

第 1.1.1.e-4 表 システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット(1/2)

起回事象	事故シーケンス	主要なミニマルカットセット
大破断 LOCA	大破断 LOCA+低圧注入失敗	S 信号 A,B 両トレン CCF
	大破断 LOCA+蓄圧注入失敗	蓄圧タンク B(C)閉塞
	大破断 LOCA+低圧再循環失敗	再循環切替信号 A,B 両トレン CCF
中破断 LOCA	中破断 LOCA+高圧注入失敗	低温側注入ライン手動弁 047B(C)閉塞
	中破断 LOCA+蓄圧注入失敗	蓄圧タンク出口逆止弁 134B,C 開失敗 CCF
	中破断 LOCA+格納容器スプレイ失敗	スプレイ信号 A,B 両トレン CCF
	中破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	スプレイ熱交換器 CCW 通水弁 248A,B 開失敗 CCF
	中破断 LOCA+低圧再循環失敗	再循環切替信号 A,B 両トレン CCF
	中破断 LOCA+高圧再循環失敗	余熱除去冷却器出口充てん/高圧注入ポンプ入口連絡弁 601,611 開失敗 CCF
小破断 LOCA	小破断 LOCA+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗 CCF
	小破断 LOCA+高圧注入失敗	低温側注入ライン手動弁 047B(C)閉塞
	小破断 LOCA+格納容器スプレイ失敗	スプレイ信号 A,B 両トレン CCF
	小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	スプレイ熱交換器 CCW 通水弁 248A,B 開失敗 CCF
	小破断 LOCA+低圧再循環失敗	再循環切替信号 A,B 両トレン CCF
	小破断 LOCA+高圧再循環失敗	余熱除去冷却器出口充てん/高圧注入ポンプ入口連絡弁 601,611 開失敗 CCF
極小 LOCA	極小 LOCA+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗 CCF
	極小 LOCA+充てん/高圧注入失敗	充てん/高圧注入ポンプ燃料取替用水補給弁 121D,E 開失敗 CCF

CCF : 共通要因故障

第 1.1.1.e-4 表 システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット(2/2)

起回事象	事故シーケンス	主要なミニマルカットセット
原子炉補機 冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗 C C F
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	加圧器安全弁 055(056,057)再閉止失敗
	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシール LOCA	RCPシール LOCA発生
外部電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	3uDG-A,B 起動失敗 C C F
	外部電源喪失+補助給水失敗	復水タンク閉塞
2次冷却系の破断	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	「破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元弁 575A 閉止操作失敗(HE)」 + 「破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン逆止弁 576A 閉失敗」により健全側ループの蒸気が破断側ループへ流出
	2次冷却系の破断+補助給水失敗	2次系破断事象診断失敗による破断 SGループへの給水停止失敗
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗 C C F
	蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	SGTR事象診断失敗による破損 SGへの給水停止失敗 + 主蒸気管破断
主給水流量喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗 C C F
過渡事象	過渡事象+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗 C C F
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	余熱除去ポンプ吸込み側での事象発生
手動停止	手動停止+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗 C C F
ATWS	ATWS	原子炉トリップ遮断器開失敗 C C F

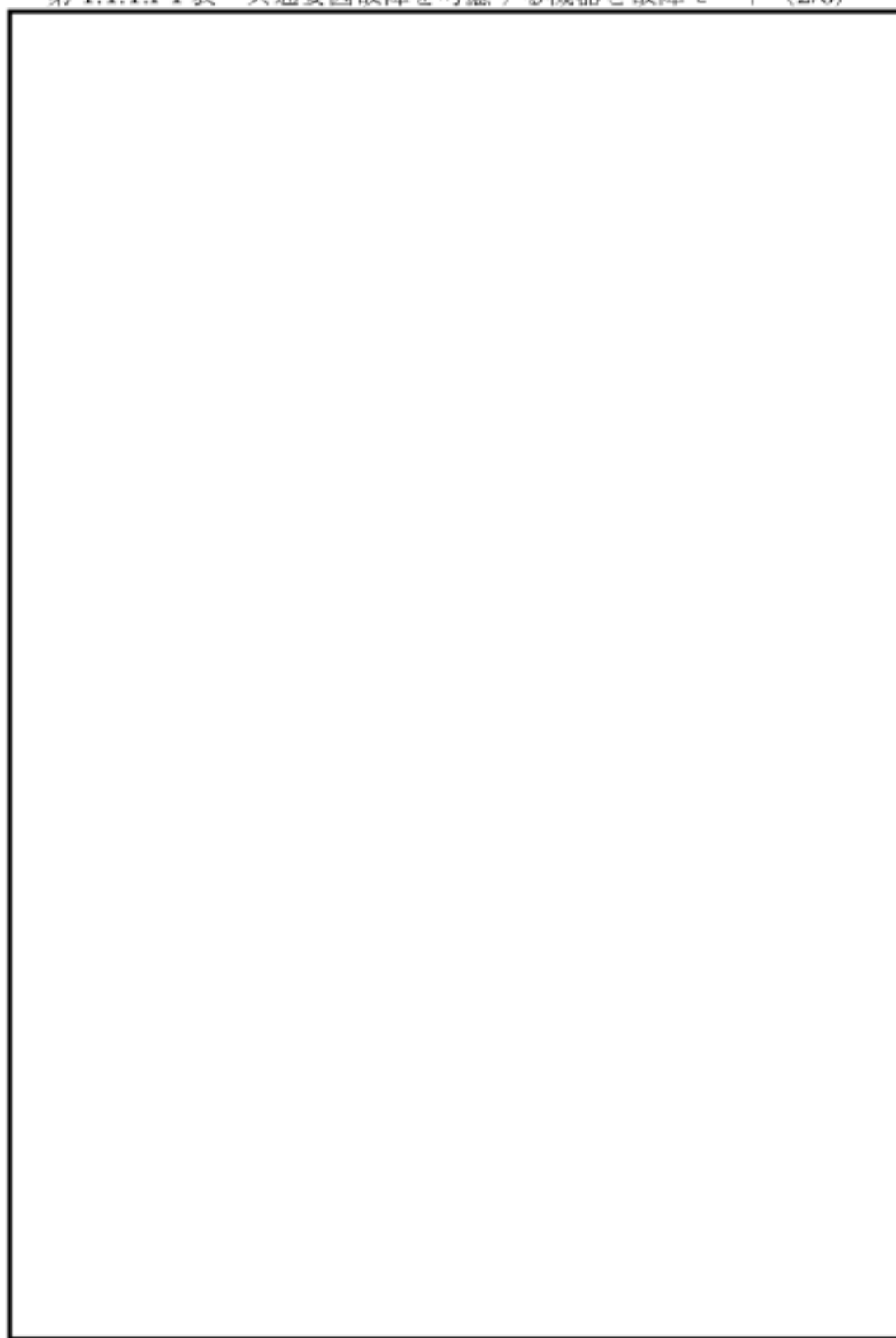
CCF：共通要因故

第 1.1.1.f1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (1/6)

--

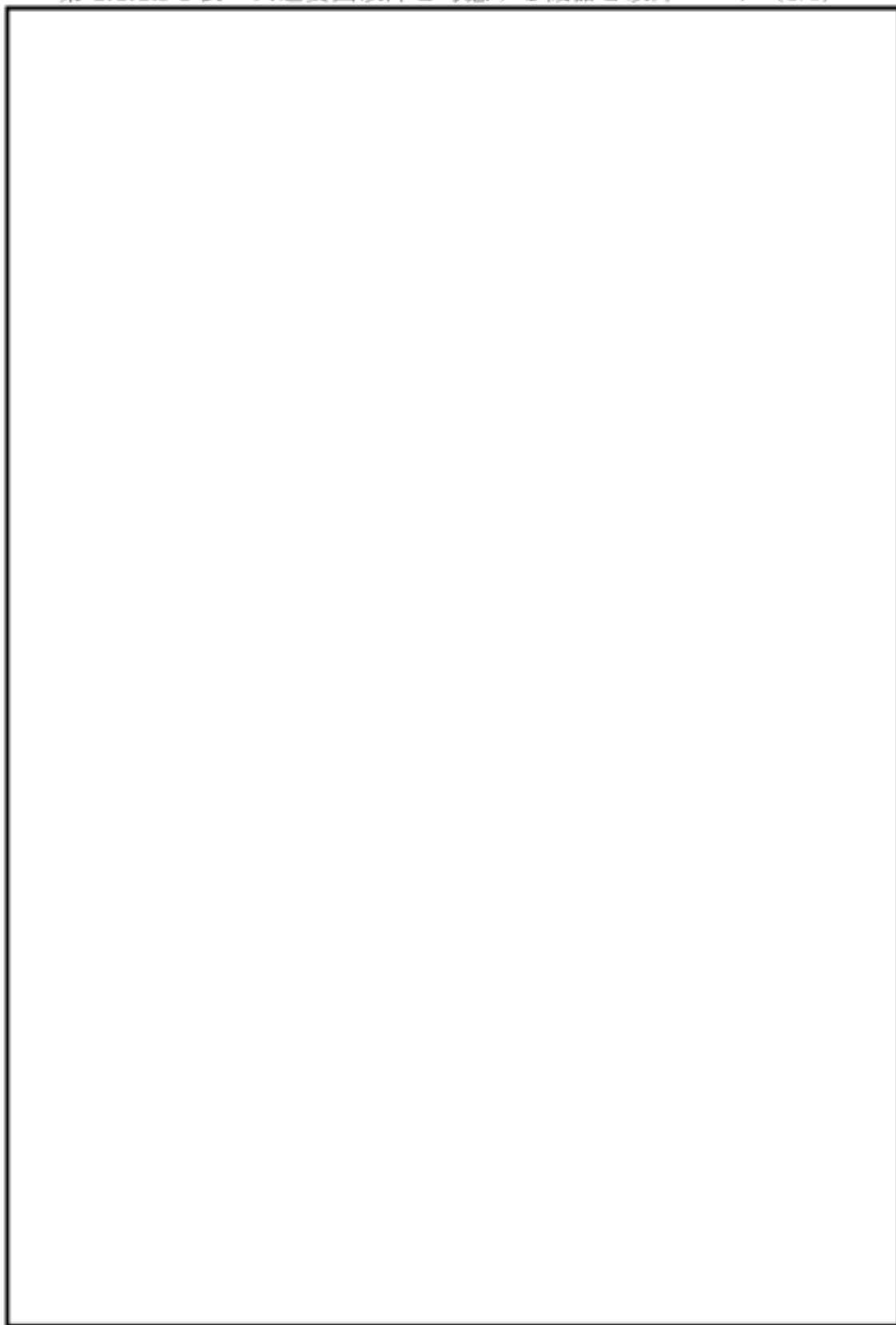
(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

第 1.1.1.f-1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (2/6)



(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

第 1.1.1.f1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (3/6)



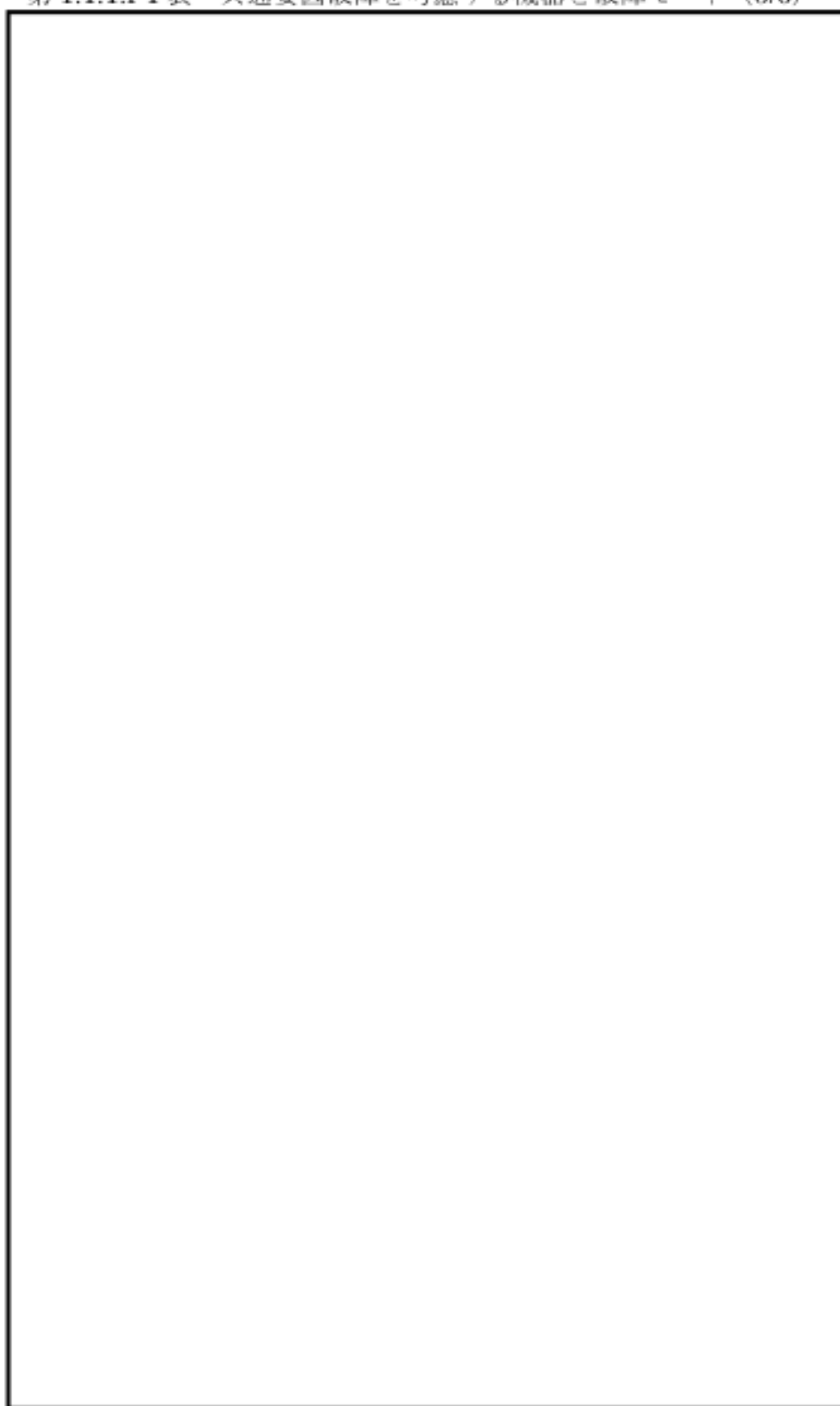
(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

第 1.1.1.f1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (4/6)

--

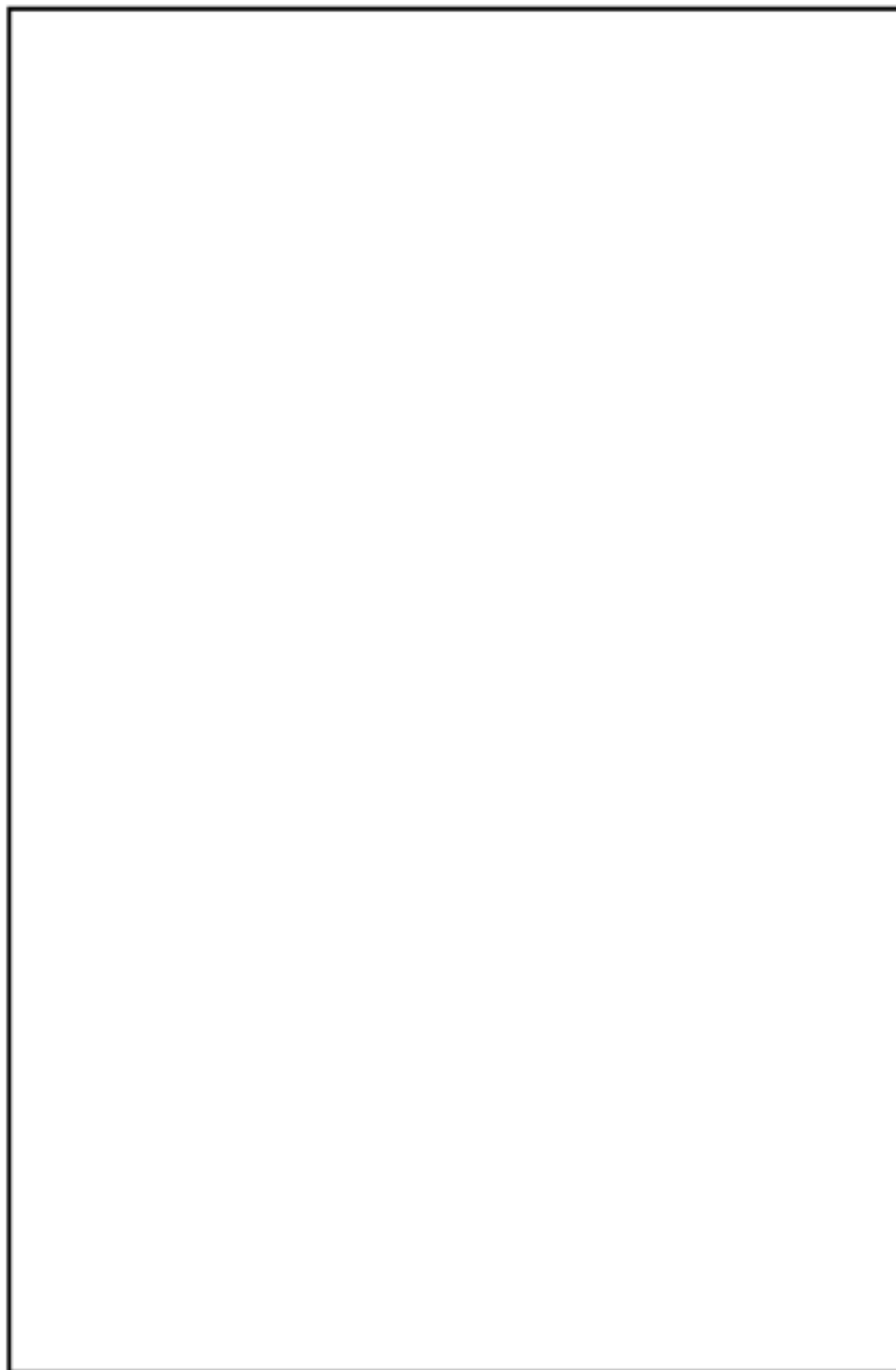
(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

第 1.1.1.f-1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (5/6)



(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

第 1.1.1.f1 表 共通要因故障を考慮する機器と故障モード (6/6)



(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

第 1.1.1.f-2 表 共通要因故障パラメータ (抜粋)

機器タイプ	故障モード	CCF 要否	機器 総数	MGLパラメータ ^{※2}		
				β	γ	δ
電動ポンプ (純水)	起動失敗 制御回路の作動失敗 遮断器作動失敗	○	2	3.72E-02	—	—
			3	3.13E-02	3.63E-01	—
			4	2.93E-02	4.76E-01	2.99E-01
	継続運転失敗 遮断器誤作動	○	2	9.01E-02	—	—
			3	6.19E-02	5.00E-01	—
			4	4.72E-02	7.50E-01	3.33E-01
電動弁 (純水 -Pooled ^{※1})	開失敗 制御回路の作動失敗	○	2	1.62E-02	—	—
			3	1.37E-02	3.59E-01	—
			4	1.26E-02	5.10E-01	2.63E-01
	閉失敗 制御回路の作動失敗	○	2	4.13E-03	—	—
			3	8.18E-03	7.09E-03	—
			4	1.22E-02	1.29E-02	3.57E-02
	誤開又は誤閉	○	2	3.16E-02	—	—
			3	5.04E-02	1.43E-01	—
			4	5.83E-02	3.21E-01	5.89E-02
	外部リーク	—	—	—	—	—
	内部リーク	—	—	—	—	—
	閉塞	—	—	—	—	—

※1 Pooled機器：同種の機器をグループ化したもの

※2 「CCF Parameter Estimations 2010 (NUREG/CR-5497の改訂版)」より

β : 2つ以上の機器が同時に故障する割合

γ : 2つ以上の機器が同時に故障した中で、3つ以上が同時に故障する割合

δ : 3つ以上の機器が同時に故障した中で、4つ以上が同時に故障する割合

第 1.1.1.h-1 表 起回事象別炉心損傷頻度

起回事象	起回事象 発生頻度 (/炉年)	条件付 炉心損傷確率 (CCDP)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合
原子炉補機 冷却機能喪失	2.0E-04	2.1E-01	4.3E-05	69.7%
手動停止	2.3E-01	4.1E-05	9.5E-06	15.4%
過渡事象	9.7E-02	4.1E-05	4.0E-06	6.5%
小破断LOCA	2.2E-04	6.1E-03	1.3E-06	2.2%
2次冷却系の破断	4.3E-04	2.8E-03	1.2E-06	1.9%
外部電源喪失	4.8E-03	2.3E-04	1.1E-06	1.8%
主給水流量喪失	1.1E-02	4.3E-05	4.5E-07	0.7%
中破断LOCA	6.8E-05	6.0E-03	4.1E-07	0.7%
極小LOCA	2.1E-03	1.6E-04	3.4E-07	0.6%
蒸気発生器伝熱管破損	2.4E-03	1.2E-04	2.9E-07	0.5%
ATWS	2.7E-08	1.0E+00	2.7E-08	<0.1%
大破断LOCA	2.2E-05	6.5E-04	1.4E-08	<0.1%
インターフェイス システムLOCA	3.0E-11	1.0E+00	3.0E-11	<0.1%
合計			6.1E-05	100%

第 1.1.1.h-2 表 炉心損傷シーケンスの分析結果(1/6)

