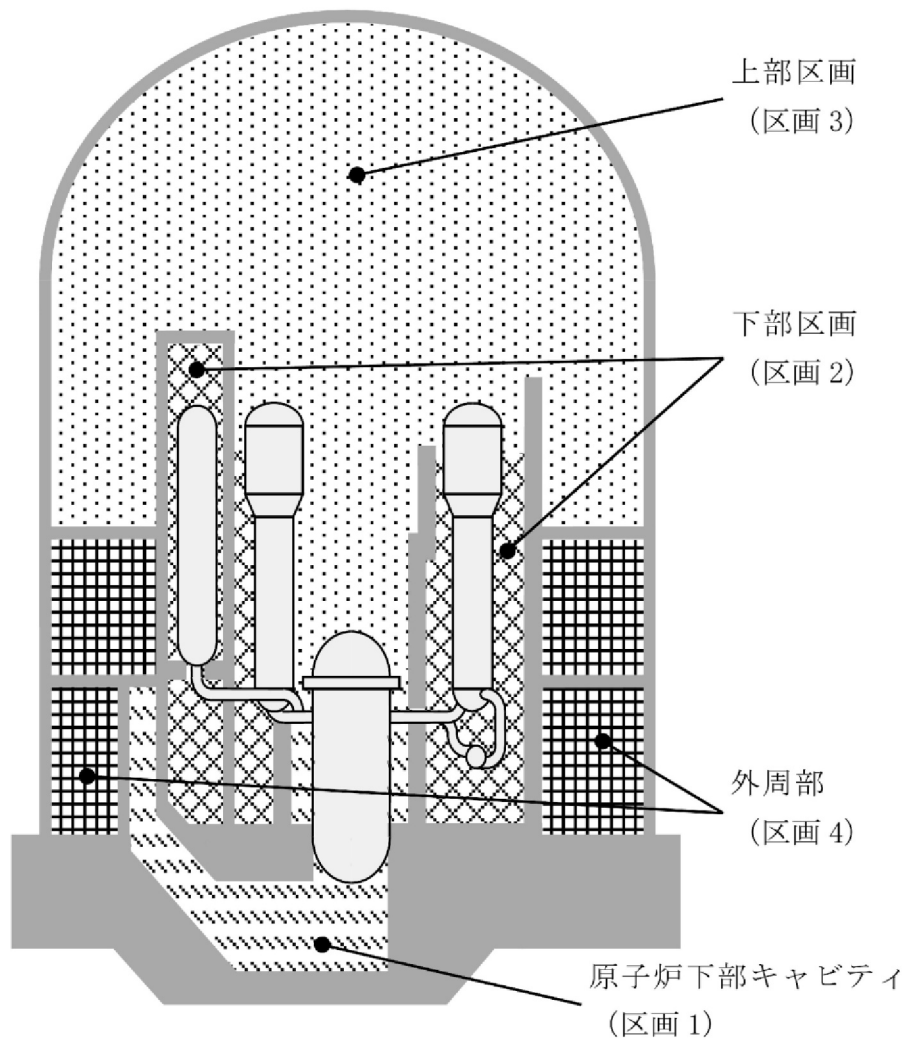
- α - 原子炉容器内水蒸気爆発
- β - 格納容器隔離失敗
- γ - 水素燃焼 (原子炉容器破損前)
- γ' - 水素燃焼 (原子炉容器破損直後)
- γ'' - 水素燃焼 (原子炉容器破損後長期)
- δ - 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε - ベースマット溶融貫通
- θ - 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η - 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ - 格納容器雰囲気直接加熱
- g - 蒸気発生器伝熱管破損
- ν - インターフェイスシステム LOCA
- μ - 格納容器直接接触
- τ - 格納容器過温破損
- φ - 格納容器健全

(c) 原子炉容器破損後後期

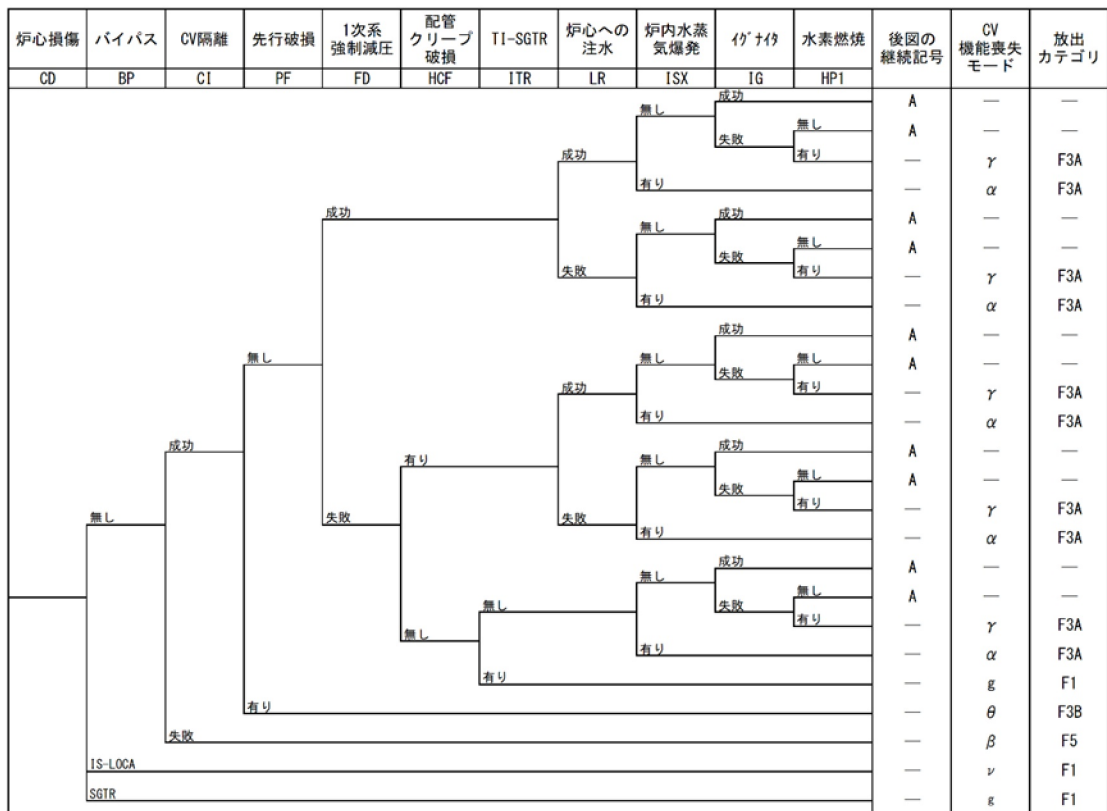
第 3.1.3.1-41 図 格納容器イベントツリー (3/3)



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	—	—		
				無し	無し	無し	有り	—	γ'	F3A		
				有り	有り	無し	無し	—	μ	F3A		
				有り	有り	有り	無し	—	σ	F3A		
		少量	成功	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	
			成功	有り	有り	有り	有り	有り	無し	—	γ'	F3A
			失敗	無し	有り	無し	有り	無し	無し	—	μ	F3A
			失敗	有り	有り	有り	有り	有り	無し	—	σ	F3A
	重力落下	多量	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—		
			無し	無し	無し	有り	—	γ'	F3A			
			有り	有り	無し	無し	—	η	F3A			
			有り	有り	有り	無し	—	γ'	F3A			
		少量	成功	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	
			成功	有り	有り	有り	有り	有り	無し	—	γ'	F3A
			失敗	無し	有り	無し	有り	無し	無し	—	η	F3A
			失敗	有り	有り	有り	有り	有り	無し	—	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
- 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)

(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)

前回の 結果記号	CV内自然対流 成功時 (成功時)	CV内注水 (成功時)	CV内自然対流 成功時 (成功時)	デブリ冷却	水素燃焼	CV過圧 破損	CV過温 破損	ベースマツト 融融貫通	CV 機能喪失 モード	放出 カテゴリ
B	NO1	HS1	NO2	EVC	HPS	DWP	DT	融融		
				成功	無し				φ	F6
				成功	有り				γ''	F3A
				失敗	無し			無し	φ	F6
				失敗	有り			無し	ε	F3C
				成功	無し				γ''	F3A
				成功	有り				φ	F6
				成功	有り				γ''	F3A
				失敗	無し			無し	φ	F6
				失敗	有り			無し	ε	F3C
				成功	有り				γ''	F3A
				成功	有り				φ	F6
				成功	有り				γ''	F3A
				失敗	無し			無し	φ	F6
				失敗	有り			無し	ε	F3C
				成功	有り				δ	F3C
				成功	有り				γ''	F3A
				失敗	無し			無し	φ	F6
				失敗	有り			無し	ε	F3C
				成功	有り				δ	F3C
				成功	有り				γ''	F3A
				失敗	無し			無し	φ	F6
				失敗	有り			無し	ε	F3C
				成功	有り				δ	F3C
				成功	有り				γ''	F3A
				失敗	無し			無し	φ	F6
				失敗	有り			無し	ε	F3C
				成功	有り				δ	F3C
				成功	有り				γ''	F3A
				失敗	無し			無し	φ	F6
				失敗	有り			無し	ε	F3C
				成功	有り				δ	F3C
				成功	有り				γ''	F3A

注 1) 格納容器機能喪失モード:

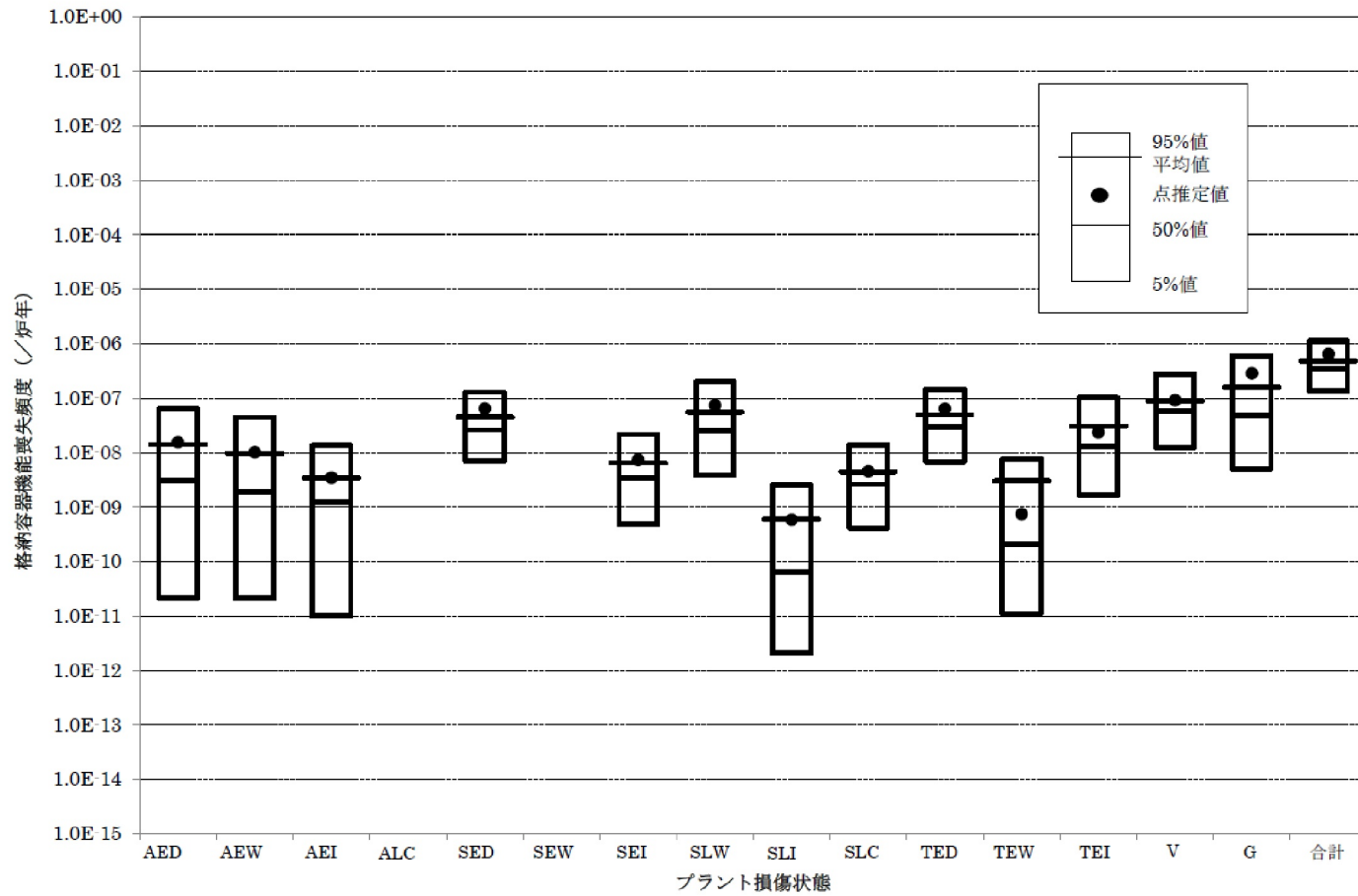
- α - 原子炉容器内水蒸気爆発
- β - 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼 (原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼 (原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼 (原子炉容器破損後長期)
- δ - 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε - ベースマツト融融貫通
- θ - 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- v - インターフェイスシステム LOCA
- μ - 格納容器直接接触
- τ - 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

注 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)

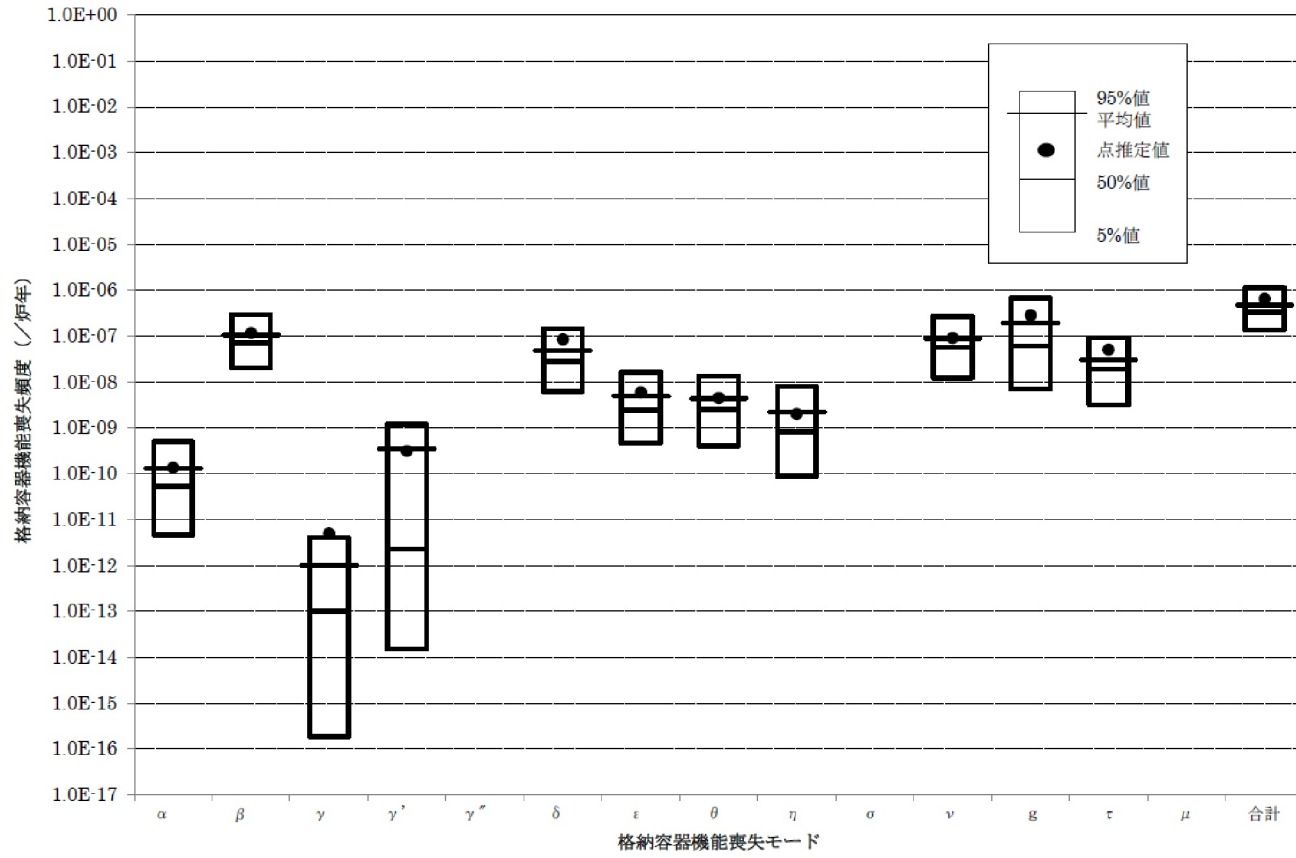
(c) 原子炉容器破損後長期

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)

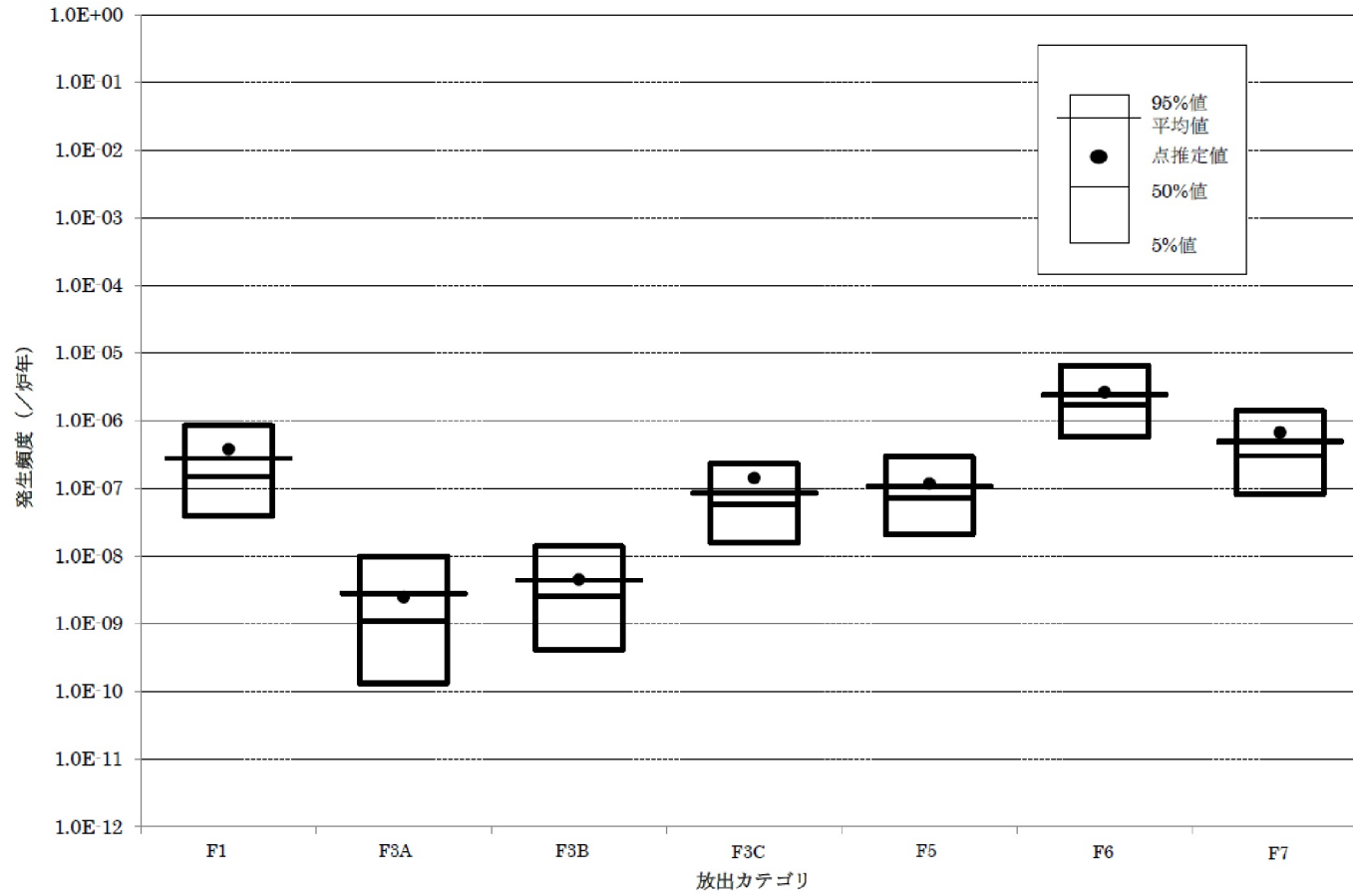


第 3.1.3.1-45 図 不確実さ解析結果(プラント損傷状態別)

