

第3.1.3.2-7表 起因事象候補のスクリーニング検討結果 (11/11)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
燃料集合体の落下	燃料取替中に、使用済燃料集合体が脱落、落下する事象である。	×	—	ホ 備考欄参照	・POS3、4、5、9、10、11、12、13： 運用・設計の両面から燃料集合体落下防止対策が十分になされており、燃料取替中に燃料集合体が落下する確率は非常に小さいと考えられる。また、燃料集合体の落下を仮定しても、破損した燃料棒から放出されるFPの量は、原子炉停止後にかかり崩壊・減衰していることを考えればわずかである。以上のことから、燃料集合体の落下は起因事象から除外した。(重要事故シーケンス選定のためのPRAと同様) なお、停止時PSA学会標準において起因事象の除外例として挙げられている。(除外判定ホ)
加圧熱衝撃	加圧された原子炉容器が急激に冷却され、原子炉容器内外間の温度差により高い引張応力が容器内面に発生する事象である。	×	—	ホ 備考欄参照	・POS3、4、5、9、10、11、12、13： プラント停止期間中は1次冷却系の加熱・冷却が行われるが、圧力容器破損防止のため保安規定により1次冷却材温度変化率が制限されており、当該事象を引き起こす可能性は十分に小さいと判断できる。 加圧事象に至る原因としては高圧注入系の誤起動等が考えられるが、「ECCS誤起動」の安全解析の結果を参考にすると、高温停止時には1次冷却材の温度低下は十分小さく、加圧熱衝撃は問題とならない。低温停止時は低温過加圧防止策(詳細は低温過加圧を参照)を実施することから、加圧熱衝撃は問題とならない。(除外判定ホ)
工学的安全施設作動信号の誤動作	工学的安全施設作動信号の誤動作により崩壊熱除去機能喪失に至る事象である。	×	—	ホ 備考欄参照	・POS3、4、5、9、10、11、12、13： 内部事象の観点では、信号が誤発信する頻度は非常に小さいと考えられる。また、仮に信号が誤発信した場合でも緩和系が損傷する訳ではなく、信号発信前のラインアップに復旧する等の運転員によるリカバリー操作に期待できる。 以上より、内部事象の観点では信号の誤発信によるリスクは十分小さいと考えられるため、起因事象から除外する。(除外判定ホ)

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止時レベル IPRA では起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全CDFに対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

へ PRAの目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第 3.1.3.2-8 表 プラント状態別起因事象発生頻度

プラント状態	高温停止状態 (RHR運転開始 まで)	RHR運転 ①RCS満水	RHR運転 ②ミッドループ	RHR運転 ③ミッドループ	RHR運転 ④RCS満水	1次冷却系の漏え い試験	RHR運転 ⑤RCS満水	高温停止状態 (RHR隔離以降)	高温停止状態 (安全注入信号 ブロック解除以 降)
	POS3	POS4	POS5	POS9	POS10	POS11	POS12	POS13	POS14
継続時間(hr)	9.0	85.5	79.0	161.0	75.5	13.5	93.0	10.0	69.0
加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA	9.4E-10	—	—	—	—	1.4E-09	—	1.0E-09	—
主給水流量喪失	1.2E-05	—	—	—	—	1.7E-05	—	1.3E-05	—
余熱除去機能喪失	—	2.3E-04	2.1E-04	4.3E-04	2.0E-04	—	2.5E-04	—	—
原子炉冷却材圧力バウンダリ機 能喪失	—	6.8E-05	6.3E-05	1.3E-04	5.9E-05	—	7.4E-05	—	—
オーバードレン	—	—	1.1E-04	1.1E-04	—	—	—	—	—
水位維持失敗	—	—	9.7E-09	2.0E-08	—	—	—	—	—
外部電源喪失	4.9E-06	4.7E-05	4.3E-05	8.7E-05	4.0E-05	7.3E-06	5.1E-05	5.5E-06	—
安全系高圧交流母線の部分喪 失	7.5E-07	7.1E-06	6.5E-06	1.3E-05	6.1E-06	1.1E-06	7.7E-06	8.3E-07	—
安全系高圧交流母線の全喪失	ε	3.5E-12	3.2E-12	6.5E-12	3.0E-12	ε	3.8E-12	ε	—
安全系低圧交流母線の部分喪 失	1.5E-05	1.4E-04	1.3E-04	2.7E-04	1.2E-04	2.2E-05	1.5E-04	1.7E-05	—
安全系低圧交流母線の全喪失	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	—
安全系直流母線の部分喪失	9.9E-07	5.4E-05	4.9E-05	1.0E-04	4.6E-05	1.5E-06	5.8E-05	1.1E-06	—
安全系直流母線の全喪失	ε	1.8E-07	1.6E-07	3.3E-07	1.5E-07	ε	1.9E-07	ε	—
原子炉補機冷却水系の部分喪 失(Aヘッド喪失)	3.8E-06	9.2E-07	8.4E-07	1.7E-06	7.9E-07	5.6E-06	1.0E-06	4.2E-06	—
原子炉補機冷却水系の部分喪 失(Bヘッド喪失)	6.0E-08	5.7E-07	5.2E-07	1.1E-06	4.9E-07	8.9E-08	6.2E-07	6.7E-08	—
原子炉補機冷却水系の全喪失	6.7E-10	1.3E-08	1.2E-08	2.5E-08	1.1E-08	9.9E-10	1.4E-08	7.4E-10	—
原子炉補機冷却海水系の部分 喪失	4.2E-08	4.0E-07	3.7E-07	7.5E-07	3.5E-07	6.2E-08	4.4E-07	4.7E-08	—
原子炉補機冷却海水系の全喪 失	7.0E-09	4.8E-08	4.4E-08	9.0E-08	4.2E-08	1.0E-08	5.2E-08	7.7E-09	—
制御用空気系の部分喪失	1.5E-07	1.4E-06	1.3E-06	2.7E-06	1.2E-06	2.3E-07	1.6E-06	1.7E-07	—
制御用空気系の全喪失	1.1E-05	1.0E-04	9.4E-05	1.9E-04	8.8E-05	1.6E-05	1.1E-04	1.2E-05	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	3.1E-08

(注) — は各 POS において評価対象外の起因事象

ε : カットオフ値(1.0E-12(／炉年))未満

第 3.1.3.2-9 表 システム間の従属性マトリックス 高圧注入系(注入時)

機器				原子炉補機冷却水系		電源系														信号系											
機器番号	機器名	機器タイプ	作動要求前の状態	作動要求後の状態	供給母線 A	供給母線 B	6.6kV母線 C	6.6kV母線 D	パワーセンタ 440V母線 C1	パワーセンタ 440V母線 C2	パワーセンタ 440V母線 D1	パワーセンタ 440V母線 D2	原子炉コントロールセンタ C1	原子炉コントロールセンタ C2	原子炉コントロールセンタ C3	原子炉コントロールセンタ D1	原子炉コントロールセンタ D2	原子炉コントロールセンタ D3	125V直流電源 A	125V直流電源 B	125V直流電源 N	非常用炉心冷却設備作動信号 A	非常用炉心冷却設備作動信号 B	格納容器スプレイ信号 A	格納容器スプレイ信号 B	BOシークェンス信号 A	BOシークェンス信号 B	UV信号 A	UV信号 B	ATWS緩和設備/CCF対策設備	
3A-SIP	3A 高圧注入ポンプ	電動ポンプ(純水)	Standby	Run	○		○															○									
3B-SIP	3B 高圧注入ポンプ	電動ポンプ(純水)	Standby	Run		○	○																○								
3A-SIP	3A 高圧注入ポンプ遮断器	遮断器	Open	Close															○												
3B-SIP	3B 高圧注入ポンプ遮断器	遮断器	Open	Close																○											
3V-SI-062B	電動弁(純水)062B	電動弁(純水)	Close	Open												○															

注) ○:上側のサポート系(原子炉補機冷却水系、電源系及び信号系)の故障により、左側の機器の事故時要求機能に影響する場合

第3.1.3.2-10表 システム・運転モードと共用機器の従属関係

システム間の共用機器 システム・運転モード	燃料 取替 用水 タンク	低温 側注 入ラ イン 逆止 弁 136A と 136D	格納 容器 再循 環サ ンプ A / B
高圧注入系（注入時）	○	○	
低圧注入系（注入時）	○	○	
格納容器スプレイ注入系（注入時）	○		
高圧注入系（再循環時）		○	○
低圧注入系（再循環時）		○	○
格納容器スプレイ注入系（再循環時）			○
代替再循環		○	○
常設電動注入ポンプ	○	○	
RHR 運転		○	

注) ○：上側の共用機器の故障により、左記のシステムが影響を受ける場合

第3.1.3.2-11表 フォールトツリー定量化結果(高圧注入系(注入時))

起因事象	POS	成功基準		非信頼度
		ポンプ台数	ループ数	
主給水流量喪失	POS3、11、13	1台	3ループ	3.9E-03
オーバードレン・水位維持失敗	POS9	1台	4ループ	2.9E-02
	POS5	1台	1ループ	1.5E-03
外部電源喪失	POS4、9、10、12	1台	4ループ	3.0E-02
	POS5	1台	1ループ	1.1E-02
余熱除去機能喪失	POS4、9、10、12	1台	4ループ	2.9E-02
	POS5	1台	1ループ	1.5E-03
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	POS4、9、10、12	1台	3ループ	2.5E-02
	POS5	1台	1ループ	1.3E-03

第 3.1.3.2-12 表 起因事象別・プラント状態別炉心損傷頻度

起因事象	POS継続時間(hr)	POS3	POS4	POS5	POS9	POS10	POS11	POS12	POS13	POS14	合計 (/炉年)	需与率
		9.0	85.5	79.0	161.0	75.5	13.5	93.0	10.0	69.0		
加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	ε	—	—	—	—	—	2.3E-12	—	ε	—	2.3E-12	0.0%
主給水流量喪失	ε	—	—	—	—	—	1.9E-10	—	ε	—	1.9E-10	0.1%
余熱除去機能喪失	—	8.0E-09	9.6E-09	1.2E-08	5.3E-10	—	6.9E-10	—	—	—	3.0E-08	12.2%
原子炉冷却炉圧力バウンダリ機能喪失	—	2.3E-08	4.4E-09	2.0E-08	1.3E-08	—	1.4E-08	—	—	—	7.4E-08	29.7%
オーバードレン	—	—	6.6E-09	6.7E-09	—	—	—	—	—	—	1.3E-08	5.3%
水位維持失敗	—	—	ε	ε	—	—	—	—	—	—	ε	N/A
外部電源喪失	8.3E-11	6.7E-09	6.0E-09	9.2E-09	1.1E-08	2.4E-09	1.4E-08	9.5E-11	—	—	4.9E-08	19.5%
安全系高圧交流母線の部分喪失	1.1E-10	1.6E-09	1.7E-08	2.6E-09	4.9E-10	1.7E-09	6.3E-10	1.3E-10	—	—	2.4E-08	9.7%
安全系高圧交流母線の全喪失	ε	3.5E-12	3.0E-12	6.5E-12	3.0E-12	ε	3.8E-12	ε	—	—	2.0E-11	0.0%
安全系低圧交流母線の部分喪失	2.1E-10	1.3E-09	7.0E-09	2.5E-09	1.2E-09	4.4E-10	1.5E-09	2.3E-10	—	—	1.4E-08	5.7%
安全系低圧交流母線の全喪失	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	—	—	ε	N/A
安全系直流母線の部分喪失	7.9E-12	5.9E-10	3.2E-09	1.1E-09	5.3E-10	1.4E-11	6.8E-10	8.8E-12	—	—	6.2E-09	2.5%
安全系直流母線の全喪失	ε	2.4E-11	2.2E-11	4.5E-11	1.9E-11	ε	2.6E-11	ε	—	—	1.4E-10	0.1%
原子炉補機冷却水系の部分喪失(Aヘッダ喪失)	ε	ε	8.0E-11	ε	ε	5.5E-11	ε	ε	—	—	1.4E-10	0.1%
原子炉補機冷却水系の部分喪失(Bヘッダ喪失)	ε	8.5E-11	1.6E-09	1.8E-10	4.0E-12	ε	6.1E-12	ε	—	—	1.9E-09	0.7%
原子炉補機冷却水系の全喪失	ε	6.0E-11	7.7E-10	1.7E-10	5.2E-11	6.4E-10	6.6E-11	ε	—	—	1.8E-09	0.7%
原子炉補機冷却海水系の部分喪失	ε	4.2E-12	2.6E-10	8.8E-12	3.6E-12	ε	4.5E-12	ε	—	—	2.8E-10	0.1%
原子炉補機冷却海水系の全喪失	4.9E-10	1.4E-09	7.1E-09	2.6E-09	1.2E-09	1.0E-08	1.5E-09	5.4E-10	—	—	2.5E-08	10.0%
制御用空気系の部分喪失	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	—	—	ε	N/A
制御用空気系の全喪失	1.8E-11	5.0E-11	1.8E-10	1.1E-10	4.4E-11	4.5E-10	6.0E-11	2.0E-11	—	—	9.2E-10	0.4%
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	—	9.1E-09	9.1E-09	3.6%
合計(/炉年)	9.1E-10	4.3E-08	6.2E-08	5.7E-08	2.7E-08	1.6E-08	3.3E-08	1.0E-09	9.1E-09	9.1E-09	2.5E-07	
需与率	0.4%	17.2%	24.9%	22.6%	10.9%	6.5%	13.0%	0.4%	3.6%			

ε : カットオフ値 (1.0E-12 (/炉年)) 未満

第 3.1.3.2-13 表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ		炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与率
POS4、5、9、 10、12	崩壊熱除去機能喪失	1.1E-07	43.2%
	全交流動力電源喪失	2.6E-08	10.4%
	原子炉冷却材の流出	8.7E-08	35.0%
POS14	反応度の誤投入	9.1E-09	3.6%
POS3、11、13	2次冷却系からの除熱機能喪失	1.9E-09	0.8%
	全交流動力電源喪失	2.4E-09	0.9%
	原子炉補機冷却機能喪失	1.4E-08	5.5%
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	ε	N/A
	ECCS注水機能喪失	3.8E-11	0.0%
	ECCS再循環機能喪失	2.3E-12	0.0%
	合計	2.5E-07	

ε : カットオフ値 (1.0E-12 (／炉年)) 未満

第 3.1.3.2-14 表 不確実さ解析結果

事故シーケンスグループ		炉心損傷頻度 (/炉年)					エラー ファクタ
		5% 下限値	中央値	平均値	95% 上限値	点推定値	
POS4、5、 9、10、12	崩壊熱除去機能喪失	3.6E-08	7.1E-08	9.1E-08	2.0E-07	1.1E-07	2.3
	全交流動力電源喪失	2.6E-10	2.4E-09	9.5E-09	3.6E-08	2.6E-08	11.9
	原子炉冷却材の流出	4.0E-09	3.9E-08	8.9E-08	3.1E-07	8.7E-08	8.8
POS14	反応度の誤投入	1.2E-10	1.6E-09	6.1E-09	2.3E-08	9.1E-09	14.0
POS3、11、 13	2次冷却系からの除熱機能喪失	2.4E-10	8.5E-10	1.9E-09	5.7E-09	1.9E-09	4.9
	全交流動力電源喪失	2.0E-11	1.9E-10	7.2E-10	2.6E-09	2.4E-09	11.2
	原子炉補機冷却機能喪失	4.6E-09	1.1E-08	1.4E-08	3.0E-08	1.4E-08	2.6
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	ε	ε	ε	ε	ε	N/A
	ECCS注水機能喪失	1.0E-11	2.7E-11	3.8E-11	8.4E-11	3.8E-11	2.9
	ECCS再循環機能喪失	4.8E-15	1.8E-13	2.0E-12	6.3E-12	2.3E-12	36.3
	合計	7.3E-08	1.6E-07	2.1E-07	4.9E-07	2.5E-07	2.6

ε : カットオフ値 (1.0E-12 (/炉年)) 未満

第 3.1.3.2-15 表 感度解析結果(人的過誤に係る感度解析)

起因事象	POS継続時間(hr)	POS3	POS4	POS5	POS9	POS10	POS11	POS12	POS13	POS14	感度解析ケース合計(／カ/年)	ベースケース合計(／カ/年)	比率(感度解析／ベースケース)
	9.0	85.5	79.0	161.0	75.5	13.5	93.0	10.0	69.0				
加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	ε	—	—	—	—	—	ε	—	ε	—	ε	2.3E-12	N/A
主給水流量喪失	ε	—	—	—	—	—	1.6E-11	—	ε	—	1.6E-11	1.9E-10	8.7E-02
余熱除去機能喪失	—	9.0E-11	3.0E-09	2.1E-10	8.2E-11	—	—	1.1E-10	—	—	3.5E-09	3.0E-08	1.2E-01
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	—	2.6E-09	1.4E-09	4.6E-09	2.0E-09	—	—	2.6E-09	—	—	1.3E-08	7.4E-08	1.8E-01
オーバードレン	—	—	ε	ε	—	—	—	—	—	—	ε	1.3E-08	N/A
水位維持失敗	—	—	ε	ε	—	—	—	—	—	—	ε	ε	N/A
外部電源喪失	2.0E-11	1.8E-09	3.4E-09	2.7E-09	7.7E-09	2.1E-09	9.7E-09	2.5E-11	—	—	2.7E-08	4.9E-08	5.6E-01
安全系高圧交流母線の部分喪失	2.1E-11	2.8E-10	8.4E-09	5.4E-10	3.0E-10	4.7E-10	3.8E-10	2.4E-11	—	—	1.0E-08	2.4E-08	4.3E-01
安全系高圧交流母線の全喪失	ε	3.5E-12	3.2E-12	6.5E-12	3.0E-12	ε	3.8E-12	ε	—	—	2.0E-11	2.0E-11	1.0E+00
安全系低圧交流母線の部分喪失	1.6E-11	1.3E-09	7.0E-09	2.5E-09	1.2E-09	3.6E-11	1.5E-09	2.1E-11	—	—	1.4E-08	1.4E-08	9.4E-01
安全系低圧交流母線の全喪失	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	—	—	ε	ε	N/A
安全系直流母線の部分喪失	ε	5.9E-10	3.2E-09	1.1E-09	5.3E-10	ε	6.8E-10	ε	—	—	6.1E-09	6.2E-09	1.0E+00
安全系直流母線の全喪失	ε	2.4E-11	2.2E-11	4.5E-11	1.9E-11	ε	2.6E-11	ε	—	—	1.4E-10	1.4E-10	1.0E+00
原子炉補機冷却水系の部分喪失(Aヘッダ喪失)	ε	ε	8.5E-11	ε	ε	3.4E-12	ε	ε	—	—	8.8E-11	1.4E-10	6.5E-01
原子炉補機冷却水系の部分喪失(Bヘッダ喪失)	ε	1.4E-12	8.3E-10	2.6E-12	2.8E-12	ε	3.5E-12	ε	—	—	8.4E-10	1.9E-09	4.5E-01
原子炉補機冷却水系の全喪失	ε	3.5E-11	2.1E-10	8.5E-11	3.0E-11	3.6E-12	3.7E-11	ε	—	—	4.0E-10	1.8E-09	2.3E-01
原子炉補機冷却海水系の部分喪失	ε	ε	1.7E-11	1.1E-12	ε	ε	ε	ε	—	—	1.8E-11	2.8E-10	6.2E-02
原子炉補機冷却海水系の全喪失	4.7E-11	4.8E-11	2.1E-09	1.1E-10	4.2E-11	4.8E-10	5.2E-11	5.2E-11	—	—	3.0E-09	2.5E-08	1.2E-01
制御用空気系の部分喪失	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	—	—	ε	ε	N/A
制御用空気系の全喪失	ε	4.8E-11	1.8E-10	1.0E-10	4.0E-11	ε	5.4E-11	ε	—	—	4.2E-10	9.2E-10	4.6E-01
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	—	ε	ε	9.1E-09	N/A
感度解析ケース合計(／炉年)	1.1E-10	6.6E-09	2.8E-08	1.2E-08	1.2E-08	3.1E-09	1.5E-08	1.2E-10	ε	—	7.7E-08	2.5E-07	3.1E-01
ベースケース合計(／炉年)	9.1E-10	4.3E-08	6.2E-08	5.7E-08	2.7E-08	1.6E-08	3.3E-08	1.0E-09	9.1E-09	—	2.5E-07	—	—
比率(感度解析／ベースケース)	1.2E-01	1.5E-01	4.5E-01	2.1E-01	4.3E-01	1.9E-01	4.6E-01	1.2E-01	N/A	—	3.1E-01	—	—

ε : カットオフ値 (1.0E-12 (／炉年)) 未満

第 3.1.3.2-16 表 感度解析における SA 対策の条件

No	内部事象停止時レベル1PRAで評価対象としているSA対策	SA対策の条件		
		①SA対策無し	②新設SA対策無し	③SA対策有り (ベースケース)
1	フィードアンドブリード	×	○	○
2	2次系強制冷却	×	○	○
3	大容量空冷式発電機	×	×	○
4	常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	×	×	○
5	移動式大容量ポンプ車の確立による高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却	×	×	○
6	2次系水源補給	×	○	○
7	格納容器内自然対流冷却	×	○	○
8	2次系強制冷却による低圧注入／低圧再循環	×	○	○
9	代替再循環(格納容器スプレイポンプ)	×	×	○
10	代替給水(主給水回復)	×	○	○
11	タービンバイパス系の活用(タービンバイパス弁による蒸気放出)	×	○	○
12	電源系の復旧(外部電源の復旧)	×	○	○
13	代替制御用空気供給(所内用空気系)	×	○	○
14	充てんポンプによる炉心注入	×	○	○
15	純水注入停止操作	×	○	○

注) ○:有効、×:無効

第 3.1.3.2-17 表 感度解析結果 (SA 対策に係る感度解析) (1/2)