事故シーケンス		CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合	
2次冷却系からの除熱機能喪失	手動停止	補助給水失敗	9.5E-06	15.4%	① 復水タンク閉塞	2.8E-6	30%
					② 補助給水ポンプ起動信号失敗 共通要因故障	2.4E-6	25%
					③ 補助給水系各機器の外部リーク	2.7E-7	3%
	過渡事象	補助給水失敗	4.0E-06	6.5%	手動停止と同様		
	2次冷却系の破断	補助給水失敗	1.2E-06	1.9%	① 2次系破断事象診断失敗による破断SGループへの給水停止失敗	1.2E-6	97%
					② 復水タンク閉塞	5.3E-9	0.4%
					③ 補助給水ポンプ起動信号失敗 共通要因故障	4.3E-9	0.4%
	主給水流量喪失	補助給水失敗	4.5E-07	0.7%	手動停止と同様		
	蒸気発生器伝熱管破損	補助給水失敗	1.2E-07	0.2%	手動停止と同様		
	外部電源喪失	補助給水失敗	1.1E-07	0.2%	① 復水タンク閉塞	5.9E-8	52%
				② 補助給水系各機器の外部リーク	5.5E-9	5%	
極小LOCA	補助給水失敗	8.6E-08	0.1%	手動停止と同様			
小破断LOCA	補助給水失敗	1.1E-08	<0.1%	手動停止と同様			
2次冷却系の破断	主蒸気隔離失敗	4.3E-11	<0.1%	① 「破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元弁575A閉止操作失敗(HE)」 + 「破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン逆止弁576A閉失敗」により健全側ループの蒸気が破断側ループへ流出	3.4E-11	78%	
				② 健全ループ主蒸気隔離弁533B(C)閉失敗 + 破断ループ主蒸気隔離逆止弁536A閉失敗	6.1E-12	14%	
				③ 健全ループ主蒸気隔離弁バイパス弁3625(3635)内部リーク + 破断ループ主蒸気隔離逆止弁536B閉失敗	1.7E-12	4%	

第 1.1.1.h-2 表 炉心損傷シーケンスの分析結果(2/6)

事故シーケンス			CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合
全交流動力 電源喪失	外部電源 喪失	非常用 所内電源喪失	9.8E-07	1.6%	① DG-A(B)試験による待機除外+DG-B(A)継続運転失敗	1.3E-7	13%
					② DG-A(B)試験による待機除外+DG-B(A)起動失敗	8.5E-8	9%
					③ DG-A,B起動失敗 共通要因故障	7.8E-8	8%
					④ DG-A試験による待機除外+海水ポンプC出口手動弁 503Cの試験後の戻し忘れ(HE)	4.6E-8	5%
原子炉補機 冷却機能 喪失	原子炉補機 冷却機能 喪失	RCPシール LOCA	4.2E-05	68.5%	① RCPシールLOCA発生	4.2E-05	100%
		加圧器逃がし 弁 /安全弁 LOCA	9.0E-07	1.5%	① 加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗	9.0E-7	100%
		補助給水失敗	8.0E-09	<0.1%	① 復水タンク閉塞	2.5E-9	31%
② 補助給水ポンプ起動信号失敗 共通要因故障	2.1E-9				26%		
③ 補助給水系各機器の外部リーク	2.3E-10				3%		

第 1.1.1.h-2 表 炉心損傷シーケンスの分析結果(3/6)

事故シーケンス		CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合	
原子炉格納 容器の除熱 機能喪失	小破断 LOCA	スプレイ再循環 失敗	2.7E-08	<0.1%	① スプレイ熱交換器CCW通水弁248A,B開失敗 共通 要因故障	4.5E-9	17%
					② よう素除去薬品タンク隔離弁054A, B閉失敗 共通要 因故障	1.2E-9	4%
					③ スプレイポンプA試験による待機除外+海水ポンプ C出口手動弁503Cの試験後の戻し忘れ(HE)	1.1E-9	4%
	中破断 LOCA	スプレイ注入失敗	1.6E-08	<0.1%	① スプレイ信号A, B両トレン 共通要因故障	6.3E-9	39%
					② スプレイポンプA,B起動失敗 共通要因故障	2.1E-9	13%
					③ スプレイポンプ熱交換器出口弁024A,B開失敗 共通 要因故障	3.7E-10	2%
中破断 LOCA	スプレイ再循環 失敗	8.3E-09	<0.1%	小破断LOCAと同様			
	スプレイ注入失敗	5.0E-09	<0.1%	小破断LOCAと同様			

第 1.1.1.h-2 表 炉心損傷シーケンスの分析結果(4/6)

事故シーケンス			CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合
原子炉停止機能喪失	ATWS	—	2.7E-08	<0.1%	① 原子炉トリップ遮断器開失敗 共通要因故障	2.0E-8	74%
					② 基本ソフトウェア 共通要因故障	7.1E-9	26%
ECCS注水機能喪失	小破断LOCA	高压注入失敗	1.2E-06	2.0%	① 低温側注入ライン手動弁071B(C,D)閉塞	6.5E-7	55%
					② 低温側注入ラインオリフィス02B(C,D)閉塞	2.5E-7	21%
					③ 低温側注入ラインオリフィス09B(C,D)閉塞	2.5E-7	21%
	中破断LOCA	高压注入失敗	3.7E-07	0.6%	① 低温側注入ライン手動弁071B(C,D)閉塞	2.0E-7	54%
					② 低温側注入ラインオリフィス02B(C,D)閉塞	7.6E-8	20%
					③ 低温側注入ラインオリフィス09B(C,D)閉塞	7.6E-8	20%
	極小LOCA	充てん/高压注入失敗	2.6E-07	0.4%	① 充てん/高压注入ポンプ燃料取替用水補給弁121D,E開失敗 共通要因故障	4.3E-8	17%
					② 充てん/高压注入ポンプ入口ベント隔離弁173,174閉失敗 共通要因故障	3.6E-8	14%
					③ 燃料取替用水タンク閉塞	2.6E-8	10%
					④ 充てん/高压注入ポンプ燃料取替用水補給逆止弁001開失敗	2.0E-8	8%
	大破断LOCA	蓄圧注入失敗	9.2E-09	<0.1%	① 蓄圧タンクB(C)閉塞	6.2E-9	68%
					② 蓄圧タンク出口電動弁132B(C)閉塞	1.9E-9	20%
	大破断LOCA	低压注入失敗	2.7E-09	<0.1%	① S信号A,B両トレン 共通要因故障	4.6E-10	17%
					② RHRポンプ出口流量高信号A,B両トレン共通要因故障によるミニフローライン弁601,611の閉止失敗	4.6E-10	17%
③ 燃料取替用水タンク閉塞					2.7E-10	10%	
中破断LOCA	蓄圧注入失敗	2.5E-11	<0.1%	① 蓄圧タンク出口逆止弁134B,C開失敗 共通要因故障	1.1E-11	44%	
				② 蓄圧タンク出口逆止弁136B,C開失敗 共通要因故障	1.1E-11	44%	
				③ 蓄圧タンクB,C同時閉塞	1.4E-12	5%	

第 1.1.1.h-2 表 炉心損傷シーケンスの分析結果(5/6)

事故シーケンス		CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合	
ECCS 再循環 機能喪失	小破断 LOCA	高压再循環 失敗	4.5E-08	<0.1%	① 余熱除去冷却器出口充てん/高压注入ポンプ入口連絡弁 601,611開失敗 共通要因故障	4.5E-9	10%
					② RHRポンプB試験による待機除外+低温側注入ライン手 動弁098B(C)閉塞	2.0E-9	4%
					③ 充てん/高压注入系の配管リーク	1.3E-9	3%
					④ 充てん/高压注入ポンプ燃料取替用水補給弁121D,E開失 敗 共通要因故障	1.2E-9	3%
	小破断 LOCA	低压再循環 失敗	2.6E-08	<0.1%	① 再循環切替信号A,B両トレン 共通要因故障	9.5E-9	37%
					② RHR熱交換器CCW通水弁228A,B開失敗 共通要因故障	4.5E-9	18%
					③ RHRポンプA試験による待機除外+海水ポンプC出口手動 弁503Cの試験後の戻し忘れ(HE)	1.1E-9	4%
					④ 再循環サンプスクリーンA,B閉塞 共通要因故障	8.5E-10	3%
	中破断 LOCA	高压再循環 失敗	1.4E-08	<0.1%	小破断LOCAと同様		
	中破断 LOCA	低压再循環 失敗	7.9E-09	<0.1%	小破断LOCAと同様		
大破断 LOCA	低压再循環 失敗	2.3E-09	<0.1%	① 再循環切替信号A,B両トレン 共通要因故障	9.5E-10	41%	
				② RHR熱交換器CCW通水弁228A,B開失敗 共通要因故障	4.5E-10	20%	
				③ RHRポンプA試験による待機除外+海水ポンプC出口手動 弁503Cの試験後の戻し忘れ(HE)	1.1E-10	5%	
				④ 再循環サンプスクリーンA,B閉塞 共通要因故障	8.5E-11	4%	

第 1.1.1.h-2 表 炉心損傷シーケンスの分析結果(6/6)

事故シーケンス			CDF (/炉年)	寄与割合 (全シーケンス)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合
格納容器 バイパス	蒸気発生器 伝熱管破損	破損側 蒸気発生器 隔離失敗	1.7E-07	0.3%	① SGTR事象診断失敗による破損SGへの給水停止失敗 +主蒸気管破断	6.5E-8	39%
					② 破損SGタービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元 弁575A閉止失敗	2.3E-8	14%
	インターフェイス システムLOCA	—	3.0E-11	<0.1%	—		

第 1.1.1.h-3 表 起因事象別重要度評価結果 (F V重要度)

起因事象	F V重要度
原子炉補機冷却機能喪失	7.0E-01
手動停止	1.5E-01
過渡事象	6.5E-02
小破断LOCA	2.2E-02
2次冷却系の破断	1.9E-02
外部電源喪失	1.8E-02
主給水流量喪失	7.4E-03
中破断LOCA	6.6E-03
極小LOCA	5.6E-03
蒸気発生器伝熱管破損	4.7E-03
ATWS	4.4E-04
大破断LOCA	2.3E-04
インターフェイスシステムLOCA	4.9E-07

第 1.1.1.h-4 表 起因事象別重要度評価結果 (R A W)

起因事象	R A W重要度
インターフェイスシステムLOCA	1.6E+04
ATWS	1.6E+04
原子炉補機冷却機能喪失	3.5E+03
小破断LOCA	9.9E+01
中破断LOCA	9.9E+01
2次冷却系の破断	4.6E+01
大破断LOCA	1.1E+01
外部電源喪失	4.7E+00
極小LOCA	3.7E+00
蒸気発生器伝熱管破損	2.9E+00
主給水流量喪失	1.7E+00
過渡事象	1.6E+00
手動停止	1.5E+00

第 1.1.1.h-5 表 緩和系の基事象別重要度評価結果 (F V重要度上位)

系統	基事象	F V重要度
R C P	R C P シール L O C A 発生	6.9E-01
補助給水系	復水タンク閉塞	7.0E-02
信号系	アプリケーションソフト C C F	5.6E-02
補助給水系	運転員 2 次系破断の発生 診断失敗	1.9E-02
高圧注入系	手動弁 047B 閉塞	7.0E-03
高圧注入系	手動弁 047C 閉塞	7.0E-03
補助給水系	復水タンク破損	6.5E-03
信号系	自己診断失敗 (CPU P1C1)	5.4E-03
信号系	自己診断失敗 (CPU P2C1)	5.4E-03
信号系	自己診断失敗 (CPU P3C1)	5.4E-03

第 1.1.1.h-6 表 緩和系の基事象別重要度評価結果 (R A W 上位)

系統	基事象	R A W
補助給水系	復水タンク閉塞	5.7E+03
補助給水系	復水タンク破損	5.7E+03
補助給水系	空気作動弁 3715 外部リーク	5.7E+03
補助給水系	空気作動弁 3735 外部リーク	5.7E+03
補助給水系	空気作動弁 3725 外部リーク	5.7E+03
海水系	A,C 海水ストレーナ閉塞 C C F	5.7E+03
換気空調系	フィルタ RE1XX-09A 閉塞	5.7E+03
換気空調系	フィルタ RE1XX-09B 閉塞	5.7E+03
換気空調系	安全補機開閉器室給気加熱コイル 外部リーク	5.7E+03
換気空調系	安全補機開閉器加湿器外部リーク	5.7E+03

第 1.1.1.h-7 表 全CDF及び事故シーケンス別不確かさ解析結果

事故シーケンス	下限値 (/炉年)	中央値 (/炉年)	上限値 (/炉年)	平均値 (/炉年)	EF
全CDF	7.6E-06	2.1E-05	1.5E-04	5.0E-05	4.4
大破断LOCA: 低圧再循環失敗	2.2E-11	3.5E-10	6.7E-09	1.8E-09	17.5
大破断LOCA: 蓄圧注入失敗	1.0E-10	1.8E-09	3.4E-08	1.0E-08	18.3
大破断LOCA: 低圧注入失敗	3.7E-11	5.7E-10	9.2E-09	2.5E-09	15.8
中破断LOCA: スプレィ再循環失敗	6.5E-11	1.2E-09	2.4E-08	7.3E-09	19.2
中破断LOCA: 高圧再循環失敗	1.3E-10	2.2E-09	4.5E-08	1.6E-08	18.7
中破断LOCA: 低圧再循環失敗	9.4E-11	1.4E-09	2.4E-08	7.2E-09	16.0
中破断LOCA: スプレィ注入失敗	4.1E-11	7.3E-10	1.6E-08	4.4E-09	19.4
中破断LOCA: 蓄圧注入失敗	7.5E-14	2.0E-12	6.4E-11	2.2E-11	29.2
中破断LOCA: 高圧注入失敗	3.4E-09	6.5E-08	1.3E-06	3.4E-07	19.2
小破断LOCA: スプレィ再循環失敗	2.1E-10	3.8E-09	8.5E-08	2.6E-08	20.1
小破断LOCA: 高圧再循環失敗	4.0E-10	6.9E-09	1.4E-07	4.3E-08	19.0
小破断LOCA: 低圧再循環失敗	3.0E-10	4.5E-09	7.8E-08	2.4E-08	16.2
小破断LOCA: スプレィ注入失敗	1.4E-10	2.4E-09	4.7E-08	1.3E-08	18.0
小破断LOCA: 高圧注入失敗	1.1E-08	2.1E-07	4.3E-06	1.3E-06	19.6
小破断LOCA: 補助給水失敗	1.7E-10	2.5E-09	4.2E-08	1.1E-08	15.9
極小LOCA: 高圧注入失敗	5.0E-09	5.9E-08	7.9E-07	2.1E-07	12.5
極小LOCA: 補助給水失敗	1.8E-09	2.2E-08	2.9E-07	8.2E-08	12.6
ISLOCA: 炉心損傷直結	1.1E-13	3.6E-12	1.1E-10	3.1E-11	30.8
主給水喪失: 補助給水失敗	6.3E-08	2.4E-07	1.3E-06	4.3E-07	4.5
外電喪失: 補助給水失敗	1.1E-08	5.6E-08	3.7E-07	1.2E-07	5.7
外電喪失: 非常用電源喪失	6.7E-08	3.9E-07	3.0E-06	9.2E-07	6.7
ATWS: 炉心損傷直結	5.5E-10	5.3E-09	7.8E-08	2.4E-08	11.9
SLB: 補助給水失敗	5.4E-09	1.4E-07	4.1E-06	1.3E-06	27.4
SLB: 主蒸気隔離失敗	1.2E-13	3.5E-12	1.4E-10	4.7E-11	34.6
SGTR: 破損SG隔離失敗	2.4E-09	3.2E-08	4.8E-07	1.3E-07	14.0
SGTR: 補助給水失敗	2.7E-09	3.3E-08	4.4E-07	1.2E-07	12.7
過渡事象: 補助給水失敗	8.6E-07	2.4E-06	1.1E-05	3.9E-06	3.5
CCW喪失: RCPシールLOCA	1.5E-07	4.3E-06	1.1E-04	2.7E-05	27.5
CCW喪失: 加圧器逃がし弁LOCA	5.5E-09	1.2E-07	3.1E-06	9.0E-07	23.9
CCW喪失: 補助給水失敗	1.1E-10	1.6E-09	2.7E-08	7.3E-09	15.8
手動停止: 補助給水失敗	2.1E-06	5.6E-06	2.4E-05	9.1E-06	3.4

第1.1.1.h-8表 起回事象発生頻度の感度解析結果【プラント固有データの反映】

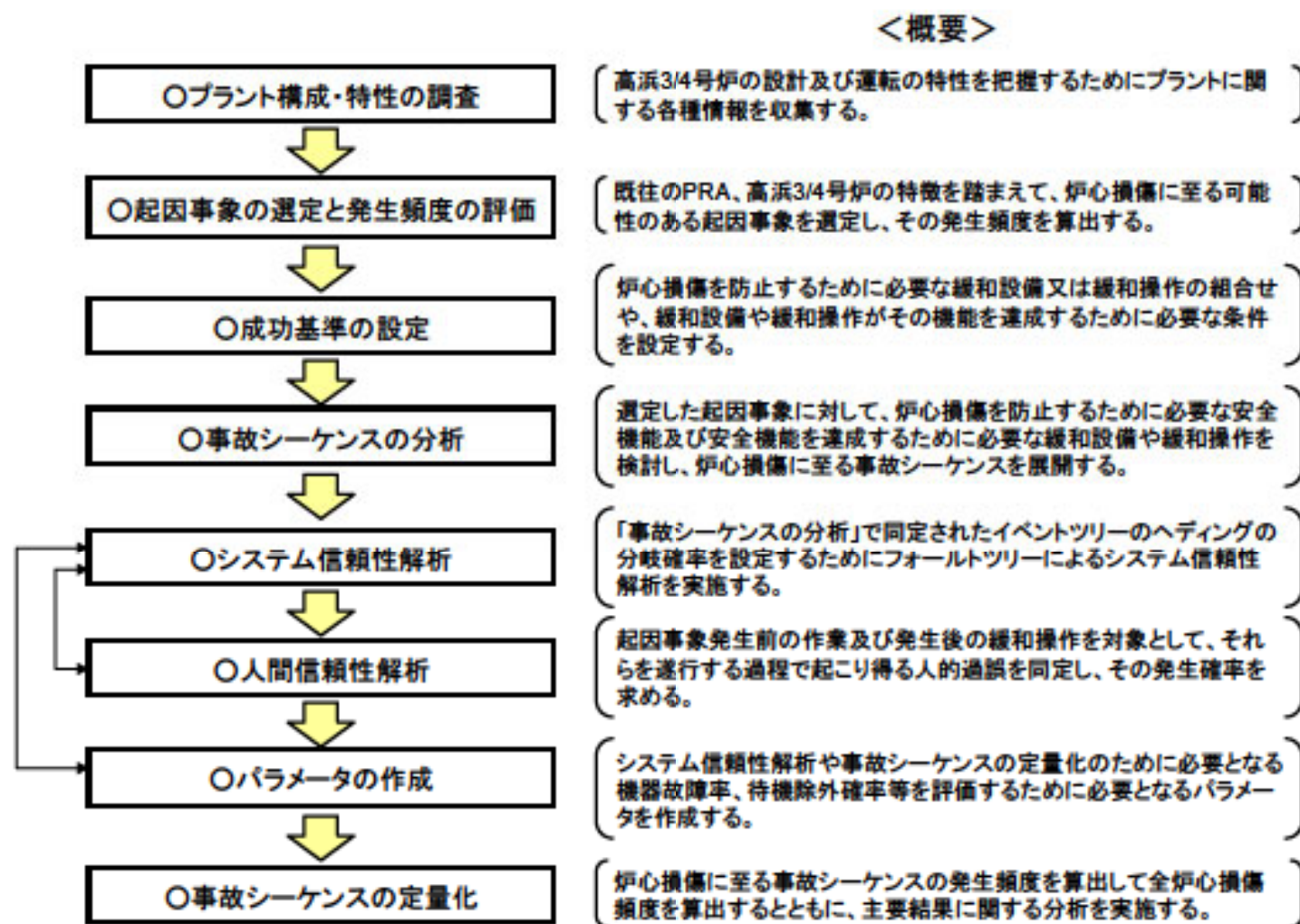
起回事象	基本ケース	感度解析① (頻度論統計)	感度解析② (ベイズ統計)
手動停止	2.3E-01/炉年	6.9E-02/炉年	1.4E-01/炉年
過渡事象	9.7E-02/炉年	9.2E-02/炉年	9.3E-02/炉年
主給水流量喪失	1.1E-02/炉年	1.2E-02/炉年	9.6E-03/炉年