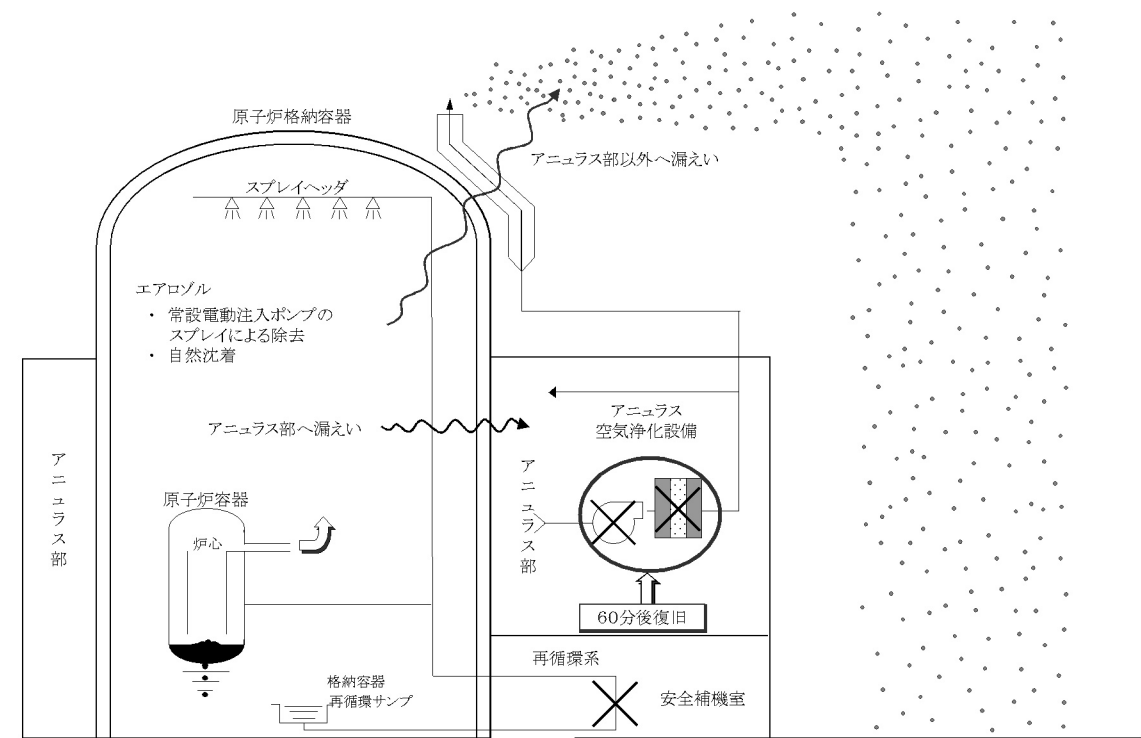




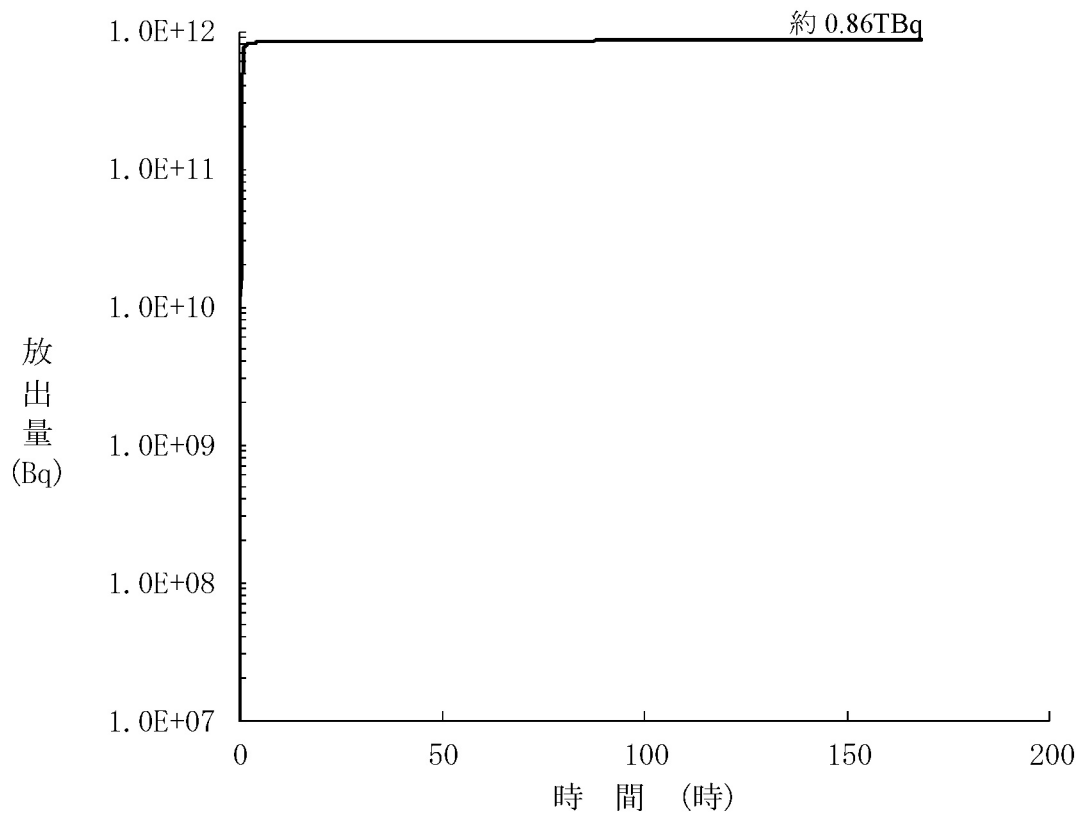
第 3.1.3.1-46 図 不確実さ解析結果 (格納容器機能喪失モード別)



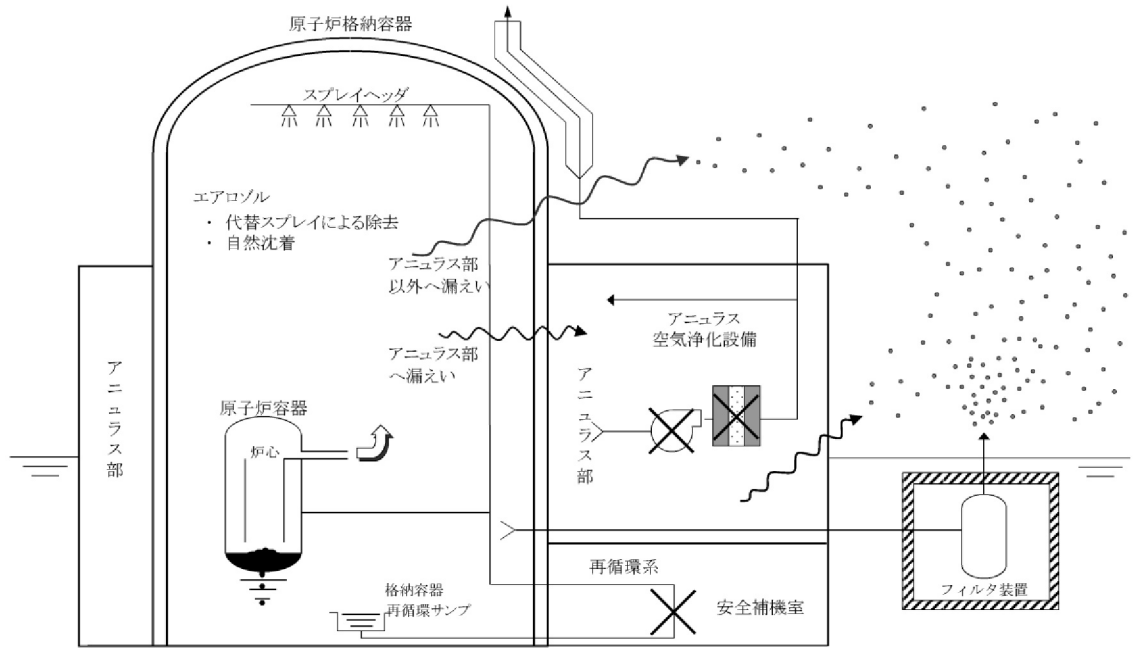
第 3.1.3.1-47 図 不確実さ解析結果(放出カテゴリ別)



第 3.1.3.1-48 図 放出放射能量評価イメージ(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( $\delta$ モード)」及び「格納容器過温破損( $\tau$ 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( $\delta$ モード)のCFFは約18%、格納容器過温破損( $\tau$ モード)のCFFにおいては約83%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( $\beta$