起回事象	炉心損傷頻度(／炉年)						主なSA対策		
	①SA対策無し		②新設SA対策無し		③SA対策有り (ベースケース)		POS3、11、13、14	POS4、9、10、12	POS5
加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	3.3E-09	(<0.1%)	2.3E-12	(<0.1%)	2.3E-12	(<0.1%)	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード ・代替再循環	—	—
主給水流量喪失	1.1E-09	(<0.1%)	1.9E-10	(<0.1%)	1.9E-10	(<0.1%)	・フィードアンドブリード	—	—
余熱除去機能喪失	2.5E-05	(4.0%)	4.2E-08	(6.4%)	3.0E-08	(12.2%)	—	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプによる代替炉心注入
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	3.9E-04	(61.3%)	1.3E-07	(19.8%)	7.4E-08	(29.7%)	—	・高圧注入＋補助給水 ・2次系強制冷却＋低圧注入 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプによる代替炉心注入
オーバードレン	2.2E-04	(33.9%)	2.5E-08	(3.8%)	1.3E-08	(5.3%)	—	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプによる代替炉心注入
水位維持失敗	2.9E-08	(<0.1%)	5.1E-12	(<0.1%)	ε	(<0.1%)	—	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプによる代替炉心注入
外部電源喪失	4.1E-06	(0.6%)	2.7E-07	(41.1%)	4.9E-08	(19.5%)	・大容量空冷式発電機＋2次系強制冷却＋常設電動注入ポンプによる代替炉心注入＋移動式大容量ポンプ車 ・外部電源の復旧	・大容量空冷式発電機＋2次系強制冷却 ・外部電源の復旧	・大容量空冷式発電機＋常設電動注入ポンプによる代替炉心注入＋移動式大容量ポンプ車 ・外部電源の復旧
安全系高圧交流母線の部分喪失	2.4E-07	(<0.1%)	6.8E-08	(10.5%)	2.4E-08	(9.7%)	・フィードアンドブリード	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプによる代替炉心注入
安全系高圧交流母線の全喪失	2.0E-11	(<0.1%)	2.0E-11	(<0.1%)	2.0E-11	(<0.1%)	・フィードアンドブリード	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプによる代替炉心注入
安全系低圧交流母線の部分喪失	9.2E-08	(<0.1%)	1.4E-08	(2.2%)	1.4E-08	(5.7%)	・フィードアンドブリード	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプによる代替炉心注入
安全系低圧交流母線の全喪失	ε	(<0.1%)	ε	(<0.1%)	ε	(<0.1%)	・フィードアンドブリード	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

ε：カットオフ値(1.0E-12(／炉年))未満

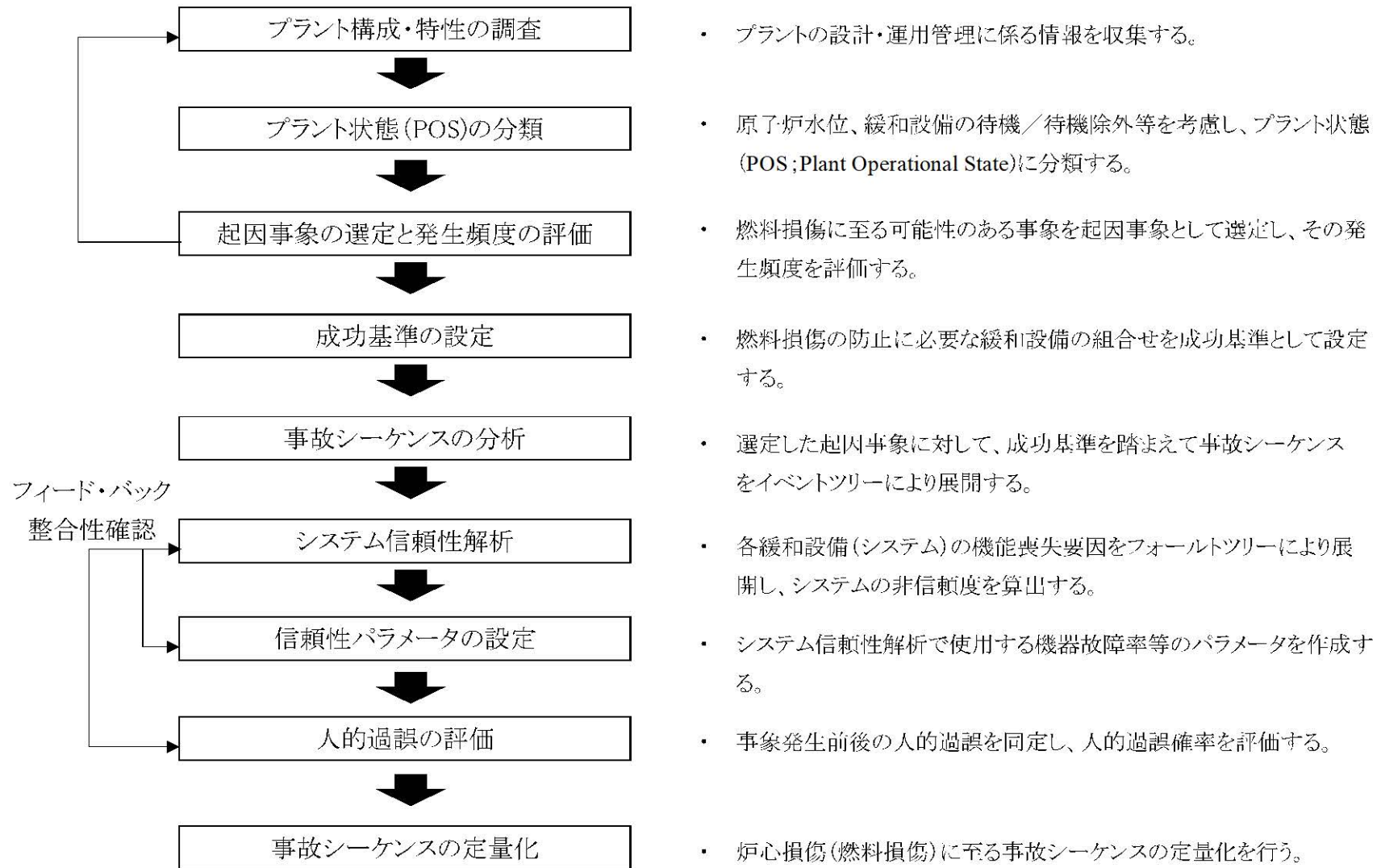
注) 主なSA対策のうち、太字で示した対策が、新設SA対策に該当する。

第 3.1.3.2-17 表 感度解析結果 (SA 対策に係る感度解析) (2/2)

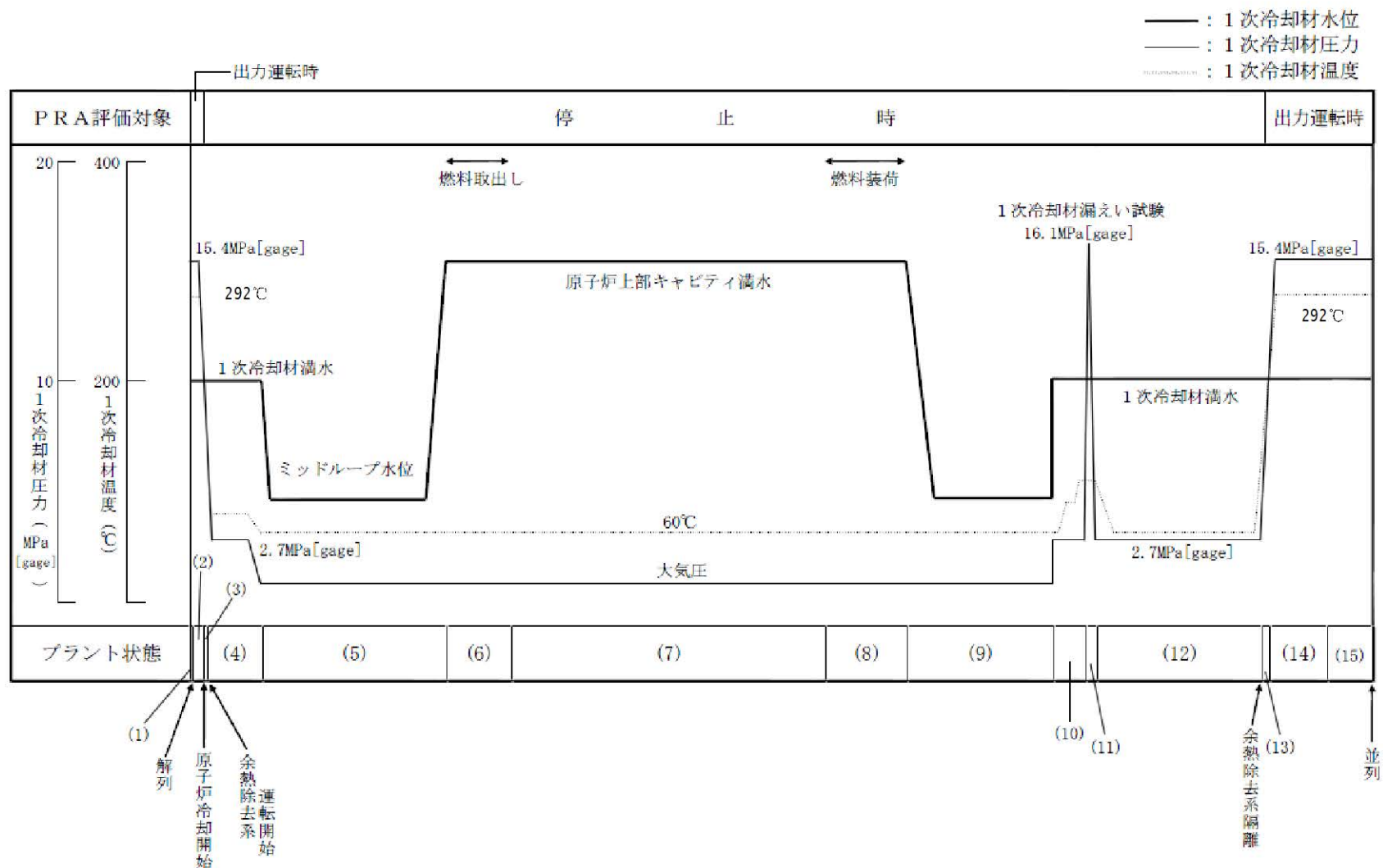
起回事象	核心損傷頻度(／炉年)						主なSA対策		
	①SA対策無し		②新設SA対策無し		③SA対策有り (ベースケース)		POS3、11、13、14	POS4、9、10、12	POS5
安全系直流母線の部分喪失	3.7E-08	(<0.1%)	6.2E-09	(1.0%)	6.2E-09	(2.5%)	・フィードアンドブリード	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプによる代替炉心注入
安全系交流母線の全喪失	1.4E-10	(<0.1%)	1.4E-10	(<0.1%)	1.4E-10	(<0.1%)	・フィードアンドブリード	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプによる代替炉心注入
原子炉補機冷却水系の部分喪失(Aヘッダ喪失)	1.1E-09	(<0.1%)	1.4E-10	(<0.1%)	1.4E-10	(<0.1%)	・フィードアンドブリード	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプによる代替炉心注入
原子炉補機冷却水系の部分喪失(Bヘッダ喪失)	2.2E-08	(<0.1%)	7.4E-09	(1.1%)	1.9E-09	(0.7%)	・フィードアンドブリード	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプによる代替炉心注入
原子炉補機冷却水系の全喪失	7.4E-08	(<0.1%)	1.3E-08	(1.9%)	1.8E-09	(0.7%)	・2次系強制冷却+常設電動注入ポンプによる代替炉心注入+移動式大容量ポンプ車	・2次系強制冷却	・常設電動注入ポンプによる代替炉心注入+移動式大容量ポンプ車
原子炉補機冷却海水系の部分喪失	1.7E-09	(<0.1%)	2.9E-10	(<0.1%)	2.8E-10	(<0.1%)	・フィードアンドブリード	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプによる代替炉心注入
原子炉補機冷却海水系の全喪失	3.0E-07	(<0.1%)	6.5E-08	(10.1%)	2.5E-08	(10.0%)	・2次系強制冷却+常設電動注入ポンプによる代替炉心注入+移動式大容量ポンプ車	・2次系強制冷却	・常設電動注入ポンプによる代替炉心注入+移動式大容量ポンプ車
制御用空気系の部分喪失	1.9E-10	(<0.1%)	ε	(<0.1%)	ε	(<0.1%)	・フィードアンドブリード	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプによる代替炉心注入
制御用空気系の全喪失	4.6E-08	(<0.1%)	9.6E-10	(0.1%)	9.2E-10	(0.4%)	・所内用空気系 ・フィードアンドブリード	・所内用空気系 ・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・所内用空気系 ・充てん注入 ・常設電動注入ポンプによる代替炉心注入
反応度の誤投入	3.1E-08	(<0.1%)	9.1E-09	(1.4%)	9.1E-09	(3.6%)	・純水注入停止操作	—	—
合計	6.4E-04	—	6.5E-07	—	2.5E-07	—	—	—	—