第1.1.1.h-9表 機器故障率の感度解析結果【プラント固有データの反映】

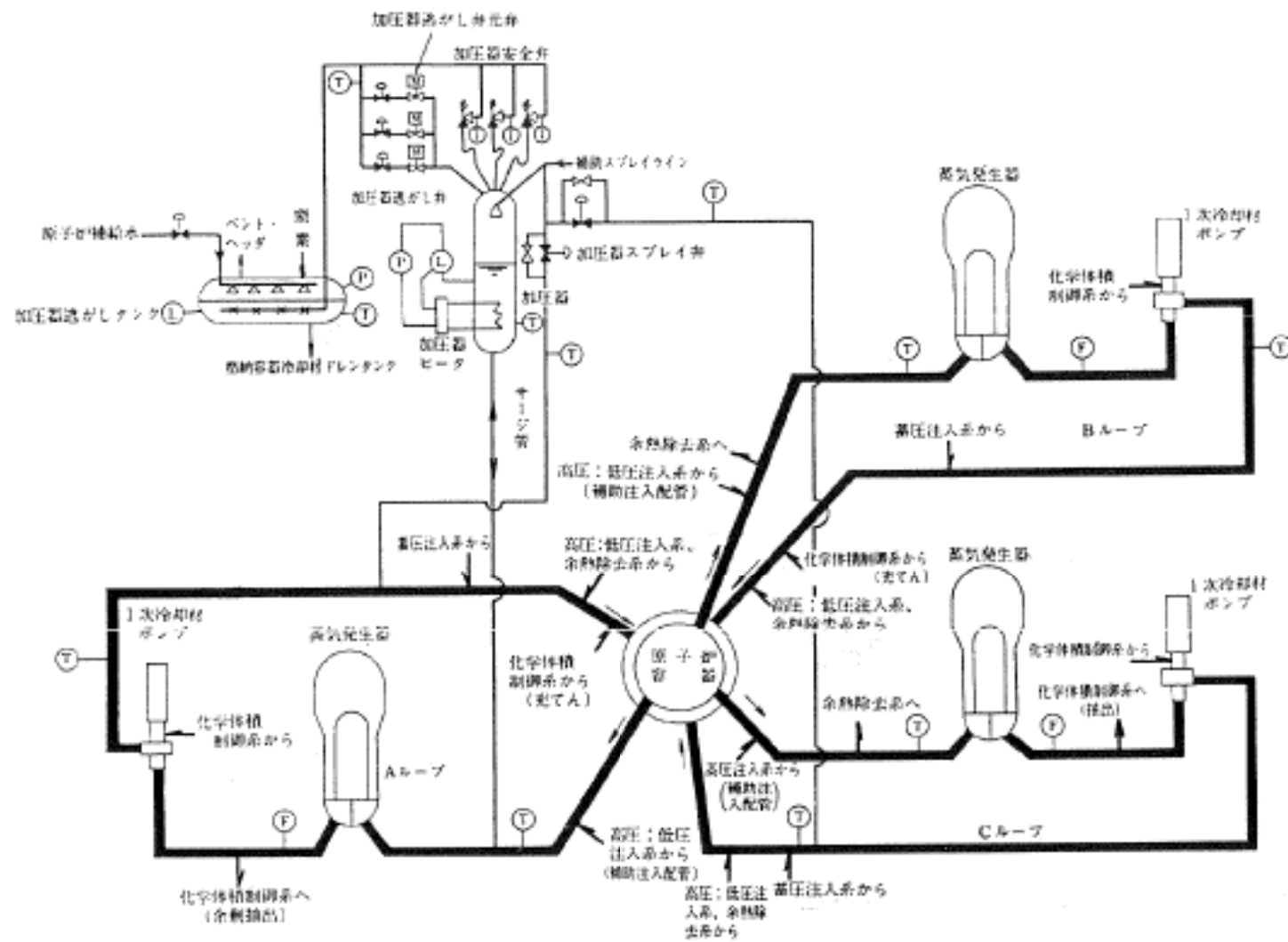
故障モード	基本ケース	感度解析① (頻度論統計)	感度解析② (ベイズ統計)
ディーゼル発電機 起動失敗	1.5E-03/d	1.0E-03/d	2.3E-03/d
復水タンク 閉塞	3.2E-08/h	9.2E-08/h	2.6E-08/h
充てん/高圧注入系 手動弁SI-047B/C 閉塞	8.5E-09/d	4.2E-09/d	3.2E-09/d

第1.1.1.h-10表 全炉心損傷頻度の感度解析結果【プラント固有データの反映】

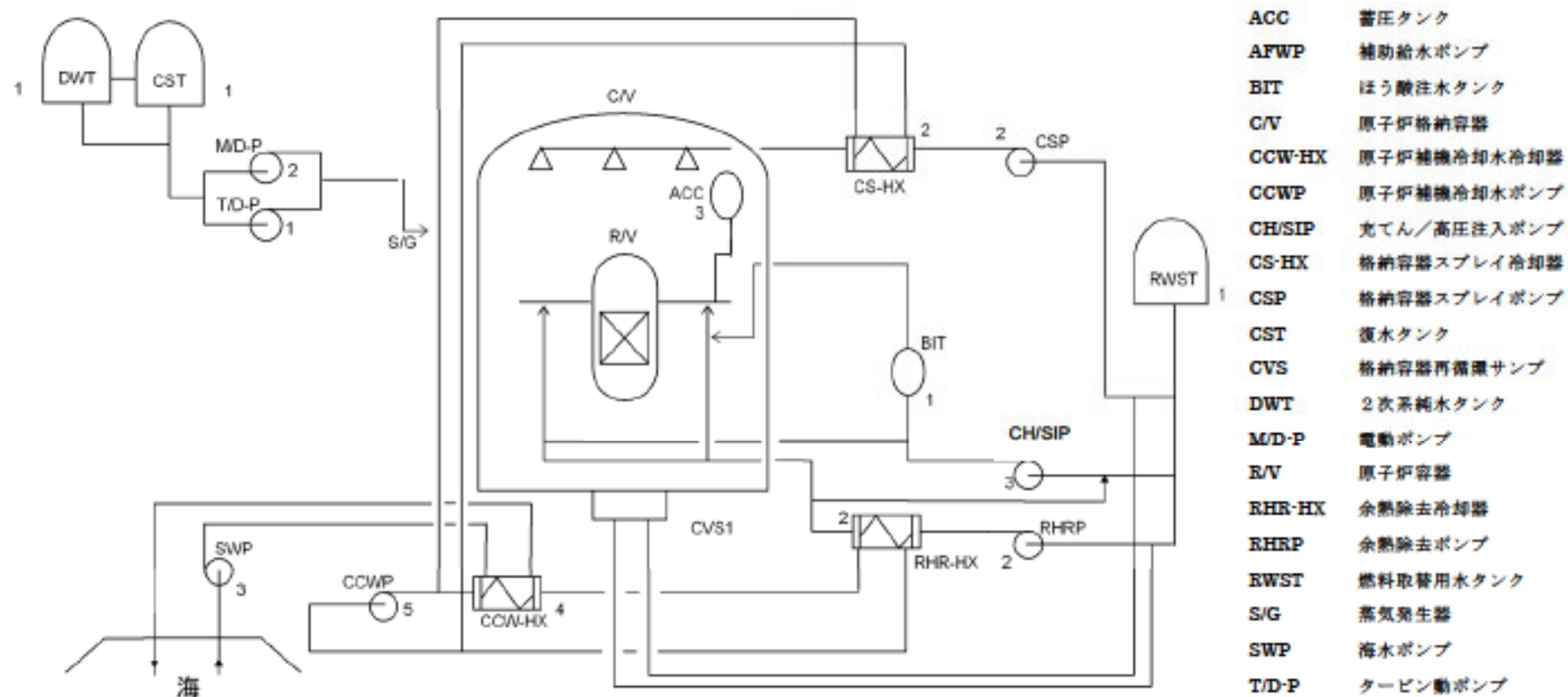
	基本ケース	感度解析① (頻度論統計)	感度解析② (ベイズ統計)
全炉心損傷頻度	6.1E-05/炉年	5.8E-05/炉年	5.6E-05/炉年