モード)が全CFFの約46.3%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( $\delta$ モード)及び格納容器過温破損( $\tau$ 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( $\beta$ 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14%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( $\tau$ モード)については、約81%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( $\delta$ 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( $\beta$ 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37%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)	1.7E-07	46.3	1.7E-07	56.7
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))	4.3E-11	<0.1	4.3E-11	<0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	1.1E-07	31.0	9.2E-08	31.0
ε (ベースマツト溶融貫通)	4.3E-09	1.2	4.3E-09	1.5
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	2.0E-09	0.6	2.0E-09	0.7
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	2.6E-11	<0.1	2.6E-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)	1.9E-08	5.1	1.9E-08	6.2
τ (格納容器過温破損)	5.6E-08	15.4	9.8E-09	3.3
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)	1.9E-09	0.5	1.9E-09	0.6
全CFF	3.5E-07	100.0	3.0E-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 (%)
$\alpha$ (原子炉容器内水蒸気爆発)	$\varepsilon$	<0.1	$\varepsilon$	<0.1
$\beta$ (格納容器隔離失敗)	1.7E-07	56.7	1.7E-07	77.3
$\gamma$ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	$\varepsilon$	<0.1	$\varepsilon$	<0.1
$\gamma'$ (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	$\varepsilon$	<0.1	$\varepsilon$	<0.1
$\gamma''$ (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	4.3E-11	<0.1	4.3E-11	<0.1
$\delta$ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	9.2E-08	31.0	1.2E-08	5.5
$\varepsilon$ (ベースマツト溶融貫通)	4.3E-09	1.5	4.3E-09	2.0
$\theta$ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	2.0E-09	0.7	2.0E-09	0.9
$\eta$ (原子炉容器外水蒸気爆発)	2.6E-11	<0.1	2.6E-11	<0.1
$\sigma$ (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)	1.9E-08	6.2	1.9E-08	8.5
$\tau$ (格納容器過温破損)	9.8E-09	3.3	1.1E-08	5.0
$\mu$ (格納容器直接接触)	$\varepsilon$	<0.1	$\varepsilon$	<0.1
$\chi$ (炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失)	1.9E-09	0.6	1.9E-09	0.9
全CFF	3.0E-07	100.0	2.2E-07	100.0

$\varepsilon$  : カットオフ値 (1.0E-12 (/炉年)) 未満

\*1:  $\delta$  と  $\tau$  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( $\delta$ モード)及び格納容器過温破損( $\tau$ 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( $\delta$ モード)及び格納容器過温破損( $\tau$ モード)に至る事故シーケンスに対して、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( $\delta$ モード)のCFFは約19%、格納容器過温破損( $\tau$ 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( $\delta$ モード)や格納容器過温破損( $\tau$ 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( $\beta$ 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( $\delta$ モード)及び格納容器過温破損( $\tau$ 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( $\beta$ 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( $\tau$ 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( $\delta$ 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( $\beta$ 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 (ベースマツト熔融貫通)	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、事故時に安定同位体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/m<sup>3</sup>)

T : 実効放出継続時間(h)

$(\chi/Q)_i$  :時刻iの相対濃度(s/m<sup>3</sup>)

$\delta_i^d$  :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)

$\Sigma_{yi}$  :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)

$\Sigma_{zi}$  :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)

$\sigma_{yi}$  :時刻iの濃度のy方向の拡がりパラメータ(m)

$\sigma_{zi}$  :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(m<sup>2</sup>)

c :形状係数(-)

$\sigma_{yi}$ 及び $\sigma_{zi}$ 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。

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

ここで、

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

(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
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	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
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 <sup>3</sup>	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 <sup>3</sup> /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*	放出放射能量 (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 <sup>2</sup>	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 <sup>3</sup> /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 <sup>-λt</sup> 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-4551 Vol.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*	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%

\*:実効線量評価対象核種

(I-131 換算値)

核種グループ*	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%

\*: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
	・ 上位 5 位寄与割合 : 96%程度 ・ 希ガスの寄与割合 : 93%程度	・ 上位 5 位寄与割合 : 96%程度 ・ よう素の寄与割合 : 同上	・ 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*

\*: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) <sup>*1*2</sup> 風向効果	(c) <sup>*1*2</sup> 貫通部 DF / 風向効果
実効線量 (平均値)	15mSv	<u>0.90mSv</u>	<u>0.78mSv</u>

\*1: 下線部は各方位の実効線量のうち最大のものを示す。

\*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

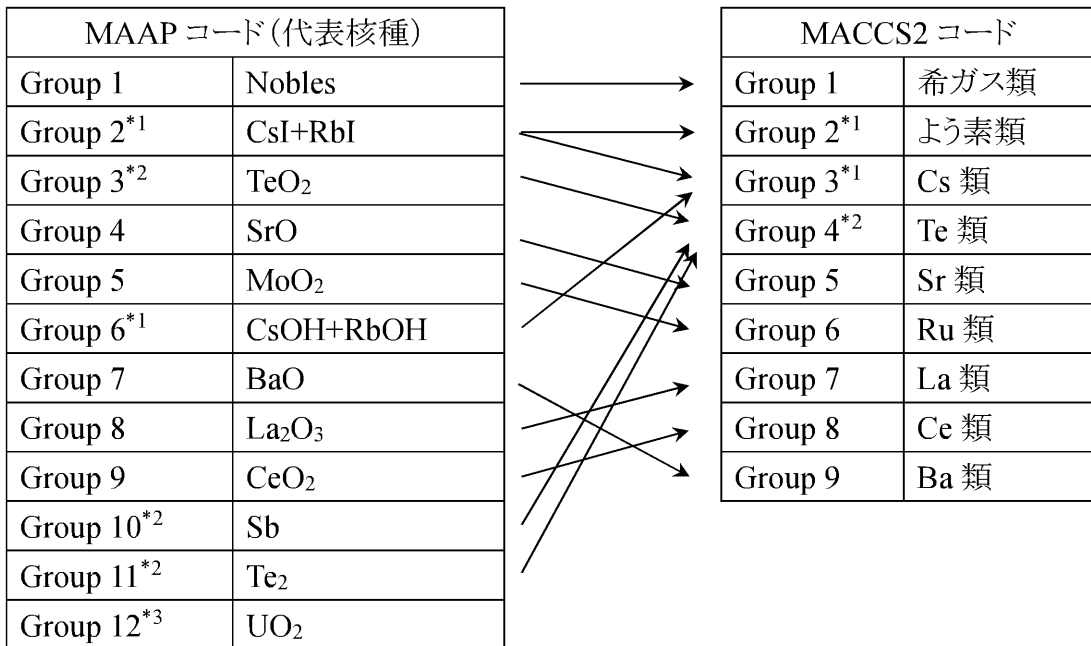
データ番号*1	ケース 1	ケース 2	...	...	ケース 8,760
1	D1*2	D1	D1	D1	D1
2	D2	D2	D2	D2	D2
3	D3	D3	D3	D3	D3
...	...	...	...	...	...
119	D119	D119	D119	D119	D119
120	D120	D120	D120	D120	D120
121	D121	D121	D121	D121	D121
122	D122	D122	D122	D122	D122
...	...	...	...	...	...
8,760	D8,760	D8,760	D8,760	D8,760	D8,760

\*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



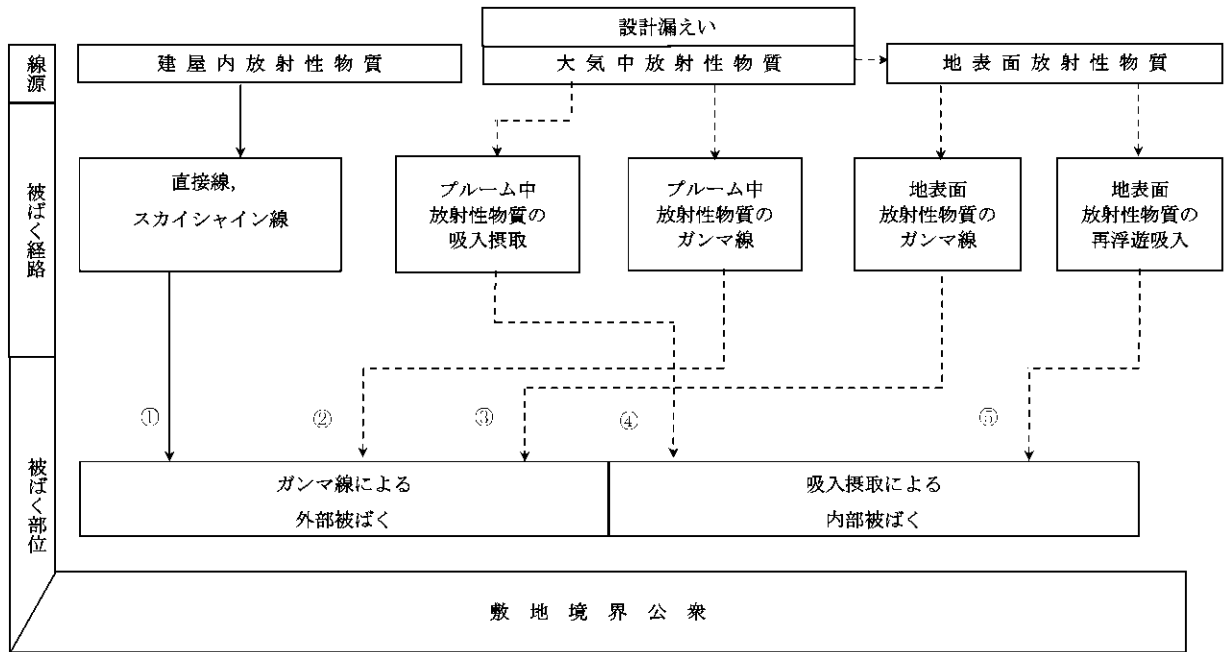


\*1:MACCS2 コードの Group2(よう素類)は、MAAP コードの Group2(CsI+RbI)の放出割合から求める。また、MACCS2 コードの Group3(Cs 類)は、CsI 及び CsOH で存在すると考えられることから、MAAP コードの Group2(CsI+RbI)及び Group6(CsOH+RbOH)を考慮する。大気中への放出放射エネルギーは、放出割合と炉心内蓄積量の積で求めるが、MAAP コードの Group2(CsI+RbI)の Cs の放出量は、よう素と Cs 類の物質量の比から、よう素と結合する Cs 類の全炉心内蓄積量に対する割合を仮定して求める。Group6(CsOH+RbOH)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(TeO<sub>2</sub>)、Group10(Sb)及び Group11(Te<sub>2</sub>)の放出割合から求める。