ε : カットオフ値(1.0E-12(／炉年))未滿

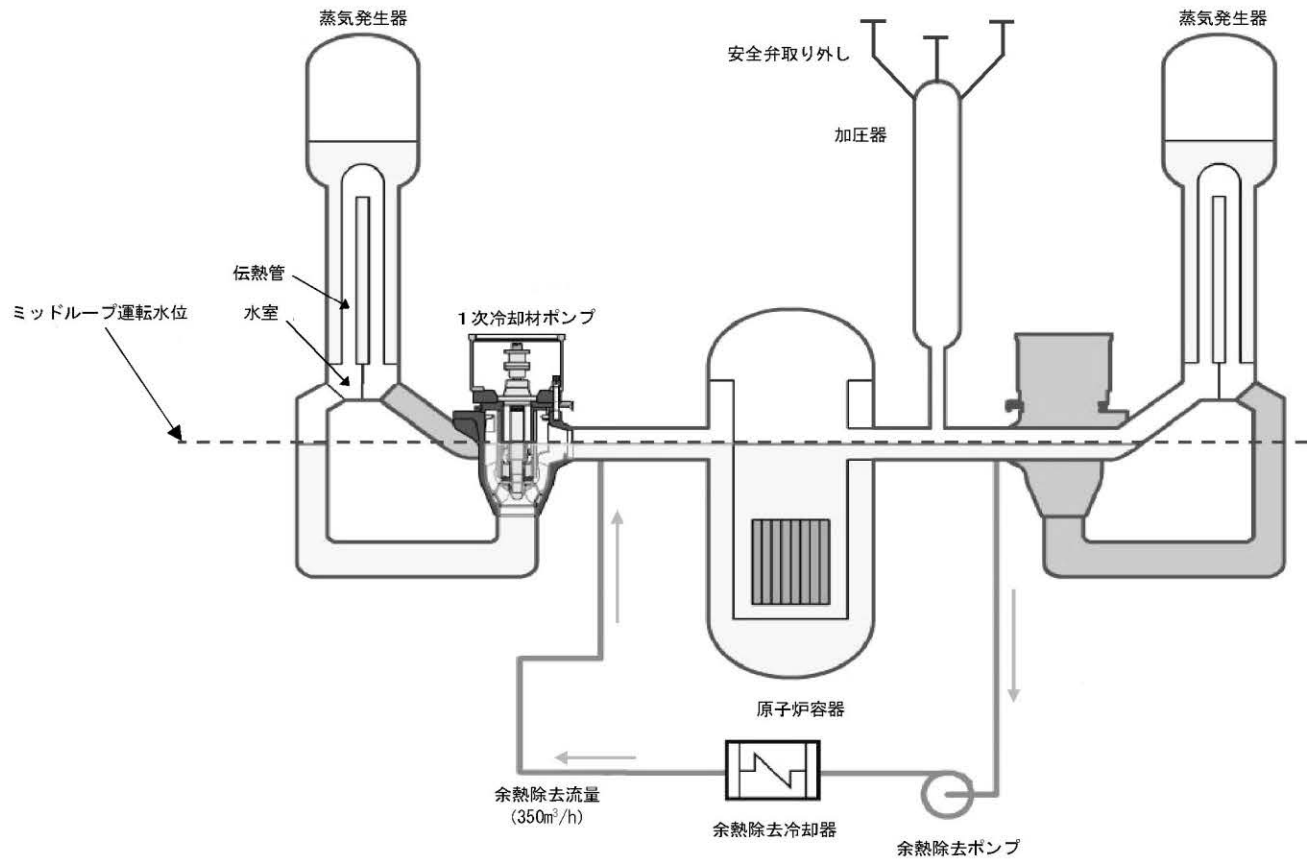
注) 主なSA対策のうち、太字で示した対策が、新設SA対策に該当する。



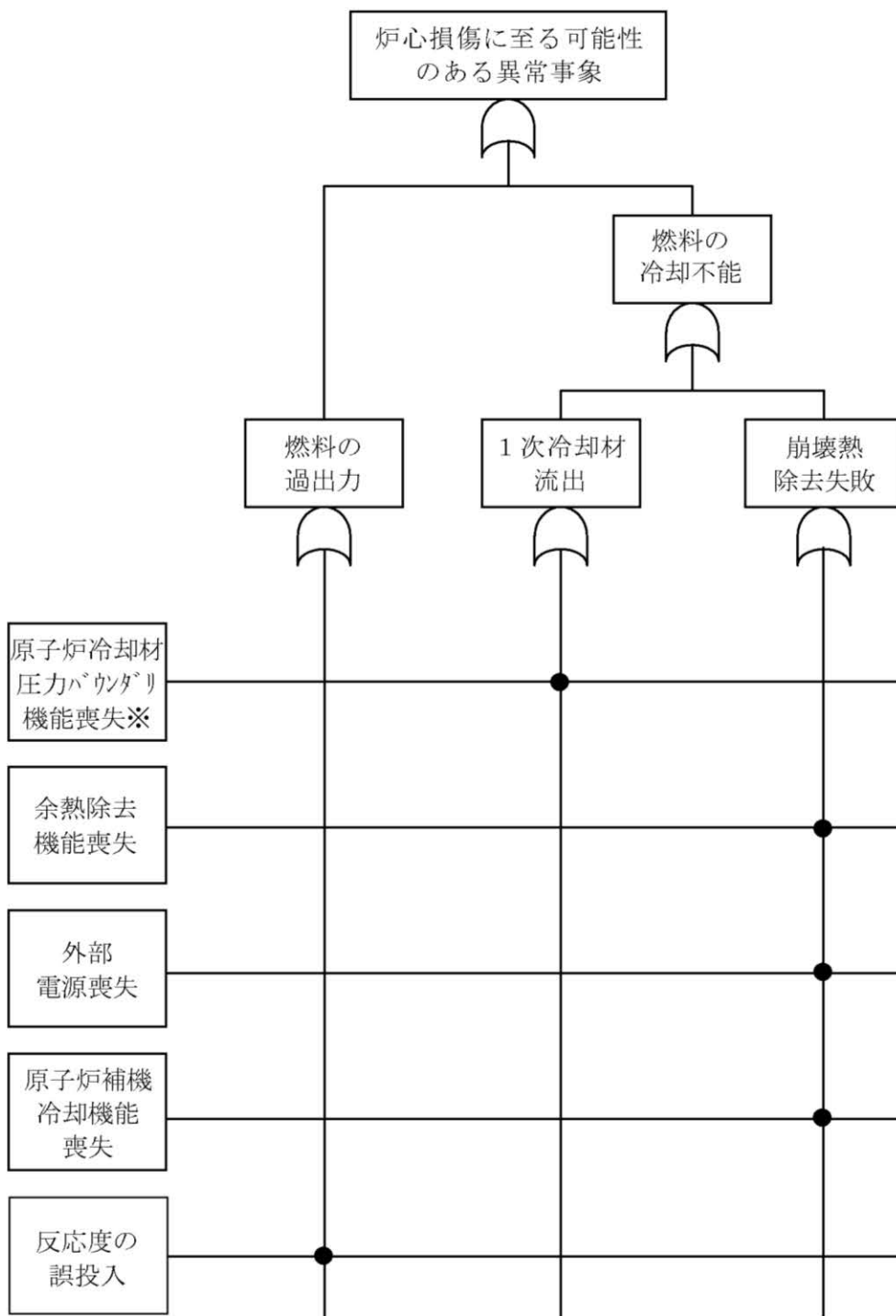
第 3.1.3.2-1 図 内部事象停止時レベル IPRA の評価フロー



第 3.1.3.2-2 図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

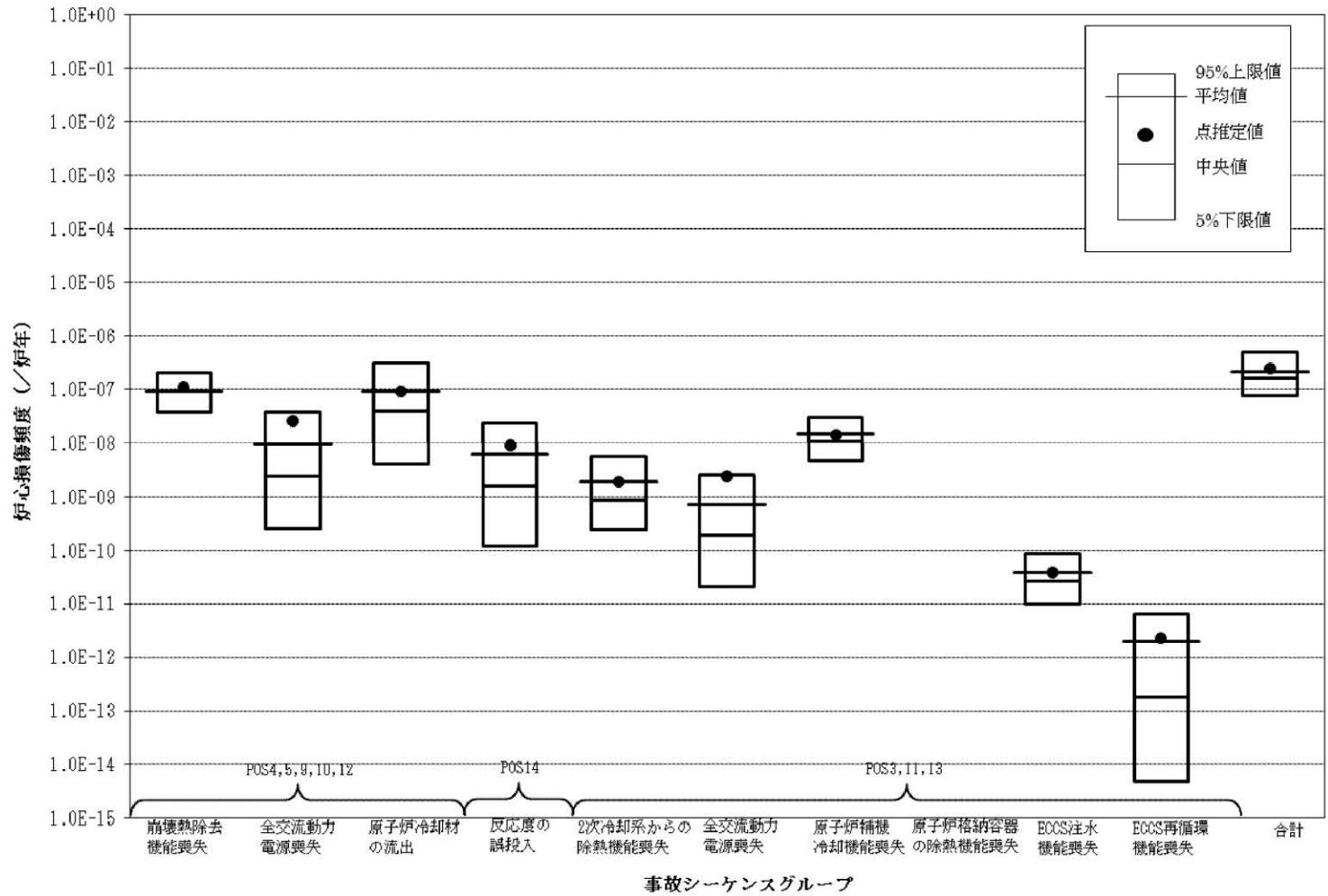


第 3.1.3.2-3 図 ミッドループ運転概要図



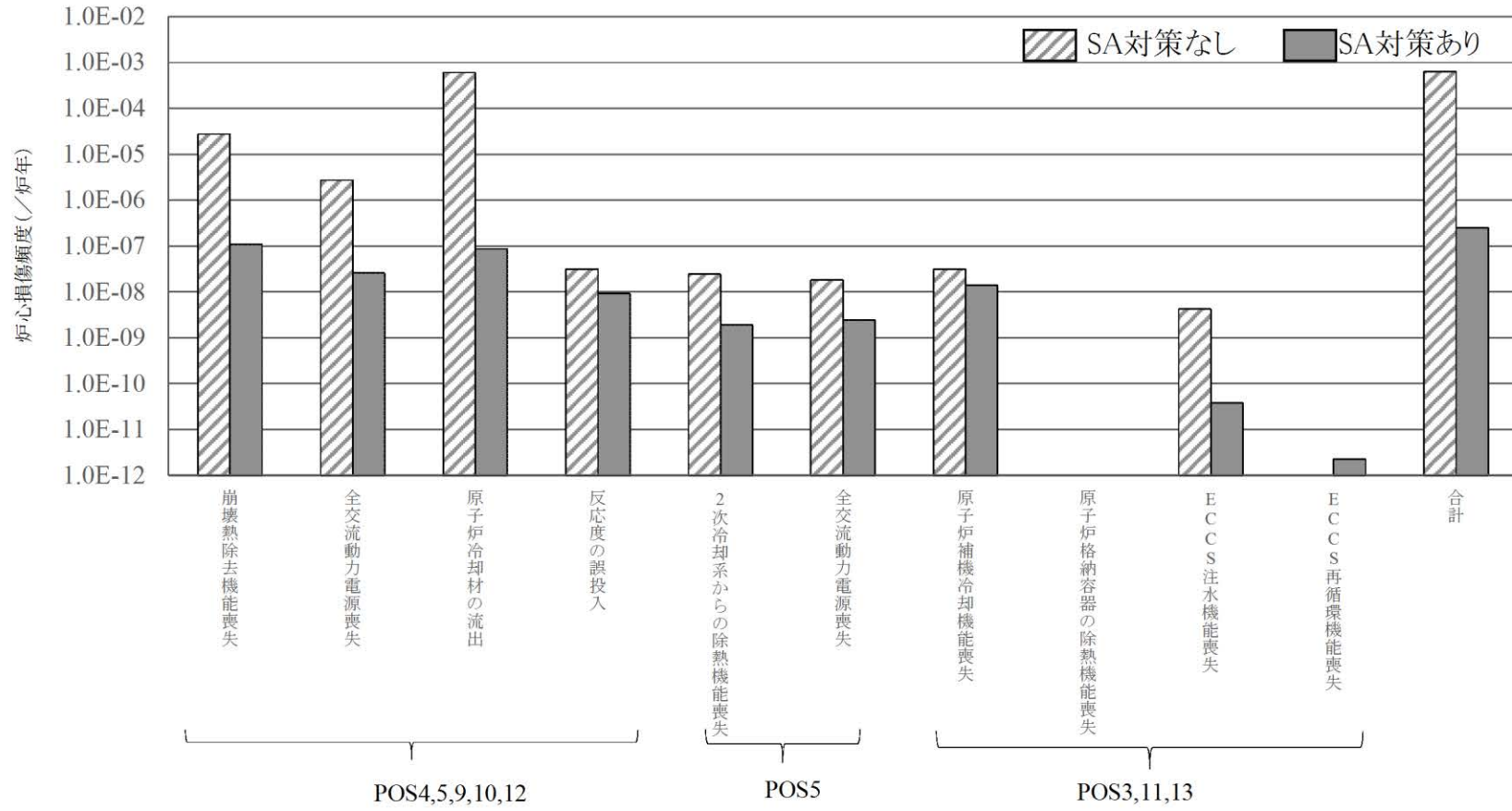
※原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、オーバードレン、水位維持失敗を想定

第3.1.3.2-4図 炉心損傷に至る可能性のある異常事象のマスターロジックダイアグラム



(注) 原子炉格納容器の除熱機能喪失の値はカットオフされた

第 3.1.3.2-5 図 不確かさ解析結果



第 3.1.3.2-6 図 SA 対策に係る感度解析

3.1.3.3 地震出力運転時 PRA

地震出力運転時 PRA は、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015」(以下「地震 PRA 学会標準」という。)及びレベル 2PRA 学会標準を参考に評価を実施した。なお、今回の地震出力運転時 PRA では、地震単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波(重畳事象)等は対象としていない。地震出力運転時レベル 1PRA の評価フローを第 3.1.3.3-1 図に示す。

(1) 評価に必要な情報の収集及び分析

内部事象出力運転時 PRA の 3.1.3.1(1)a.における収集及び分析に加え、以下を実施した。

a. サイト・プラント情報の収集・分析

(a) 耐震設計関連情報及び震害情報等の収集及び分析

地震出力運転時 PRA を実施するために、プラントの耐震設計やプラント配置の特徴等の地震固有に考慮すべき関連情報を追加で収集・分析した。また、地震出力運転時 PRA におけるモデル上の仮定の妥当性を確認するため、震害情報を確認している。具体例を以下に示す。

- ・地震出力運転時 PRA では主給水系や常用電源など耐震性の低い設備は必ず損傷するとの仮定に対し、例えば新潟県中越沖地震では主変圧器などの耐震クラスが低い設備の損傷が確認された事例を確認している。
- ・地震後の外部支援の困難さを考慮して評価期間を 7 日間としている仮定に対し、例えば東北地方太平洋沖地震では、サイト外も含めた広範囲の地域で地震による被災があったことを確認している。
- ・地震発生後の運転員操作に期待している仮定に対し、新潟県中越沖地震後、運転員操作によってプラントの停止操作が実施されていることを確認している。

地震出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源を第 3.1.3.3-1 表に示す。

(b) プラントウォークダウン

地震出力運転時 PRA では、机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討したシナリオの妥当性確認のため、地震出力運転時 PRA の観点から重要な建屋・構築物、システム、機器(以下「SSC」という。)を対

象にプラントワークダウン(インタビュー含む)を実施した。

地震出力運転時PRAにおいて調査対象とするSSCを第3.1.3.3-2図及び第3.1.3.3-3図のフローに従い選定し、第3.1.3.3-4図に示すチェックシートを用い、主に以下について確認を行った。

- ・耐震安全性の確認
- ・地震後のアクセス性及び現場操作の確認
- ・地震出力運転時 PRA で特別に考慮するモデル化の前提条件

プラントワークダウンの結果、地震出力運転時PRAの実施に必要な基本的な情報について、構築したPRAモデル及び検討したシナリオに影響を与える要因はないことを確認した。

b. 事故シナリオの同定

(a) 本評価における仮定

本評価における事故シナリオの同定は、主に以下の仮定に基づき実施している。

- ・耐震性の低い以下の設備は必ず損傷する。
 - 常用電源系(但し、外部電源には期待する)
 - 主給水系
 - 常用系の2次系の水源
 - 所内用空気系
 - 制御用空気系 C ヘッダ
 - 主蒸気圧力制御系(主蒸気隔離弁下流)
 - タービントリップ信号
- ・地震出力運転時 PRA では地震加速度が増加するにつれ、安全機能や緩和機能を有する機器が複数同時に損傷することが考えられるため、

後述のとおり、イベントツリーにおいて複数機器が同時に損傷する場合を考慮して評価を行った。

- ・評価の対象とする地震動の強さは、常用系で耐震クラスの低い主給水系の機器損傷による「主給水流量喪失事象の発生以上の規模」(地震加速度 0.2G 以上)とし、これ以上の地震では少なくとも「主給水流量喪失」が発生するとした。ここで、0.2G は内部事象出力運転時 PRA で起因事象としてカウントされる事象発生実績とのダブルカウントを避けるために設定した加速度であり、地震により緩和系の機能に影響するとは考えにくい地震加速度高の設定値付近を目安として定めたものである。

(b) 事故シナリオの概括的な分析・設定

収集したプラント関連情報及びプラントワークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナリオを広範に分析し、炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る事故シナリオを選定した。

イ 炉心損傷に至る事故シナリオの分析

地震出力運転時レベル 1PRA では、収集したプラント関連情報及びプラントワークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナリオを広範に分析し、炉心損傷に至る事故シナリオを選定した。事故シナリオの選定に当たっては、地震起因による安全機能を有する SSC の損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナリオだけでなく、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化の影響を考慮した。

選定した事故シナリオのうち、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化の影響を考慮した場合の事故シナリオについてはスクリーニングを行い、安全機能を有する SSC の損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナリオと合わせて事故シナリオの明

確化を行った。安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化等の影響を考慮した事故シナリオに対するスクリーニングの内容を第 3.1.3.3-2 表に示す。スクリーニングの結果、以下の事故シナリオが評価対象となった。

- ・本震による炉心損傷事故に直接的に繋がり得る事故シナリオ
- ・本震による炉心損傷事故に間接的に繋がり得る事故シナリオ
- ・SA 対策を考慮すべき事故シナリオ

ロ 格納容器機能喪失に至る事故シナリオの分析

地震出力運転時レベル 2PRA では、地震を起因として炉心損傷に至る事故シーケンスに対して、地震時特有の格納容器機能喪失に至る事故シナリオを考慮した上で、格納容器機能喪失に至る事故シーケンスの発生頻度を評価する。

第 3.1.3.3-3 表に地震時特有の格納容器機能喪失に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニングのまとめを示す。スクリーニングの結果、以下の事故シナリオが評価対象となった。地震出力運転時レベル 2PRA の対象は本震による安全機能への直接的な影響によって炉心損傷に至る事故シーケンスであり、以下のような原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能への特有の影響が考えられる。

- ・地震動による原子炉格納容器本体の損傷
- ・地震動による格納容器隔離の失敗
- ・地震動による格納容器圧力抑制機能の喪失
- ・地震動による原子炉格納容器からの崩壊熱除去機能の喪失
- ・地震動による放射性物質抑制機能の喪失
- ・地震動によるその他の緩和手段の喪失

(c) 起回事象の分析

事故シーケンス評価を行うために、イ項において想定した事故シナリオを対象とし、事故シナリオの発生要因となる SSC を抽出し、地震動の強さに応じて発生する損傷規模を想定することにより、地震特有の要因による事故シナリオを以下のとおり分類した。

- ・建屋・大型構築物の損傷
- ・放射性物質格納機能の喪失(格納容器バイパス事象)
- ・1次系保有水維持機能の喪失(LOCA 事象)
- ・炉心冷却機能の喪失
- ・蒸気発生器除熱機能の喪失
- ・サポート機能の喪失
- ・反応度制御機能の喪失

その後、事故シナリオの包絡性、代表性、発生する可能性を考慮してグループ化とスクリーニングを行い、事故シーケンス評価で考慮すべき起回事象の分析を行った。

また、本項で対象とした起回事象は、(3)項の建屋・機器リストの作成において活用するとともに、(4)項においてモデル化の検討を行った。

イ 建屋・大型構築物の損傷

(イ) 原子炉建屋の損傷

損傷規模として、一部の部材が損傷する程度から構造的に大規模な損壊が生じることまで考えられるが、損傷時の影響分析が困難であるため詳細な分類はせず以下の起回事象とした。

- ・原子炉建屋損傷

(ロ) 原子炉格納容器の損傷

損傷規模として、一部の部材が損傷する程度から構造的に大規模

な損壊が生じることまで考えられるが、損傷時の影響分析が困難であるため詳細な分類はせず、以下の起回事象とした。

- ・原子炉格納容器損傷

(ハ) 原子炉補助建屋の損傷

建屋内の機器の機能喪失を想定した。本事象は、起回事象として扱わず、(4) d. (a) に示すフォールトツリーにてモデル化を行った。

ロ 放射性物質格納機能の喪失(格納容器バイパス事象)

(イ) 蒸気発生器伝熱管破損(1本破損～複数本破損)

蒸気発生器伝熱管の1本破損に対しては緩和系が有効であるが、複数本破損した場合には緩和系による炉心損傷防止が無効になる。したがって、起回事象としては緩和系が有効な破断本数と、緩和系が無効になる複数本破損の2種類の分類となる。但し、評価上、蒸気発生器の伝熱管の破損本数を特定する事が困難であることから、保守的に複数本破断にまとめて、以下の起回事象とした。

- ・蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)

(ロ) インターフェイスシステム LOCA

インターフェイスシステム LOCA については、地震により複数の電動弁などが同時に誤開するような事象は稀有であると考えられるため、本起回事象は対象外とした。稀有な事象であると判断した理由は以下のとおりである。

電動弁の損傷モードには、「機能損傷」と「構造損傷」がある。一般的に地震による電動弁の機能損傷発生時には、弁の開閉動作が適切に実施できなくなり、地震発生前の状態となる。そのため、地震発生時に閉状態の弁は、機能損傷した場合でも閉状態を維持することとなる。加えて、余熱除去系隔離弁は出力運転中に電源断運用されてお

り、電気盤の誤作動を考えた場合でも、当該弁は閉状態が維持される。

構造損傷については、厚肉構造の弁の構造損傷に比べ薄肉構造の配管の構造損傷の方が先行して発生する。また、隔離弁は閉弁時、規定トルクで弁体を弁座に食い込ませシール機能を維持させている。そのため、配管の構造損傷に先行して隔離機能が損なわれる事は考えにくい。したがって、地震により弁の内部破損のような構造損傷が発生し、インターフェイスシステム LOCA が発生するよりも、配管の構造損傷の方が先行して発生し、LOCA 事象になると考えられる。

ハ 1 次系保有水維持機能の喪失 (LOCA 事象)

(イ) 1 次冷却材圧力バウンダリの損傷

LOCA の緩和に必要な ECCS の組合せにより、起因事象が分類される。内部事象出力運転時 PRA では LOCA に対する成功基準の違いから、極小 LOCA、小破断 LOCA、中破断 LOCA、大破断 LOCA に分類している。地震出力運転時 PRA では、これに加え、大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (以下「Excess LOCA」という。)が発生する可能性を考慮した。なお、極小 LOCA については、成功基準の観点で小破断 LOCA に包絡されるため、小破断 LOCA で代表している。以上より、LOCA に係る起因事象として以下を選定した。

- ・Excess LOCA
- ・大破断 LOCA
- ・中破断 LOCA
- ・小破断 LOCA

ニ 炉心冷却機能の喪失

(イ) 1 次冷却材の流量喪失 (バウンダリ内での変形)

1 次冷却材バウンダリ内での変形による 1 次系流路閉塞を想定する。

本事象は、起因事象として扱わず、2次冷却系からの除熱機能及び ECCS 注入機能が喪失するものとして(4)d.(a)に示すフォールトツリーにてモデル化を行った。

ホ 蒸気発生器除熱機能の喪失

(イ) 主蒸気系の損傷

主蒸気隔離弁より下流は耐震性が低いため、全ループの蒸気発生器除熱機能が喪失することを想定し、以下の起因事象とした。

- ・主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)

主蒸気隔離弁の上流は耐震性が高く、配管の損傷する本数を特定することが困難であるため、1ループ破断相当である以下の起因事象とした。

- ・主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)

(ロ) 主給水系の損傷

主給水逆止弁より上流は耐震性が低いため、全ループの蒸気発生器除熱機能が喪失することを想定し、以下の起因事象とした。

- ・主給水流量喪失

主給水逆止弁の下流は耐震性が高く、配管の損傷する本数を特定することが困難であるため、1ループ破断相当である以下の起因事象とした。

- ・主給水管破断

ヘ サポート機能の喪失

(イ) 外部電源喪失

外部電源系が機能喪失する場合に対し、以下の起因事象とした。

- ・外部電源喪失

(ロ) 制御設備の損傷による安全系の制御機能喪失

主要電気盤など、複数の信号系損傷に関連する設備の機能喪失を想定した。本事象は、起因事象として扱わず、影響があるシステムごとに(4) d. (a)に示すフォールトツリーにてモデル化を行った。

(ハ) 原子炉補機冷却機能の喪失

原子炉補機冷却水系の A ヘッド、B ヘッド及び C ヘッドの高耐震部の損傷については、いずれにおける機器及び配管の損傷についても隔離に期待できないものとし、原子炉補機冷却機能の全喪失に至るものとする。低耐震部を含む場合は隔離に期待し、隔離に失敗した場合には原子炉補機冷却機能の全喪失に至るものとする。なお、低耐震部の隔離に成功した場合、1 次冷却材ポンプのサーマルバリアの冷却は維持されるため、RCP シールリーク又は RCP シール LOCA の発生は考慮しない。

また、原子炉補機冷却海水系の損傷については原子炉補機冷却機能の全喪失に至るため、原子炉補機冷却機能の全喪失で評価する。以上を想定し以下の起因事象とした。

- ・原子炉補機冷却機能の全喪失

(ニ) 複数の弁の機能喪失

弁の損傷については、ある種類の弁が損傷した場合、機能に期待する全ての弁の機能が喪失するものとして評価する。本事象は、起因事象として扱わず、影響があるシステムごとに(4) d. (a)に示すフォールトツリーにてモデル化を行った。

ト 反応度制御機能の喪失

- (イ) 原子炉トリップ信号の発信失敗による制御棒挿入失敗(全挿入失敗)

原子炉トリップ信号の発信失敗により制御棒の全挿入に失敗するため、以下の起回事象とした。

・ATWS

(ロ) 制御棒挿入機構の変形による制御棒挿入失敗(一部挿入失敗～全挿入失敗)

損傷の規模によっては、制御棒の一部の挿入失敗に留まる可能性はあるが、損傷時の影響分析が困難であるため詳細な分類はせず、全挿入失敗を想定して、「(イ) 原子炉トリップ信号発信失敗による制御棒挿入失敗(全挿入失敗)」と同様の取扱いとした。

(2) 確率論的地震ハザード評価

本評価に使用している確率論的地震ハザードは、玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(平成 29 年 1 月補正)において、基準地震動の超過確率を参照したものである。

a. 評価方針

確率論的地震ハザード評価については、日本原子力学会(2007)の方法に基づき、以下の流れで検討した。

b. ハザード評価

(a) 震源モデルの設定

震源モデルは、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。

イ 特定震源モデル

基本的に玄海原子力発電所敷地から 100km 程度以内にある「新編日本の活断層」に掲載されている確実度 I 及び II の活断層、地震調査研究推進本部の長期評価等を踏まえてモデル化し、敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層については、敷地周辺の地質調査結果に基づいてモデル化した。

特定震源モデルは、活動度に応じて奥村・石川(1998)に基づき設定した年平均変位速度と、断層長さから松田(1975)の関係式により求めた一回の地震によるすべり量を用いて平均発生頻度を設定し、ポアソン過程により発生確率を評価する。活動度が不明な場合は、海域の活断層は活動度 B 級、陸域の活断層は活動度 C 級とする。

第 3.1.3.3-5 図に敷地周辺の活断層の図を、第 3.1.3.3-4 表に主要な活断層の震源モデルの諸元を示す。また、第 3.1.3.3-6 図に主要な活断

層の応答スペクトルを示す。

第 3.1.3.3-7 図にその他の活断層の図を、第 3.1.3.3-5 表にその他の活断層の諸元を示す。

なお、プレート間地震及び海洋プレート内地震は、玄海原子力発電所から震源域まで 100km 以上の距離があるため、プレート間地震及び海洋プレート内地震による揺れの影響は内陸地殻内地震による揺れよりも小さいと判断し、モデル化の対象としない。

ロ 領域震源モデル

領域震源モデルについては、萩原(1991)及び垣見ほか(2003)の領域区分に基づき、サイトから 100km 以内の領域を対象とし、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値等をもとに設定した。第 3.1.3.3-8 図に萩原(1991)及び垣見ほか(2003)の領域区分の図を示す。また、第 3.1.3.3-9 図に玄海原子力発電所周辺の各領域区分と地震発生状況の図を示し、これに対応する各領域の諸元を第 3.1.3.3-6 表に示す。参考として地域ごとの地震規模別発生頻度の評価及び b 値に関する図を第 3.1.3.3-10 図に示す。

(b) 地震動伝ばモデルの設定

地震動伝ばモデルとしては Noda et al.(2002)による距離減衰式を用いる。基準地震動の策定では、玄海原子力発電所の敷地地盤で得られた地震観測記録の分析により、Noda et al.(2002)による応答スペクトルよりも敷地における揺れは小さい傾向にあることを確認しているものの、安全側に観測記録に基づく距離減衰式の補正を考慮していない。確率論的地震ハザード評価では、ロジックツリーにおいて地震観測記録との補正の有無を考慮する。第 3.1.3.3-11 図に観測記録による補正に関する図を示す。

また、基準地震動の策定では、地質調査結果、地震観測記録及び微

動アレイ探査結果等により、地下構造に特異な増幅特性が見られないことから、地下構造は水平成層とする。解放基盤表面の S 波速度は 1.35km/s、P 波速度は 3.0km/s と設定する。

(c) ロジックツリーの作成

日本原子力学会(2007)に示される専門家活用水準 1 を採用し、震源モデル及び地震動伝ばモデルの設定において、選定した認識論的不確かさの要因から確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす要因を考慮して、ロジックツリーを作成した。考慮した不確かさを第 3.1.3.3-7 表に示す。特に敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層(竹木場断層、城山南断層)については、基準地震動策定における基本震源モデル及び不確かさを考慮した震源モデルをロジックツリーに展開し、評価した。作成したロジックツリーを第 3.1.3.3-12 図に、ロジックツリーの分岐の根拠及び重みの考え方を第 3.1.3.3-8 表に示す。

c. ハザード曲線の作成

(a) 地震ハザード曲線

上記により作成した平均地震ハザード曲線を第 3.1.3.3-13 図に、特定震源モデルによる平均地震ハザード曲線の内訳を第 3.1.3.3-14 図に示す。第 3.1.3.3-14 図より、特定震源の平均地震ハザード曲線において、竹木場断層による地震の寄与度が高い。また、フラクタイル地震ハザード曲線を第 3.1.3.3-15 図に示し、距離減衰式に対する観測記録による補正の有無を第 3.1.3.3-16 図、第 3.1.3.3-17 図に示す。