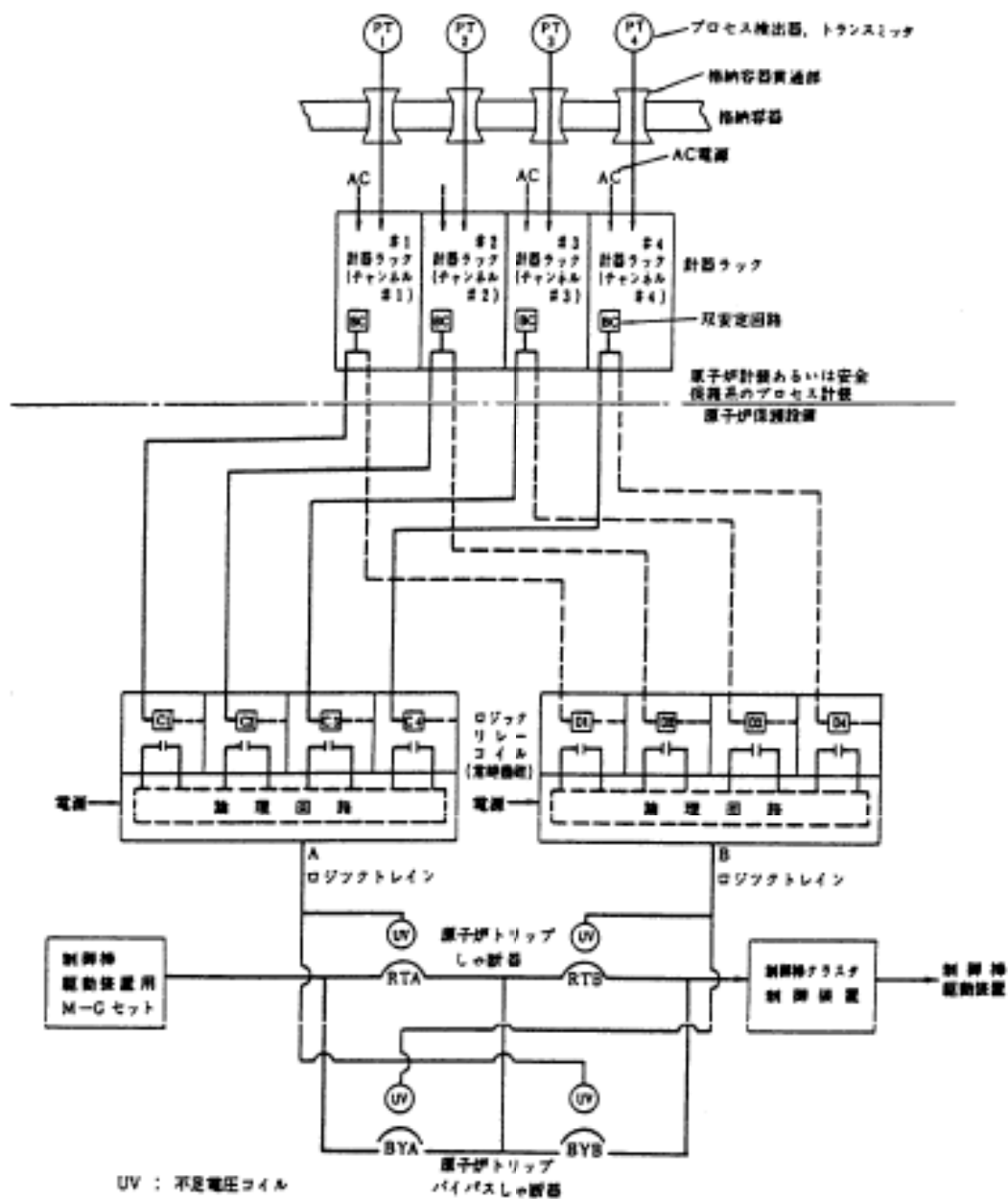
第 1.1.1-1 図 内部事象レベル1 PRA 評価フロー



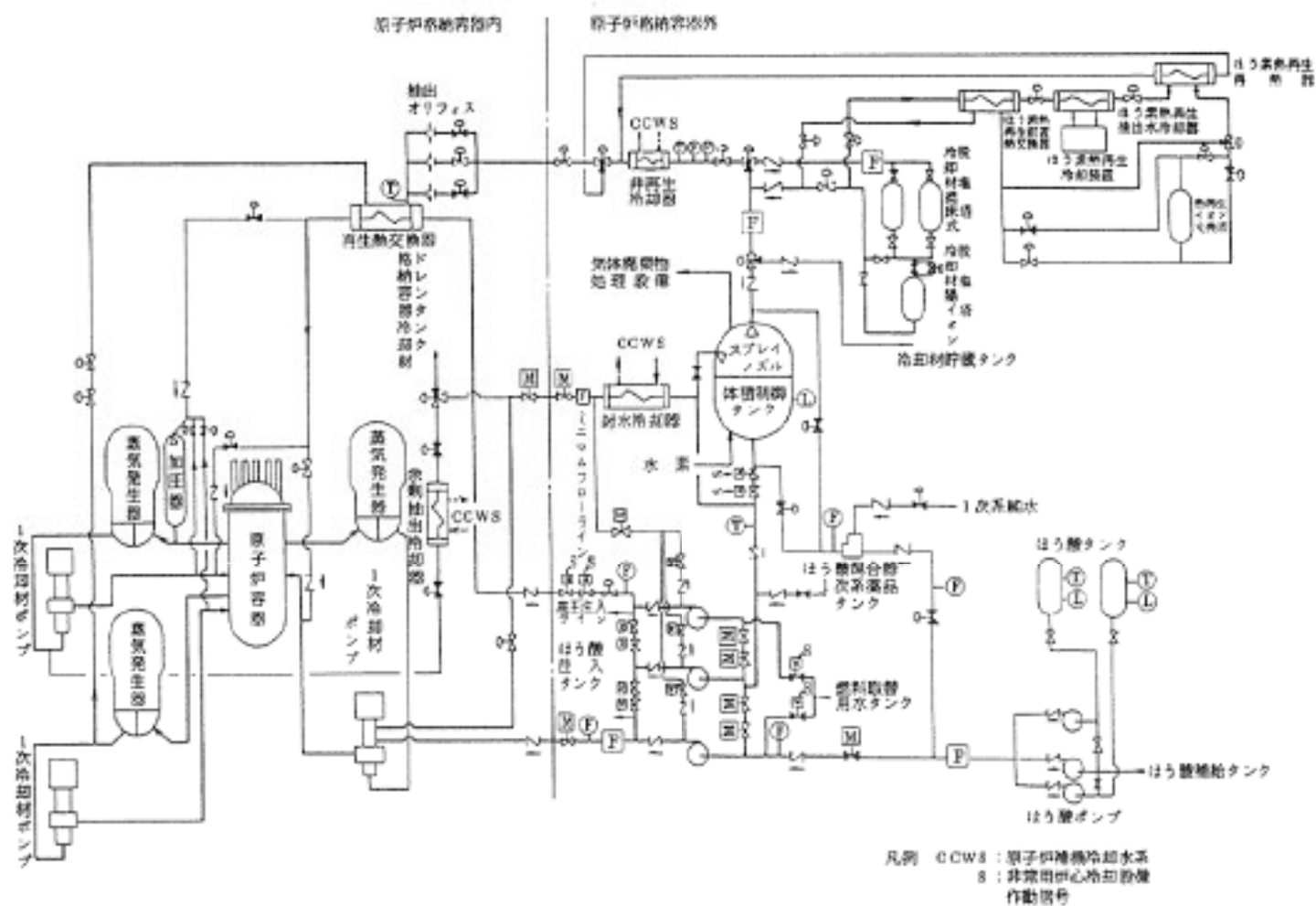
第 1.1.1.a-1 図 1 次冷却設備系統説明図



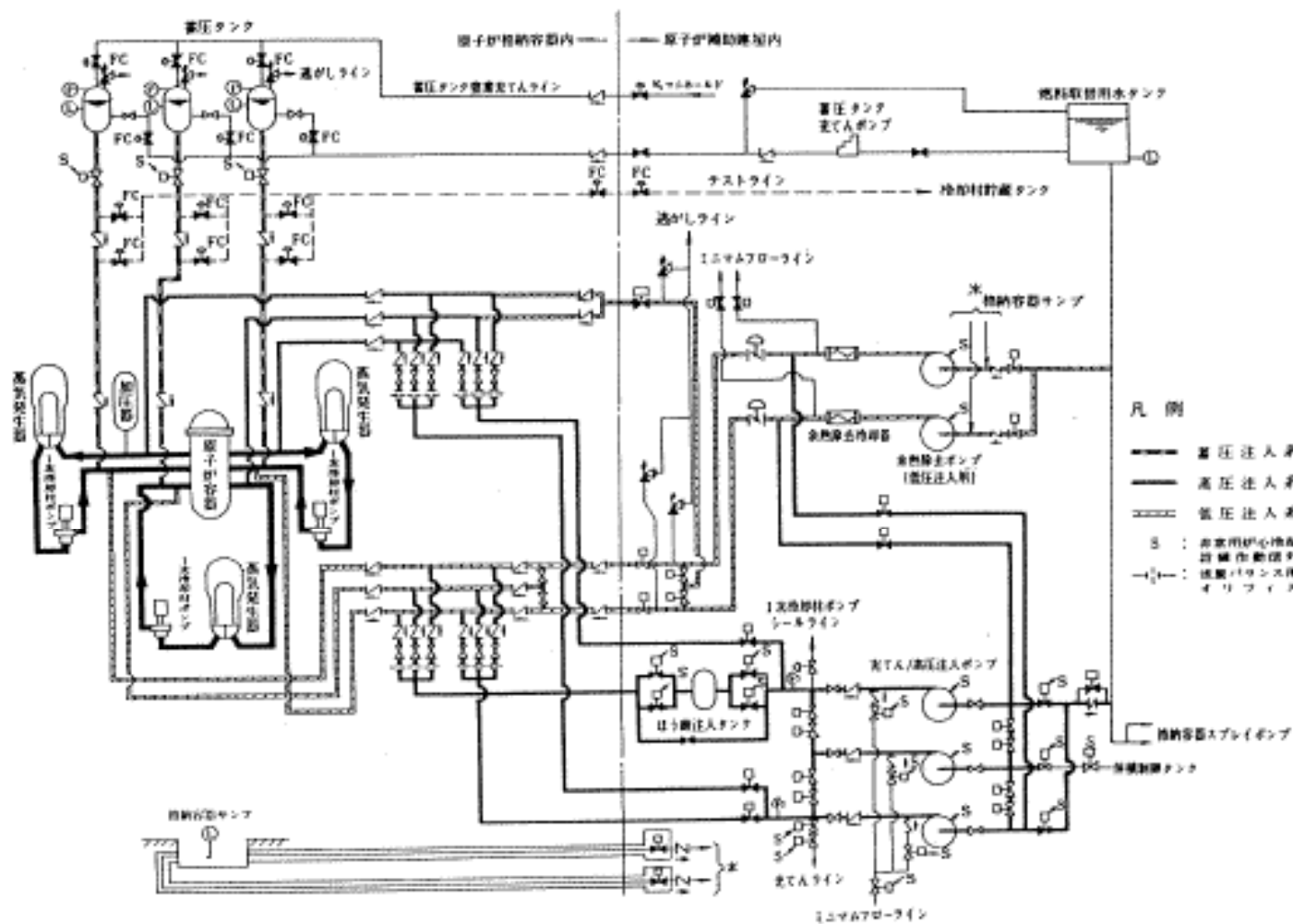
第 1.1.1.a-2 図 工学的安全施設の概要



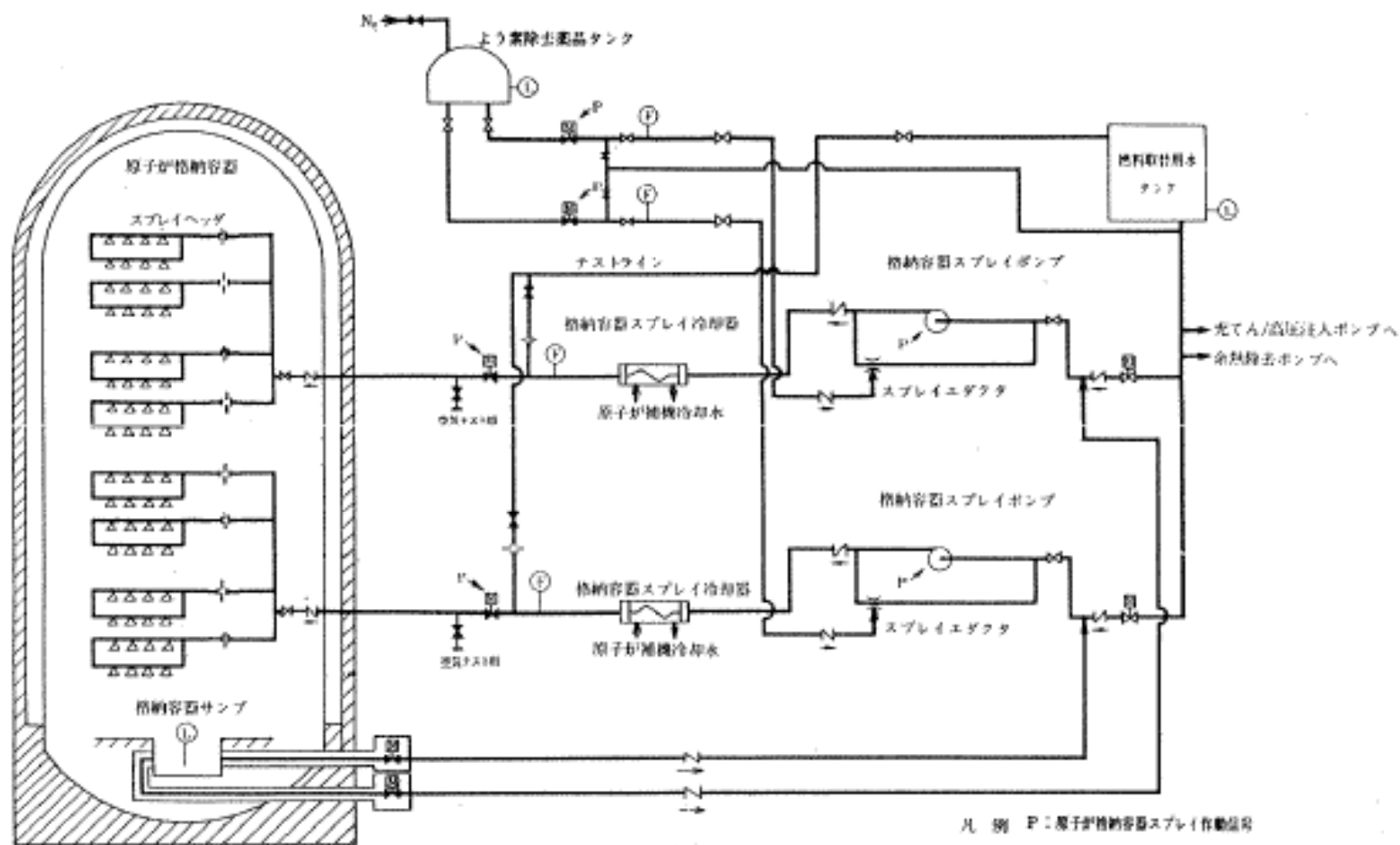
第 1.1.1.a-3 図 原子炉保護系設備系統説明図



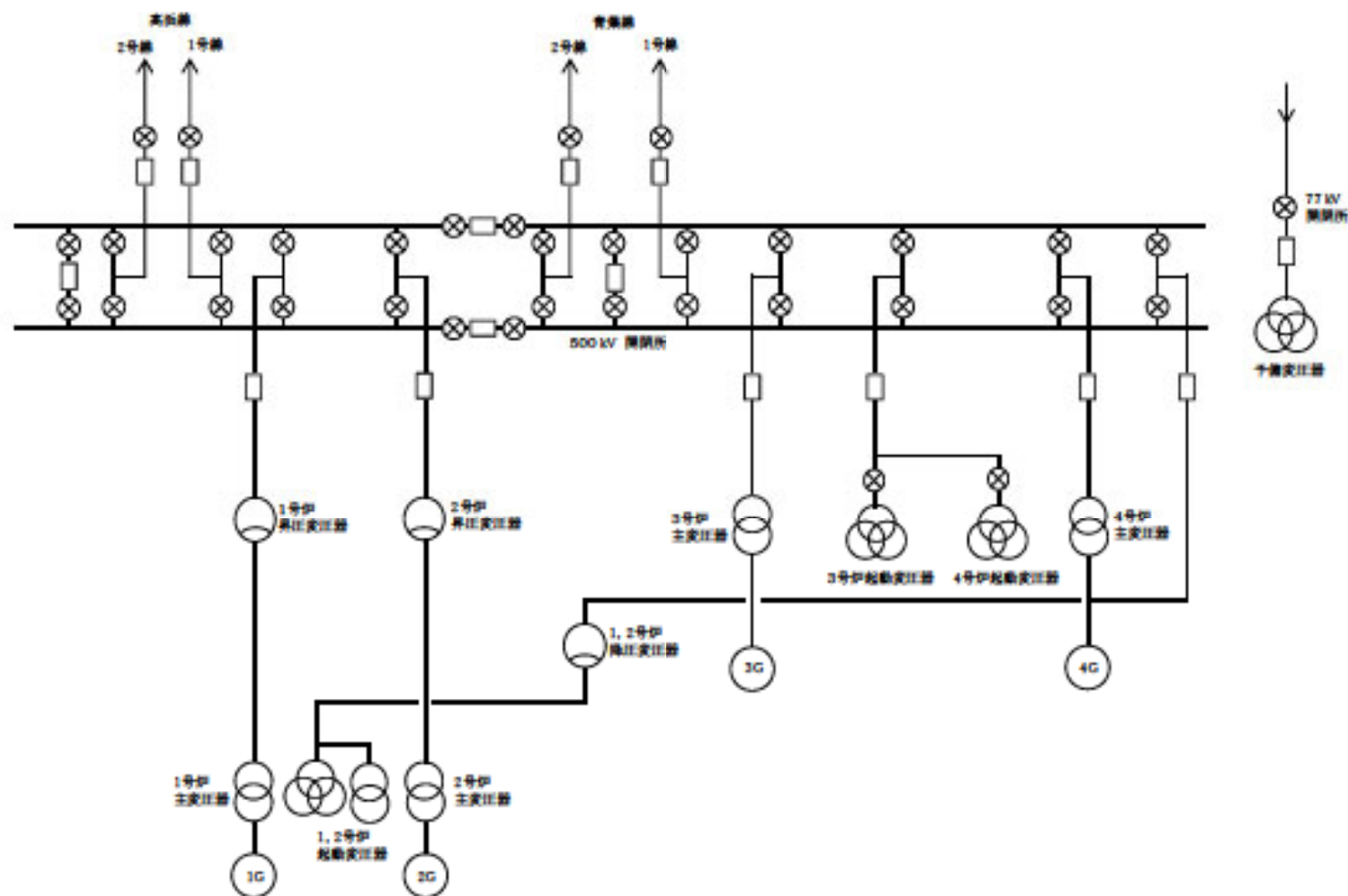
第 1.1.1.a-4 図 化学体積制御設備系統説明図



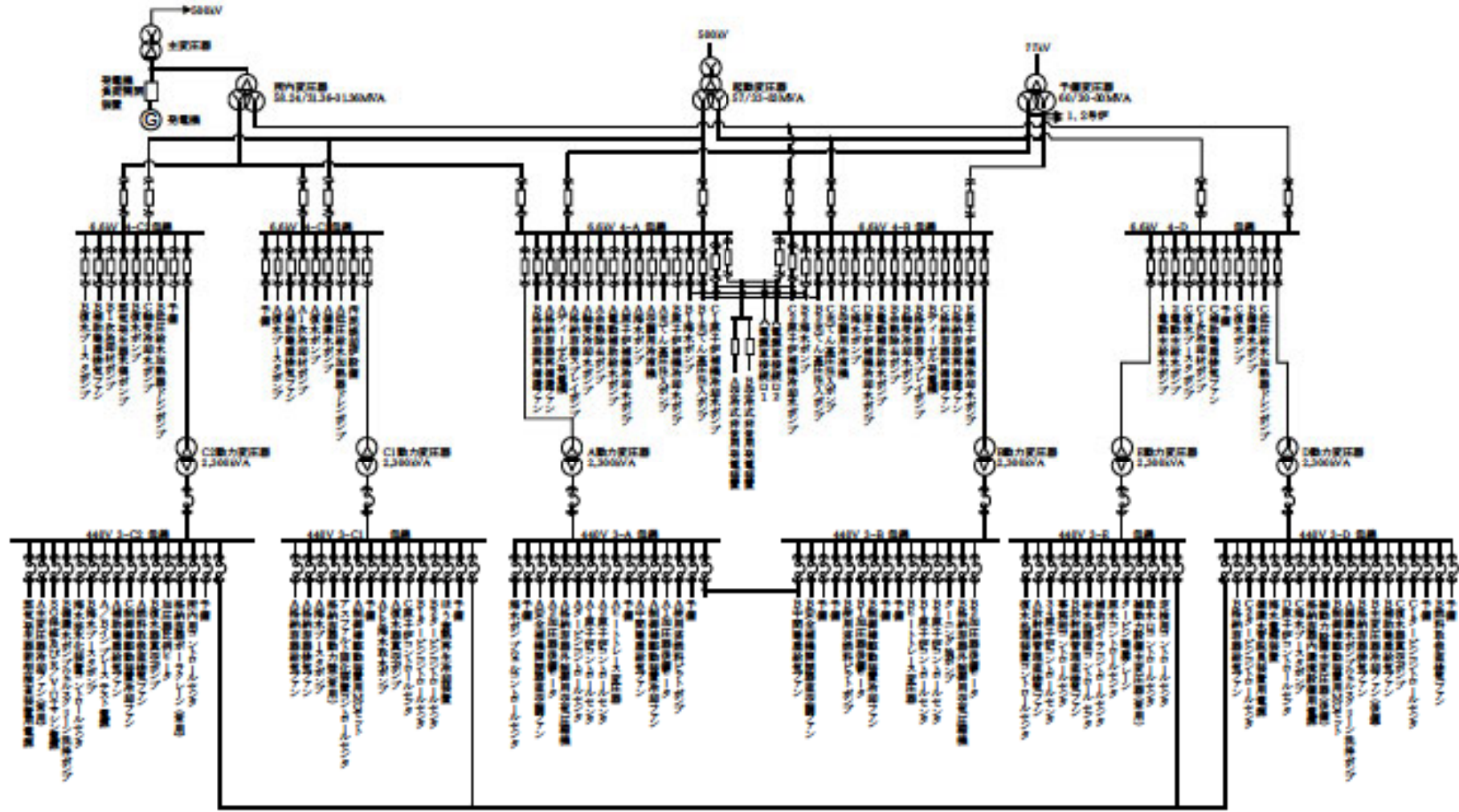
第 1.1.1.a-5 図 非常用炉心冷却設備の系統図



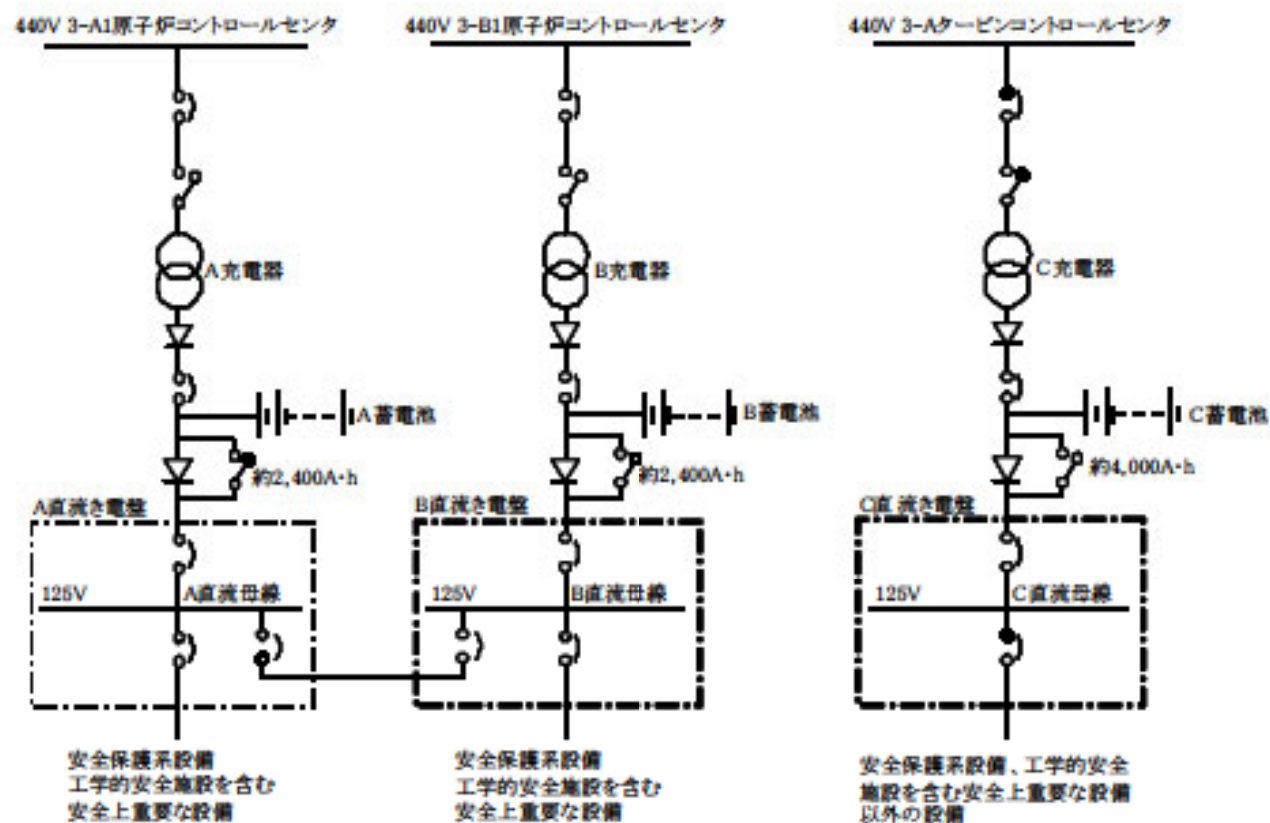
第 1.1.1.a-6 図 原子炉格納容器スプレイ設備系統図



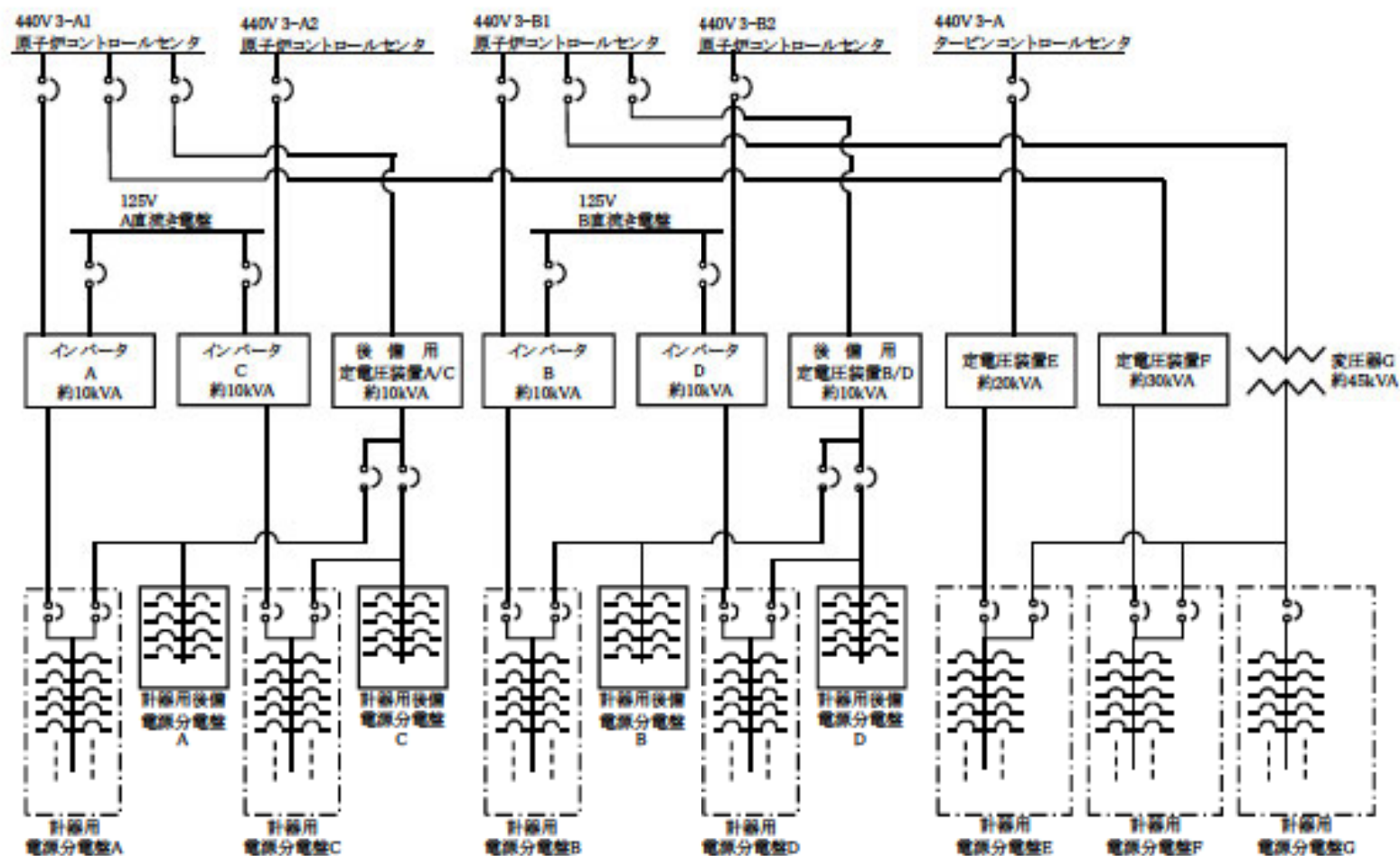
第 1.1.1.a-7 圖 開閉所單線結線圖



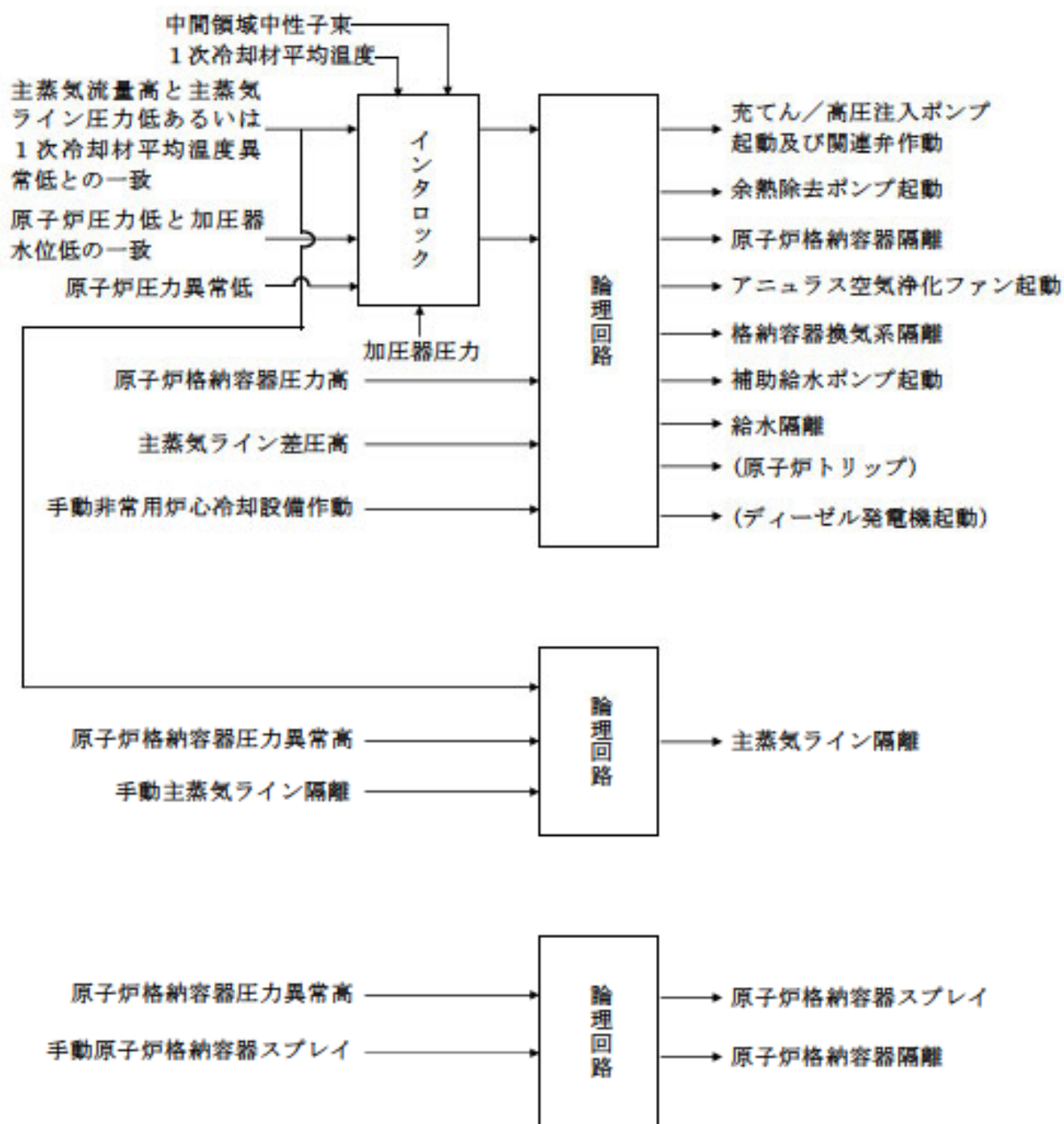
第 1.1.1.a-8 圖 所内单線結線圖



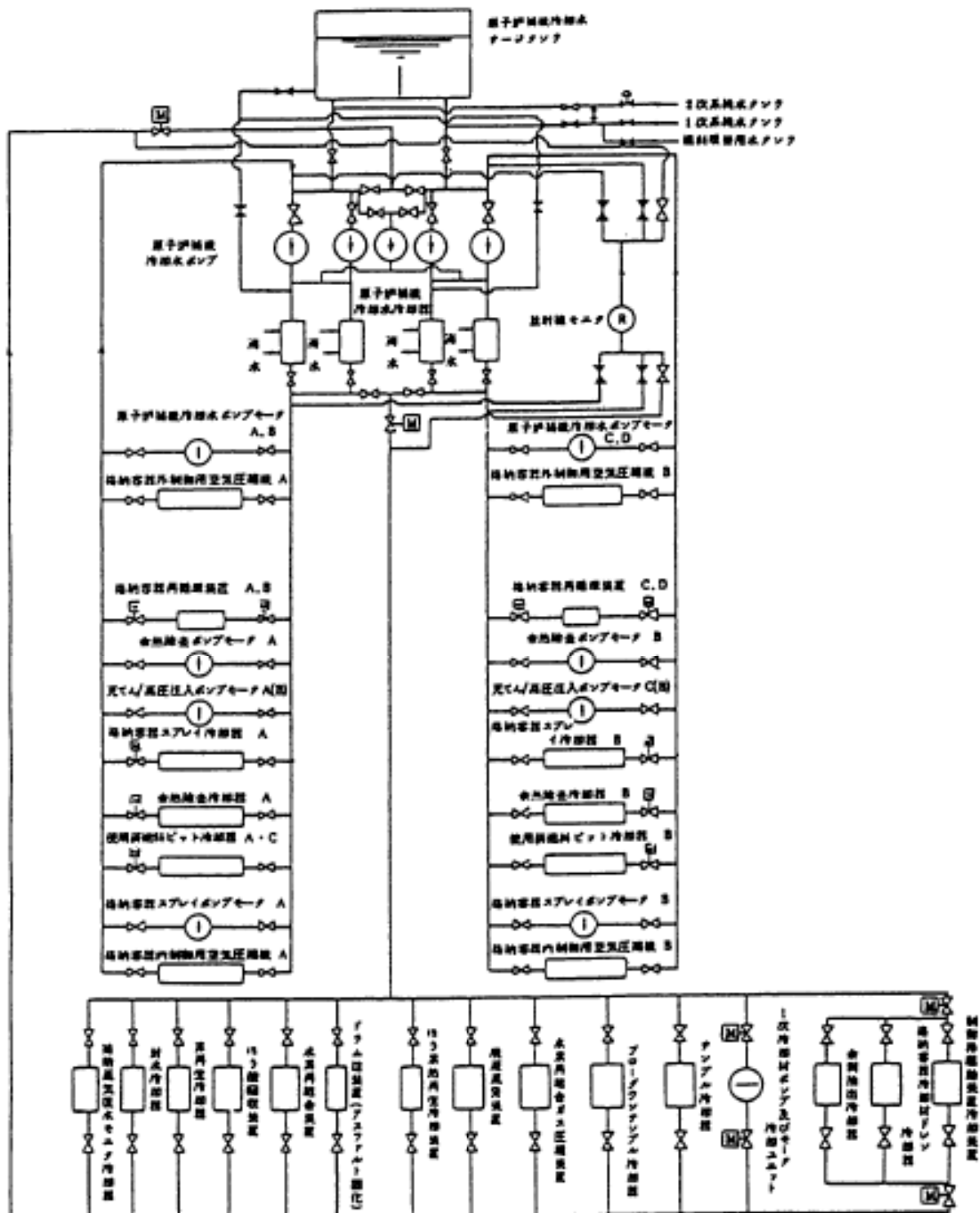