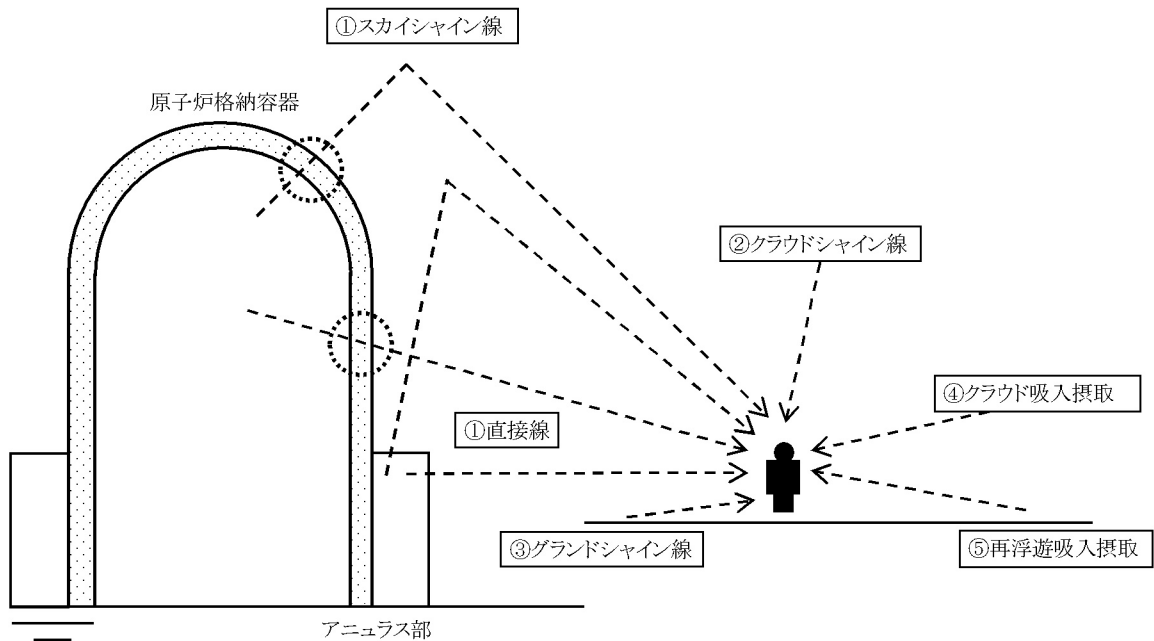
\*3:線量評価対象核種ではない。

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

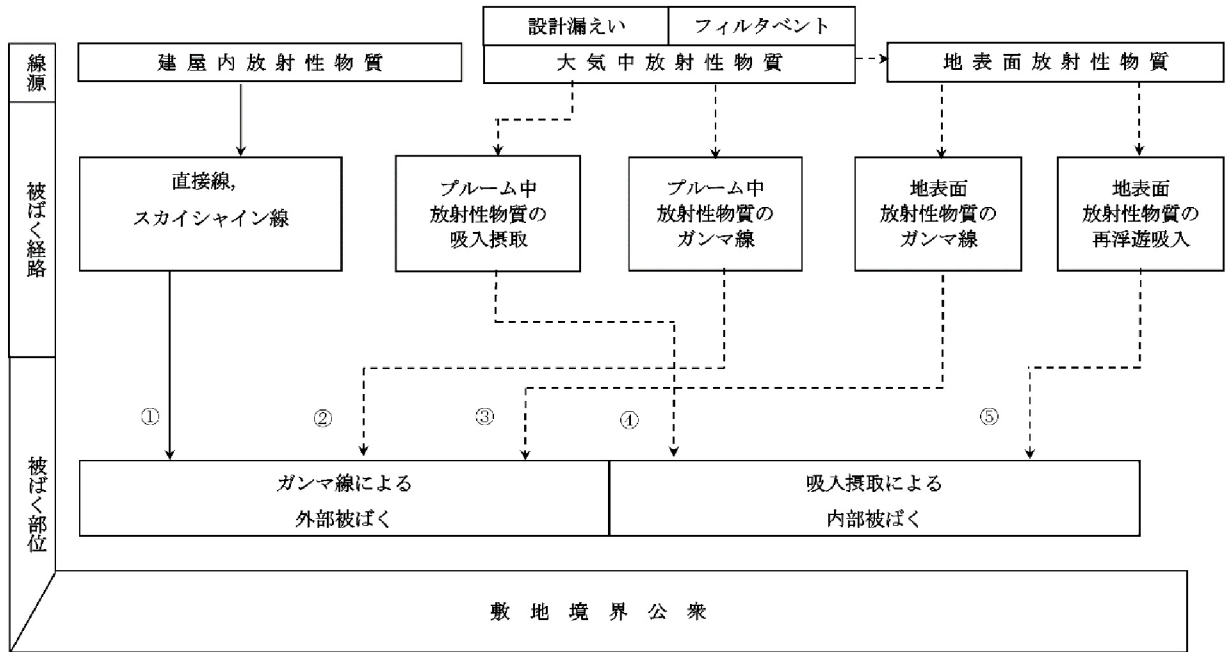


第 3.1.3.4-3 図 敷地等境界における公衆の被ばく経路 (格納容器健全)

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

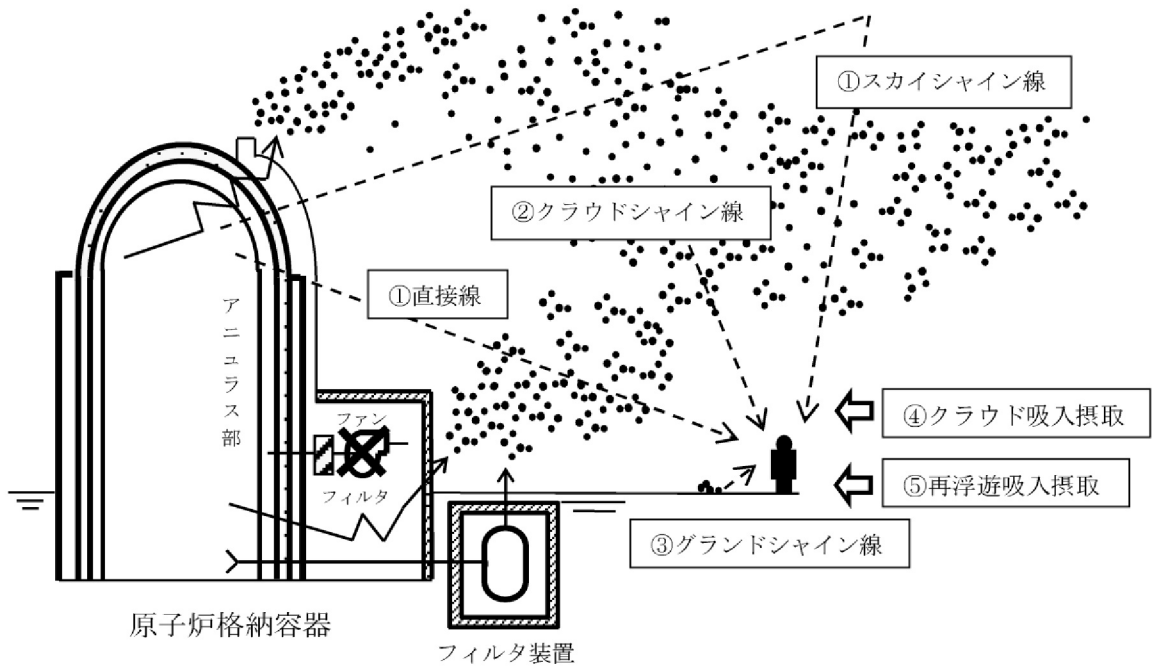


第 3.1.3.4-4 図 被ばく経路イメージ（格納容器健全）

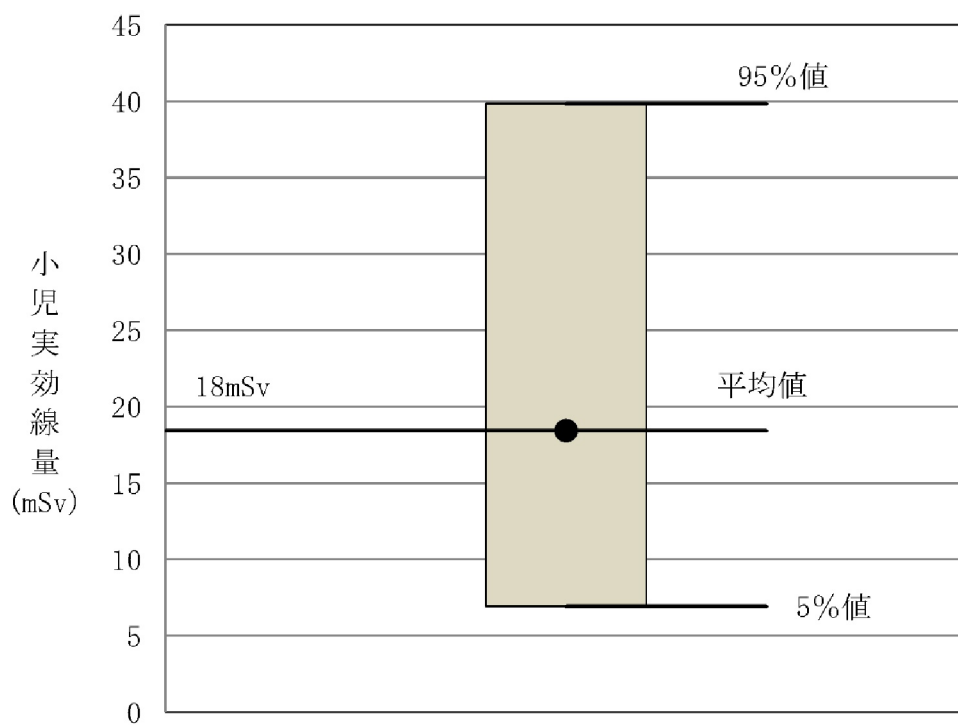


第 3.1.3.4-5 図 敷地等境界における公衆の被ばく経路(放射性物質管理放出)