(b) 一様ハザードスペクトル

基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルの比較を第 3.1.3.3-18 図に示す。基準地震動 S_s の年超過確率は、

$10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度となっている。また、一様ハザードスペクトルの算出のもととなる周期ごとの地震平均ハザード曲線を第 3.1.3.3-19 図に示す。特定震源 + 距離減衰式に対する平均地震ハザード曲線、領域震源 + 距離減衰式に対する平均地震ハザード曲線及び全体のロジックツリーによる平均地震ハザード曲線を比較したものを第 3.1.3.3-20 図に示す。 10^{-3} よりも小さい年超過確率においては、特定震源が領域震源よりも寄与度が高い。

(c) フラジリティ評価用地震動

フラジリティ評価用地震動は年超過確率 10^{-4} の一様ハザードスペクトルに適合する模擬波とし、経時特性を基準地震動の策定と同様に Noda et al.(2002)に基づき地震規模 $M=7.0$ 、等価震源距離 $X_{eq}=10\text{km}$ とした。年超過確率 10^{-4} 一様ハザードスペクトル適合模擬波を第 3.1.3.3-21 図に示す。

(3) フラジリティ評価

a. 評価対象SSCの選定

(1) b. (c)にて選定した起因事象の要因となる機器及び起因事象が発生した場合の緩和設備に係るSSCを抽出し、地震PRAで対象となる建屋・機器リストを作成した。なお、建屋、機器の選定に際しては、内部事象PRAで作成した機器リストをベースに、地震特有の事故シナリオから選定される機器を追加した。第3.1.3.3-9表に評価対象とした建屋・機器の選定方法を、第3.1.3.3-10表に建屋・機器リストの例を示す(後述のフラジリティデータを合わせて記載)。

b. 建屋のフラジリティ

(a) 評価対象及び損傷モードの設定

イ 評価対象物の設定

建屋のフラジリティ評価の対象は、評価対象機器を設置する建屋として、原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋(PCCV、I/C、RE/B)、原子炉補助建屋(A/B)並びに燃料取替用水タンク建屋(RWST/B)とする。

各建屋の概略平面図及び概略断面図を参考資料に示す。

ロ 損傷モード及び部位の設定

建屋の要求機能喪失に繋がる支配的な構造的損傷モード及び部位として、建屋の崩壊シーケンスを踏まえ、層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊を選定することを基本とするが、建屋の応答性状、構造形式、構造種別及び形状を考慮し、適切な構造的損傷モードを選定する。

具体的には、基本である壁式構造については、損傷モードとして壁のせん断破壊を選定するが、ラーメン構造については、損傷モードとして柱の曲げ破壊を選定する。また、鉄筋コンクリート造の場合、壁のせん断破

壊を選定する。なお、鉄筋コンクリート造であっても、アスペクト比が大きい構造物で、せん断破壊ではなく曲げ破壊が先行する可能性が高い場合は、損傷モードとして曲げ破壊を選定する。

(b) フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法(応答解析に基づく方法)」を選択した。評価手法は地震PRA学会標準に準拠した手法とする。

(c) フラジリティ評価上の主要な仮定

イ 考慮する不確実さ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的な不確実さ β_R 及び認識論的な不確実さ β_U については、地震PRA学会標準に基づき評価する。考慮する不確実さ要因の例を第3.1.3.3-11表に示す。

ロ 損傷評価の指標

損傷評価の指標については、RC造部は耐震壁のせん断破壊の程度を表すことができる指標としてせん断ひずみを選定する。

(d) フラジリティ評価における耐力情報

RC造部については、せん断破壊が先行する部材については、現実的耐力である損傷限界時のせん断ひずみの平均値と変動係数は、地震PRA学会標準に示された実験結果に基づく値を用いることとし、対数正規分布を仮定する。実験結果に基づく値を第3.1.3.3-12表に示す。また、曲げ破壊が先行する部材については、現実的耐力である損傷限界時の曲げモーメントは、「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版((社)日本電気協会)」のM- ϕ スケルトンカーブのM3評価式によって得られた値に対して、実験値と計算値の比のばらつきを考慮して得られた値を用いることとし、対数正規分布を仮定する。

(e) フラジリティ評価における応答解析

現実的応答については、現実的な物性値に基づく地震応答解析を入力レベルごとに実施することにより評価を行う。現実的な物性値は地震PRA学会標準に基づき算出し、対数正規分布を仮定する。RC造部の損傷評価の指標である耐震壁のせん断ひずみに対しては、水平動が支配的であることから、水平動による評価を行うこととした。

イ 入力地震動

入力地震動は、玄海サイトの年超過確率 10^{-4} の一樣ハザードスペクトルに適合するように作成した模擬波を係数倍して用いる。

ロ 現実的な物性値と応答解析モデル

応答解析に用いる現実的な物性値は、地震PRA学会標準に示された評価方法に基づき、設計で用いられた物性値を基に算出する。評価方法を第3.1.3.3-13表に示す。但し、この評価方法によって評価された現実的な物性値は確率分布として与えられ、それを直接用いて地震応答解析を実施することは困難であるため、2点推定法によって連続的な確率分布を離散化し、離散化された物性値を用いて地震応答解析を実施する。2点推定法によって算出した現実的な物性値を第3.1.3.3-14表に示す。玄海サイトの地盤物性値を第3.1.3.3-15表に示す。原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋並びに燃料取替用水タンク建屋の物性値をそれぞれ第3.1.3.3-16表～第3.1.3.3-18表に示す。コンクリート強度 F_c に応じたコンクリートの弾性定数を第3.1.3.3-19表に示す。

フラジリティ評価用の応答解析モデルは、玄海原子力発電所3号機の既工事計画認可申請書(平成29年8月25日付け原規規発第1708253号にて認可)添付資料3-16(以下「既工認」という。)に記載のモデルをベースとして設定する。原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の解析モデル

及び解析モデル諸元を第3.1.3.3-22図及び第3.1.3.3-20表～第3.1.3.3-23表に、原子炉補助建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第3.1.3.3-23図及び第3.1.3.3-24表～第3.1.3.3-25表に、燃料取替用水タンク建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第3.1.3.3-24図及び第3.1.3.3-26表～第3.1.3.3-27表に示す。

ハ 解析ケース

応答のばらつきを求めるための確率論的応答解析では、コンクリート強度 F_c 、コンクリートの減衰定数 h 及び地盤のせん断波速度 V_s の3つの主要動パラメータに対して2点推定法で得られた2つのサンプル点を全て組み合わせ、 $2^3=8$ ケースの解析を実施する。モデルの諸元と物性値の関係及び解析ケースを第3.1.3.3-28表及び第3.1.3.3-29表に示す。

ニ 現実的応答

現実的応答は地震PRA学会標準に準拠し対数正規分布を仮定し、確率論的応答解析結果より各ケースの重みを考慮して算出する。

(f) 建屋のフラジリティ評価結果

現実的耐力及び現実的応答よりフラジリティ曲線及びHCLPF (High Confidence Low Probability of Failure)を算出した。フラジリティ曲線は、入力加速度レベルごとに評価された損傷確率のうち、最大の損傷確率を示す部材を対象にフラジリティ曲線を評価した。ここで、損傷確率は現実的応答が現実的耐力を上回る確率である。

選定した要素の各入力レベルでの損傷確率は対数正規累積分布関数により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線を算出する。

HCLPFは信頼度95%フラジリティ曲線を基に算出した。原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋並びに燃料取替用水タンク建屋のフラジリティ曲線を第3.1.3.3-25図～第3.1.3.3-28図に示す。なお、原

子炉格納容器 (I/C) については、入力レベルが $3,000\text{cm/s}^2$ であっても損傷確率が非常に小さく、フラジリティ曲線を近似評価することはできないレベルである。

また、原子炉格納容器 (PCCV、EW方向) の中央値加速度 (損傷確率50%の値) は $2,994\text{cm/s}^2$ 、対数標準偏差は0.25、原子炉周辺建屋 (EW方向) の中央値加速度 (損傷確率50%の値) は $2,620\text{cm/s}^2$ 、対数標準偏差は0.23、原子炉補助建屋 (EW方向) の中央値加速度 (損傷確率50%の値) は $3,493\text{cm/s}^2$ 、対数標準偏差は0.27、燃料取替用水タンク建屋 (EW方向) の中央値加速度 (損傷確率50%の値) は $2,706\text{cm/s}^2$ 、対数標準偏差は0.23である。

c. 屋外重要土木構築物のフラジリティ

(a) 評価対象及び損傷モードの設定

イ 評価対象物の設定

屋外重要土木構造物は、耐震安全上重要な機器・配管系及び建物・構築物の支持機能又は補機冷却用海水の通水機能を有する。このうち、通水機能については、構造部材の損傷が直ちに通水断面を閉塞し機能喪失に繋がる事象に至らないことから、評価対象とする屋外重要土木構造物は、支持機能を有するものから選定する。

屋外重要土木構造物のフラジリティ評価の対象は、支持機能を有する取水ピット及び海水管ダクトのうち、耐震安全上重要な機器・配管系及び建物・構築物の支持機能を有する構造部材の耐震裕度がより厳しい取水ピットとする。

取水ピットの平面図を第3.1.3.3-29図に、断面図を第3.1.3.3-30図に示す。

ロ 損傷モード及び部位の設定

屋外重要土木構造物の損傷モードとしては、構造部材の曲げ及びせん断破壊のうち、耐震裕度がより厳しいせん断破壊を選定し、玄海サイトの年超過確率 10^{-4} の一樣ハザードスペクトルに適合するように作成した模擬波を係数倍した入力地震動に対し耐震裕度が厳しい隔壁を評価対象とする。

(b) フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」を選択した。評価手法は地震PRA学会標準に準拠した手法とする。

但し、部材のせん断耐力は、部材に作用する断面力に依存することから、現実的耐力と現実的応答を独立として見なすことが困難であるため、耐震裕度（許容限界値／応答値）として評価する。

(c) フラジリティの評価上の主要な仮定

イ 考慮する不確かさ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的な不確かさ β_R 及び認識論的な不確かさ β_U については、地震PRA学会標準等に基づき評価する。

ロ 損傷評価の指標

せん断破壊に対する損傷評価の指標について、「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル（土木学会、2005）」に基づき、材料非線形解析により求まるせん断耐力とする。

材料非線形解析では、地震応答解析にて求まる断面力分布に基づいて、それと同じ状況を再現できる荷重分布を算出したものを入力条件として、荷重比率を維持しながら漸増载荷する。载荷過程において、発生せん断ひずみが1%に至った時点又は変位－荷重曲線等にて明確な破

壊点が認められる時点の荷重状態よりせん断耐力を設定する。

構造部材の非線形特性として、圧縮応力下のコンクリートの応力-ひずみ関係は、最大応力点までの硬化域と最大応力点を越えた軟化域まで考慮する。また、引張応力下の応力-ひずみ関係は、鉄筋コンクリートにおけるコンクリートと鉄筋の付着等による相互作用を考慮する。

(d) フラジリティ評価における応答解析

現実的応答及び現実的応答に基づくせん断耐力については、現実的な物性値に基づく地震応答解析を入力レベルごとに実施することにより評価する。

イ 入力地震動

入力地震動は、玄海サイトの年超過確率 10^{-4} の一樣ハザードスペクトルに適合するように作成した模擬波を係数倍して用いる。

ロ 地震応答解析手法

フラジリティ評価用の地震応答解析モデルは、既工認に記載のモデルをベースとして設定し、地盤と構造物の非線形を考慮した地盤-構造物連成系の2次元有限要素による時刻歴非線形解析を用いる。第3.1.3.3-31図に地震応答解析モデルを示す。

ハ 変動因子

フラジリティ評価においては、屋外重要土木構造物の耐震評価に支配的と考えられる、埋戻土の初期せん断剛性 G_0 、地盤のせん断剛性 G_d 及びコンクリート強度 F_c の3つの変動因子を考慮する。第3.1.3.3-30表に考慮した変動因子の考え方を示す。

ニ 解析ケース

損傷確率を評価するための地震応答解析では、上記3つの変動因子に対して得られる2つのサンプル点を全て組み合わせて、 $2^3 = 8$ ケースの

解析を実施する。第3.1.3.3-31表に解析ケースを示す。

ホ 損傷確率

損傷確率は、地震応答解析より得られる部材の発生せん断力が、せん断耐力を上回る確率とし、2点推定法を用いて算定する。

(e) 屋外重要土木構造物のフラジリティ評価結果

各入力レベルによる損傷確率よりフラジリティ曲線とHCLPFを算出する。

ここで、損傷確率は、地震応答解析より得られる各部材の発生せん断力が、せん断耐力を上回る確率とし、各入力レベルでの損傷確率を対数正規累積分布関数により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線とする。また、HCLPFは、信頼度95%フラジリティ曲線を基に算出する。

取水ピットのフラジリティ曲線を第3.1.3.3-32図に示す。

d. 機器のフラジリティ

(a) 評価対象と損傷モードの設定

イ 評価対象

機器のフラジリティ評価の対象は作成した建屋・機器リストに記載されたものとする。

ロ 損傷モード及び部位の設定

タンク・熱交換器のような静的機器については、構造損傷(延性破壊、脆性破壊等)の観点から、電気盤類及びポンプ・弁のような動的機器については、システム評価上の要求に対応して構造損傷・機能損傷(動的機能限界、電氣的機能限界等)双方の観点から、当該機器のフラジリティを評価する。

なお、構造強度に関する評価では、機器の本体・支持脚・基礎ボルト等の主要部位について耐震性評価が実施されるが、部位間で裕度(例

えば、設計許容値／発生応力)が異なり、また、同一部位でも評価応力の種類(引張応力、曲げ応力、組合せ応力等)によって裕度が異なる。構造損傷に関するフラジリティ評価では、これらの各部位・各評価応力の中から、基本的には最も裕度が低かった部位・評価応力に着目して強度に関する係数等の評価を行う。

(b) フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「耐力係数と応答係数による方法(安全係数法)」を選択した。評価手法は地震PRA学会標準に準拠した手法とする。

機器フラジリティ評価とは、地震動の入力が増大し、評価対象機器が損傷に至る時点における最大地動加速度を評価尺度として表示するものである。このとき、最大地動加速度Aをフラジリティ加速度と称し、機器フラジリティ解析ではこれを確率量として扱い、以下の式で表す。

$$A = A_m \cdot \varepsilon_R \cdot \varepsilon_U$$

ここで、

A_m : 機器が損傷に達するときの地震動強さ(フラジリティ加速度)Aの中央値

ε_R : 物理現象固有の偶然的な不確実さに起因するばらつきを表す確率密度分布(中央値は1.0、対数標準偏差は β_R で表される)

ε_U : 認識論的不確実さに起因するばらつきを表す確率密度分布(中央値は1.0、対数標準偏差は β_U で表される)

フラジリティ加速度Aを累積分布関数で示したものが機器フラジリティ曲線である。

なお、フラジリティ評価では、直接 A_m 、 ε_R 、 ε_U からフラジリティ加速度を算

定せず、一般に安全係数の概念を用いて下式のように算定する。

$$A_m = F \times A_d \quad (\text{式3.1.3.3-1})$$

ここで、

F :安全係数(裕度)

A_d :基準地震動の最大地動加速度

$$F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} \quad (\text{式3.1.3.3-2})$$

$$= \underbrace{\frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}}}_{\text{応答に関する係数}} \times \underbrace{\frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}}}_{\text{耐力に関する係数}}$$

応答に関する係数 耐力に関する係数

$$\therefore F = F_{ER} \times F_{SR} \times F_{EC} \quad (\text{式3.1.3.3-3})$$

ここで、

F_{ER} :機器応答係数

F_{SR} :建屋応答係数

F_{EC} :耐力係数

(式3.1.3.3-1)の安全係数(裕度)は、(式3.1.3.3-2)のように基準とする地震動による現実的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、(式3.1.3.3-3)のように評価対象機器の設計応答値に対する現実的な応答の割合(応答に関する安全係数)と現実的な耐力に対する設計応答値の割合(耐力に関する安全係数)に分離して評価する。

但し、入力地震動に対する機器の応答には、機器自身の応答に加えて建屋の応答が影響することから、応答に関する係数は機器応答係数と建屋応答係数に分割して評価する。

機器応答係数 F_{ER} 、建屋応答係数 F_{SR} 及び耐力係数 F_{EC} は、それぞれ以下に示す係数に分離して評価する。これらの係数は、フラジリティ評価上に存在する各種の不確実さ要因を評価したものであり、全て対数正規分布に従う確率量と仮定する。不確実さ要因の整理結果を第3.1.3.3-32表に示す。

各安全係数の詳細は以下のとおり。

イ 機器応答係数 F_{ER} の評価法

$$F_{ER} = F_{ESS} \times F_D \times F_{EM} \times F_{EMC}$$

ここで、

F_{ESS} : 機器応答評価用入力地震動に関する係数

F_D : 機器の設計用減衰定数に関する係数

F_{EM} : 機器の解析モデル化に関する係数

F_{EMC} : 機器のモード合成に関する係数

(イ) 機器応答評価用入力地震動に関する係数 F_{ESS}

設計評価において用いた機器入力動に対する機器応答値と、機器入力動の中央値に対する機器応答値を用いて、次式により評価することができる。

$$F_{ESS} = \frac{\text{設計評価での機器入力動に対する機器応答値}}{\text{機器入力動の中央値に対する機器応答値}}$$

“機器入力動の中央値”としては、設計評価における振幅前床応答曲線による機器の1次固有周期で応答値などが適用できる。なお、機器入力動には、建屋の応答特性や建屋への入力地震動に起因する

不確かさが内在し得るが、これらについては建屋応答係数において考慮されるため、本係数では評価不要である。

(ロ) 機器の設計用減衰定数に関する係数 F_D

減衰定数の保守性及び不確かさが、機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。

設計評価で一般に使用されるJEAG4601 記載の設計用減衰定数は、既往の各種試験から得られた実機の減衰定数に関するデータ等を基に、機器種別ごとに保守的に定められたものである。したがって、設計用減衰定数が現実的減衰定数の中央値に対して持つ保守性を評価するために、設計用減衰定数及び現実的減衰定数の中央値に対する床応答曲線による機器の1次固有周期での応答値を用いて、次式により算定する。

$$F_D = \frac{\text{設計用減衰定数での機器応答値}}{\text{減衰定数の中央値での機器応答値}}$$

現実的減衰定数の中央値及び不確かさとして、各種試験から得られる減衰定数データを統計処理した結果を用いることができる。

不確かさの評価では、減衰定数の不確かさ(例えば $+1.0\beta$)に対応する機器応答値と減衰定数の中央値の機器応答値を基に次式により評価する。

$$\text{機器応答値の不確かさ} = \frac{1}{1.0} \ln \left(\frac{\text{減衰}+1.0\beta\text{での機器応答値}}{\text{減衰定数の中央値での機器応答値}} \right)$$

(ハ) 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

設計評価での機器のモデル化におけるモデル形状・諸元等の実機との差などに起因する保守性及び不確かさが、機器の応答に与える

影響を安全係数として評価する。

保守性及び不確実さの評価では、解析における固有周期・振動モード形状と試験などによる実機の固有振動数・振動モード形状の差異等を考慮した評価や、米国の評価事例を参考とした工学的判断に基づく評価が適用できる。

具体的には、設計評価において1質点系でモデル化される機器については、比較的単純な形状で実機の現実的な応答も1次の振動モードが応答に支配的であると考えられる、かつ、設計評価において解析モデルの諸元が保守的に与えられているため、安全係数は1.0で不確実さは考慮しない。

多質点系でモデル化される場合は、主にモデル形状等に起因する不確実さが生じ得るため、米国の評価事例を参考として安全係数は1.0とし、認識論的不確実さを0.15とした。

(二) 機器のモード合成に関する係数 F_{EMC}

設計評価において機器の地震応答がモーダル解析により評価されている場合に、実機の現実的な応答挙動をより精度良く模擬できる直接積分による時刻歴解析に比べ、モード合成に起因する保守性及び不確実さが生じるため、これが機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。設計評価では一般にモード合成はSRSS(二乗和平方根法)により行われており、この場合は大きな保守性は有さないと考えられることから、 $F_{EMC}=1.0$ とする。

また、モード合成の不確実さは、1質点系でモデル化される機器の場合は、モード合成の必要がないため、不確実さは考慮しない。多質点系でモデル化される機器については、文献に基づき、 $\beta_R=0.15$ 、 $\beta_U=0$ とする。

ロ 建屋応答係数 F_{SR} の評価法

$$F_{SR} = F_{SS} \times F_{\delta} \times F_M \times F_{NL}$$

ここで、

F_{SS} : 入力地震動のスペクトル形状に関する係数

F_{δ} : 建屋の減衰に関する係数

F_M : 建屋のモデル化に関する係数

F_{NL} : 建屋の非線形応答に関する係数

建屋応答係数について、原子炉格納容器 (PCCV)、内部コンクリート (I/C)、原子炉周辺建屋 (RE/B)、原子炉補助建屋 (A/B)、及び燃料取替用水タンク建屋 (RWST/B) に対しそれぞれ第3.1.3.3-33表～第3.1.3.3-37表の値を使用する。水平方向についてはNS、EWのうち、厳しい方向を適用する。

(イ) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{SS}

基準応答評価用の入力地震動と現実的な地震動の加速度応答スペクトル形状の差が建屋応答に与える影響を評価する係数であり、次式により算定される。

$$F_{SS} = \frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}{\text{基準減衰値の現実的スペクトルの基準応答モデル1次周期に対する値}}$$

(ロ) 建屋の減衰に関する係数 F_{δ}

基準応答用減衰定数と現実的減衰定数の差が建屋応答に与える影響を評価する係数であり、次式により算定される。

$$F_{\delta} = \frac{\text{基準減衰値応答スペクトルの基準応答モデル建屋の1次周期に対する値}}{\text{現実的減衰値基準スペクトルの基準応答モデル建屋の1次周期に対する値}}$$

(ハ) 建屋のモデル化に関する係数 F_M

建屋のモデル化に関する不確かさが建屋応答に与える影響を評価する係数であり、次式により算定される。

$$F_M = \frac{\text{基準応答スペクトルの基準応答モデル建屋の1次周期に対するスペクトル値}}{\text{基準応答スペクトルの現実的な建屋の1次周期に対するスペクトル値}}$$