第 1.1.1.a-9 図 直流単線結線図



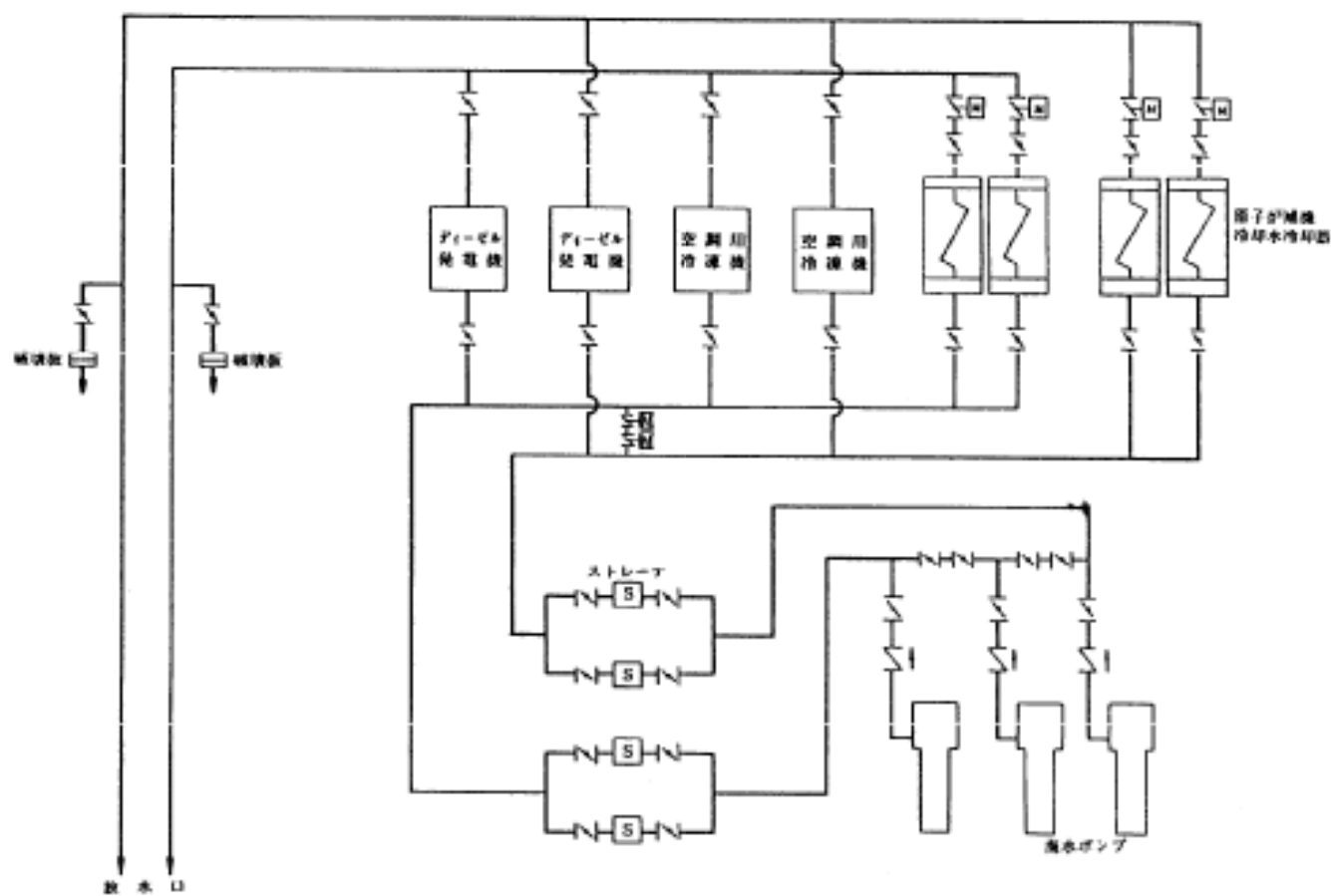
第 1.1.1.a-10 図 計測制御用電源単線結線図



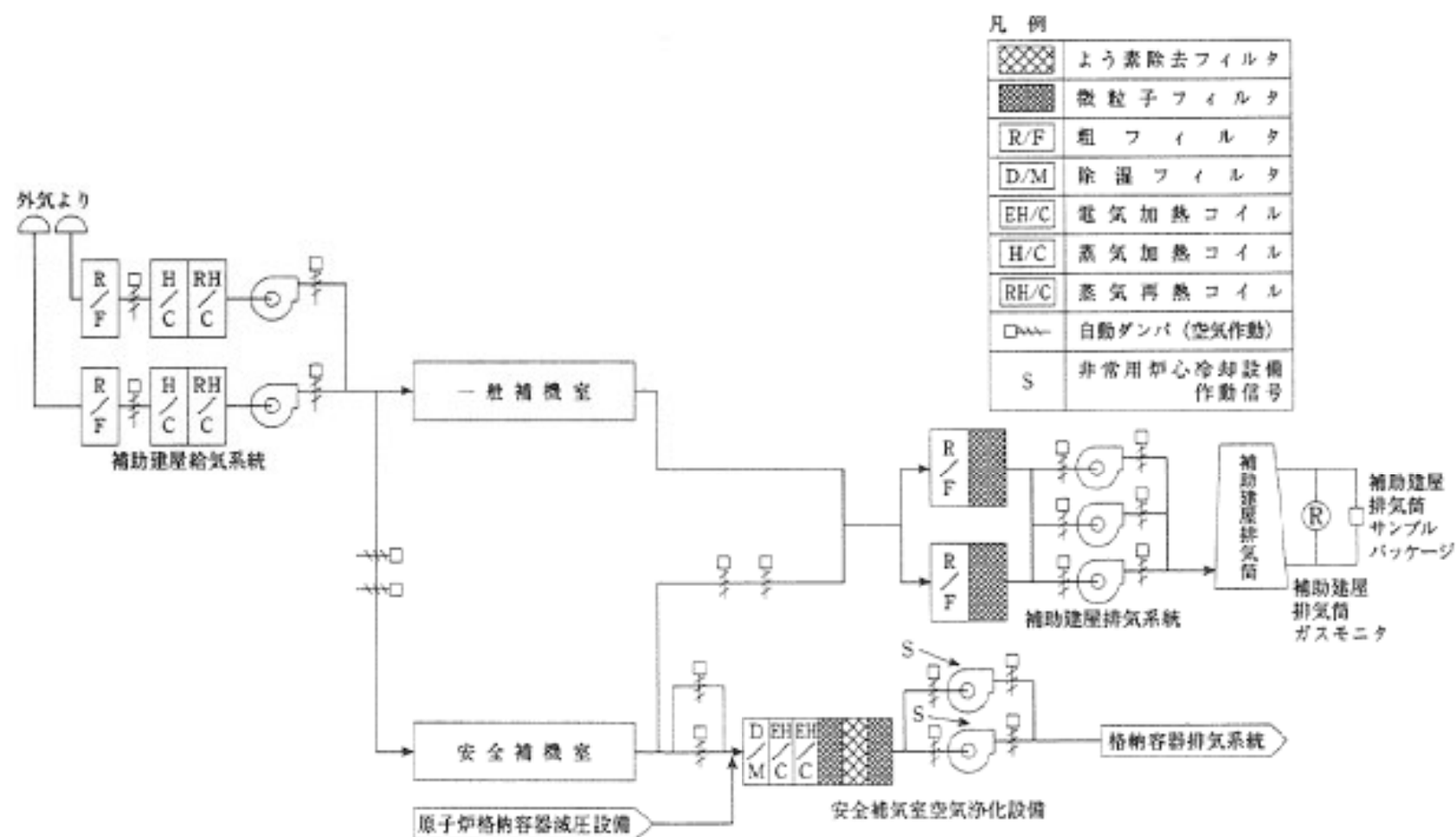
第 1.1.1.a-11 図 工学的安全施設作動設備説明図



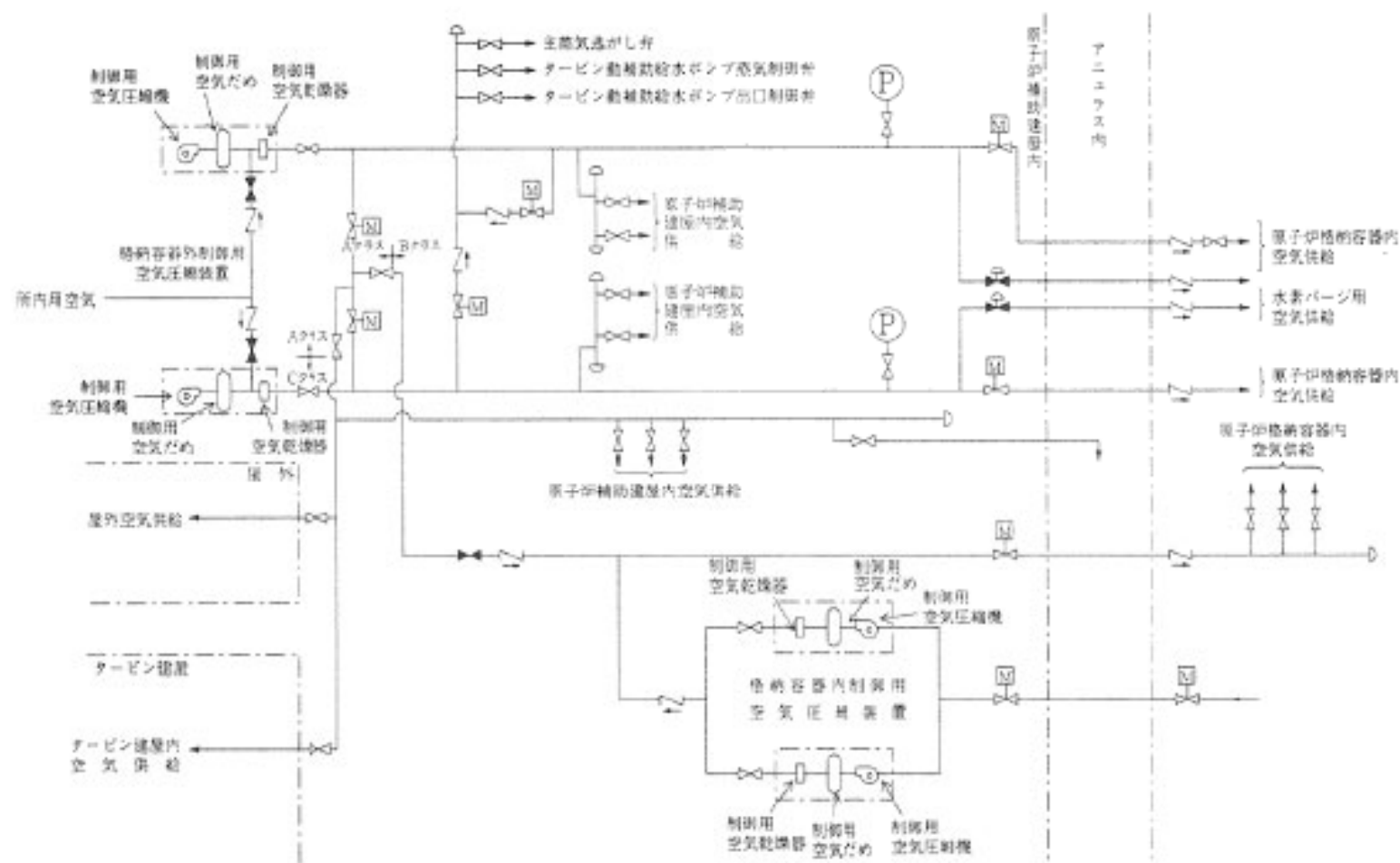
第 1.1.1.a-12 図 原子炉補機冷却水設備系統説明図



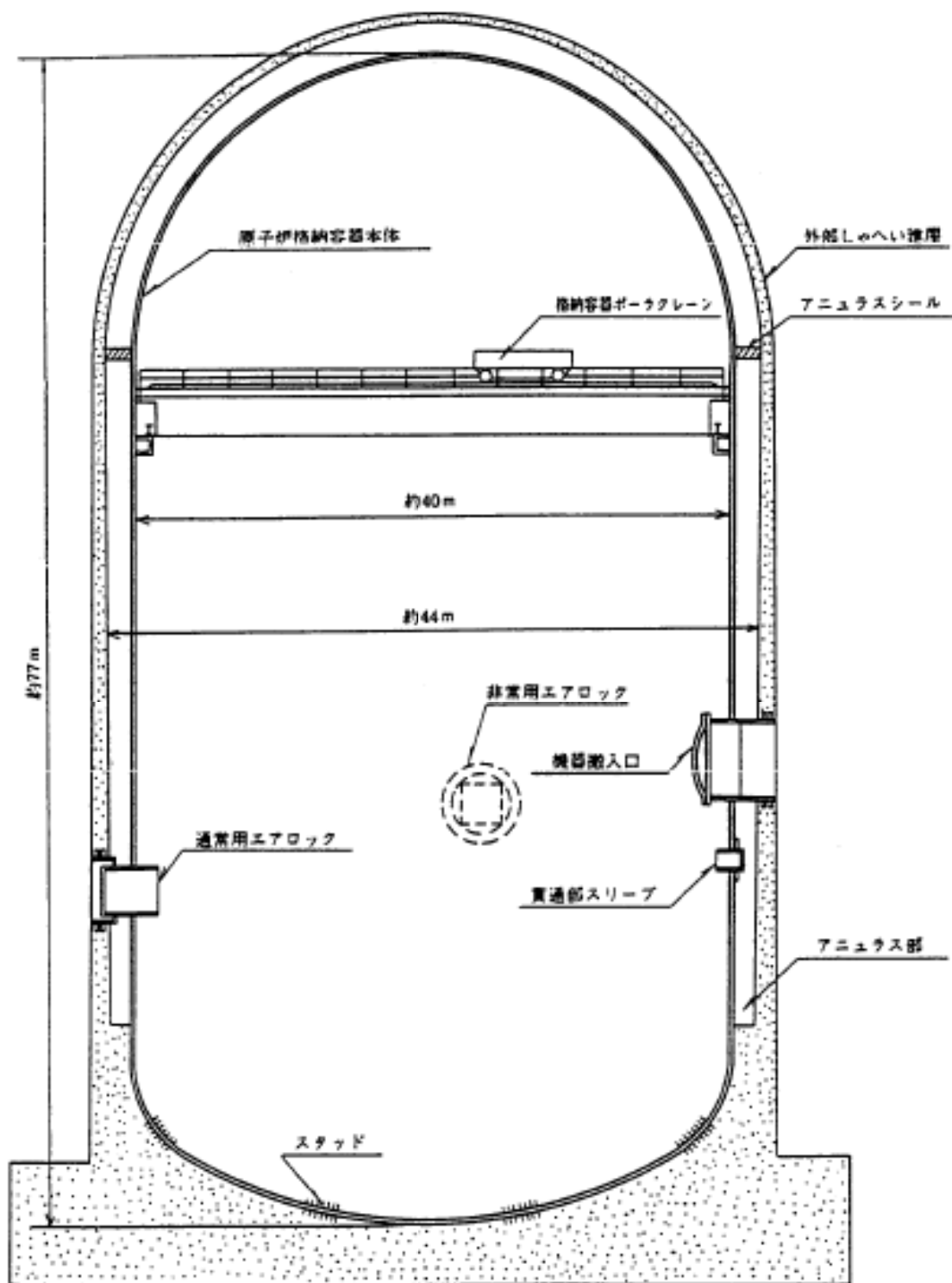
第 1.1.1.a-13 図 原子炉補機冷却海水設備系統説明図



第 1.1.1.a-14 図 補助建屋換気空調設備系統説明図 (一般補機室及び安全補機室)



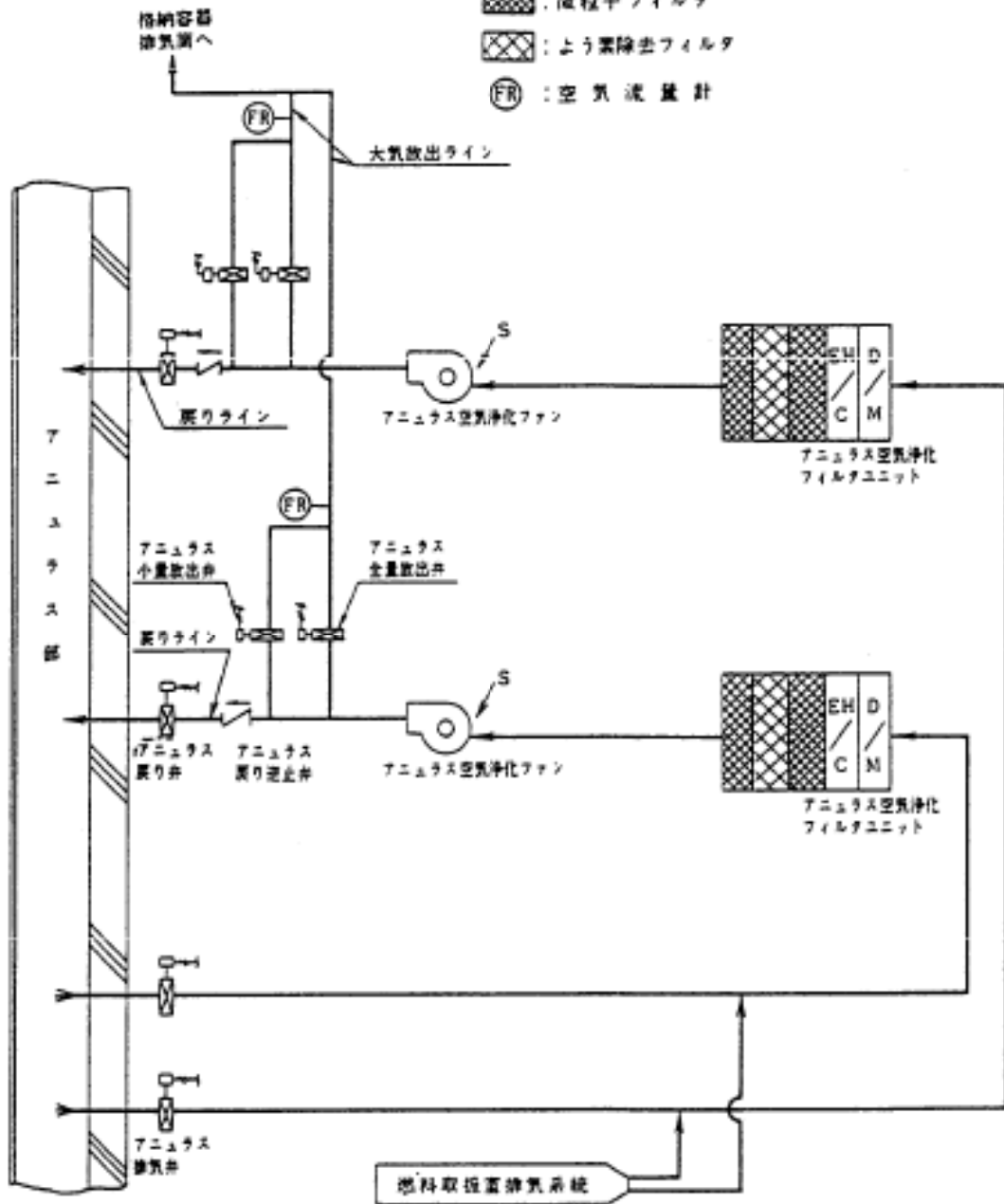
第 1.1.1.a-15 図 制御用空気設備系統説明図



第 1.1.1.a-17 図 原子炉格納施設の構造概要図

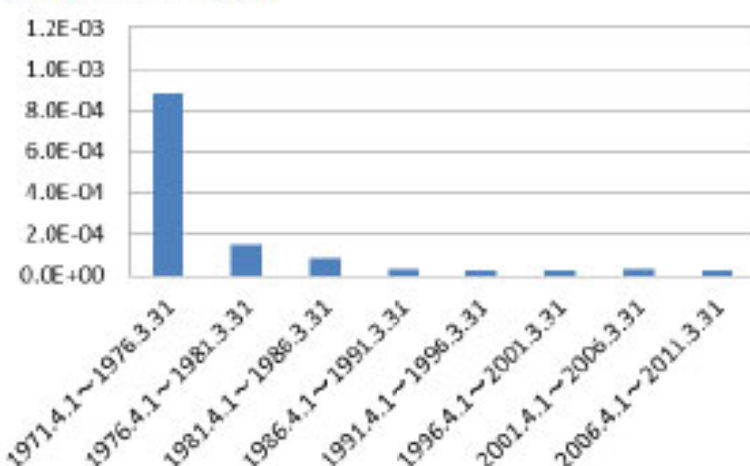
凡 例

- D/M : 除 塵 フィ ル タ S : 非 常 用 保 心 作 動 切 断 機 関 作 動 切 断 機 関
- EH/C : 電 気 加 熱 コ イ ル
- ▨ : 微 粒 子 フィ ル タ
- ▩ : よ う 素 除 去 フィ ル タ
- FR : 空 気 流 量 計