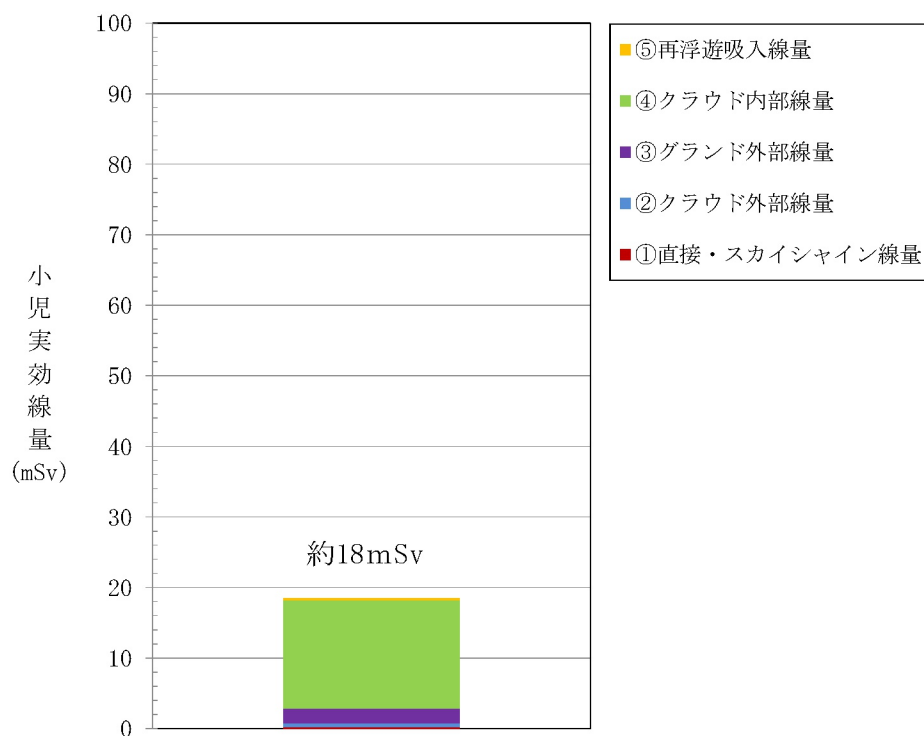
敷地等境界における被ばく	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
	③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく
	④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく
	⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく



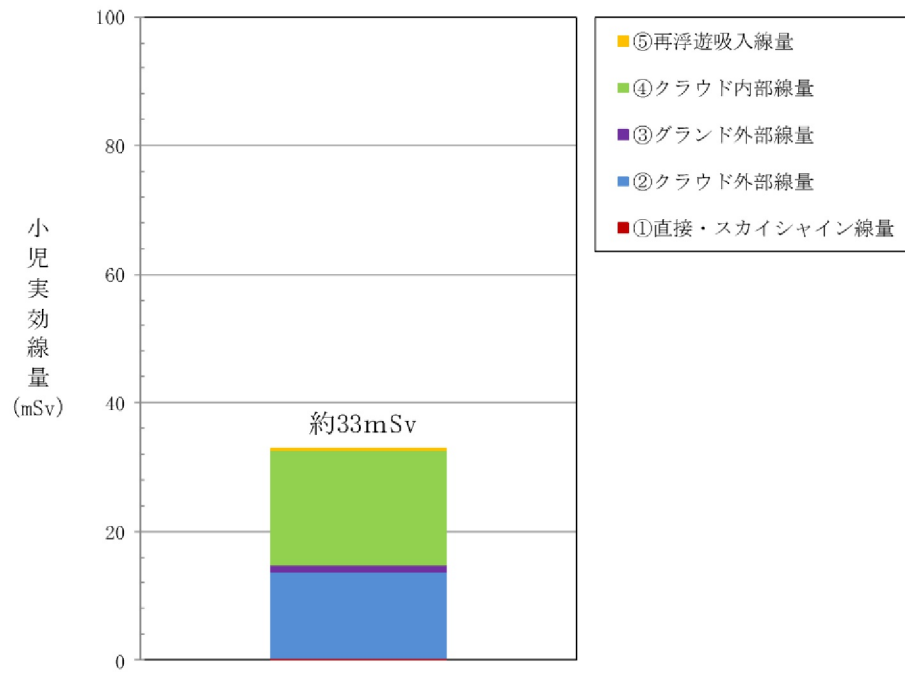
第 3.1.3.4-6 図 被ばく経路イメージ (放射性物質管理放出)



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)

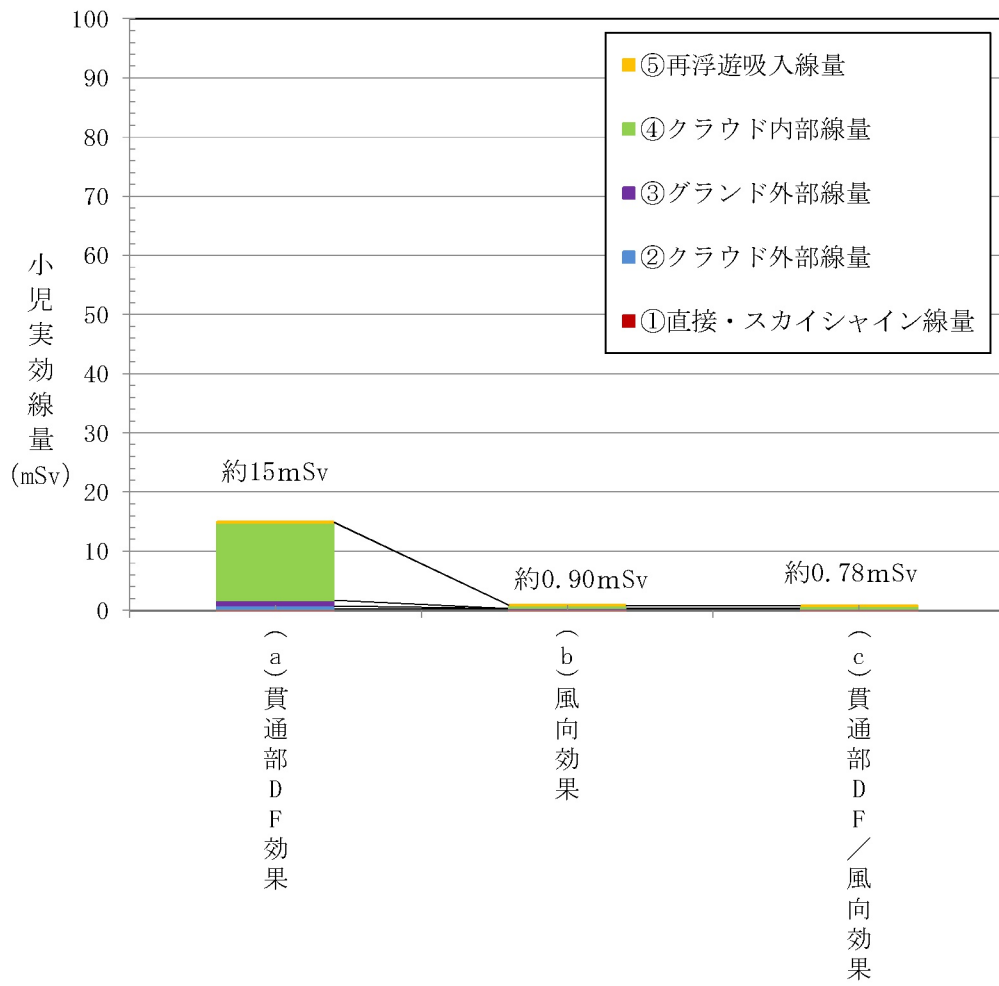


第 3.1.3.4-8 図 敷地等境界における実効線量の評価結果 (格納容器健全)  
 (平均値の各被ばく経路の線量への寄与)



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

燃料取替用水タンク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

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)
$\alpha$ (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-10 (<0.1%)
$\beta$ (格納容器隔離失敗)	1.2E-07 (18.2%)
$\gamma$ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	5.0E-12 (<0.1%)
$\gamma'$ (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	3.2E-10 (<0.1%)
$\gamma''$ (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	$\epsilon$ (<0.1%)
$\delta$ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	8.6E-08 (13.2%)
$\epsilon$ (ベースマツト溶融貫通)	6.1E-09 (0.9%)
$\theta$ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	4.6E-09 (0.7%)
$\eta$ (原子炉容器外水蒸気爆発)	2.0E-09 (0.3%)
$\sigma$ (格納容器雰囲気直接加熱)	$\epsilon$ (<0.1%)
$\nu$ (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%)
$\tau$ (格納容器過温破損)	5.1E-08 (7.8%)
$\mu$ (格納容器直接接触)	$\epsilon$ (<0.1%)
合計	6.5E-07