(ニ) 建屋の非線形応答に関する係数 F_{NL}

建屋の非線形応答によるスペクトル形状の変動から機器の応答への影響を評価する係数である。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。そのため、建屋の入力レベル増に伴い、スペクトル形状の変動が大きくなる領域に固有値を有する機器に対しては、中央値は1.0とし、スペクトル形状の変動を不確かさとして考慮する。ここでは米国の評価事例を参考として、偶然的な不確かさを0.17、認識論的な不確かさを0.10とした。

ハ 耐力係数 F_{EC} の評価法

$$F_{EC} = F_S \times F_{\mu}$$

ここで、

F_S : 機器の限界強度に関する係数

F_{μ} : 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数

(イ) 機器の限界強度に関する係数 F_S

設計評価における入力地震動に対して算出された地震荷重に対して、限界耐力が持つ保守性及び限界耐力の不確実さを強度に関する係数 F_S として評価する。

構造損傷に対しては次式により評価する。

$$F_S = \frac{a_U - a_N}{a_S}$$

ここで、

a_U : 着目している損傷モードに対する限界荷重

a_S : 設計評価における入力地震動により発生する荷重

a_N : 通常運転時に発生する荷重

また、機能損傷に対しては次式により評価する。

$$F_S = \frac{\text{損傷加速度の中央値}}{\text{基準応答加速度}} = \frac{\text{試験加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U))}{\text{基準応答加速度}}$$

ここで、

$\beta_R = 0.11$ 、 $\beta_U = 0.17$ (電氣的機器の場合)

$\beta_R = \beta_U = 0.10$ (動的機器の場合)

損傷加速度の中央値については、一般に加振試験結果(機能確認済加速度などの試験加速度)に基づき評価を行う。動的・電氣的機器の加振試験では、実際に誤動作や損傷等が生じるような加速度レベルで加振されることは少ないため、機能確認済加速度を損傷加速度の中央値とみなすのは過度に保守的な想定となる。そのため、機能確認済加速度が実際に誤動作等を生じる加速度レベルに対して十分

に小さいと判断される場合に強度に関する係数を評価する方法として、以下に示す β 設定法により、誤動作・損傷に対する加速度の中央値を推定する。

フラジリティ評価において、HCLPFは次式により評価される。

$$\text{HCLPF} = A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_R + \beta_U))$$

上式より、

$$A_m = \text{HCLPF} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U))$$

ここで、“損傷加速度のHCLPF＝機能維持確認済加速度”とみなし、不確実さ β_R 及び β_U を与えることにより、損傷加速度の中央値を推定することができる。

(ロ) 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

評価対象部位の降伏後の塑性変形による機器全体系としてのエネルギー吸収効果の評価する係数である。

本係数は、弾塑性によるエネルギー吸収が見込まれると考えられる設備(部位)については、弾塑性挙動を考慮した耐震余裕に関する過去の知見を踏まえ、工学的判断により安全側となるように設定している。

なお、脆性損傷及び弾性域機能損傷する機器については $F_\mu = 1.0$ としている。

(c) フラジリティ評価結果における参照データ

フラジリティ評価に当たっては、現実的な耐力、応答を参照するが、その

際の基本的考え方を以下に示す。なお、保守的な評価によってPRAへの影響が大きくなると考えられる機器については、より現実的な耐力又は応答を参照している。

イ 耐力に関する情報

評価部位に使われる部材のJSMEに記載されている物性値を適用する。

ロ 応答に関する情報

評価部位に対する、基準地震動を用いた耐震評価により得られた発生応力を適用する。

(d) 機器のフラジリティ評価結果

各起因事象の発生や緩和系の機能喪失要因となる機器フラジリティ評価結果の例を第3.1.3.3-10表に示す。また、機器フラジリティ評価の具体例を以下のとおり示す。

イ 原子炉補機冷却水冷却器(構造損傷)

(イ) 対象機器の基本情報

- ・設置位置:原子炉補助建屋 EL.-18.0m
- ・耐震クラス:S
- ・固有振動数:29.4Hz
- ・各部位の基準地震動 S_s (水平:540Gal、上下:360Gal)に対する発生応力
- ・評価対象部位:胴板
- ・評価応力:一次応力
- ・評価対象部位及び評価応力

第3.1.3.3-38表に、各部位の基準地震動 S_s に対する原子炉補機冷却水冷却器の耐震性評価結果を示す。各部位・各評価応力のうち、フラジリティが最弱である胴板が、原子炉補機冷却水冷却器の地震時

の損傷に支配的であると考えられる。今回、各安全係数は、原子炉補機冷却水冷却器の胴板に着目した評価結果を以下に示す。

(ロ) 機器応答係数 F_{ER} の評価

I 床応答スペクトルの拡張に関する係数 F_{ESS}

本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡張に含まれる裕度を評価するものであり、次式により評価する。

$$F_{ESS} = \frac{Sa(\text{拡張有り})}{Sa(\text{拡張無し})}$$

ここで、

$Sa(\text{拡張有り})$: 拡張床応答曲線での応答加速度値

$Sa(\text{拡張無し})$: 拡張無(生)床応答曲線での応答加速度値

耐震評価で用いている拡張有りの場合の応答値とこれに対応する拡張無しの応答値は下記のとおりである。

拡張有り: 0.84G

拡張無し: 0.80G

以上より、

$$F_{ESS} = \frac{0.84}{0.80} = 1.05$$

床応答曲線の拡張は、本来は建屋物性値及び地盤物性値の不確実さを考慮して実施されるものである。これらの物性値の不確実さを含めた建屋応答解析に起因する不確実さは、建屋応答係数で評価される。また、床応答時刻歴波から床応答曲線を作成する過程では、有意な不確定要因は含まれないと考えられる。したがって、本係数で

は不確実さは考慮しない。

以上より、本係数は以下のとおりとなる。

$$F_{ESS} = 1.05, \beta_R = \beta_U = 0$$

II 設計用減衰定数に関する係数 F_D

本係数は、機器の損傷時の減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。

$$F_D = \frac{Sa(\text{設計用減衰定数})}{Sa(\text{損傷時の減衰定数中央値})}$$

ここで、

Sa(設計用減衰定数): 設計用減衰定数での応答加速度値

Sa(損傷時の減衰定数中央値): 中央値減衰定数での応答加速度値

耐震評価で用いている設計減衰1.0%の場合の応答値とこれに対応する中央値減衰3.0%の応答値は下記のとおりである。

設計減衰1.0%: 0.80G

以上より、

$$F_D = \frac{0.80}{0.73} = 1.09$$

また、不確実さとして、減衰定数の中央値3.0%に対して、設計用減衰定数1.0%が99%信頼下限(応答加速度では99%信頼上限)と考え、次式により評価する。

$$\beta_U = \frac{1}{2.33} \ln \left(\frac{Sa(\text{減衰}1.0\%)}{Sa(\text{減衰}3.0\%)} \right) = \frac{1}{2.33} \ln(1.09) = 0.04 (\beta_R = 0)$$

III 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。

また、耐震評価において原子炉補機冷却水冷却器は1質点系モデルを用いて行われており、不確かさは考慮しない。

$$F_{EM} = 1.0, \beta_R = 0, \beta_U = 0$$

IV モード合成法に関する係数 F_{EMC}

当機器は1質点系でモデル化されており、モード合成を考慮する必要がないため、本係数は考慮しない。

$$F_{EMC} = 1.0, \beta_R = 0, \beta_U = 0$$

V 地震方向成分の組合せに関する係数 F_{ECC}

本係数は水平・上下組合せ評価の際の保守性を考慮するものであるが、保守的に本係数は考慮しないものとした。したがって、下記の値を用いる。

$$F_{ECC} = 1.0, \beta_R = 0, \beta_U = 0$$

(ハ) 建屋応答係数 F_{SR} (建屋非線形応答に関する係数 F_{NL})

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL}

以外の係数については、建屋フラジリティ評価において評価する原子炉補助建屋の建屋応答係数を用いる。以下では F_{NL} についてのみ示す。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの短周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮するため、文献に基づき、本係数は以下のとおりとする。

$$F_{NL}=1.0、\beta_R=0.17、\beta_U=0.10$$

(二) 機器耐力係数 F_{EC} の評価

I 強度に関する係数 F_S の評価

本係数は、次式により評価する。

$$F_S = \frac{\sigma_C - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$$

ここで、

σ_C : 限界応力の中央値

σ_T : 地震時発生応力

σ_N : 通常運転時応力

評価対象部位である胴板の材質はSGV410であることから、限界応力としてJSME発電用原子力設備規格設計・建設規格(2005年度版)第I編付録図表Part5の引張応力 $S_u=373\text{N/mm}^2$ (評価温度 95°C)が適用可能であり、それを限界応力の中央値とする。

したがって、

$$\sigma_C = 1.1 \times Su = 1.1 \times 373 = 410.3 \text{ N/mm}^2$$

なお、通常運転時応力としては耐震評価では内圧が考慮されているが、ここでは安全側に0として評価する。

$$\sigma_N = 0 \text{ N/mm}^2$$

以上より、強度に関する係数 F_S は、以下のとおりとなる。

$$F_S = \frac{\sigma_C}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times Su}{\sigma_T} = 3.79$$

不確かさ β_U として、限界応力の中央値 $1.1 \times Su$ に対して、告示値 Su が95%信頼下限に相当すると考える。

$$\beta_U = \frac{1}{1.65} \ln\left(\frac{1.1 \times Su}{Su}\right) = 0.06 \quad (\beta_R = 0)$$

II 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

胴板の塑性変形によるエネルギー吸収効果が考えられるが、ここでは本係数は考慮しないこととする。

即ち、以下のとおりとする

$$F_\mu = 1.0 \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

(ホ) 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を以下に示す。これらの結果より、原子炉補機冷却水冷却器の fragility 加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ 及び HCLPF は、以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} A_m &= F_S \times F_\mu \times F_{ESS} \times F_D \times F_{EM} \times F_{EMC} \times F_{ECC} \times F_{SS} \times F_\delta \times F_M \times F_{NL} \times S_s \\ &= 2.58 \text{ (G)} \end{aligned}$$

$$\beta_R = 0.20 \text{ (全 } \beta_R \text{ の SRSS)}, \beta_U = 0.20 \text{ (全 } \beta_U \text{ の SRSS)}$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.58 \times \exp[-1.65 \times (0.20 + 0.20)] \\ &= 1.36 \text{ (G)} \end{aligned}$$

(注) 表示桁処理の関係上、第3.1.3.3-39表の数値で計算しても上記の数値に一致しない。

この結果から得られる fragility 曲線を第3.1.3.3-33図に示す。

(e) 損傷の相関の取扱い

冗長設備は、基本的に同一の耐震設計がなされた上で同一フロアに設置されているため、機器が損傷する場合は冗長性のある全ての機器は損傷するとして完全相関を想定した。それ以外の機器間の相関は完全独立を想定した。

(4) 炉心損傷頻度評価

a. 起回事象の発生確率の評価

地震時特有の要因による分類を踏まえた地震出力運転時レベル1PRAにおける起回事象の扱いは(1)b.(c)に記載のとおりである。また、起回事象の加速度区分別の条件付き発生確率を第3.1.3.3-40表に示す。

b. 成功基準の設定

炉心損傷防止の成功基準は、内部事象出力運転時レベル1PRAと地震出力運転時レベル1PRAでは相違がないため、内部事象出力運転時レベル1PRAで設定した成功基準を用いる。また、使命時間についても内部事象出力運転時レベル1PRAと同様の設定とする。

なお、地震出力運転時レベル1PRA特有の起回事象については、直接炉心損傷に至るため、成功基準を設定していない。

c. 事故シーケンスの分析

(a) イベントツリーの作成

本評価では、内部事象出力運転時PRAモデルと同様に小イベントツリー／大フォールトツリー法を採用し、起回事象階層イベントツリー、フロントライン系イベントツリーの2つのイベントツリーを作成し、これらを統合して評価する。地震出力運転時レベル1PRAのイベントツリーの展開構成の概要を第3.1.3.3-34図に示す。各イベントツリーの概要は以下のとおりである。

イ 起回事象階層イベントツリー

地震時の事故シナリオでは、複数のSSCが同時に損傷することにより、複数の起回事象が同時に発生する可能性がある。このような場合の影響を合理的に評価するために、起回事象の階層化を行う。

起因事象の階層化では、地震発生時のプラント影響の厳しさや必要とする緩和策の組み合わせに着目して、複数の起因事象の同時発生を合理的に整理した。階層化は、起因事象が重畳した場合、先行の起因事象の緩和系により、後続の起因事象の事象進展の抑制が可能であること、又は、後続の起因事象に係る緩和操作に期待する必要がないことを考慮し、後続の起因事象も含めた考慮をしている。

具体的には、影響の厳しさとしては、

- ・放射性物質が炉外に影響を与える可能性がある事象
- ・緩和系に期待できないと判断される事象
- ・1次冷却材喪失
- ・2次冷却系の破断

以降、サポート系の喪失として、

- ・原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・外部電源喪失

の順番に大きく分類し、更に必要に応じてSSCごとに詳細に分類した。以上の要領で整理した起因事象階層イベントツリーを第3.1.3.3-35図に示す。本イベントツリーで、発生する起因事象を特定し、下流で各起因事象に対し期待する緩和系のフロントライン系イベントツリーを結合する。一方、直接炉心損傷に至るものと想定した起因事象はフロントライン系イベントツリーに結合しない。

起因事象階層イベントツリーにおける起因事象発生確率の評価では、後続のヘディングで考慮する起因事象の発生確率が、先行のヘディングで設定した起因事象が発生しない条件付きの確率として評価し、ヘディングにあるすべての起因事象が発生しない場合は主給水流量喪失が発生するものとして評価することで、起因事象階層イベントツリーのヘディン

グから計算される起因事象発生確率の和が1.0 を超えることはないように取り扱う。

ロ フロントライン系イベントツリー

地震出力運転時レベル1PRAにおける成功基準は、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様であることから、フロントライン系イベントツリーは、内部事象出力運転時レベル1PRAで作成された影響緩和系を頂上事象としたフロントライン系イベントツリーを用いた。

フロントライン系イベントツリーとして、大破断LOCA、中破断LOCA、小破断LOCA、主給水流量喪失、外部電源喪失、主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)、主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)、主給水管破断、原子炉補機冷却機能の全喪失、ATWS及び原子炉容器破損のイベントツリーを参考資料に示す。なお、原子炉容器破損のイベントツリーについては、Excess LOCAに対して適用した。

各フロントラインイベントツリーのイベントヘディングの定義及び成功基準は、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様である。

(b) 事故シーケンスの最終状態の分類

炉心損傷に至る事故シーケンスを機能喪失となる要因の観点から事故シーケンスグループとして整理した。地震出力運転時PRAでは、内部事象出力運転時PRAにて定義した事故シーケンスグループに、地震特有の事故シーケンスグループとして「蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)」、「原子炉建屋損傷」及び「原子炉格納容器損傷」を追加する。なお、「格納容器バイパス」については、蒸気発生器伝熱管破損(1本破損)は、蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)に包絡しており、インターフェイスシステムLOCAの発生を本評価では評価対象外としている。したがって、地震出力運転時PRAでは当該グループに分類される事故シーケンスは存在し

ない。

イ プラント損傷状態の分類

地震出力運転時 PRA で得られた炉心損傷に至る全ての事故シーケンスを、その類似性に基づいて PDS に分類する。

PDS の設定では、炉心損傷以降の事故シナリオの分析を合理的に行えるよう、内部事象出力運転時 PRA の考え方にに基づき、地震時に特有な影響も考慮して、事故シーケンスの特徴を表す要素を抽出して定義する。

内部事象出力運転時 PRA では発生頻度が極めて低いとして評価対象外とされているが、地震時には直接炉心損傷に至ると考えられる起回事象としては、蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷及び Excess LOCA が挙げられる。また、これらのうち、蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)、原子炉建屋損傷及び原子炉格納容器損傷では緩和設備又は緩和操作の効果に期待できないと想定して、直接格納容器機能喪失にも至るとする。

地震動による蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)については蒸気発生器伝熱管破損であるため、G に分類する。地震動による原子炉建屋損傷及び原子炉格納容器損傷については B に分類する。

また、地震動による Excess LOCA については、直接炉心損傷に至る事象であるが、炉心損傷後は大破断 LOCA と同様の事故進展になるものとして A** に分類する。

一方、内部事象出力運転時 PRA の評価対象に含まれていたが地震時には評価対象に含まれていない起回事象としてインターフェイスシステム LOCA があり、同事象の発生に伴い炉心損傷に至った場合の PDS である V は考慮しない。

上述の検討を踏まえて、熱水力挙動の類似性及び緩和操作の類似性として、事故のタイプと1次系圧力、炉心損傷時期及び格納容器内事故進展に基づくPDSの分類を整理した結果を第3.1.3.3-41表に示す。

d. システム信頼性の評価

(a) フォールトツリーの作成

システム信頼性評価として、システムが機能喪失に至る要因の組合せを網羅的に展開し、システムのアンアベイラビリティの定量化を実施するために、フォールトツリーを作成した。

本評価では、イベントツリーヘディングにフォールトツリーを設定し、CDFを算出する。以下に各イベントツリーに設定するフォールトツリーの内容を示す。

イ 起因事象階層イベントツリーへ設定するフォールトツリー

起因事象階層イベントツリーへ設定するフォールトツリーは、地震により起因事象が発生する要因となるSSCの損傷をモデル化して作成した。

地震出力運転時PRAで考慮する起因事象は、地震ハザードにより発生することを想定するため、起因事象のフォールトツリーでは、SSCの地震による損傷のみを考慮し、内部事象による機能喪失は考慮しない。

ロ フロントライン系イベントツリーへ設定するフォールトツリー

フロントライン系イベントツリーへ設定するフォールトツリーは、内部事象出力運転時PRAモデルのフォールトツリー(ランダム故障、共通原因故障、試験/保守による待機除外及び人的過誤等を扱うフォールトツリー)に地震による損傷のフォールトツリー(地震による機器の損傷を扱うフォールトツリー)を追加することで、地震による損傷が緩和システムに与える影響を考慮した。フォールトツリー構築例を第3.1.3.3-36図に示す。

ハ 長期冷却に必要な換気空調設備

換気空調系が損傷した場合でも、使命時間の間、室内に設置されたSSCの許容温度以下の室温が維持されれば、SSCへの影響はない。内部事象出力運転時レベル1PRAでは使命時間24時間で評価しているため、地震出力運転時レベル1PRAの評価時間7日間を考慮し、損傷により7日以内に室温がSSCの許容温度を超える換気空調系については、地震出力運転時レベル1PRAでモデル化する。

(b) フロントライン系とサポート系の従属性

フロントライン系とサポート系の従属性については、内部事象出力運転時PRAと同様の従属性を考慮する。

e. 信頼性パラメータの設定

信頼性パラメータについては、内部事象出力運転時PRAと同様のパラメータを設定する。

f. 人的過誤の評価

内部事象出力運転時PRAでは、事故前と事故後の人的過誤についてTHERP手法を用いて評価している。これを基に地震出力運転時PRAでは人的過誤の扱いを以下のとおりとしている。

(a) 起因事象発生前人的過誤

起因事象発生前の人的過誤は、試験や点検等による手動弁やダンパの戻し忘れであり、地震発生前の事象であることから、内部事象出力運転時PRAと同様の評価をしている。

(b) 起因事象発生後人的過誤

内部事象出力運転時PRAの人的過誤確率をベースに、地震発生時に

おける人的過誤への影響を考慮した。地震出力運転時PRAの人的過誤確率の設定方針を第3.1.3.3-42表に示す。

診断失敗確率については、以下のとおり加速度区分1と加速度区分2以上で異なる値を設定している。

- ・加速度区分1(0.2G~0.4G)では耐震性の低い設備が比較的健全な可能性が高く、内部事象出力運転時PRAの状態に近いと考えられるため、診断失敗の値は内部事象出力運転時PRAと同等としている。
- ・加速度区分2(0.4G~0.6G)以上では、起因事象の発生要因となるSSCが損傷するだけでなく、耐震性の低い他の設備の損傷や警報の誤動作等が発生する可能性が高くなり、当該事象の診断は内部事象出力運転時PRAと比較して難しくなることが考えられることから、内部事象出力運転時PRAの診断失敗確率より高い値を設定している。

また、操作・読取失敗に係るストレスレベルについては、操作・読取作業時期における事故発生からの経過時間に応じて、以下のとおり設定している。

- ・事故後早期については、現場へのアクセス性の低下、複数の設備の損傷を考慮し、内部事象出力運転時PRAよりも高いストレスレベルを設定している。
- ・事故発生から長期間経過している場合は、瓦礫の撤去やプラント状態の把握等が完了していると想定されること及び運転員は外的事象を想定した訓練も実施していることを考慮し、事故から長時間経過後に実施することが確認できた操作・読取の運転員のストレスレベルについては、内部事象出力運転時PRAと同じストレスレベルを設定している。

g. 事故シーケンスの定量化

(a) 地震動加速度区分別の地震発生頻度

地震動加速度区分(以下「加速度区分」という。)別の地震発生頻度 f_i は、地震動加速度 h_i と h_{i-1} の地震ハザード曲線の超過発生頻度 $F(h_i)$ と $F(h_{i-1})$ から求められる。

$$f_i = -(F(h_i) - F(h_{i-1}))$$

上記の手法で、地震ハザードを入力データとして、計算プログラムRiskSpectrum® HazardLiteを用いて加速度区分別の地震発生頻度を算出する。

評価地震動範囲は0.2G~1.6Gとした。下限値の0.2Gは内部事象出力運転時PRAで起因事象としてカウントされる事象発生実績とのダブルカウントを避けるために設定した加速度であり、地震により緩和系の機能に影響するとは考えにくい地震加速度高の設定値付近を目安として定めたものである。上限値の1.6Gについては、地震動が極端に大きい領域では、施設の状態について信頼性の高い挙動を推定することが困難になるとの考えから、挙動を推定できる領域として設定した。加速度区分別の地震平均発生頻度を第3.1.3.3-43表に示す。

(b) 加速度区分別の機器損傷確率

事故シーケンス評価に当たっては、フラジリティ評価結果を基に、加速度区分別の損傷確率を算出して使用する。

機器損傷確率は、機器のフラジリティ評価結果(A_m 、 β_R 、 β_U)を入力データとして、計算プログラムRiskSpectrum® HazardLiteを用いて加速度区分別の機器損傷確率を算出する。