第 1.1.1.a-18 図 アニユラス空気浄化設備の系統図

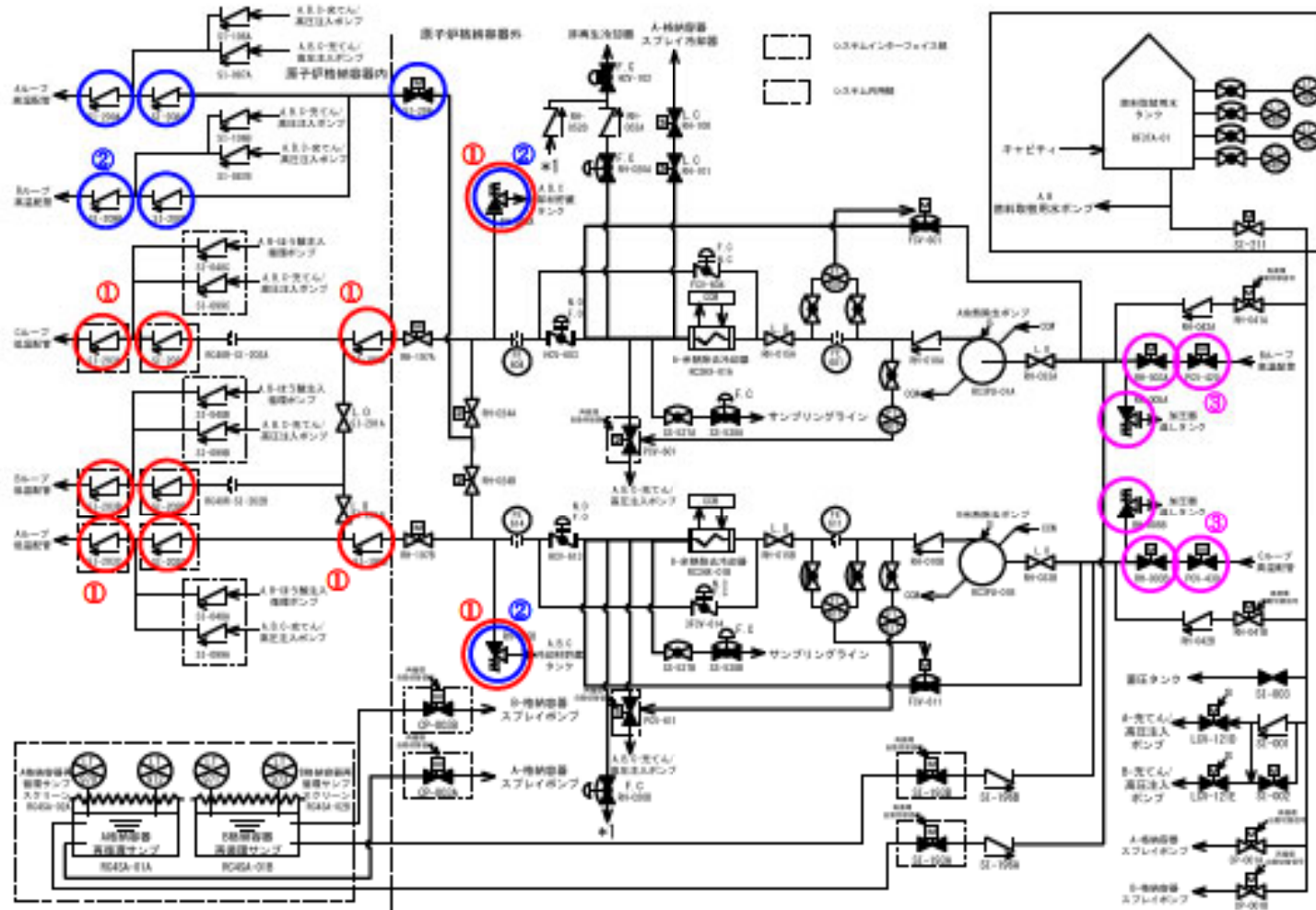
発生割合（発生件数/hr）



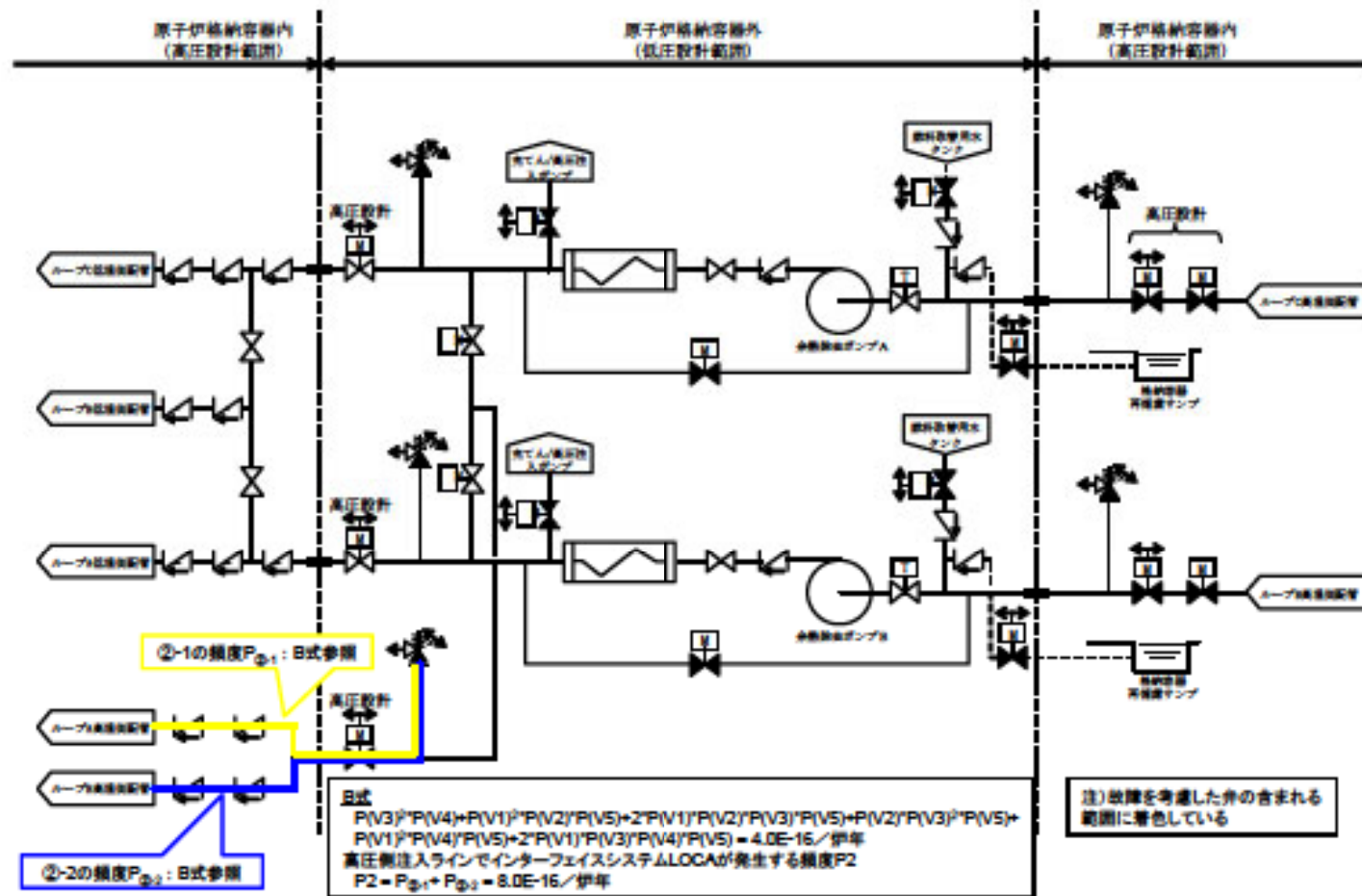
第 1.1.1.b-1 図 国内PWRプラントの運転実績に対するトリップ事象の発生割合

- 起因事象データの収集期間の設定については、日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」D.3.1項に基づき行っている。
- 学会標準によると、起因事象データの収集期間の設定は一般的にはプラントの全運転年数のデータを考慮すべきであるが、プラントの起因事象の発生数はプラントの設計及び改良によって時間とともに減少することから、データには直近の運転経験を反映させることが望ましく、近年の運転データのみを考慮するのがよいとされる。
- 事象整理の結果から、1976年4月以前における起因事象発生件数はその他の期間から明らかに突出しており、起因事象データの収集期間としての近年の運転状況を反映するには適切ではないと考え除外している。なお、この期間に発生している起因事象としては、下表に示すように常用系の故障による手動停止や過渡事象が大半を占めている。

	主給水 流量喪失	外部電源 喪失	S G T R	過渡事象	手動停止
1970.11.28~ 1976.3.31	2	0	0	8	34



第 1.1.1.b-2 図 高浜 3 号炉 余熱除去系簡略図



第 1.1.1.b-3 図 インターフェイスシステムLOCAの想定 (3/4)



第 1.1.1.d-1(a) 図 大破断LOCAイベントツリー

【仮定条件】

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の格納容器内の流出事故のうち破断面積が等価口径6インチから両端破断相当（配管断面積の2倍）までと定義した。
- ・ 本評価ではAループ低温側配管破断を仮定した。
- ・ 大破断LOCA時は、炉心部での冷却材密度の低下（ボイド発生）が短期間で生じるため原子炉トリップに期待しておらず、また1次系への注入機能により十分な冷却機能が確保されるので補助給水の機能にも期待していない。

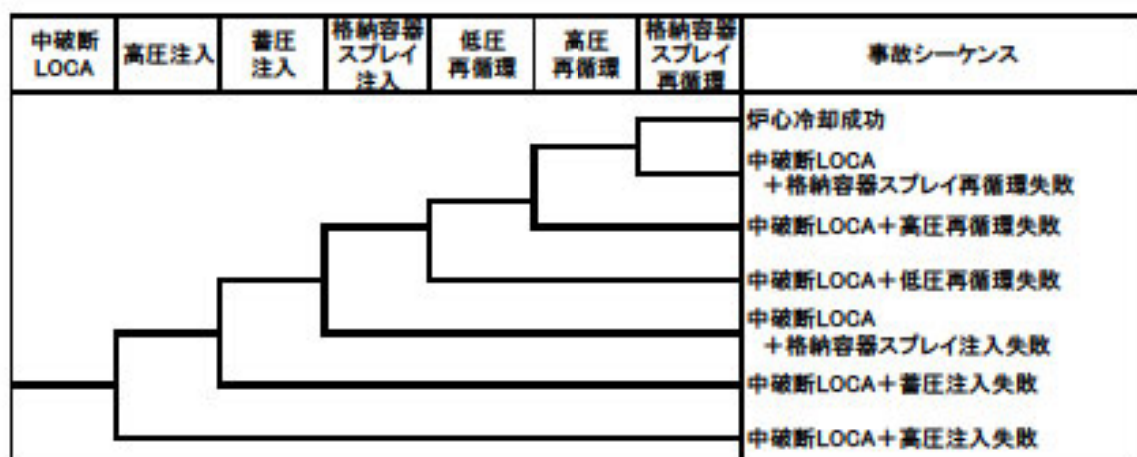
【イベントツリーの説明】

- ・ 大破断LOCA時は、「蓄圧注入」と「低圧注入」により短期的な炉心冷却が確保される。また、事故後長期的な炉心冷却は短期の注入に引き続き「低圧再循環」により確保される。
- ・ 高圧注入も作動するが、注入流量は小さいため、炉心冷却の観点から必須ではない。

【成功基準】

大破断LOCA	低圧注入	蓄圧注入	低圧再循環
ポンプ	1/2	—	1/2
熱交換器	—	—	1/2
ループ	健全 1/2	健全 2/2	健全 1/2
その他	—	—	—
使命時間	24hr	24hr	24hr

(注) —：不作動又は不要



第 1.1.1.d-1 (b) 図 中破断LOCAイベントツリー

【仮定条件】

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による1次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち破断口面積が等価口径2インチから6インチと定義した。
- ・ 本評価ではAループ低温側配管破断を仮定した。
- ・ 中破断LOCA時は、炉心部での冷却材密度の低下（ボイド発生）が短期間で生じるため原子炉トリップに期待しておらず、また1次系への注入機能により十分な冷却機能が確保されるので補助給水の機能にも期待していない。

【イベントツリーの説明】

- ・ 中破断LOCA時は、「高压注入」と「蓄圧注入」により短期的な炉心冷却が確保される。また、事故後長期的な炉心冷却は「高压再循環」により確保されるが、高浜3号炉及び4号炉の場合、余熱除去ポンプによるブースティングが必要となる（イベントツリー上は「低圧再循環」で表現）。
- ・ 中破断LOCA時は破断流量が小さく、余熱除去冷却器のみでは原子炉格納容器圧力上昇は抑制できないため、「格納容器スプレイ注入／再循環」が必要となる。

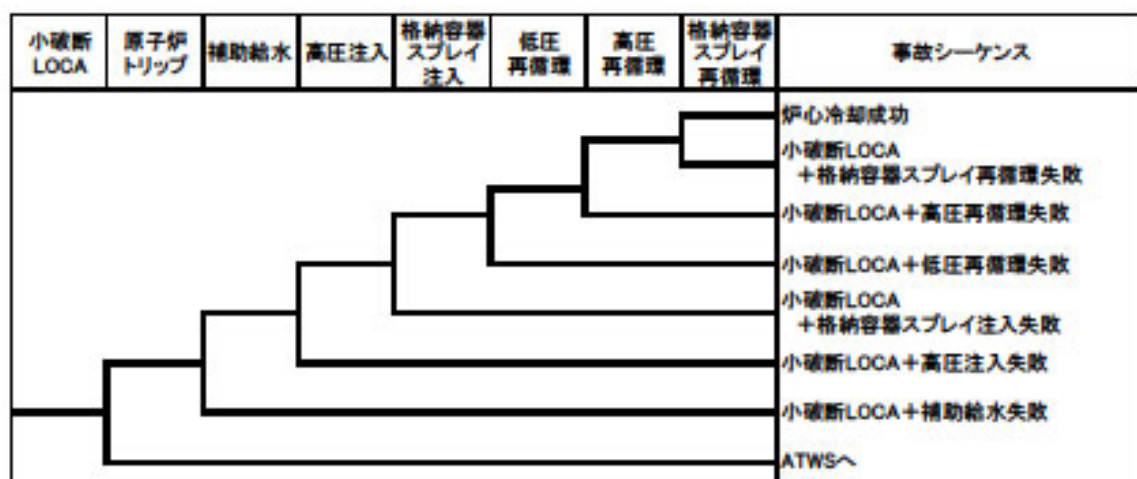
【成功基準】

中破断LOCA	高压注入	蓄圧注入	格納容器 スプレイ 注入	低圧 再循環	高压 再循環	格納容器 スプレイ 再循環
ポンプ	1/2	—	1/2	1/2	1/2	1/2
熱交換器	—	—	—	1/2	—	1/2
ループ	健全 2/2	健全 1/2	—	—	健全 2/2	—
その他	(*1)	—	—	(*2)	(*1)	—
使命時間	24hr	24hr	24hr	24hr	24hr	24hr

(注) —：不作動又は不要

(*1) Bポンプはインターロックの関係で自動起動不可

(*2) 注入時故障を含む



第 1.1.1.d-1 (c) 図 小破断LOCAイベントツリー

【仮定条件】

小破断LOCAは、以下の原因による1次冷却材の原子炉格納容器への流出事故として定義した。

- ・ 1次冷却材配管の破断
(破断口径が3/8インチから2インチの破断でAループ低温側配管破断を仮定)
- ・ 1次系加圧事象による加圧器逃がし弁からの1次冷却材の流出(PORV LOCA)

【イベントツリーの説明】

- ・ 小破断LOCA時は、炉心でのボイド形成による負の反応度添加が期待できないため、「原子炉トリップ」により原子炉出力の抑制が必要。
- ・ 破断流が小さいため、蓄圧注入は不要であるが破断流のみでは1次系への発熱を系外に除去できないため、「高圧注入」と2次系からの「補助給水」により炉心冷却が確保される。また、事故後長期的な炉心冷却は「高圧再循環」により確保されるが、余熱除去ポンプによるプースティングが必要となる(イベントツリー上では「低圧再循環」で表現)。
- ・ 破断流が小さく、余熱除去冷却器のみでは原子炉格納容器圧力上昇は抑制できないため、「格納容器スプレイ注入/再循環」が必要となる。

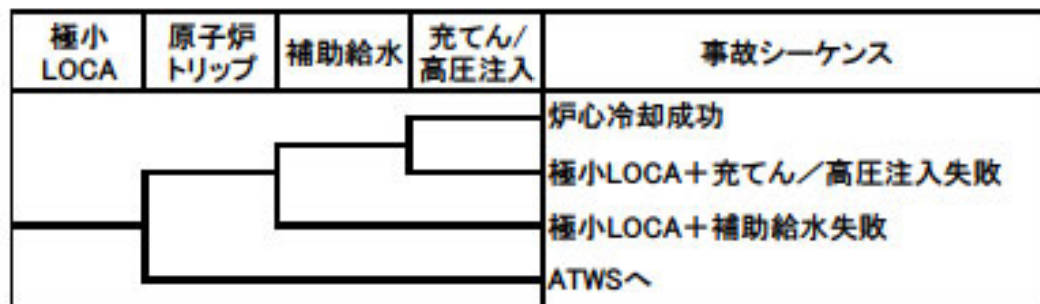
【成功基準】

小破断LOCA	補助給水	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
ポンプ	1/3	1/2	1/2	1/2	1/2	1/2
熱交換器	—	—	—	1/2	—	1/2
ループ	SG 2/3	健全 2/2	—	—	健全 2/2	—
その他	—	(*1)	—	(*2)	(*1)	—
使命時間	24hr	24hr	24hr	24hr	24hr	24hr

(注) — : 不作動又は不要

(*1) Bポンプはインターロックの関係で自動起動不可

(*2) 注入時故障を含む



第 1.1.1.d-1 (d) 図 極小LOCAイベントツリー

【仮定条件】

極小LOCAは、以下の原因による1次冷却材の原子炉格納容器への流出事故として定義した。

- ・ 充てんポンプで補填できる程度のリーク量（破断口径が 3/8 インチ未満）と定義した。
- ・ 本評価ではAループ低温側配管破断を仮定した。

【イベントツリーの説明】

- ・ 極小LOCA時は、炉心でのボイド形成による負の反応度添加が期待できないため、「原子炉トリップ」により原子炉出力の抑制が必要。
- ・ 破断流が小さいため、蓄圧注入は不要であるが破断流のみでは1次系への発熱を系外に除去できないため、「充てん/高圧注入」と2次系からの「補助給水」により炉心冷却が確保される。
- ・ 原子炉格納容器への蒸気放出は少ないため、「格納容器スプレイ注入/再循環」は不要。

【成功基準】

極小LOCA	補助給水	高圧注入
ポンプ	1/3	1/2
熱交換器	—	—
ループ	S G 2/3	充てんライン or 健全 2/2
その他	—	(*1)
使命時間	24hr	24hr

(注) —：不作動又は不要

(*1) Bポンプはインターロックの関係で自動起動不可

インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シーケンス
		インターフェイスシステムLOCA
		ATWSへ

第 1.1.1.d-1 (e) 図 インターフェイスシステムLOCAイベントツリー

【仮定条件】

- ・ 余熱除去系の破断であり、低圧注入系が不能

【イベントツリーの説明】

- ・ インターフェイスシステムLOCAは破断規模に応じて大、中、小破断LOCA相当となるが、ECCS再循環が不能となるため炉心損傷に至る。

【成功基準】

- ・ なし

主給水 流量喪失	原子炉 トリップ	補助給水	事故シーケンス
			炉心冷却成功
			主給水流量喪失+補助給水失敗
			ATWSへ

第 1.1.1.d-1 (f) 図 主給水流量喪失イベントツリー

【仮定条件】

- ・ 主給水流量喪失に至る原因としては、主給水ポンプ又は復水ポンプの故障、電源喪失又は主給水制御系の誤動作が考えられる。

【イベントツリーの説明】

- ・ 主給水流量喪失の場合、原子炉トリップにより原子炉出力を抑制するとともに、補助給水により安定した炉心冷却が確保される。

【成功基準】

主給水流量喪失	補助給水
ポンプ	1/3
熱交換器	—
ループ	S G 2/3
その他	—
使命時間	24hr

(注) —：不作動又は不要



第 1.1.1.d-1 (g) 図 外部電源喪失イベントツリー

【仮定条件】

- ・ 送電系統の故障や所内電気設備の故障等により所内常用電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象を考慮。
- ・ 所内用交流電源が喪失すると、1次冷却材ポンプ、復水ポンプ等がトリップし、1次冷却材流量や主給水流量の喪失が発生する。

【イベントツリーの説明】

- ・ 外部電源喪失時には、「原子炉トリップ」により原子炉出力を抑制するとともに、「補助給水」により炉心冷却を確保する。さらに「非常用所内交流電源」が確保できれば安定した炉心冷却が確保される。
- ・ 「非常用所内交流電源」が確保できれば、サポート系が健全であるためその後に加圧器逃がし弁LOCA等が発生しても、事象進展は小破断LOCAと同等である。

【成功基準】

外部電源喪失	非常用所内交流電源	補助給水
ポンプ	—	1/3
熱交換器	—	—
ループ	—	S G 2/3
その他	D G 1/2	—
使命時間	24hr	24hr

(注) —：不作動又は不要

ATWS	事故シーケンス
	起回事象+原子炉トリップ失敗

第 1.1.1.d-1 (h) 図 ATWS イベントツリー

【仮定条件】

- ・ ATWS は起回事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起回事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

- ・ ATWS 事象は原子炉トリップが必要な起回事象が発生した場合に原子炉トリップに失敗することを起回事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

【成功基準】

- ・ なし



第 1.1.1.d-1 (i) 図 2 次冷却系の破断イベントツリー

【仮定条件】

2 次冷却系の破断としては以下の破断を含むものとし、原子炉格納容器内部での破断を仮定する。

- ・ 主蒸気管破断（完全両端破断）
- ・ 主給水管破断（完全両端破断）

【イベントツリーの説明】

- ・ 2 次系破断においても、「原子炉トリップ」により原子炉出力を抑制するとともに、「補助給水」により安定した炉心冷却が確保されるが、補助給水による 2 次系の冷却を確保するために、破断した主蒸気管の隔離を行う。

【成功基準】

2 次冷却系の破断	主蒸気隔離	補助給水
ポンプ	—	1/3
熱交換器	—	—
ループ	—	健全 S G 1/2
その他	(*1)	(*2)
使命時間	—	24hr

(注) —：不作動又は不要

(*1) 破断ループ主蒸気逆止弁閉止 or 健全ループ主蒸気隔離弁全閉止、タービン動補助給水ポンプ駆動主蒸気元弁閉止 or タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気逆止弁閉止

(*2) 破断ループへの補助給水隔離



第 1.1.1.d-1 (j) 図 蒸気発生器伝熱管破損イベントツリー

【仮定条件】

- 蒸気発生器伝熱管破損は、原子炉設置許可申請書添付十と同様、伝熱管 1 本の完全両端破断を仮定する。

【イベントツリーの説明】

- 蒸気発生器伝熱管破損時には、「原子炉トリップ」により原子炉出力を抑制するとともに、「補助給水」により安定した炉心冷却を確保する。
- 破損した蒸気発生器を隔離し、1 次系の圧力と破損した蒸気発生器の 2 次側圧力が均圧することで 1 次系保有水の減少は防止できる。