黄ハッチング:重要度「中」

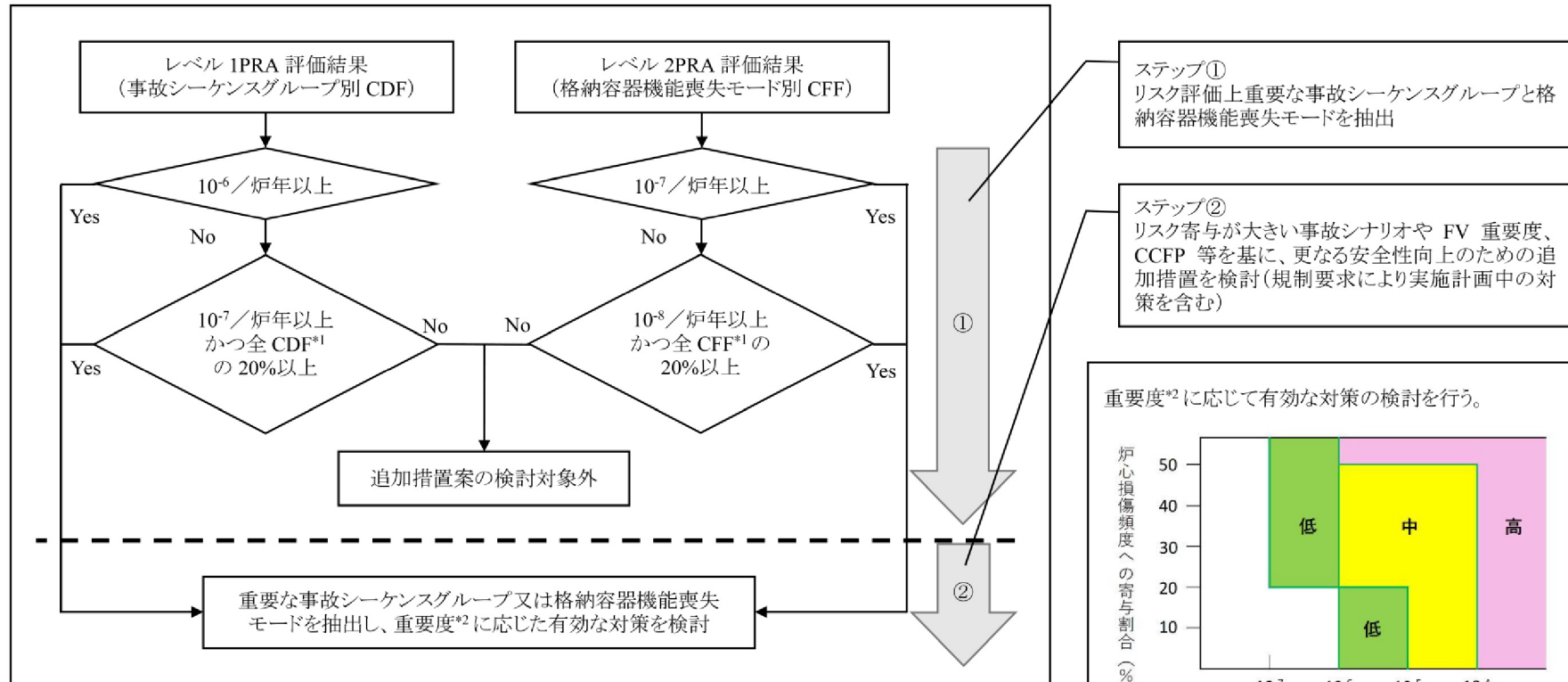
緑ハッチング:重要度「低」

( )内は合計に占める割合を示す。

$\epsilon$  :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	・SA 時における特重施設の活用に関する評価結果の教育	・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。	・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	・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	・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。	・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	・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	・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。	・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	・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	・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。	・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3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(平成29年1月18日許可)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3回安全性向上評価(以下「第3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3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。

- ・ 起回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3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3回評価ではHRA Calculatorを使用している。
- ・ 第3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起回事象発生箇所及び起回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3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3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1PRA

##### (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3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。

$$\textcircled{1} \quad 2.5 \times 10^{-6} (\text{/炉年}) \rightarrow 2.8 \times 10^{-6} (\text{/炉年})$$

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。

$$\textcircled{1} \quad 2.5 \times 10^{-6} (\text{/炉年}) \rightarrow 3.7 \times 10^{-6} (\text{/炉年})$$

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  $4.3 \times 10^{-6}$  (／炉年) →  $3.6 \times 10^{-6}$  (／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3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。

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

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。

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

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CFF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3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3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3回評価
D B A 設 備	低圧注入	○	○
	蓄圧注入	○	○
	高圧注入	○	○
	格納容器スプレイ注入	○	○
	低圧再循環	○	○
	高圧再循環	○	○
	格納容器スプレイ再循環	○	○
	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圧注入、低圧再循環		○	○
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		○	○
高圧再循環(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 展 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自動起動(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自動閉止	○	○

\*: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3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	$2.5 \times 10^{-6}$	・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
			$2.8 \times 10^{-6}$ ( $\Delta$ CDF: $3.4 \times 10^{-7}$ )	$3.7 \times 10^{-6}$ ( $\Delta$ CDF: $1.2 \times 10^{-6}$ )	ケース1と同様
	②第3回評価(今回)	$4.3 \times 10^{-6}$	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 $3.6 \times 10^{-6}$ ( $\Delta$ CDF: $-6.8 \times 10^{-7}$ )

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 <sup>-6</sup>	・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 <sup>-6</sup> (ΔCDF: 5.1×10 <sup>-7</sup> )	ケース1と同様	
	②第3回評価 (今回)	4.3×10 <sup>-6</sup>	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 <sup>-6</sup> (ΔCDF: 7.1×10 <sup>-8</sup> )	3.6×10 <sup>-6</sup> (ΔCDF: -6.1×10 <sup>-7</sup> )

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 <sup>-7</sup>	・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 <sup>-6</sup> (ΔCFF:3.0×10 <sup>-7</sup> )	1.3×10 <sup>-6</sup> (ΔCFF:3.1×10 <sup>-7</sup> )	ケース1と同様
	②第3回評価(今回)	6.5×10 <sup>-7</sup>	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 <sup>-7</sup> (ΔCFF:1.2×10 <sup>-7</sup> )

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 <sup>-7</sup>	・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 <sup>-6</sup> (ΔCFF:6.8×10 <sup>-7</sup> )	ケース1と同様	
	②第3回評価 (今回)	6.5×10 <sup>-7</sup>	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 <sup>-6</sup> (ΔCFF:1.2×10 <sup>-6</sup> )	1.9×10 <sup>-6</sup> (ΔCFF:1.3×10 <sup>-6</sup> )

### 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 2 月 20 日付け原発本第 202 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（地震及び津波随件事象、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）については、玄海 3 号機第 5 回届出時に、号機間相互影響評価については玄海 4 号機第 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、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<sup>※1</sup>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  $\beta_{CR}$  及び  $\beta_{CU}$  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)

$\beta_{CR}$ : 偶然的な不確かさ

$\beta_{CU}$ : 認識論的な不確かさ

である。

$\beta_{CR}$  及び  $\beta_{CU}$  は、具体的には以下のとおりである。

- ・  $\beta_{CR}$ : 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  $\beta_{CR}$  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。

- ・  $\beta_{CU}$ : 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、この不確実さ  $\beta_{CU}$  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、不確実さ  $\beta_{CU}$  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「偶然的な不確実さ及び認識論的な不確実さを考慮」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<sup>※3</sup>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 fragility 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

$\Phi$ : 標準正規累積分布関数

A: 入力加速度

$A_m$ : fragility 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))

$\beta_{c_R}$ : 偶然的な不確かさ要因の対数標準偏差

$\beta_{c_U}$ : 認識論的な不確かさ要因の対数標準偏差

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

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

$\beta_{R-s}$ : 現実的耐力の偶然的な不確かさ

$\beta_{R-r}$ : 現実的応答の偶然的な不確かさ

$\beta_{U-s}$ : 現実的耐力の認識論的な不確かさ

$\beta_{U-r}$ : 現実的応答の認識論的な不確かさ

X: fragility 曲線の信頼度  $p$  に対応する標準正規確率変数 ( $\Phi^{-1}(p)$ )