また、今回のシステム評価では、水平ハザードについてCDFを評価している。メタルクラッド開閉装置等のフラジリティが上下方向で評価されている機器についても、水平ハザードにて評価されるため、上下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、上下方向のフラジリティを補正した。

(c) 炉心損傷頻度の算出方法

加速度区分をm区分に分けた場合、加速度区分iで発生する n_i 種類の事故シーケンス i_j における炉心損傷頻度 CDF_{ij} は、加速度区分iの地震発生頻度 f_i 及び事故シーケンス i_j の条件付き炉心損傷確率 $CCDP_{ij}$ を用いて、次式によって求める。

$$CDF_{ij} = f_i \times CCDP_{ij}$$

全炉心損傷頻度 CDF_t は、加速度区分iで発生する事故シーケンス i_j における炉心損傷頻度 CDF_{ij} を全ての加速度区分 ($i=1 \sim m$) で合計した結果である。すなわち、次式で求められる。

$$CDF_t = \sum_{i=1}^m \left(\sum_{j=1}^{n_i} f_i \times CCDP_{ij} \right)$$

上記の手法で、計算プログラムRiskSpectrum® PSAを用いて全CDFを算出する。

(d) 定量化結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全CDFは 4.7×10^{-7} (/炉年)となった。

イ 加速度区分別の炉心損傷頻度

加速度区分別のCDFを第3.1.3.3-44表に示す。加速度区分別では、加速度区分6(1.2G~1.4G)のCDFによる全体への寄与が最も大きい結果となった。

ロ 起回事象別の炉心損傷頻度

起回事象別のCDFを第3.1.3.3-45表に示す。起回事象別の結果では、外部電源喪失を起回事象とするCDFが全体の44.8%を占めた。これは、地震で外部電源系の構造損傷と内燃機関(ディーゼル機関)の機能損傷が発生し、全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスによるCDFの寄与が大きいためである。また、原子炉補機冷却機能の全喪失を起回事象とするCDFが全体の21.8%を占めた。これは、原子炉補機冷却水系Cヘッダに接続される廃棄物処理建屋の隔離がランダム故障により失敗し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事故シーケンスのCDFへの寄与が大きいためである。

ハ 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ別のCDFを第3.1.3.3-46表に示す。事故シーケンスグループ別では、全交流動力電源喪失のCDFが全CDFに対して寄与が高く、全CDFに対して43.8%を占める結果となった。全交流動力電源喪失は、内燃機関(ディーゼル機関)の損傷確率が比較的大きいため、全CDFへの寄与が高くなった。

ニ プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

PDS別のCDFを第3.1.3.3-47表に示す。TEDのCDFが全体の48.6%を占めて最も高くなった。これは、地震で外部電源系の構造損傷とパワーセンタの機能損傷が発生することにより、全交流動力電源喪失発生後に1次冷却材ポンプ封水リークに至り、その後、2次系強制冷却時の蓄圧隔

離操作にも失敗（パワーセンタが機能喪失しているため）することで早期に炉心損傷に至る事故シーケンスや、地震で外部電源系の構造損傷と内燃機関（ディーゼル機関）の機能損傷が発生し、全交流動力電源喪失発生後に1次冷却材ポンプ封水リークに至り、その後、大容量空冷式発電機による電源回復に失敗することで早期に炉心損傷に至る事故シーケンスのCDFへの寄与が大きくなったためである。

(e) 重要度解析

地震出力運転時PRAで評価したSSCが炉心損傷に与える影響を把握するために、重要度評価としてFV重要度の評価を実施した（FV重要度は地震出力運転時PRAで評価対象とした0.2Gから1.6Gの全加速度範囲のCDFの積分値に対して算出）。FV重要度の定義については、3.1.3.1(2)g.(c)に示す。

FV重要度評価結果を参考資料に示す。

(f) 不確実さ解析

CDFの定量化を踏まえ、地震ハザード、フラジリティ、ランダム故障、人的過誤の不確かさに対し、モンテカルロ法を用いてCDFの平均値及び不確実さ幅（エラーファクタ）を評価した。エラーファクタの定義については、3.1.3.1(2)g.(d)に示す。

不確実さ解析の結果を第3.1.3.3-48表及び第3.1.3.3-37図に示す。全CDFの不確実さ幅を示すエラーファクタは25という結果となった。

加速度が比較的低い領域では、地震ハザードの不確実さが小さい。また、加速度が比較的低い領域でCDFへの寄与が高い事故シナリオは、耐震性の低い設備が損傷した後、損傷個所の隔離がランダム故障で失敗するシナリオである。不確実さが比較的小さいランダム故障が寄与しているこ

とから、エラーファクタは加速度区分1で14、加速度区分2で22となり、他の加速度区分よりも小さい。

加速度が大きくなると、地震ハザードの不確実さが大きくなるとともに、地震損傷の寄与が増えることでフラジリティの不確実さが考慮され、エラーファクタは加速度区分3で81、加速度区分4で150と大きくなった。

更に高い加速度領域では、地震ハザードの不確実さが大きくなる一方で、SSCの条件付き損傷確率の平均値が1に収束する。その結果、条件付き損傷確率の不確実さ幅が縮小してエラーファクタは区分5で58、区分6で47、区分7で41と、地震加速度の上昇に応じてエラーファクタが縮小する傾向となった。

(g) 感度解析

感度解析は、評価結果に有意な影響を与えると考えられるモデル、データに関する不確実さ要因又は解析上の仮定、条件、機器故障及び人的過誤等の因子を選定して、結果への潜在的な影響を把握するために実施する。

本評価では、以下について感度解析を実施した。

- ・冗長設備の地震損傷の相関性に係る感度解析
- ・SA対策に係る感度解析

イ 冗長設備の地震損傷の相関性に係る感度解析

(イ) 解析条件

冗長となる機器について完全相関として評価していたが、この冗長の機器について独立として評価した場合の感度解析を実施した。具体的には、FV重要度が0.01以上の機器について独立として評価した。

(ロ) 解析結果

感度解析結果を第3.1.3.3-49表に示す。感度解析の全CDFは3.4

$\times 10^{-7}$ (/炉年)となった。冗長系の SSC について、損傷の相関を完全相関から、完全独立とした場合の全 CDF の低減割合は、約 27%となった。したがって、ベースケースで仮定している冗長系の SSC の完全相関の仮定は、CDF のオーダーに影響するほどではないことが分かった。

ロ SA対策に係る感度解析

(イ) 解析条件

SA 対策によるリスク低減効果を把握することを目的として、SA 対策に期待しない場合の CDF を評価した。

(ロ) 解析結果

感度解析の全 CDF は 1.5×10^{-6} (/炉年)となった。ベースケースと感度解析ケース(SA 対策なし)を比較した結果として、第 3.1.3.3-50 表に加速度区分ごとの CDF を、第 3.1.3.3-38 図に事故シーケンスグループごとの CDF を示す。全 CDF について、SA 対策により CDF は 68% 低減した。各区分についての CDF の低減割合について、区分 5 までは低減割合は 80%程度となった。一方、区分 6 の低減割合は、約 50%となり、区分 7 では低減効果は期待できない結果となった。

これは、SA 対策なしのケースでは区分 1~5 において SA 対策により炉心損傷防止が可能な事故シナリオの寄与が大きいのに対し、区分 6、7 では蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)やパワーセンタの機能損傷等、SA 対策に期待できない事故シナリオの寄与が大きくなるためである。

(5) 格納容器機能喪失頻度評価

a. プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

地震出力運転時レベル 1PRA で得られた炉心損傷に至る全ての事故シーケンスについて、事故の進展及び緩和操作の類似性から PDS を定義し、PDS の分類及び発生頻度を評価する。

(a) プラント損傷状態の分類

(4)c.(b)イに示す。

(b) プラント損傷状態ごとの発生頻度

(4)g.(d)ニに示す。

b. 格納容器機能喪失モードの設定

地震に起因して格納容器機能喪失に至る各 PDS の事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の機能喪失形態を分類するため、格納容器機能喪失モードの設定を行う。

地震出力運転時レベル 2PRA の格納容器機能喪失モードの設定では、内部事象出力運転時レベル 2PRA で考慮される格納容器機能喪失モードに加えて、地震に特有な格納容器機能喪失モードを考慮する。

格納容器機能喪失モードの設定に当たり、以下の検討を実施した。

(a) 格納容器機能喪失モードの選定

地震時特有のPDSとしてG(蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))、B(原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷)が挙げられる。このうち、G(蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))については炉心損傷防止対策を確保できないSGTR事象であるため、格納容器機能喪失モードとしてはgモードに分類する。B(原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷)については、内部事象出力運転時レベル2PRAの格納容器機能喪失モードでは分

類できないため、地震時特有の格納容器機能喪失モードとして χ モードに分類する。

その他の格納容器機能喪失モードは、地震出力運転時レベル1PRAで対象外としているインターフェイスシステムLOCA及び地震出力運転時レベル1PRAでは蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）に包絡される蒸気発生器伝熱管破損を除き内部事象出力運転時レベル2PRAと同様である。

格納容器機能喪失モードの設定結果を第3.1.3.3-51表に示す。

(b) 格納容器機能喪失時期

格納容器機能喪失モードを早期格納容器破損、後期格納容器破損又は炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失に分類する。

地震時特有の格納容器機能喪失モードである χ モードは、地震発生直後に生じるため炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失に分類される。その他の格納容器機能喪失モードの格納容器機能喪失時期は内部事象出力運転時レベル2PRAと同様である。格納容器機能喪失モードの機能喪失時期を整理した結果を第3.1.3.3-51表に示す。

(c) 機能喪失場所及び機能喪失規模

地震を起因とした格納容器機能喪失モードのうち、物理化学現象に伴う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と同様である。その他の格納容器機能喪失モードとして、 β モード（格納容器隔離失敗）、 g モード（蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損））、 χ モード（原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷）について地震による機能喪失場所及び機能喪失規模を分析する。

イ 格納容器隔離失敗（ β モード）

後述の(d)項の要因により格納容器機能喪失に至る。格納容器隔離の判定基準は「重大事故発生時、格納容器隔離に係る設備・機器の損

傷又は作動失敗によって格納容器外への漏えい経路が生じる場合をその規模に依らず格納容器隔離失敗とする。」であるため、機能喪失場所及び機能喪失規模によらず格納容器隔離失敗となる。

ロ 蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)(gモード)

地震により、蒸気発生器が損傷することで制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷及び直接格納容器機能喪失に至る。

ハ 原子炉格納容器損傷(χ モード)

地震により、原子炉格納容器が損傷することで制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷及び直接格納容器機能喪失に至る。

ニ 原子炉建屋損傷(χ モード)

地震により、原子炉建屋が損傷することで制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。また、原子炉建屋内の原子炉格納容器も従属的に損傷することで、直接格納容器機能喪失に至る。

(d) 格納容器隔離機能の失敗

格納容器の隔離機能を維持するために必要なSSCについて、地震時に特有な故障要素として以下が考えられる。

- ・格納容器バウンダリ、格納容器バウンダリに準ずる範囲及び格納容器バウンダリ外の漏えい経路を持つ可能性のある系統(格納容器再循環系統)のSSC(格納容器隔離弁、配管、貫通部等)の地震による構造損傷、原子炉格納容器のライナー部の損傷
- ・格納容器隔離時に作動要求される隔離弁の地震による機能損傷

c. 事故シーケンスの分析

内部事象出力運転時レベル 2PRA の検討に加えて地震による影響を考慮し、PDS ごとに、緩和設備の動作状態及び SA 時の物理化学現象の発生

状態を分析して、これらの組合せから事故進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。地震時の格納容器イベントツリーは、内部事象出力運転時レベル 2PRA で作成した格納容器イベントツリーに加えて、地震を起因として原子炉建屋、原子炉格納容器又は放射性物質の閉じ込め機能に関連する SSC が機能喪失し、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損開口部又は機器破損部から放射性物質が環境に放出される事故シナリオを考慮する。

(a) 事故シーケンスの特徴分析

イ シビアアクシデント時の物理化学現象の分析

炉心損傷から格納容器機能喪失に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象に対し、各PDSに対応させて、その発生条件及び発生後の事故進展に対する影響を分析した結果を第3.1.3.3-52表に示す。

ロ 事故の緩和手段の分析

事故の緩和手段を分析し、それらの緩和手段の目的、運転手順書に基づく運転操作タイミング及び熱水力・放射能雰囲気条件の下での運転操作可能性を検討する。

地震時の影響を考慮して、内部事象出力運転時レベル2PRAで期待する緩和手段の地震出力運転時レベル2PRAでの扱いについて検討した結果を第3.1.3.3-53表に示す。

(b) イベントツリーの構築

地震出力運転時レベル2PRAでは、地震出力運転時レベル1PRAのイベントツリーに加えて、「ブリッジイベントツリー」、「格納容器イベントツリー」をリンクする手法を用いる。地震の評価におけるイベントツリーのリンクのイメージを含む地震出力運転時PRAにおけるシステム評価の流

れを第3.1.3.3-39図に示す。

イ ブリッジイベントツリーの構築

内部事象出力運転時レベル2PRAで構築した格納容器イベントツリーを用いて、格納容器機能喪失の防止に必要な緩和設備の成功／失敗又は物理化学現象の発生を評価し、格納容器機能喪失の回避又は格納容器機能喪失を判定する。内部事象出力運転時レベル2PRAにて考慮している事故シナリオに加えて、地震出力運転時レベル2PRAで有意な事故シナリオに対してSA対策が考慮されるようにモデルの改良を行った。構築したブリッジイベントツリーの詳細を参考資料に示す。

ロ 格納容器イベントツリーの構築

格納容器イベントツリーは、炉心損傷後において格納容器機能喪失を防止するための緩和系の機能喪失確率及びCFFの評価を行うイベントツリーである。(a)項により、SA時の主要な物理化学現象、事故進展中に実施される事故の緩和手段及びその実施タイミングで整理し、これらの物理化学現象と事故の緩和手段を考慮して格納容器イベントツリーを構築した。また、地震出力運転時レベル2PRAでの評価対象SSCへの地震の影響(地震によるSSC損傷)はフォールトツリーでモデル化する。構築した格納容器イベントツリーを第3.1.3.3-40図に示す。

(c) 従属性のモデル化

イ 炉心損傷防止のための設備の利用

内部事象出力運転時レベル2PRAと同様に、炉心損傷防止のための設備の復旧については原則として考慮しない。また、第3.1.3.3-53表に示すとおり、地震時には、内部事象で考慮していた外部電源の復旧についても考慮しない。

ロ シビアアクシデント事象及び緩和手段の従属性

3.1.3.1(3)c.(c)ロと同様である。

d. 事故進展解析の実施

プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損などの事象の発生時期、SA 時の物理化学現象による格納容器負荷を解析するとともに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定に必要なデータを求めることを目的として、各 PDS を代表する事故進展解析を実施する。

(a) 解析対象事故シーケンスの選定

PDSごとに、そのPDSを代表する事故シーケンスを事故進展解析の対象として選定する。

事故シーケンスの選定の考え方は、内部事象出力運転時レベル2PRAと同様である。内部事象出力運転時レベル2PRAで選定した代表事故シーケンスの地震時での妥当性を確認するため、地震時の各PDSのCDFのうち、上位5位までの事故シーケンスを抽出し、代表事故シーケンスの寄与割合を確認した結果を参考資料に示す。確認の結果、代表事故シーケンスは妥当であると考えられる。

なお、地震特有のPDSであるG(蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))、B(原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷)は、物理化学現象に係るヘディングは考慮しておらず、直接格納容器機能喪失に至ることから、物理化学現象に係るヘディングの分岐確率の設定のための事故進展解析は不要である。

e. 格納容器機能喪失頻度の定量化

PDS ごとに、PDS の発生頻度及び格納容器イベントツリーの各ヘディング

の分岐確率から、CFF を算出する。

(a) 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定

PDSごとに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率を設定する。各ヘディングの分岐確率の設定の考え方は基本的に内部事象出力運転時レベル2PRAと同様であるが、水素燃焼(HP3)のヘディングについて変更を加えている。内部事象出力運転時レベル2PRAでは静的触媒式水素再結合装置は完全に独立した静的な機器であるため、静的触媒式水素再結合装置の機能喪失の確率は無視できるとして考慮していなかったが、地震出力運転時レベル2PRAでは静的触媒式水素再結合装置の構造損傷を考慮する。内部事象出力運転時レベル2PRAから変更した分岐確率の設定結果を参考資料に示す。その他、地震の影響については地震出力運転時レベル1PRAと同様の設定の考え方である。

また、建屋・機器フラジリティ、ランダム故障、人的過誤及び物理化学現象に関する分岐確率の不確かさを考慮し、当該分岐の確率分布を設定する。確率分布の設定の考え方は、建屋・機器フラジリティについては地震出力運転時レベル1PRAと同様である。その他、人的過誤に係る分布について地震の影響を考慮している以外は内部事象出力運転時レベル2PRAと同様の設定の考え方である。なお、ここで設定した確率分布は、CFF及び放出カテゴリの発生頻度の不確かさ解析に用いる。

(b) 格納容器機能喪失頻度の算出方法

加速度区分を m 区分に分けた場合、加速度区分 i で発生する n_i 種類の事故シーケンス i_j の格納容器機能喪失頻度 CFF_{ij} は、加速度区分 i の地震動発生頻度 f_i 、事故シーケンス i_j の条件付き炉心損傷確率 $CCDP_{ij}$ 及び条件付き格納容器機能喪失確率 $CCFP_{ij}$ を用いて、次式によって求める。

$$CFF_{ij}=f_i \times CCDP_{ij} \times CCFP_{ij}$$

全格納容器機能喪失頻度 CFF_t は、加速度区分 i で発生する事故シーケンス i_j の格納容器機能喪失頻度 CFF_{ij} を全ての加速度区分($i=1 \sim m$)で合計した結果である。すなわち、次式で求められる。

$$CFF_t = \sum_{i=1}^m \left(\sum_{j=1}^{n_i} f_i \times CCDP_{ij} \times CCFP_{ij} \right)$$

上記の手法で、国内外で使用実績のある計算コードであるRiskSpectrum ® PSAを使用して全CFFを算出する。

(c) 格納容器機能喪失頻度の解析

PDSごとに格納容器イベントツリーの定量化を行い、CFFを算出した。全CFFは 3.5×10^{-7} (／炉年)となり、全CDFの 4.7×10^{-7} (／炉年)と比較して微減し、条件付き格納容器機能喪失確率は0.74となった。加速度区分別、PDS別、格納容器機能喪失モード別の評価結果を以下に整理する。

イ 地震動加速度区分別の格納容器機能喪失頻度

加速度区分別のCFFを第3.1.3.3-54表に示す。加速度区分別では、加速度区分7(1.4G～1.6G)のCFFによる全体への寄与が最も大きい結果となった。

ロ PDS別の格納容器機能喪失頻度

PDS別のCFFを第3.1.3.3-55表に示す。TEDのCFFが高く、その主要因はSBO(全交流動力電源喪失)及びLUHS(原子炉補機冷却機能喪失)の発生によるものである。

条件付き格納容器機能喪失確率は0.74となり、内部事象出力運転時

レベル2PRAと比較すると高い結果となった。その理由は、炉心損傷の主要因であるSBO及びLUHS発生の起因事象となるサポート系の機能喪失が、格納容器機能喪失防止対策の機能喪失にも繋がる可能性が高いためである。

ハ 格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード別のCFFを第3.1.3.3-56表に示す。全CFFは 3.5×10^{-7} (/炉年)であり、格納容器機能喪失モードのうち、格納容器隔離失敗(β モード)が 1.7×10^{-7} (/炉年)(寄与:46.3%)、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)が 1.1×10^{-7} (/炉年)(寄与:約31.0%)であり支配的となった。一方で、地震特有の格納容器機能喪失モードである炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失(α モード)は 1.9×10^{-9} (/炉年)(寄与:0.5%)と小さい。

ニ 格納容器健全性が維持される頻度

炉心損傷事故時において、格納容器健全性が維持される頻度は、格納容器健全に至る事故シーケンスの頻度を積算することによって算出した。

その頻度は、 9.6×10^{-8} (/炉年)である。

(d) 重要度解析

重要度解析として、地震出力運転時レベル1PRAと同様の手法を用いて全CFFに対するFV重要度を評価した。FV重要度の定義については、3.1.3.1(3)f.(d)に示す。

FV重要度評価結果を参考資料に示す。

f. 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化

格納容器イベントツリーによって同定された全ての事故シーケンスを、環境

へ放出される放射性物質の放出挙動が類似した放出カテゴリに分類し、PDS の発生頻度及び格納容器イベントツリーの分岐確率を用いて、放出カテゴリごとの発生頻度を求める。

(a) 放出カテゴリの分類

格納容器イベントツリーで同定された全ての事故シーケンスを、環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似した放出カテゴリに分類する。分類の考え方は、基本的には内部事象出力運転時レベル2PRAと同様であるが、地震時に特有な事象も考慮する。

地震出力運転時レベル2PRAの放出カテゴリの分類では、内部事象出力運転時レベル2PRAで分類された放出カテゴリに加えて、地震時に特有な放出カテゴリを考慮する。

地震時に特有な事象も考慮して選定した放出カテゴリを第3.1.3.1-59表に示す。選定に当たっては、格納容器バイパス、エナジェティック現象による破損及び格納容器先行破損は、独立した放出カテゴリとした。これらを踏まえて、第3.1.3.3-40図に示すように、格納容器イベントツリーで同定された全ての事故シーケンスを放出カテゴリに分類した。

(b) 放出カテゴリごとの発生頻度

放出カテゴリに分類した全ての事故シーケンスの発生頻度を積算し、放出カテゴリごとに発生頻度を算出した。評価結果を第3.1.3.3-57表に示す。

格納容器の状態は、格納容器破損のうち、その他の分類による放出カテゴリ(F3C)が 1.7×10^{-7} (/炉年)(寄与:37.5%)と最も高い。次いで、格納容器隔離失敗の放出カテゴリ(F5)が 1.7×10^{-7} (/炉年)(寄与:36.7%)と高い。格納容器破損のうち、その他の分類による放出カテゴリ(F3C)が最も高い理由は、格納容器機能喪失モード別のCFFが高い「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)が、当該の放出カテゴリに含まれるためである。

g. 不確実さ解析及び感度解析

(a) 不確実さ解析

CFF及び放出カテゴリの発生頻度の定量化を踏まえ、地震ハザード、建屋・機器フラジリティ、ランダム故障、人的過誤及び物理化学現象に関する分岐確率の不確かさに対し、モンテカルロ手法を用いてCFF及び放出カテゴリの発生頻度の平均値及び不確実さ幅(エラーファクタ)を評価した。エラーファクタの定義については、3.1.3.1(2)g.(d)に示す。