【成功基準】

蒸気発生器伝熱管破損	補助給水	破損側 蒸気発生器の隔離
ポンプ	1/3	—
熱交換器	—	—
ループ	健全 S G 1/2	—
その他	—	(*1)
使命時間	24hr	—

(注) —：不作動又は不要

(*1) 破損側 S G 主蒸気逃がし弁閉止 or 元弁閉止、破損 S G 主蒸気安全弁閉止、主蒸気バイパス弁閉止 or 主蒸気隔離弁閉止

過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス
			炉心冷却成功
			過渡事象+補助給水失敗
			ATWSへ

第 1.1.1.d-1 (k) 図 過渡事象イベントツリー

【仮定条件】

- ・ 原子炉トリップを伴う過渡事象一般を含む。
- ・ 主給水流量喪失等の独立した事象以外を対象とする。

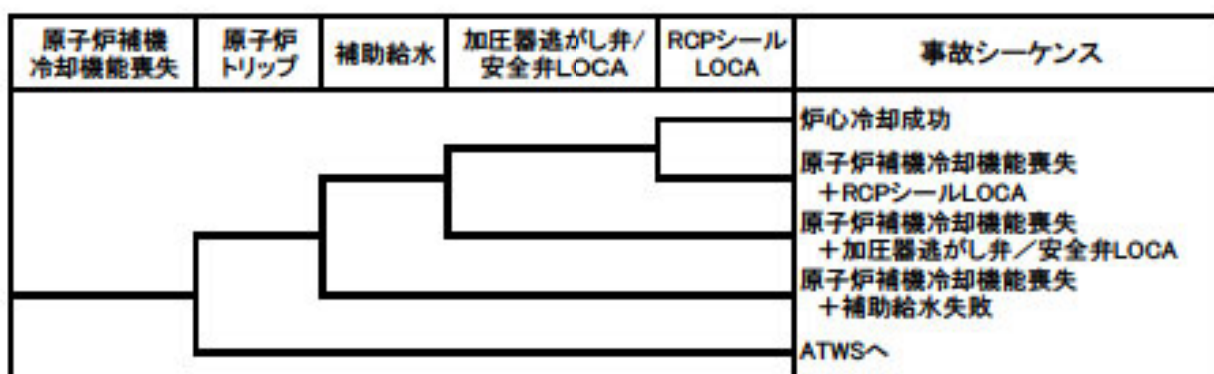
【イベントツリーの説明】

- ・ 過渡事象の場合、「原子炉トリップ」により原子炉出力を抑制するとともに、「補助給水」により安定した炉心冷却が確保される。

【成功基準】

過渡事象	補助給水
ポンプ	1/3
熱交換器	—
ループ	S G 2/3
その他	—
使命時間	24hr

(注) —：不作動又は不要



第 1.1.1.d-1 (l) 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

【仮定条件】

原子炉補機冷却機能喪失としては次のものを考える。

- ・ 原子炉補機冷却水ポンプ全台又は海水ポンプ全台の故障による冷却能力の喪失
- ・ 原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の配管・弁等の破断による冷却能力の喪失

【イベントツリーの説明】

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失時には、「原子炉トリップ」により原子炉出力を抑制するとともに、「補助給水」により安定した炉心冷却を確保する。
- ・ ECCS機能が喪失しているため、起因事象に従属して発生する可能性のあるLOCAとして「加圧器逃がし弁/安全弁LOCA」及び「RCPシールLOCA」を考慮している。

【成功基準】

原子炉補機冷却 機能喪失	補助給水	加圧器逃がし弁/ 安全弁LOCA	RCPシールLO CA
ポンプ	1/3	—	—
熱交換器	—	—	—
ループ	S G 2/3	—	—
その他	—	(*1)	0.21 の確率で発生
使命時間	24hr	—	—

(注) —：不作動又は不要

(*1) 加圧器逃がし弁再閉止 or 元弁閉止、加圧器安全弁再閉止

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

第 1.1.1.d-1 (m) 図 手動停止イベントツリー

【仮定条件】

- ・ 手動停止は過渡事象の一部であるが、原子炉トリップを伴わず運転員の手動による原子炉停止が行われる事象を想定する。

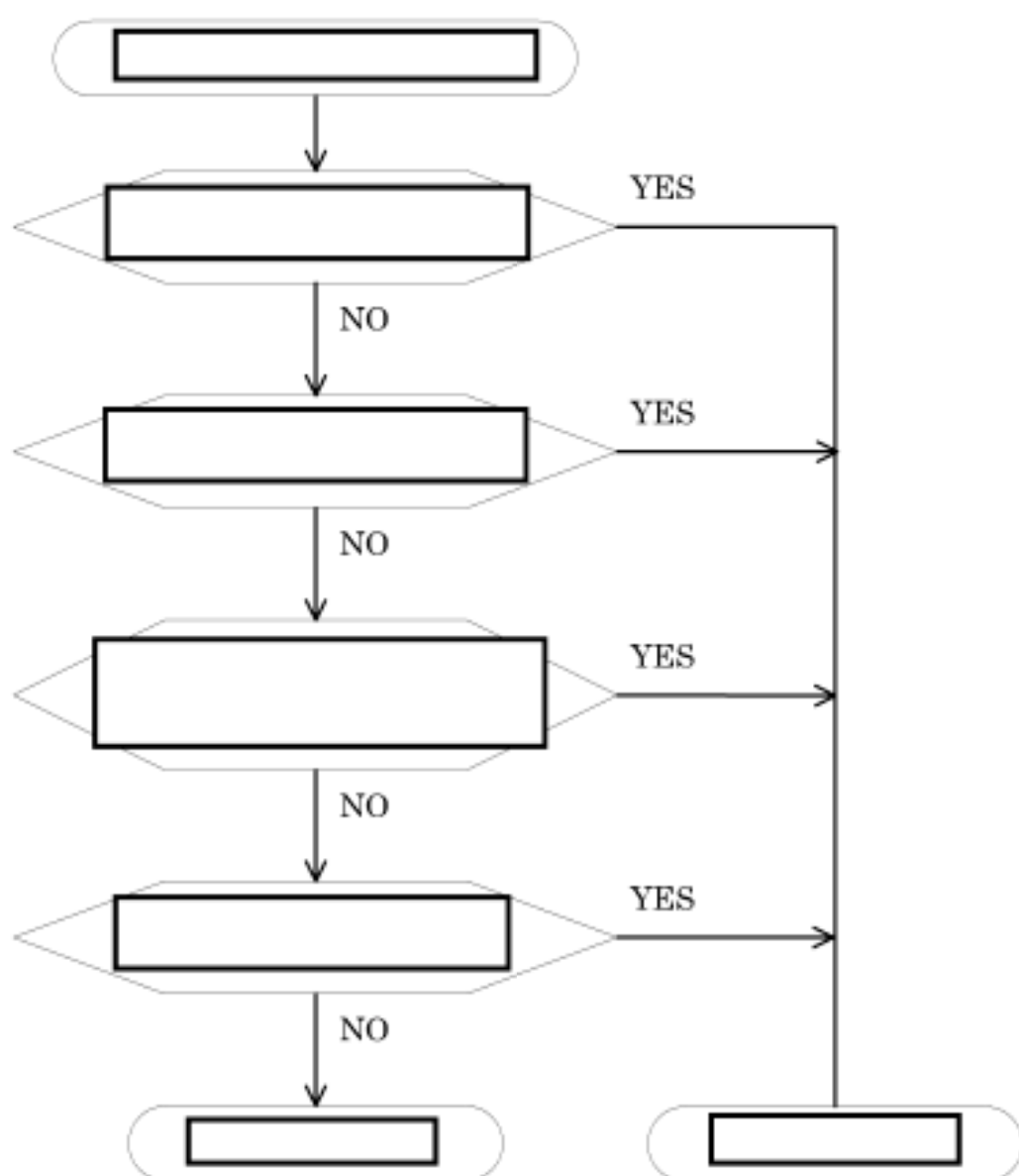
【イベントツリーの説明】

- ・ 手動停止の場合、起因事象として原子炉は停止できているため、補助給水により安定した炉心冷却が確保される。

【成功基準】

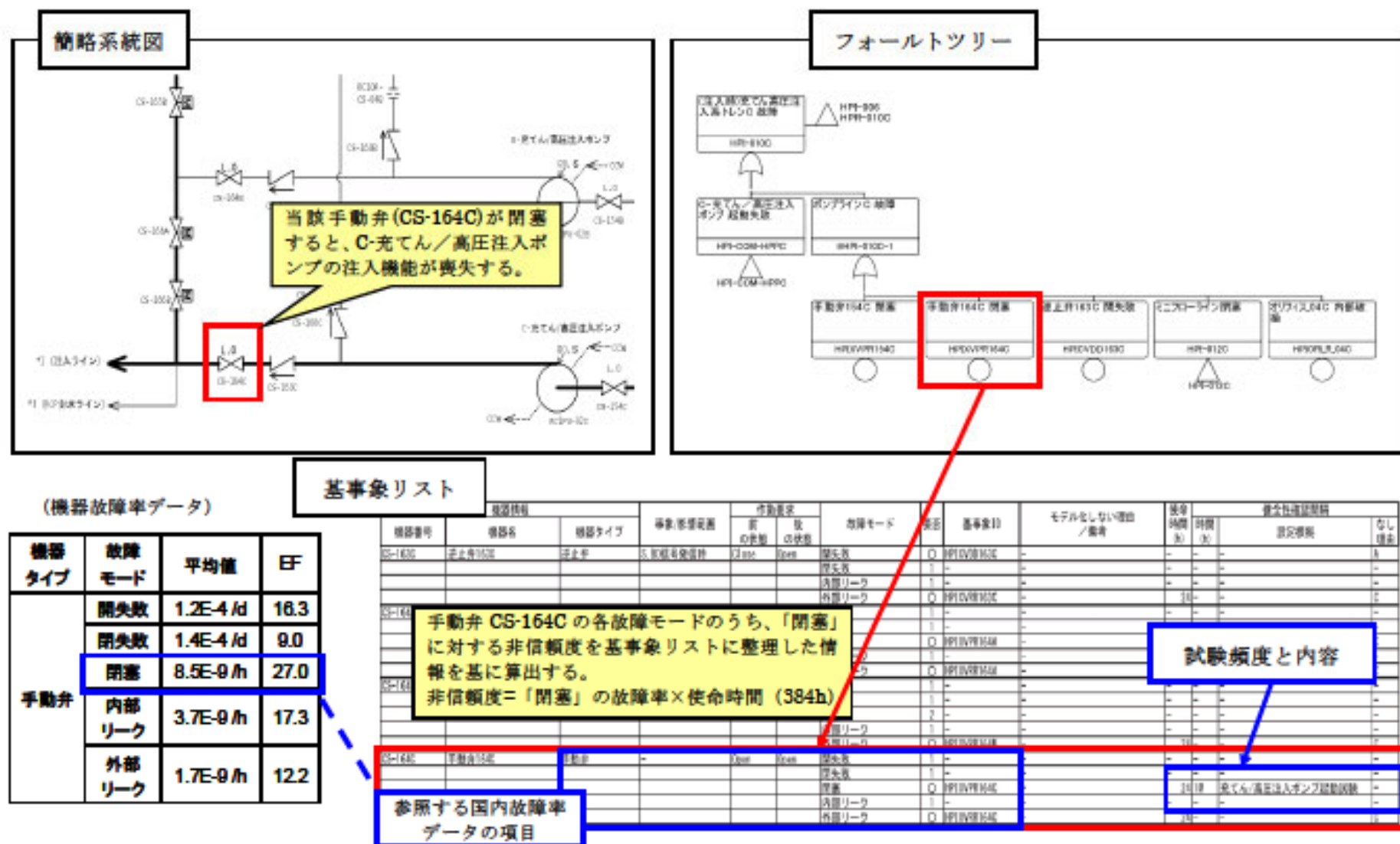
手動停止	補助給水
ポンプ	1/3
熱交換器	—
ループ	S G 2/3
その他	—
使命時間	24hr

(注) —：不作動又は不要

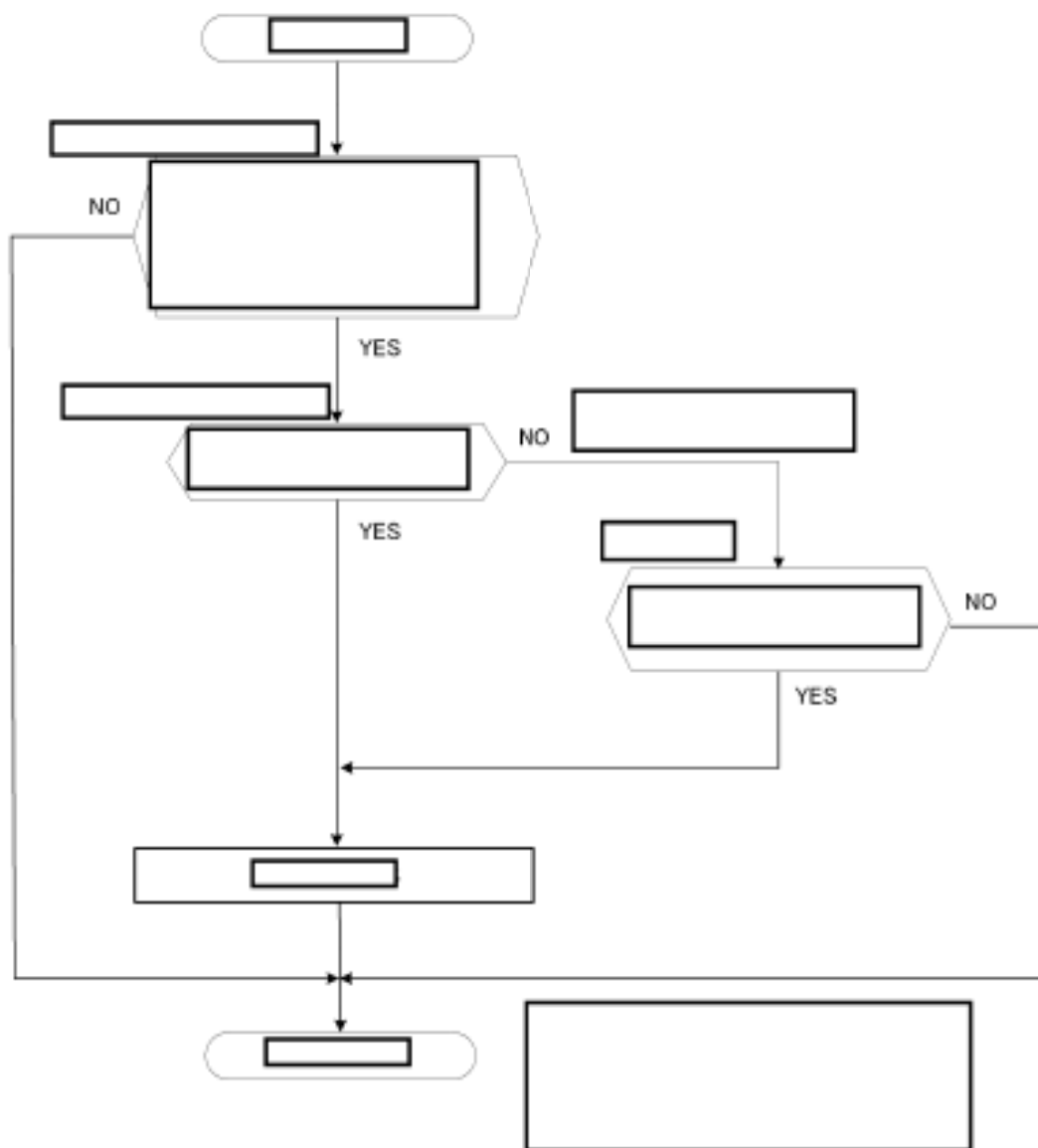


第 1.1.1.e-1 図 故障モードのスクリーニング手順

(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

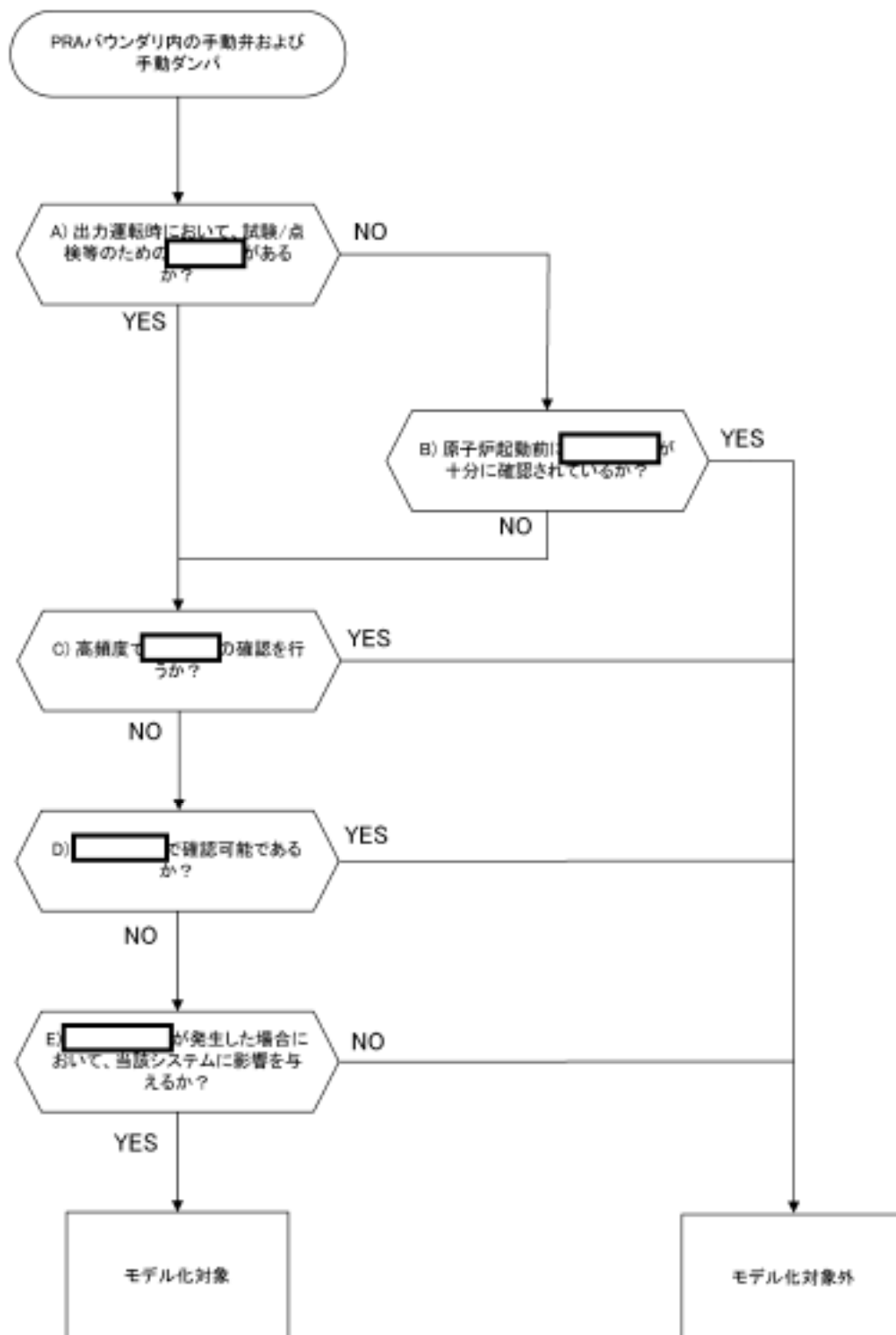


第 1.1.1.e-2 図 システム信頼性の評価例 (C-充電用/高圧注入機能喪失)