$p = 5\%$  信頼度の時  $X = -1.65$

$p = 50\%$  信頼度の時  $X = 0$

$p = 95\%$ 信頼度の時  $X = 1.65$

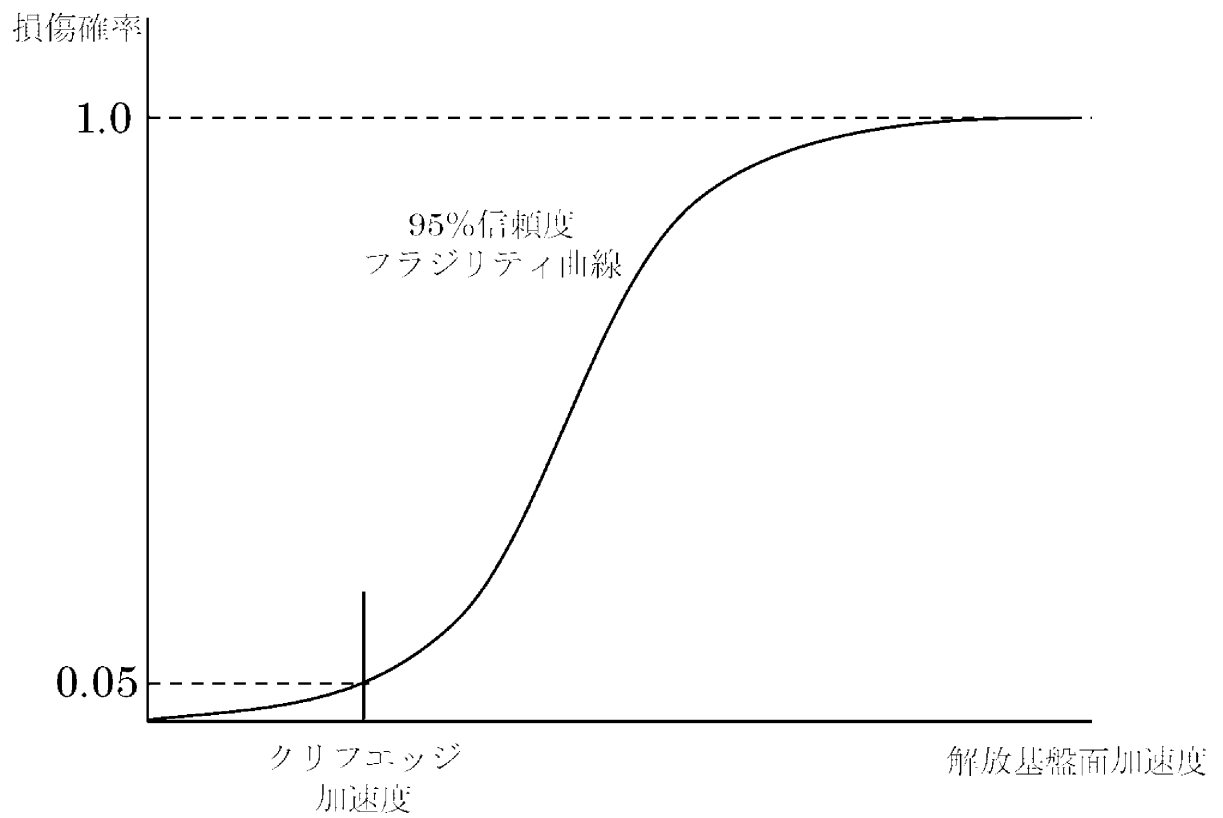
(b) 津波に対する耐力評価の指標

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。

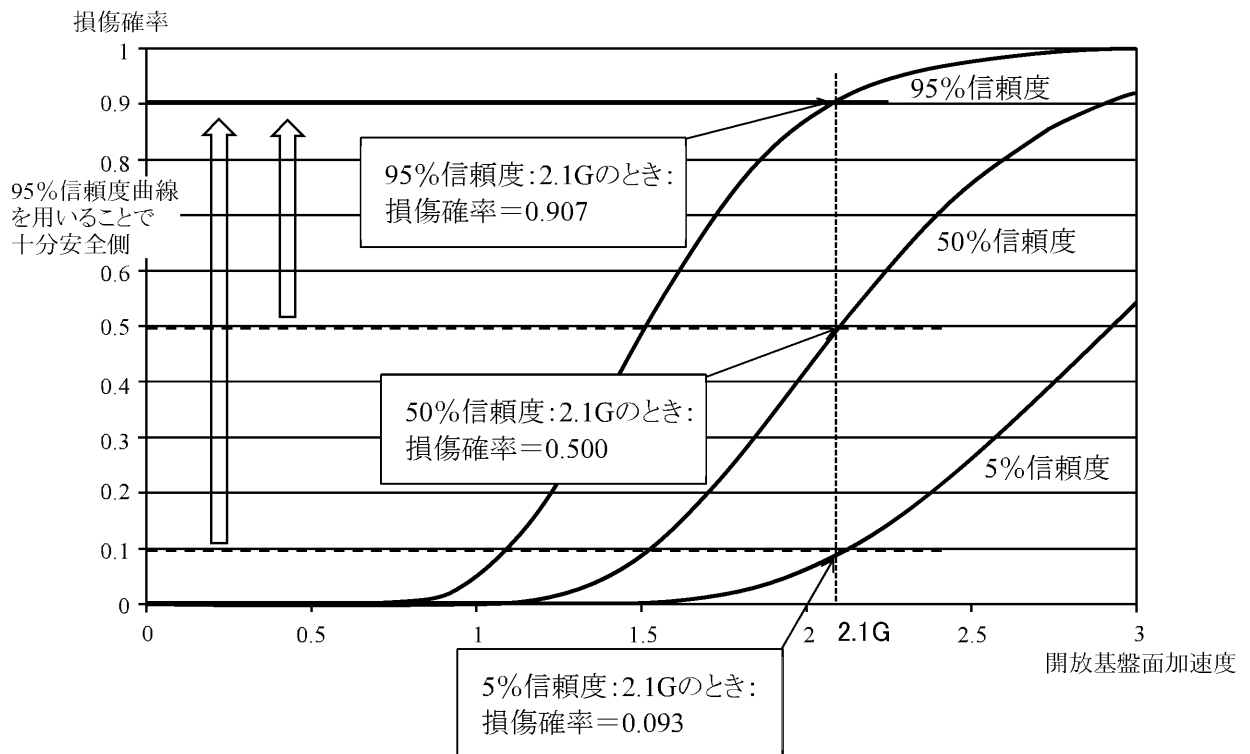
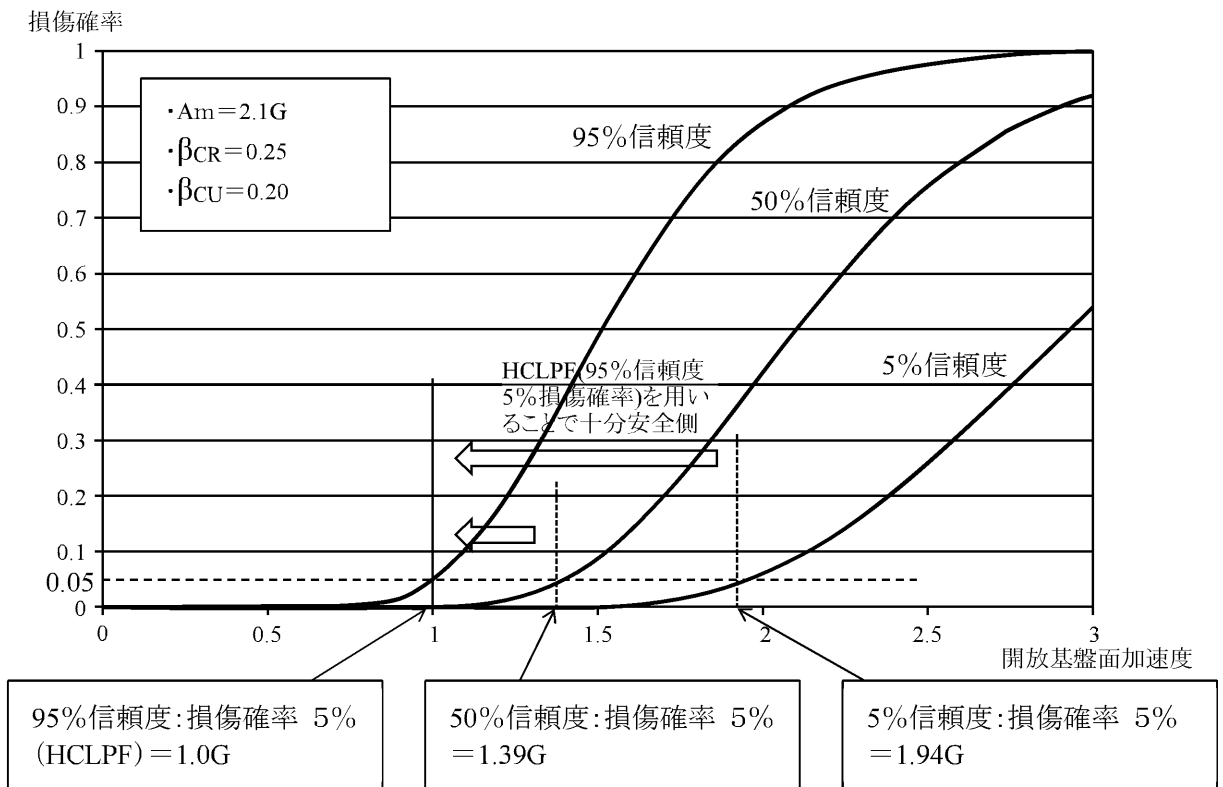
したがって、津波に対する耐力評価の指標としては、第 1 回届出書と同様に、許容津波高さとして、機器等又は建屋シール等の設置高さを用いて決定論的に評価することとする。

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<sup>※1</sup> 及びサポート系<sup>※2</sup> 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。

(二) 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(0.86～1.14G 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 (0.86～1.14G 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(0.86～1.14G 未満)での起回事象である「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 (0.86～1.14G 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ィ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 3.1.4.2-6 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) 起因事象の選定

「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、発生する各起因事象を選定する。

また、選定された各起因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

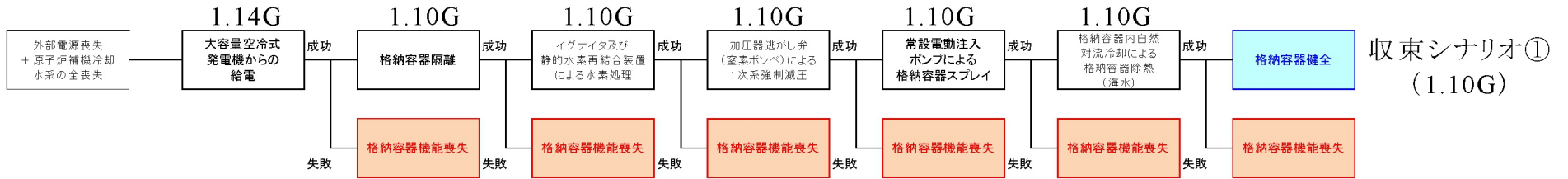
「3.1.4.2(1) 地震」及び「3.1.4.2(2) 津波」の評価の結果、第1回届出書評価結果におけるクリフエッジとしてのHCLPF及び許容津波高さの変更はないため、考慮すべき起因事象については第1回届出書評価結果から変更はない。

(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)

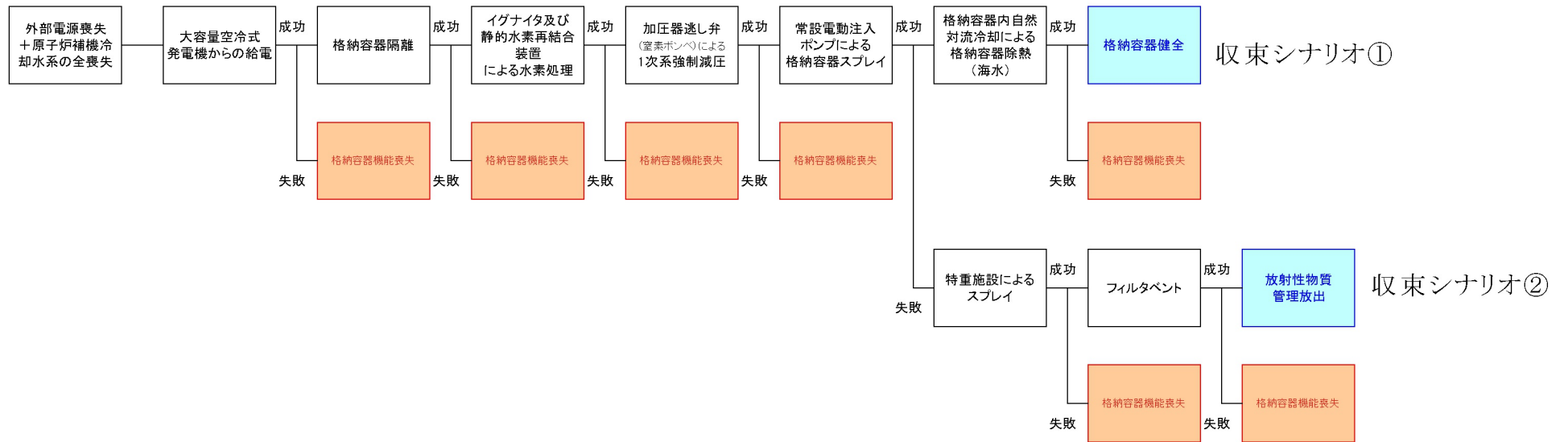
起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却水系の全喪失



3.1.4.40

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



3.1.4.41

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)