加速度区分別の不確実さ解析の結果を第3.1.3.3-58表及び第3.1.3.3-41図に、加速度区分7 までを合計した格納容器機能喪失モード別の不確実さ解析結果を第3.1.3.3-59表及び第3.1.3.3-42図に示す。また、放出カテゴリ別の不確実さ解析結果を第3.1.3.3-60表及び第3.1.3.3-43図に示す。

全CFFのエラーファクタは28となった。これは、各パラメータの不確実さの影響により、上限値と下限値の間に約784 倍の不確実さ幅があることを意味する。

各加速度区分の不確実さ解析の結果について、低加速度区分の領域では、地震ハザードの不確実さ分布が狭く、また、格納容器機能喪失に至る要因として不確実さが比較的小さいランダム故障の寄与が比較的高い。そのため、区分1のエラーファクタは14、区分2のエラーファクタは28と小さい。

地震加速度が高くなると、それに応じて地震ハザードの不確実さ分布が広がる。また、事故シナリオとしても、地震加速度の増加に伴いSSCの損傷が支配的要因となるため、機器フラジリティの不確実さも考慮される。特に、内燃機関(ディーゼル機関)の機器フラジリティはHCLPFが0.69Gであり、

区分3から区分4にかけて損傷確率が上昇傾向をとることから、当該の区分では機器フラジリティの不確実さが高くなる。以上より、区分3のエラーファクタは91、区分4のエラーファクタは160と比較的大きくなった。

更に地震加速度が高い領域では、地震ハザードの不確実さ分布が広がる一方で、条件付き損傷確率の平均値が1に収束する。その結果、条件付き損傷確率の幅が高止まりするため、比較的高い加速度区分である区分5のエラーファクタは63、区分6のエラーファクタは55、区分7のエラーファクタは48と、地震加速度に応じてエラーファクタが縮小する傾向をとる。

また、格納容器機能喪失モード別の不確実さ解析結果は、蒸気発生器伝熱管破損(gモード)のエラーファクタが最も大きく、次いで炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失(χ モード)、原子炉容器外水蒸気爆発(η モード)のエラーファクタが大きい結果となった。

さらに、放出カテゴリ別の不確実さ解析結果は、格納容器バイパス(内的)(F1)のエラーファクタが最も大きく、次いで格納容器バイパス(外的)(F2)、格納容器破損(外的)(F4)のエラーファクタが大きい結果となった。

(b) 感度解析

地震出力運転時レベル1PRAと同様に、以下の2項目について感度解析を実施した。

- ・ 冗長設備の相関性に係る感度解析
- ・ SA対策に係る感度解析

イ 冗長設備の相関性に係る感度解析

(イ) 解析条件

冗長となるSSCについて完全相関として評価していたが、この冗長のSSCについて独立として評価した場合の感度解析を実施する。具体的には、FV重要度が0.01以上のSSCについて独立として評価する。

(ロ) 解析結果

第3.1.3.3-61表にベースケース(完全相関)と感度解析ケース(完全独立)の加速度区分別のCFFを比較した結果を示す。感度解析ケースの全CFFは 2.6×10^{-7} (/炉年)となり、ベースケースの全CFFである 3.5×10^{-7} (/炉年)に対して、約26%の低減に留まった。したがって、ベースケースで冗長系のSSCを完全相関とした仮定は、過度に保守的ではないことが確認できた。なお、相関性を完全独立としたSSCのFV重要度と比較して、CFFの低減幅がやや小さい結果となった理由は、高加速度区分では条件付き損傷確率が高くなっているため、完全独立として条件付き損傷確率を累乗しても、低減効果が小さくなるためと考えられる。

ロ SA対策に係る感度解析

(イ) 解析条件

SA対策によるリスク低減効果を把握することを目的として、SA対策に期待しない場合のCFFを算出する。

(ロ) 解析結果

第3.1.3.3-62表にベースケース(SA対策あり)と感度解析ケース(SA対策なし)の加速度区分別のCFFを比較した結果を示す。

感度解析ケースの全格納容器機能喪失度は 1.5×10^{-6} (/炉年)となり、ベースケースの全CFFが 3.5×10^{-7} (/炉年)であることから低減割合は、約77%となった。

また、第3.1.3.3-44図にベースケース(SA対策あり)と感度解析ケース(SA対策なし)の格納容器機能喪失モード別のCFFを比較した結果を示す。

なお、SA対策なしの全CDFは 1.5×10^{-6} (/炉年)であり、SA対策な

しの全CFFと一致する。それに対し、SA対策ありの全CFFは、全CDFよりも全CFFの方が低くなる。その理由としては、以下のとおりである。

安全性向上評価において、格納容器機能喪失を防止するためには、格納容器内の長期的な冷却のため、格納容器内自然対流冷却を行う必要がある。SA対策なしの感度解析では、格納容器内自然対流冷却を無効にしていることから、原子炉容器破損後長期まで格納容器の機能が健全で、かつ、その後の物理化学現象による格納容器の機能喪失(水素燃焼、ベースマット溶融貫通、格納容器過温破損)が未発生の場合においても、必ず水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧破損で格納容器機能喪失に至ることになる。したがって、SA対策ありの感度解析では、炉心損傷に至る事故シナリオの全てが、いずれかの格納容器機能喪失モードに至ることから、結果的に全CDFと全CFFが一致する。

一方で、SA対策ありのベースケースでは、格納容器内自然対流冷却に期待することにより、炉心損傷に至る事故シナリオに対して格納容器の健全性が維持される可能性がある。その結果として、全CDFよりも全CFFの方が低くなる。

炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失(α モード)については、SA対策有無による違いはない。

(6) ソースターム評価

a. 放出カテゴリのソースターム評価

放出カテゴリごとに評価の対象とする代表的な事故シーケンスを選定し、格納容器健全の放出カテゴリについてはソースターム解析、格納容器機能喪失の放出カテゴリについては定性的な評価を実施した。なお、本評価においては、安全性向上評価のリスク指標である「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」に着目した評価を実施した。

(a) 評価対象事故シーケンスの選定

放射性物質の放出に至る放出カテゴリに対して、主に予想される放出量に基づいて、ソースターム評価の対象とする代表的な事故シーケンスを選定する。(5)f.で整理した放射性物質の放出に至る放出カテゴリに対して選定した代表的な事故シーケンスを以下に示す。

イ 格納容器バイパスの代表事故シーケンス

放出カテゴリ「格納容器バイパス」(第3.1.3.1-59表の①及び②)に分類されるPDSとしてはG(SGTR(起因))、V(インターフェイスシステムLOCA)及びS**/T**(TI-SGTR)が挙げられる。いずれの事象も放出量が厳しいがFP放出経路及び放出量の特徴を踏まえ、比較的放出量が大きいと考えられるG(SGTR(起因))のシーケンスを代表事故シーケンスとする。

ロ 内的格納容器破損(エナジェティック)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(エナジェティック)(第3.1.3.1-59表の③-a)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合は厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

ハ 内的格納容器破損(先行破損)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(先行破損)(第3.1.3.1-59表の③-b)に分類されるPDSはALC、SLCが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

ニ 内的格納容器破損(その他)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(その他)(第3.1.3.1-59表の③-c)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

ホ 外的格納容器破損の代表事故シーケンス

外的格納容器破損(第3.1.3.1-59表の④)に分類されるPDSはBである。本PDSは地震により原子炉建屋又は原子炉格納容器が破損する際に1次系の損傷が起こるものである。1次系の損傷としては、Excess LOCAに至る可能性があるが、放出挙動の観点からはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗と同様であるため、代表事故シーケンスとしてはAEDとする。

ヘ 格納容器隔離失敗の代表事故シーケンス

格納容器隔離失敗(第3.1.3.1-59表の⑤)に分類されるPDSは全てが含まれる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

ト 格納容器健全の代表事故シーケンス

格納容器健全(第3.1.3.1-59表の⑥)に分類されるPDSはAED、AEW、

AEI、SED、SEW、SEI、SLW、SLI、TED、TEW、TEIとなる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレー注入失敗を代表事故シーケンスとする。

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ー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) ソースタームの評価

3.1.3.1(4)a.(b)に示す。

(c) 放出カテゴリごとのソースタームと発生頻度

全ての放出カテゴリに対して、ソースタームと発生頻度を評価する。また、Cs-137放出量が100TBqを超える事故シーケンスの合計発生頻度を求める。

放出カテゴリの発生頻度とソースタームを対応させて結果をまとめたものを第3.1.3.3-63表に示す。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は 3.5×10^{-7} (/炉年)となった。

また、格納容器健全の放出量評価結果について、事故発生後約22分の炉心溶融に伴い放射性物質の放出が開始されるが、事故発生後62分のアニュラス負圧達成により放出率は大きく低下しており、格納容器健全の維持とあいまって放射性物質の大規模放出には至らないことから、当該放出カテゴリの解析結果として整合していることを確認した。

b. 不確実さ解析及び感度解析

3.1.3.1(4)b.に示す。

第3.1.3.3-1表 地震出力運転時PRA実施のために収集した情報及び主な情報源

PRAの実施項目		収集すべき情報	主な情報源	
1	プラントの設計・運転の把握	PRA実施に当たり必要とされる設計、運転管理に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・内部事象出力運転時PRA で使用した設計図書(原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書、保安規定等) ・全体機器配置図、換気空調設備図、構内配置図、耐震計算書、プラントウォークダウン ・国内の震害事例(柏崎刈羽原子力発電所の震害情報、阪神淡路大震災の情報等) ・国外の震害事例(NUREG-1742の米国個別プラント外部事象評価(IPEEE)等) 	
2	確率論的地震ハザード評価	対象サイト周辺地域での地震発生様式を考慮した震源モデルの設定に係る震源特性や、地震動伝ばモデルの設定に係わる地震動伝ば特性に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・文献調査結果 ・地質調査結果 ・気象庁地震カタログ 	
3	建屋・機器フラジリティ評価	プラント固有の建屋・機器の耐力評価及び応答評価に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・工事計画認可申請書、耐震バックチェック報告書、ストレステスト1次報告書、JEAG、JNES加振試験報告書、JSME等 	
4	事故シーケンス評価	a)事故シナリオの分析と起 因事象の分類	大規模地震時に想定されるプラント状態	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉設置許可申請書
		b)事故シーケンスの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	<ul style="list-style-type: none"> ・安全系などのシステム使用条件 ・システムの現実的な性能 ・運転員による緩和操作 	<ul style="list-style-type: none"> ・上記1の情報源
		c)システムのモデル化	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態	
		d)事故シーケンスの定量化	評価結果の妥当性を確認できる情報	
		e)格納容器健全性に関する 評価	原子炉格納容器の隔離機能に関する情報	

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(1/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
① 本震による炉心損傷事故に直接的に繋がらうる事故シナリオ		
安全機能に従属するSSCの損傷による炉心損傷への影響	・地震出力運転時PRAにて評価する。	地震出力運転時PRAで考慮
② 本震による炉心損傷事故に間接的に繋がらうる事故シナリオ		
②-1 安全機能を有するSSC以外の屋内設備の損傷による間接的影響		
天井クレーンの転倒・落下による原子炉容器、原子炉格納容器への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器ポーラクレーンはSs地震動に対して落下防止装置を有する。 ・万一落下防止装置が破損しても、リングガータの内径はクレーン内径より小さいため物理的にもクレーンが落下することはない。 ・仮に落下を想定しても、架台等の構造物があることから直接原子炉容器に衝突することはない。 	工学的判断により除外
耐震B、Cクラスの機器の損傷に伴うSクラス機器の損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則では、Sクラスの機器は、B、Cクラスの機器の破損によって波及的破損が生じないことを要求しており、耐震設計で考慮されている。 ・プラントウォークダウンによりSクラス機器が波及的影響を受けないことを確認している。 	工学的判断により除外
タービンミサイルによる隣接原子炉建屋内関連設備への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・タービンミサイルの影響は原子炉設置許可申請において評価・審査されており、万一、タービンの設計最大速度でミサイルとなった場合も原子炉格納容器を貫通しないことを確認している。 	工学的判断により除外

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(2/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
②-2 安全機能SSC以外の屋外設備の損傷による間接的影響		
排気筒などの転倒による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・PWRの排気筒は原子炉格納容器に沿った、ステンレス製の軽量のダクト形状であり、万一損傷して落下しても建屋等を損傷させることはない。 	工学的判断により除外
斜面崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・玄海3号機は平地に設置されている。また、玄海3号機の周辺に存在する斜面は、玄海3号機から十分な離間距離を有しており、斜面崩壊を考慮しても影響はないことを確認している。 	工学的判断により除外
基礎地盤崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・基礎地盤の崩壊確率を評価し、影響を与える可能性のある建屋の損傷確率と比べ、小さいことを確認している。 	工学的判断により除外
送電網の鉄塔などの損傷に伴う外部電源喪失への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・地震出力運転時PRAでは外部電源の脆弱性は、米国事例に基づく保守的な想定で考慮している。 	地震出力運転時PRAで考慮
安全上重要な設備の冷却に使用可能な給水源の停止に伴う冷却水枯渇の影響	<ul style="list-style-type: none"> ・安全上重要な設備の冷却用水源(海水取水設備、原子炉補機冷却水サージタンク、燃料取替用水タンク、復水タンク)の脆弱性については地震出力運転時PRAで考慮している。 	地震出力運転時PRAで考慮

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(3/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
②-3 運転員操作の阻害による波及的影響		
地震前(設計、製作、組立、検査等)のミス	<ul style="list-style-type: none"> 設計、製作、組立、検査等のミスは、設計、据付段階における品質管理プログラムでの適正管理及び工事認可申請等で確認されている。 ガー、これらのミスがあったとしても、多重性を備えた設備の全てに同様のミスを犯す可能性は小さく、また、地震出力運転時PRAでは保守的に多重設備の損傷の完全相関を想定している。 	工学的判断により除外
地震時、地震後の人的過誤	<ul style="list-style-type: none"> 地震により原子炉はトリップされ、プラントは長期炉心冷却モードに移行する。この安全停止のための運転員操作は地震収束後であり運転員の操作は可能である。 地震により炉心損傷に至るような事象が発生したとしても、地震出力運転時PRAで期待する運転員による緩和操作は可能である。 地震発生時におけるヒューマンエラーへの影響を考慮した人的過誤確率を考慮している。 	地震出力運転時PRAで考慮
変圧器などの碍子類の損傷によるサイト電源の停電に伴うバックアップ操作の支障	<ul style="list-style-type: none"> 非常用母線及び常用母線からの給電ができない場合のバックアップ操作(DGの起動等)は、運転基準(手順書)に従い、中央制御室近傍で操作可能であり、当該操作の失敗も考慮している。 	地震出力運転時PRAで考慮
構内通行支障、要員への影響	<ul style="list-style-type: none"> 地震後のプラントの安全停止のための運転員操作は、中央制御室近傍で操作可能であり、構内通行支障による影響はない。 地震による現場へのアクセス性の低下、心理的ストレス、機能が損なわれることによる判断・操作への阻害影響を考慮した現場操作の人的過誤確率を設定した。 	地震出力運転時PRAで考慮
二次部材の損傷などの従業員への影響	<ul style="list-style-type: none"> 一部は人的過誤確率に包絡しており、その他の影響はプラントウォークダウンにて影響がないことを確認している。 	除外

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(4/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
③ 余震による地震動の安全機能への影響		
本震直後の余震による炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・確率論的地震ハザード評価では余震を除外し、本震で発生頻度が評価されている。また、本震を上回るような余震の可能性は低い。 ・本震後、原子炉はトリップされ、運転基準(手順書)に従い安全停止に移行するため、余震が発生したとしても影響はない。 ・地震PRA学会標準では余震の評価手法が例示されているが、系統的な評価手法は確立されておらず、今後の課題とする。 	余震による影響は今後の課題であるが、影響が大きいのは本震と想定する。
④ 経年変化を考慮した場合の影響		
経年変化を考慮した場合の炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・予防保全で設計想定以上の劣化が予測された場合は補修や交換がなされる。 	工学的判断により除外
⑤ 複数基が立地するサイトにかかわる事故シナリオ		
ユニット間の相互依存関係を考慮した場合の炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・本評価では単一ユニットの評価のため、評価対象外としている。 	除外
⑥ 緊急時対策所における緊急時の復旧対応に係る事故シナリオ		
劣悪な環境などによって緊急時対策所の機能が低下することによる炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・技術的助言等はサイト外からでも可能であり、緊急時対策所の機能喪失により、ただちに炉心損傷に至ることはない判断し、モデル化対象外とした。 	除外

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(5/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
⑦ シビアアクシデント対策を考慮すべき事故シナリオ		
地震に起因して炉心損傷に繋がる可能性のある事故シナリオに対するシビアアクシデント対策の考慮	<ul style="list-style-type: none"> ・整備されているシビアアクシデント対策による事象の影響緩和を考慮し、地震出力運転時PRAにて定量化を行う。 	地震出力運転時PRAで考慮
⑧ 地殻変動及び断層変位に起因する地盤変状影響		
地殻変動及び断層変位に起因する地盤変状において、地盤変位量から建屋間(建屋内も含む)に及ぼす安全系のSSCへの影響	<ul style="list-style-type: none"> ・断層のある場所を避けて設置されているため、定量化の対象外とした。 	対象外
⑨ 地震起因における火災、溢水、津波に係る事故シナリオ		
地震起因によって火災、溢水、津波が引き起こされ炉心損傷に繋がる可能性のあるような事故シナリオ	<ul style="list-style-type: none"> ・本評価では、地震随件事象は評価対象外としている。 	対象外

第3.1.3.3-3表 地震時特有の格納容器機能喪失に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(1/2)

事故シナリオ	分析	スクリーニング	結果*
地震動による原子炉格納容器本体の損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・地震動によって原子炉格納容器本体が損傷すると、炉心損傷で発生した放射性物質が原子炉格納容器から環境へ直接放出される可能性がある。また、原子炉格納容器本体が含まれている原子炉建屋の損傷によって、従属的に原子炉格納容器本体が損傷することが考えられる。 ・なお、地震動によって原子炉格納容器本体が損傷すると、従属的に原子炉格納容器本体によって支持されている格納容器ポーラクレーン、格納容器スプレイングなどの支持機能が喪失することが考えられる。 	<p>原子炉建屋の損傷及び原子炉格納容器本体の損傷(ライナー部以外)は地震出力運転時レベル1PRAにおいて考慮した。原子炉格納容器本体の損傷(ライナー部)は地震動による格納容器隔離失敗として考慮した。</p>	○
地震動による格納容器耐力の低下	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷時には水蒸気及び非凝縮性ガスが発生して原子炉格納容器内に蓄積し、原子炉格納容器内圧が上昇し、原子炉格納容器の耐力に到達した時点から原子炉格納容器内の放射性物質が環境に放出される可能性がある。 ・地震動によって原子炉格納容器の耐力が低下する場合には、原子炉格納容器が過圧破損する時期が早まることが考えられる。また、水素燃焼などの原子炉格納容器内圧が上昇するエナジェティック現象などに対して、格納容器破損に至る確率が高くなることが考えられる。 	<p>地震荷重を受けた原子炉格納容器の耐力は、材料が破損に至らない限りその後の圧力荷重に対しても同様の耐力機能を有すると考えられる。</p>	×

*:○:地震出力運転時PRAで考慮する、×:除外可能

第3.1.3.3-3表 地震時特有の格納容器機能喪失に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(2/2)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング	結果*
地震動による格納容器隔離の失敗	<ul style="list-style-type: none"> 地震動によって、格納容器隔離機能に係る設備(機器搬入口、エアロック、格納容器貫通部(配管貫通部、電線貫通部)、貫通配管など)の破損又は格納容器隔離弁の閉止ができなくなると、炉心損傷で発生した放射性物質が原子炉格納容器から環境へ放出される可能性がある。 なお、放出される経路によっては格納容器雰囲気中から放射性物質が放出される場合や、1次系から環境へ直接放出される格納容器バイパスとなる場合もある。 	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮した。</p> <p>なお、原子炉格納容器本体の損傷(ライナー部)は地震動による格納容器隔離失敗として考慮した。</p>	○
地震動による格納容器圧力抑制機能の喪失	<ul style="list-style-type: none"> 地震動によって、原子炉格納容器内の冷却に係る機器が損傷すると、格納容器圧力抑制機能が喪失し、原子炉格納容器が過圧で破損する可能性がある。 	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮した。</p>	○
地震動による原子炉格納容器からの崩壊熱除去機能の喪失	<ul style="list-style-type: none"> 地震動によって、原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却に係る機器及び原子炉格納容器内の冷却に係る機器が損傷すると、原子炉格納容器からの崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉格納容器が過圧などで破損する可能性がある。 	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮した。</p>	○
地震動による放射性物質抑制機能の喪失	<ul style="list-style-type: none"> 地震動によって、原子炉格納容器内の冷却に係る機器、作業環境維持(被ばく防止)に係る機器が損傷すると、放射性物質抑制機能が喪失し、緩和操作の失敗などにより原子炉格納容器が過圧などで破損する可能性がある。 	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮した。</p>	○
地震動によるその他の緩和手段の喪失	<ul style="list-style-type: none"> 地震動によって、1次系の減圧、水素濃度制御に係る機器が損傷すると、必ずしも格納容器機能喪失に至るものではないが、格納容器機能喪失に至る可能性が高くなる場合がある。 	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮した。</p>	○

*:○:地震出力運転時PRAで考慮する、×:除外可能

第3.1.3.3-4表 主要な活断層の震源モデルの諸元

断層名	ケース	長さ (km)	傾斜角 (度)	M (松田式 (1975))	M (武村式 (1998))	M (入倉・三宅式(2001) と武村式(1990))	Xeq (km)	活動度
竹木場 断層	基本ケース	17.3	80	6.9	7.0	6.8	15.1	C
	断層の拡がり考慮	20.0	80	7.0	7.1	6.9	14.7	C
	傾斜角(60度)考慮	19.7	60	7.0	7.1	7.0	13.5	C
城山南 断層	基本ケース	19.5	90	7.0	7.1	6.9	22.2	C
	断層の拡がり考慮	20.0	90	7.0	7.1	6.9	21.9	C
	傾斜角(60度)考慮	19.7	60	7.0	7.1	7.0	21.9	C

第3.1.3.3-5表 その他の活断層の諸元

番号	断層名	長さ(km)	M ^{*1}	Xeq(km)	活動度 ^{*2}
1	今福	8.7	6.9(6.4)	21.2	(C)
2	楠久	8.6	6.9(6.4)	24.3	(C)
3	国見	17.0	6.9	29.2	(C)
4	真名子-荒谷峠	15.5	6.9(6.8)	31.6	(C)
5	糸島半島	21.1	7.0	29.7	(B)
6	F-h	6.0	6.9(6.1)	29.4	(B)
7	8-1	4.8	6.9(6.0)	22.6	(C)
8	8-2	4.0	6.9(5.8)	23.0	(C)
9	9	6.8	6.9(6.2)	24.5	(C)
10	10-1	16.4	6.9	31.0	(C)
11	10-2	10.4	6.9(6.5)	31.8	(C)
12	13	11.9	6.9(6.6)	32.7	(C)
13	14	18.8	7.0	23.3	(C)
14	15	20.1	7.0	25.8	(C)
15	16	3.4	6.9(5.7)	26.3	(C)
16	17	20.6	7.0	24.3	(C)
17	19	12.1	6.9(6.6)	32.1	(C)
18	20	14.3	6.9(6.8)	26.5	(B)
19	23	18.3	6.9	23.1	(C)
20	24	17.3	6.9	26.5	(C)
21	25	10.3	6.9(6.5)	24.8	(C)
22	28	11.6	6.9(6.6)	27.2	(C)
23	31	15.7	6.9(6.8)	30.5	(C)
24	32	9.0	6.9(6.4)	27.2	(C)
25	磐固断層帯	65.3	7.9	52.0	B
26	佐賀平野北縁断層帯	38.0	7.5	49.6	B
27	日向峠-小笠木峠断層帯	27.8	7.2	51.2	(C)
28	宇美断層	22.6	7.1	63.2	(C)
29	西山断層帯	137.0	8.4	78.4	B
30	水縄断層帯	26.0	7.2	81.0	B
31	雲仙断層群	38.0	7.5	97.3	B
32	福智山断層帯	28.0	7.2	94.1	B
33	銚ノ木山リニアメント	11.9	6.9	31.7	(B)
34	壱岐北東部断層群	50.8	7.7	53.4	(B)
35	沖ノ島東方沖断層	35.4	7.4	96.4	(B)
36	巖原東方沖断層群	26.3	7.2	85.6	(B)
37	対馬南方沖断層	34.6	7.4	62.1	(B)
38	対馬南西沖断層群	37.7	7.5	81.1	(B)
39	宇久島北西沖断層群	34.1	7.4	89.9	(B)
40	FTW-3	24.6	7.2	107.2	(B)
41	FTW-4	22.5	7.1	109.1	(B)
42	中通島西方沖断層群	18.8	7.0	122.4	(B)
43	FTW-1	48.8	7.6	133.1	(B)

*1： 地表付近の断層長さが短く、震源断層が地表付近の長さ以上に拡がっている可能性も考えられる断層については、安全評価上、震源断層が地震発生層の上限から下限まで拡がっているものとして、断層幅と同じ長さを持つ震源断層(長さ17km)を設定する。()内は断層長さによる地震規模、

*2： 活動度「()付」は活動度が不明なため、海域B級、陸域C級とする。活動度に応じて、奥村・石川による平均変位速度(A:2.4×10⁻³m/年、B:2.5×10⁻⁴m/年、C:4.7×10⁻⁵m/年)を設定する。

第3.1.3.3-6表 各領域の諸元

萩原(1991)の領域における諸元

領域名	最小M	最大M	b値	年発生頻度* (回/年)	震源深さ
L3	4.0	7.0 7.3	0.90	0.45 (0.983E-05)	深さ3~20kmの 一様分布
N	5.0	6.9	1.10	0.32 (1.96E-05)	
M	5.0	7.1	0.62	0.17 (0.109E-05)	

*:年発生頻度の()内は単位面積あたり(単位:回/年/km²)

垣見ほか(2003)の領域における諸元

領域名	最小M	最大M	b値	年発生頻度* (回/年)	震源深さ
10C6	4.0	7.0 7.3	0.87	0.39 (2.19E-05)	深さ3~20kmの 一様分布
10C7	4.0	6.8	0.61	0.06 (0.522E-05)	
10D2	4.0	7.1	0.90	0.34 (0.485E-05)	
11X0	5.0	6.9	1.13	0.34 (1.22E-05)	

*:年発生頻度の()内は単位面積あたり(単位:回/年/km²)

第3.1.3.3-7表 考慮した不確実さ

	認識論的不確実さ	偶然的な不確実さ
特定震源モデル	<p>基準地震動の策定で考慮した不確かさを考慮</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 断層長さ及び震源断層の広がり ・ 断層傾斜角 <p>地震規模の評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 評価手法の選択 	—
領域震源モデル	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最大地震規模 ・ 領域区分モデルの選択 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 領域内でG-R式に従う地震発生の仮定(地震規模の確率密度を考慮) ・ 領域内で一様な地震発生の仮定(距離の確率密度を考慮)
地震動伝ばモデル	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震観測記録の補正の有無 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 距離減衰式のばらつき

第3.1.3.3-8表 ロジックツリーの分岐の根拠及び重みの考え方

モデル	ロジックツリーで考慮した分岐		分岐の根拠	重みの考え方
特定震源モデル	主要活断層	竹木場断層 ・基本ケース(L17.3km, 傾斜角80度) ・不確かさケース(L20.0km, 傾斜角80度) ・不確かさケース(L19.7km, 傾斜角60度)	<ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動の策定における基本震源モデルを考慮 ・基準地震動の策定における不確かさを考慮した震源モデルを考慮 	基本ケース1/2として、その他を等重み
		城山南断層 ・基本ケース(L19.5km, 傾斜角90度) ・不確かさケース(L20.0km, 傾斜角90度) ・不確かさケース(L19.7km, 傾斜角60度)		
	地震規模の評価	<ul style="list-style-type: none"> ・松田式(1975) ・武村式(1998) ・入倉・三宅式(2001)と武村式(1990) 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力学会(2007)に基づく評価手法を考慮 ・「震源断層を特定した地震の強震動予測手法(「レシピ」)」に基づく評価手法を考慮 	等重み
領域震源モデル	最大地震規模	1700年宍岐・対馬の地震 M7.0	領域内で過去最大の地震	等重み
		2000年鳥取県西部地震 M7.3	震源を特定せず策定する地震動	
	領域区分	萩原マップ	原子力学会(2007)を参照し、複数のモデルを選定	等重み
垣見マップ				
地震動伝ばモデル	距離減衰式	Noda et al.(2002)による距離減衰式 ・地震観測記録に基づく補正の有無を考慮	基準地震動の策定における補正無しの評価の分岐として現実的な記録に基づく補正を考慮	等重み

第3.1.3.3-9表 建屋・機器の選定方法(1/2)

ステップ	内容(内部事象出力運転時PRA)		
	機器	建屋	屋外重要上木構造物
1-1	・ランダム故障をきっかけとして炉心損傷に至る起因事象を選定。	—	—
1-2	・各起因事象について、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成して、収束シナリオを特定。	—	—
1-3	・系統図等をもとに炉心損傷頻度を評価する上で有意な影響が考えられない機器を除外。	—	—
	【考え方】:炉心損傷頻度を評価する上で有意な影響がないこと 【対象】:小口径枝管の配管、弁など		
1-4	・フォールトツリーを作成して関連する設備を抽出し、機器リストを作成。	—	—

第3.1.3.3-9表 建屋・機器の選定方法(2/2)

ステップ	内容(地震出力運転時PRA)		
	機器	建屋	屋外重要土木構造物
2-1	以下を追加する。 <ul style="list-style-type: none"> ・地震で損傷した際に起回事象を発生させる機器／建屋／土木構築物 ・起回事象発生後に事象を緩和させる機器／建屋／土木構築物 		
	[考え方]:①地震動による安全上重要な建物、構築物、配管などの大型静的機器の損傷に伴い、緩和設備によって事象の進展を抑制できず、炉心損傷に至る機器／建屋／土木構築物を追加 ②地震動による安全機能への広範な影響を及ぼす計装・制御系、非常用系を追加		
	[対象]:①原子炉容器、炉内構造物、燃料 ②電気盤(メタルクラッド開閉装置、主盤)などを追加	[対象]:①原子炉建屋、原子炉補助建屋などを追加 ②追加なし	[対象]:①取水ピットを追加 ②追加なし
2-2	選定した起回事象に基づき、機器／建屋／土木構築物を削除		
	[考え方]:地震が発生した場合に期待できない機器／建屋／土木構築物を削除		
	[対象]:タービンバイパス弁などを削除	[対象]:削除なし	[対象]:削除なし
2-3	プラントワークダウンにより二次的な影響を及ぼす機器／建屋／土木構築物を追加		
	[考え方]:地震PRA学会標準及び過去に実施した当社のプラントワークダウン実績をもとに、安全性向上評価の地震PRA実施に当たって確認が必要な機器を抽出し、以下の観点で影響機器の有無を確認 <ul style="list-style-type: none"> ・倒壊により被害を受けないか ・周辺機器の損傷時、周辺機器の保有水による影響はないか など 		
	[対象]:追加なし	[対象]:追加なし	[対象]:追加なし

第3.1.3.3-10表 建屋・機器リストとフラジリティデータの例

起回事象/影響緩和系名	SSC名	Median (G)	βR	βU	HCLPF (G)
外部電源系	外部電源系	0.30	0.25	0.50	0.09
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水ポンプ	5.56	0.10	0.26	3.12
Excess LOCA	1次冷却材ポンプ	2.39	0.20	0.19	1.27
大破断LOCA	1次冷却材管(蓄圧タンク注入管台)	3.03	0.25	0.25	1.36
中破断LOCA	低圧注入系配管(C/L側)	4.82	0.31	0.35	1.62
小破断LOCA	高圧注入系配管(C/L側)	3.01	0.25	0.25	1.35
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	蒸気発生器	2.16	0.20	0.19	1.14
2次冷却系の破断(主給水管破断、CV内) 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ (水源補給後)	主給水系配管	2.15	0.20	0.19	1.14
2次冷却系の破断(MSTV上流、CV内)	主蒸気系配管	3.01	0.25	0.25	1.35
2次冷却系の破断(MSTV下流)	主蒸気隔離弁	4.12	0.14	0.19	2.45
ATWS	燃料集合体	2.54	0.20	0.25	1.24
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	3.05	0.25	0.15	1.58
原子炉建屋損傷	原子炉建屋	2.67	0.24	0.15	1.42
補助給水(タービン動補助給水ポンプ)	タービン動補助給水ポンプ	1.79	0.10	0.15	1.20
2次系強制冷却	主蒸気逃がし弁	4.45	0.25	0.30	1.83
蓄圧注入	蓄圧タンク	2.86	0.20	0.24	1.42
常設電動注入ポンプによる代替が心注水入 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ (水源補給前)&(水源補給後)	常設電動注入ポンプ	13.08	0.10	0.17	8.63
低圧注入 低圧再循環	余熱除去ポンプ	6.19	0.10	0.26	3.48
高圧注入&高圧再循環&高圧再循環(SBO・LUIIS時)	高圧注入ポンプ	12.76	0.10	0.15	8.58
再循環切替	格納容器再循環サンプ				
非常用所内電源	内燃機関(ディーゼル機関)	1.16	0.14	0.19	0.69
移動式大容量ポンプ車による補機冷却	移動式大容量ポンプ車	2.50	0.20	0.15	1.40
大容量空冷式発電機	大容量空冷式発電機	2.50	0.20	0.15	1.40
CV内自然対流冷却(CCW) CV内自然対流冷却(SWS)	格納容器再循環系ダクト	3.53	0.31	0.31	1.29
加圧器逃がし弁強制閉 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧	加圧器逃がし弁	4.45	0.25	0.30	1.83
格納容器スプレイ注入 格納容器スプレイ再循環	格納容器スプレイポンプ	6.19	0.10	0.26	3.48
静的水素再結合装置(水素除去)	静的触媒式水素再結合装置	3.48	0.10	0.23	2.08
電気式水素燃焼装置	イグナイタ	3.94	0.10	0.17	2.59
6.6kV電源(安全系)	メタルクラッド開閉装置	2.21	0.20	0.21	1.14

第3.1.3.3-11表 考慮する不確かさ要因

評価方法		偶然的な不確かさ(β_R)	認識論的な不確かさ(β_U)
建物構築物	現実的耐力	<ul style="list-style-type: none"> ・構造材料定数 ・損傷限界時ひずみ 	<ul style="list-style-type: none"> ・施工精度 ・実験データの統計的精度 ・耐力評価式の誤差
	現実的応答	<ul style="list-style-type: none"> ・構造材料定数 ・地盤材料定数 	<ul style="list-style-type: none"> ・モデル形態 ・剛性評価の仮定 ・復元力特性のモデル化 ・耐震要素の評価範囲

第3.1.3.3-12表 RC造部の損傷限界点の現実的な値(地震PRA学会標準)

損傷限界点の指標		平均値	変動係数
せん断ひずみ	ボックス壁	5.36×10^{-3}	0.24
	円筒壁	9.77×10^{-3}	0.33

第3.1.3.3-13表 現実的な物性値の評価方法

	現実的な物性値の評価方法
コンクリート強度 F_c	平均値: $1.4 \times$ 設計基準強度 変動係数: 0.13
コンクリートの減衰定数 h	平均値: 5% (PCCVは3%) 変動係数: 0.25
地盤のせん断波速度 V_s	平均値: 設計値 変動係数: 0.10
鉄筋の降伏強度 s_{oy}	平均値: $1.1 \times$ 規格降伏点 変動係数: 0.0 (考慮しない)

第3.1.3.3-14表 現実的な物性値

	設計時	現実的な物性値		
		中央値	+	-
F_c (N/mm ²)				
上段: I/C, REB, RWST/B	23.5	32.6	38.1	29.4
中段: A/B	29.4	40.8	47.7	36.8
下段: PCCV	41.2	57.2	66.8	51.5
h (%)				
上段: IC, REB, A/B, RWST/B	5.0	4.85	6.82	4.14
下段: PCCV	3.0	2.91	4.09	2.48
V_s (m/s)	1350	1343	1507	1234
$s \sigma_y$ (N/mm ²)	345	379.5	379.5	379.5

第3.1.3.3-15表 地盤定数(設計時)

ヤング係数 ×104(N/mm2)	ポアソン比	単位体積重量 (kN/m3)	せん断波速度 (m/s)
1.18	0.373	23.0	1350

第3.1.3.3-16表 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 ×10 ⁴ (N/mm ²)	せん断弾性係数 ×10 ³ (N/mm ²)	減衰定数 (%)
原子炉格納容器	コンクリート:Fc=41.2N/mm ² 鉄筋:SD35,SD40 緊張材:SWPR1	2.83	11.8	3.0
内部コンクリート 原子炉周辺建屋	コンクリート:Fc=23.5N/mm ² 鉄筋:SD35,SD40	2.25	9.38	5.0
蒸気発生器 (サポートも含む)	—	18.5 (18.0*)	71.2 (69.2*)	水平3.0

*: 部材番号 27 の値

第3.1.3.3-17表 原子炉補助建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 ×10 ⁴ (N/mm ²)	せん断弾性係数 ×10 ³ (N/mm ²)	減衰定数 (%)
RC部分	コンクリート:Fc=29.4N/mm ² 鉄筋:SD35,SD40	2.43	10.1	5.0

(注) 解析モデルの部材はすべてRC部分として取り扱う

第3.1.3.3-18表 燃料取替用水タンク建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 ×10 ⁴ (N/mm ²)	せん断弾性係数 ×10 ³ (N/mm ²)	減衰定数 (%)
RC部分	コンクリート:Fc=23.5N/mm ² 鉄筋:SD345	2.25	9.38	5.0
燃料取替用水タンク	胴板:SUS304	19.0	73.2	1.0
一次系純水タンク	胴板:SUS304	19.2	73.8	1.0
燃料取替用水補助 タンク	胴板:SUS304	19.0	73.2	1.0

第3.1.3.3-19表 コンクリート強度Fcに応じたコンクリートの弾性定数

	設計時	現実的な物性値		
		中央値	Fc+	Fc-
<i>Fc</i> (N/mm ²)				
上段:I/C,REB,RWST/B	23.5	32.6	38.1	29.4
中段:A/B	29.4	40.8	47.7	36.8
下段:PCCV	41.2	57.2	66.8	51.5
<i>E</i> (N/mm ²)				
上段:I/C,REB,RWST/B	2.25 × 10 ⁴	2.51 × 10 ⁴	2.64 × 10 ⁴	2.43 × 10 ⁴
中段:A/B	2.43 × 10 ⁴	2.71 × 10 ⁴	2.85 × 10 ⁴	2.61 × 10 ⁴
下段:PCCV	2.83 × 10 ⁴	3.16 × 10 ⁴	3.33 × 10 ⁴	3.05 × 10 ⁴
<i>G</i> (N/mm ²)				
上段:I/C,REB,RWST/B	9.38 × 10 ³	1.05 × 10 ⁴	1.10 × 10 ⁴	1.01 × 10 ⁴
中段:A/B	1.01 × 10 ⁴	1.13 × 10 ⁴	1.19 × 10 ⁴	1.09 × 10 ⁴
下段:PCCV	1.18 × 10 ⁴	1.32 × 10 ⁴	1.39 × 10 ⁴	1.27 × 10 ⁴

第 3.1.3.3-20 表 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の
水平方向解析モデル諸元 (1/3)

部位	質点 節点 番号	高さ EL. (m)	重量 (kN)	部材 番号	せん断断面積 (m ²)		断面二次モーメント (m ⁴)	
					NS	EW	NS	EW
PCCV	1	59.90	3.24×10 ³	1	44	44	610	610
	2	58.40	1.39×10 ⁴	2	76	76	13,480	13,480
	3	52.40	3.02×10 ⁴	3	76	76	29,240	29,240
	4	43.30	3.38×10 ⁴	4	83	83	39,780	39,780
	5	35.30	5.91×10 ⁴	5	90	90	44,420	44,420
	6	21.50	4.79×10 ⁴	6	90	90	44,420	44,420
	7	14.70	3.92×10 ⁴	7	90	90	44,420	44,420
	8	4.60	3.23×10 ⁴	8	90	90	44,420	44,420
	9	0.80	2.28×10 ⁴	9	90	90	44,420	44,420
I/C	10	21.60	3.17×10 ³	10	34	13	593	36
	11	17.23	8.61×10 ³	11	60	30	884	1,035
	12	11.30	3.87×10 ⁴	12	119	74	4,041	1,529
	13	10.45	1.96×10 ³	13	119	74	4,041	1,529
	14	3.70	3.81×10 ⁴	14	115	115	5,423	7,267
	15	1.99	1.96×10 ³	15	119	121	5,810	7,361
	16	0.60	3.75×10 ⁴	16	133	137	7,575	5,850
	17	25.70	2.60×10 ³	17	13	13	120	180
	18	18.50	4.99×10 ³	18	13	13	120	180
	19	13.00	2.24×10 ³	19	13	13	120	180
S/G	20	20.45	1.393×10 ³	20	2.67	2.67	12.78	12.78
	21	17.23	3.439×10 ³	21	2.67	2.67	12.78	12.78
	22	14.44	1.502×10 ³	22	2.46	2.46	9.30	9.30
	23	12.74	1.403×10 ³	23	1.76	1.76	4.99	4.99
	24	10.45	2.781×10 ³	24	1.76	1.76	4.99	4.99
	25	8.05	1.449×10 ³	25	1.87	1.87	5.31	5.31
	26	4.74	3.848×10 ³	26	1.87	1.87	5.31	5.31
	27	2.94	4.19×10 ²	27	14.14	14.14	72.45	72.45
	28	1.99	1.603×10 ³					

第 3.1.3.3-20 表 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の
水平方向解析モデル諸元 (2/3)

部位	質点 節点 番号	高さ EL. (m)	重量 (kN)	部材 番号	せん断断面積 (m ²)		断面二次モーメント (m ⁴)	
					NS	EW	NS	EW
燃料取扱棟	29	32.25	2.10×10^4	29	0.589	44.8	9.99×10^5	11,707
	30	26.50	7.52×10^3	30	0.493	0.500	9.99×10^5	9.99×10^5
原子炉周辺棟 燃料取扱棟 中間補機棟	31	20.40	1.10×10^5	31	192	149	110,700	71,754
	32	11.30	2.85×10^5	32	441	498	655,900	226,000
	33	3.70	3.35×10^5	33	504	558	624,900	213,000
復水タンク上屋	34	28.00	2.60×10^4	34	46	47	5,800	4,800
キャスク保管 区画上屋	35	32.25	5.77×10^3	35	1.78	0.500	9.99×10^5	9.99×10^5
	36	11.30	1.96×10^4					
基礎	39	-4.13	-					
	38	-5.20	-					
	37	-10.10	1.36×10^6					
	40	-15.00	-					
					Rigid			

第 3.1.3.3-20 表 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の
水平方向解析モデル諸元 (3/3)

部位	質点 番号	方向	回転慣性 (kN・m ²)
基礎	37	NS	1.14×10^9
		EW	3.80×10^8

第 3.1.3.3-21 表 原子炉周辺建屋燃料取扱棟のばね定数(設計時)

部位	部材番号	剛性	NS方向	EW方向*
燃料取扱棟	RBS1	水平剛性 (kN/m)	1.19×10^6	9.99×10^9
	RBS2	水平剛性 (kN/m)	3.33×10^7	9.99×10^9
	RBS3	回転剛性 (kN・m/rad)	1.13×10^9	9.99×10^9
	RBS4	水平剛性 (kN/m)	1.12×10^6	9.99×10^9

*: 29 30 35 が同一面内壁であるため、ばね定数を剛とする

第 3.1.3.3-22 表 原子炉格納容器蒸気発生器サポート部のばね定数(設計時)

部位	部材番号	剛性	NS方向	EW方向
蒸気発生器 支持構造物	SGK1	水平剛性 (kN/m)	3.92×10^6	3.92×10^6
	SGK2	水平剛性 (kN/m)	2.84×10^7	1.37×10^7
	SGK3	水平剛性 (kN/m)	7.03×10^6	4.15×10^7
	SGK4	回転剛性 (kN・m/rad)	4.37×10^7	6.49×10^7

第 3.1.3.3-23 表 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の
地盤のばね定数及び減衰係数(1/5)

(a) 設計時

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K_s)	NS	8.33×10^8 (kN/m)	7.49	1.44×10^7 (kN・s/m)
	EW	8.87×10^8 (kN/m)	6.89	1.66×10^7 (kN・s/m)
回転(K_R)	NS	2.00×10^{12} (kN・m/rad)	7.49	1.49×10^{10} (kN・m・s/rad)
	EW	8.87×10^{11} (kN・m/rad)	6.89	3.66×10^9 (kN・m・s/rad)