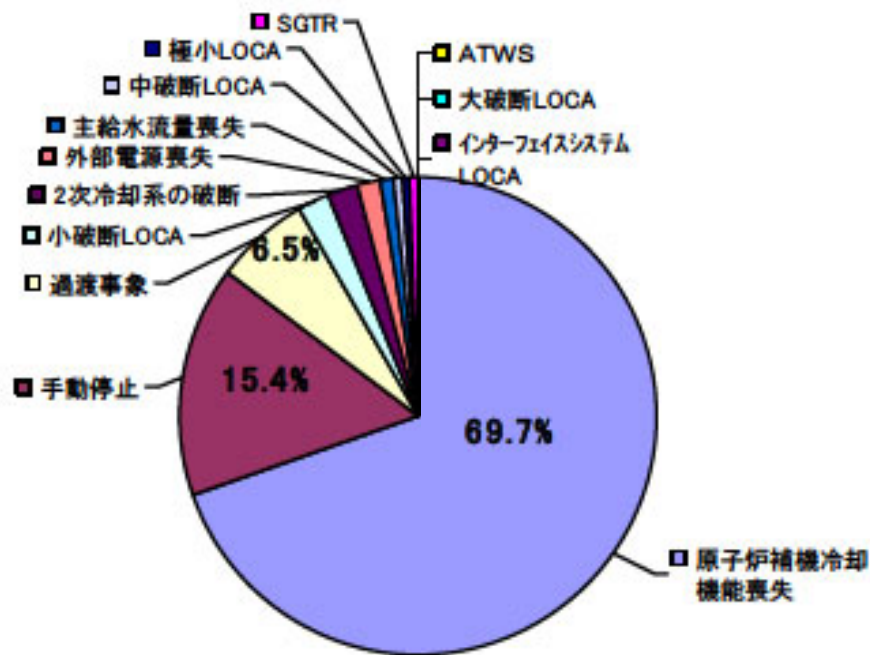
第1.1.1.f-1図 共通要因故障同定のフロー

(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

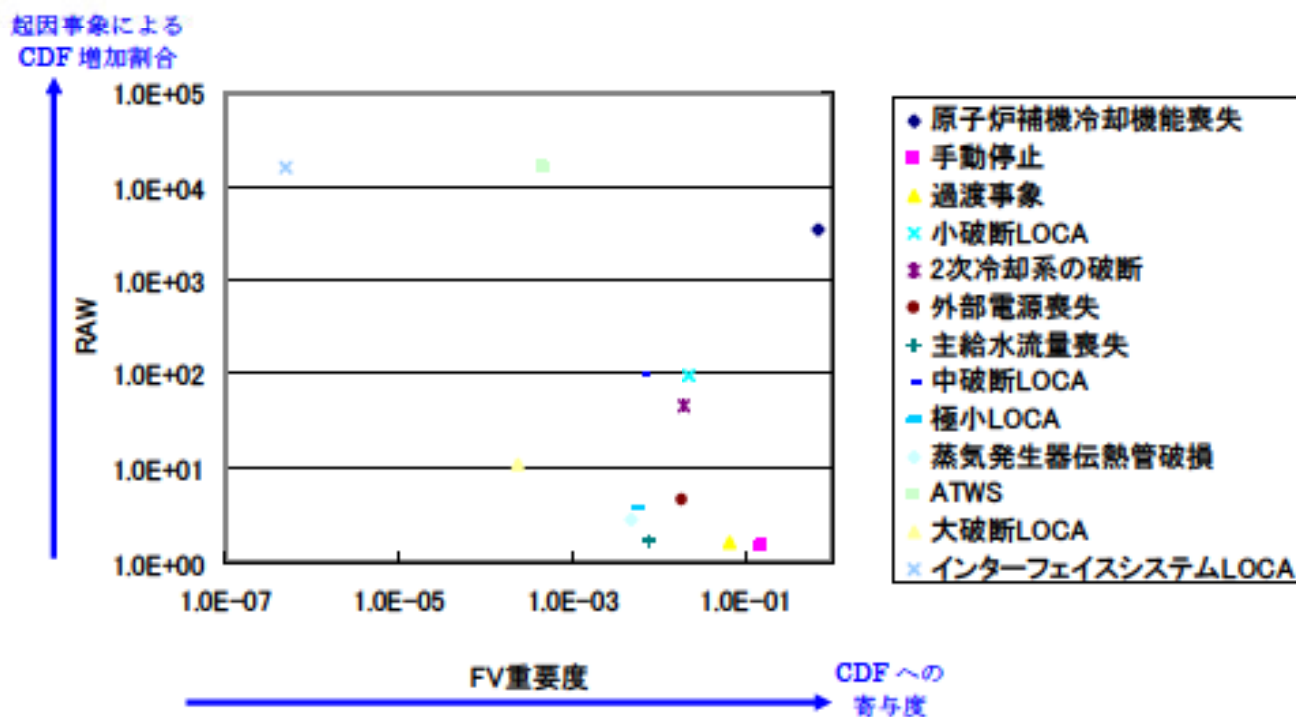


第 1.1.1.g-1 図 事故前人的過誤モデル化対象機器の選定フロー

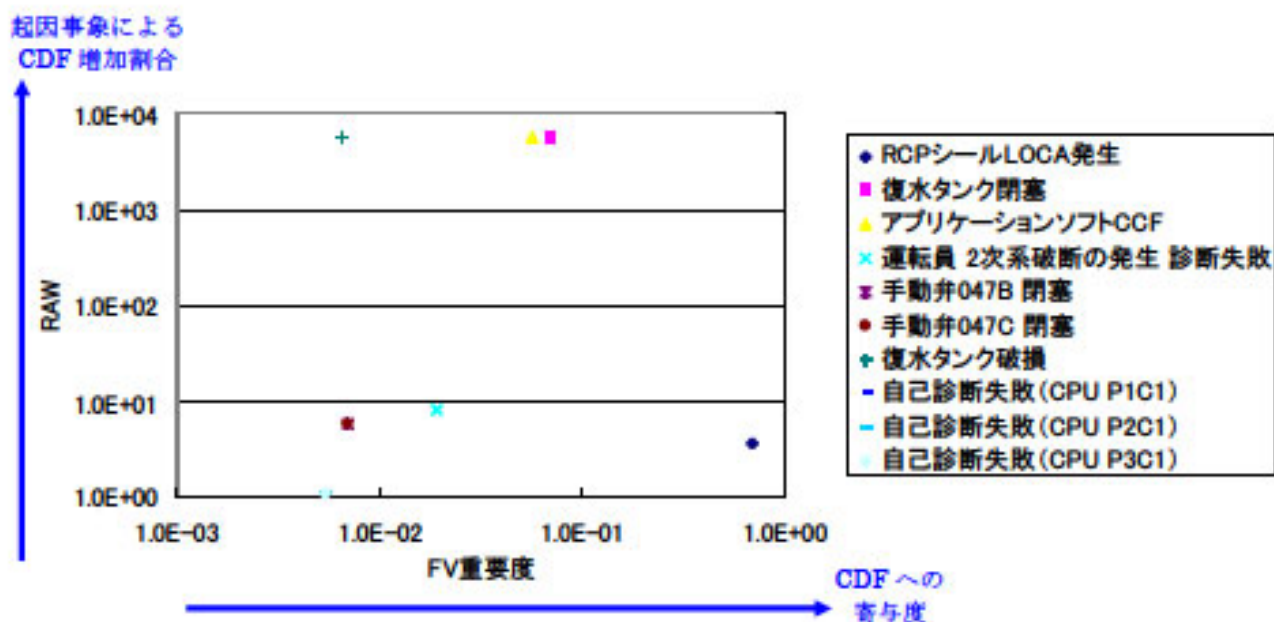
(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)



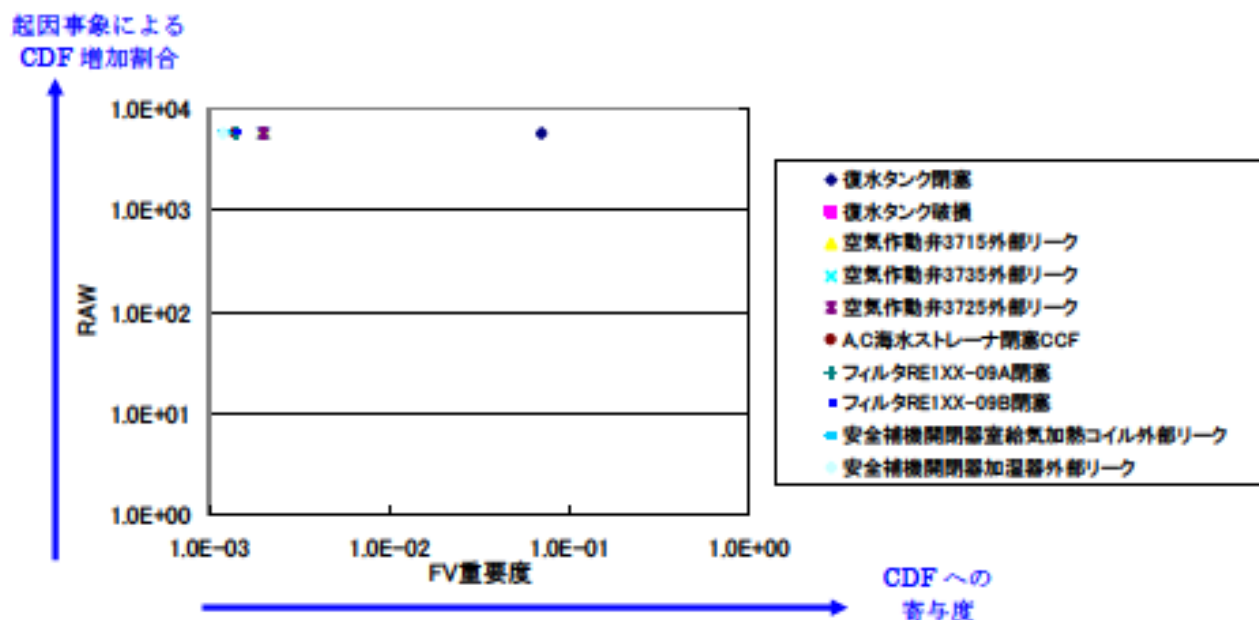
第 1.1.1.h-1 図 起因事象別炉心損傷頻度寄与割合



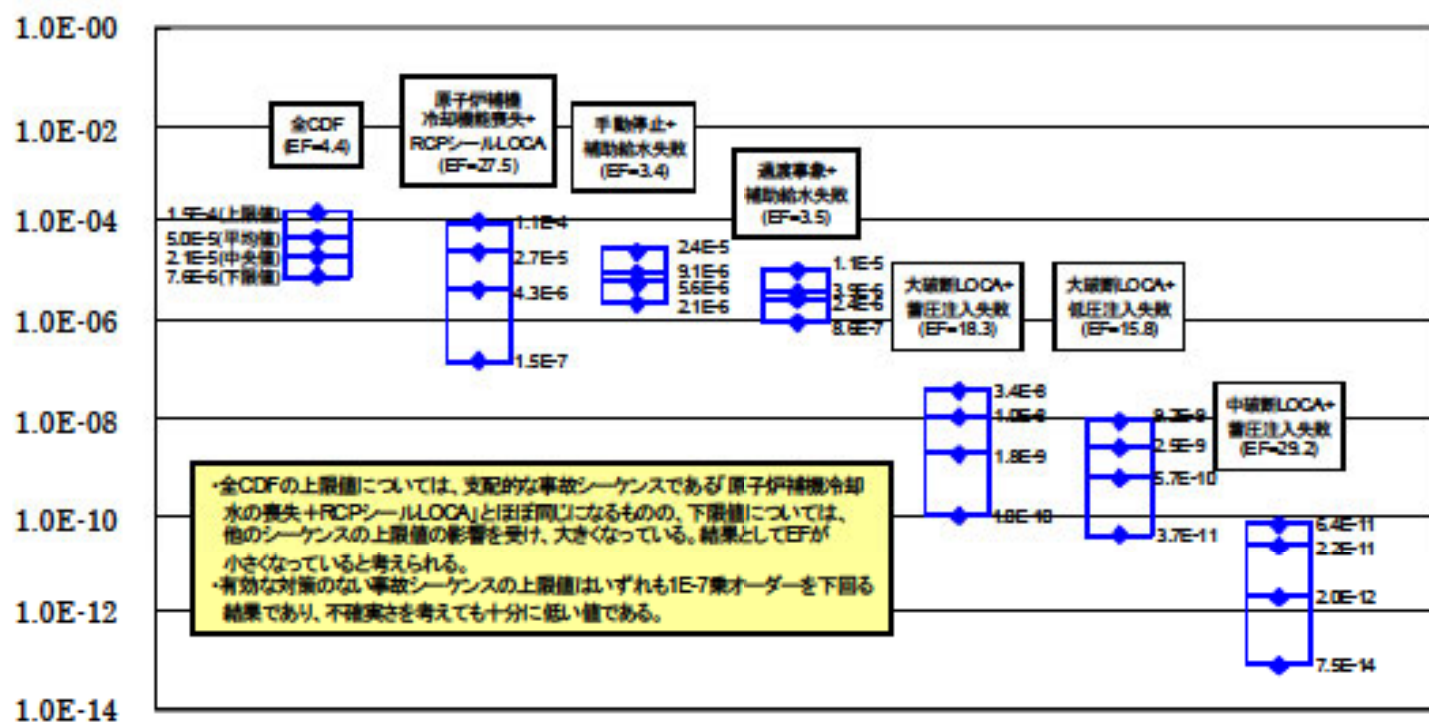
第 1.1.1.h-2 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果 (起因事象)



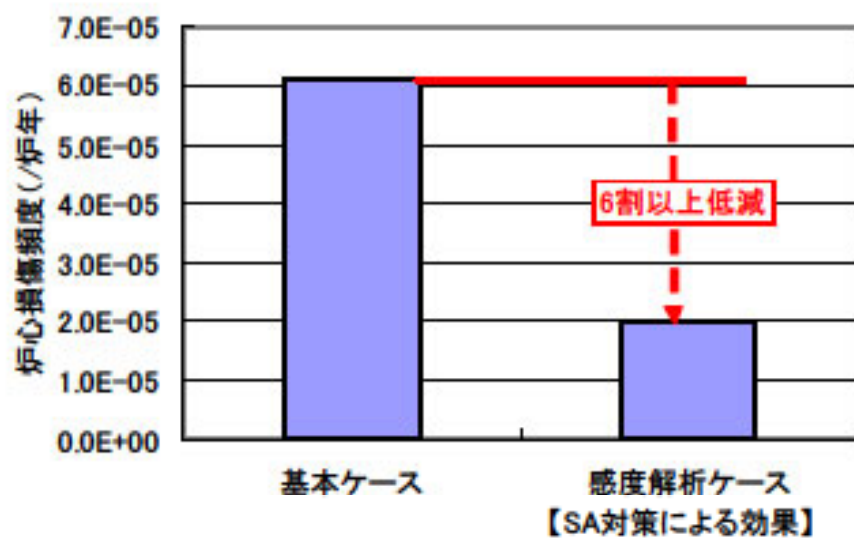
第 1.1.1.h-3 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（基事象-F V 重要度）



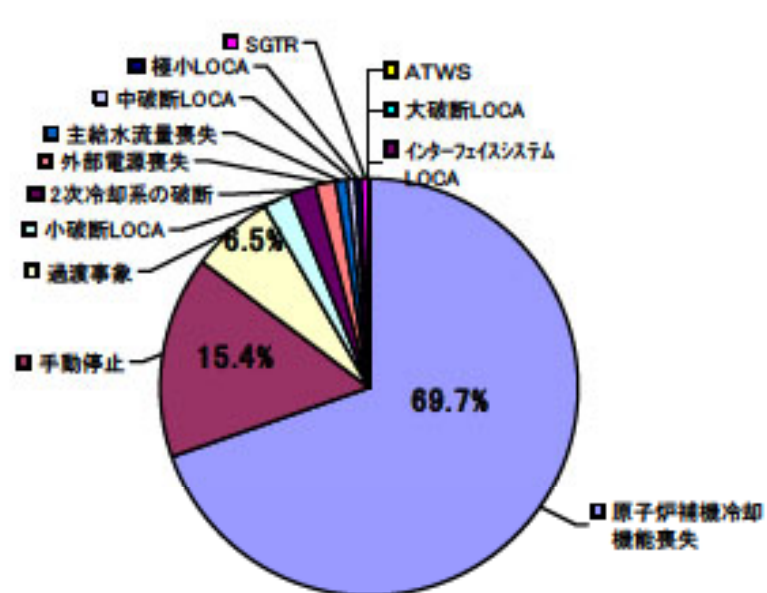
第 1.1.1.h-4 図 全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（基事象-RAW）



第 1.1.1.h-5 図 全炉心損傷頻度及び事故シーケンス別炉心損傷頻度に対する不確かさ解析結果

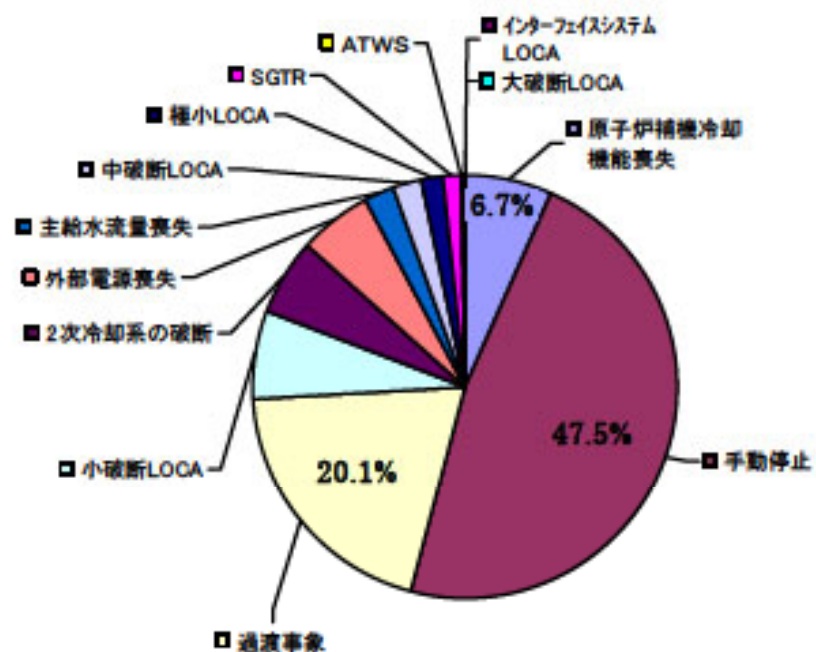


第 1.1.1.h-6 図 全炉心損傷頻度に対する感度解析結果
(ドミナントシーケンスに対する SA 対策の効果)



全 CDF : 6.1E-05/炉年

【基本ケース】



全 CDF : 2.0E-05/炉年

【感度解析】

(ドミナントシーケンスに対するSA対策の効果、
インターフェイスシステムLOCA発生頻度の変更)

第 1.1.1.h-7 図 起因事象別炉心損傷頻度に対する感度解析結果

1.1.2 停止時PRA

停止時PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル1PSA編）：2010（以下「停止時PSA学会標準」という。）」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。

1.1.2.a. 対象プラント

① 対象とするプラントの説明

本プラントの基本仕様は、以下のとおりである。

- ・出力
 - － 熱出力 2,660MWt
 - － 電気出力 870MWe
- ・プラント型式
 - － 加圧水型3ループプラント
- ・原子炉格納容器型式
 - － 上部半球下部さら形鏡円筒形

以下に、停止時PRAにおいて重要となる安全系、サポート系及び電源等の系統設備構成について示す。

(1) 主要な設備の構成・特性

本プラントの停止時PRAに係るプラントの基本設計は、次に説明する主要な安全系統により構成される。第1.1.1.a-2図に本プラントの工学的安全施設の概要を示す。また、第1.1.2.a-1表に系統設備概要を示す。

a. 原子炉停止に関する系統

原子炉停止に関する系統は、制御棒の自重落下により負の反応度投入を行う原子炉保護系（原子炉トリップ系統）とほう酸を炉心に注入し負の反応度を添加する化学体積制御系統から構成される。停止時P

RAにおいては、制御棒及び1次冷却材系統のほう酸水により負の反応度が保たれている状態を想定しており、原子炉起動前以外においては、1次冷却材の希釈操作も実施しない。

本評価では、反応度の誤投入が発生した場合の緩和手段には期待しておらず、原子炉停止に関する系統はモデル化していない。

b. 原子炉冷却に関する系統

非常用炉心冷却設備の系統図を第 1.1.1.a-5 図に示す。非常用炉心冷却設備のうち、本評価で対象とする系統は、運転モード 4、5 及び 6 の原子炉施設保安規定において運転上の制限として規定されている余熱除去系統のみとしている。その他の系統については、非常用炉心冷却設備自動作動信号がブロックされているため、手動起動や減圧操作を必要とすることから、保守的に期待しないものとした。非常用炉心冷却設備は、多重性及び独立性を備える非常用所内電源系統から受電できるようにする等の考慮を払うことにより、単一故障に加え、外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できる。

また、テストライン等を用いた動作試験によってその健全性が確認できるようにしている。

(a) 余熱除去系

余熱除去系は、独立 2 系統の余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、配管及び弁類で構成される。余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、各系統に 1 基ずつ設置する。余熱除去系は、原子炉補助建屋内に設置されている 2 台の余熱除去ポンプにより、原子炉冷却材喪失事故時等に燃料取替用水タンクのほう酸水を余熱除去冷却器を経て 1 次冷却材低温側ラインを通して原子炉容器内に注入し、炉心の冷却を確保する。

c. 電源、原子炉補機冷却水系等のサポート系

事故時の基本的な安全機能を果たす系統（以下「フロントライン系」という。）をサポートする系統があり、以下の系統の動作が必要とされる。

- (a) 電源系統（非常用所内交流電源、所内直流電源、計装用電源）
- (b) 計装設備
- (c) 原子炉補機冷却系統（原子炉補機冷却水系統、原子炉補機冷却海水系統）
- (d) 換気空調設備
- (e) 制御用空気設備

第 1.1.1.a-7 図に本プラントの開閉所単線結線図、第 1.1.1.a-8 図に所内単線結線図、第 1.1.1.a-12 図に原子炉補機冷却水設備系統説明図及び第 1.1.1.a-13 図に原子炉補機冷却海水設備系統説明図を示す。

② 停止時のプラント状態の推移

停止時 P R A の対象期間である定期検査中は、プラントの停止起動に伴う運転員操作やメンテナンスに伴う 1 次冷却系の水位操作、機器の待機除外等によりプラント状態が様々に変化する。

プラント状態の変化に伴って、崩壊熱除去に関連する機器の状態やパラメータも変化するため、停止時 P R A においては、このようなプラント状態を適切に分類して評価を行う必要がある。

定期検査中のプラント状態は、上述の観点から、以下のとおり分類できる。これらのプラント状態を、状態ごとのプラントの主要パラメータと共に第 1.1.2.a-1 図に示す。

- (1) 部分出力運転状態
- (2) 高温停止状態（非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロックまで）

- (3) 高温停止状態（非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック以降）から余熱除去系運転開始まで
- (4) 余熱除去系による冷却状態①（1次冷却系は満水状態）
- (5) 余熱除去系による冷却状態②（1次冷却系は部分的にドレンされている状態。ミッドループ運転状態）
- (6) 原子炉キャビティ満水状態①（燃料の取出し時）
- (7) 燃料取出し状態（燃料が原子炉容器内にない状態）
- (8) 原子炉キャビティ満水状態②（燃料の装荷時）
- (9) 余熱除去系による冷却状態③（1次冷却系は部分的にドレンされている状態。ミッドループ運転状態）
- (10) 余熱除去系による冷却状態④（1次冷却系は満水状態）
- (11) 1次冷却系の漏えい試験（余熱除去系は一時的に隔離される。）
- (12) 余熱除去系による冷却状態⑤（1次冷却系は満水状態）
- (13) 余熱除去系隔離から高温停止状態（非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック解除）まで
- (14) 高温停止状態（非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック解除以降）
- (15) 部分出力運転状態

原子炉の安全性の観点から見ると、非常用炉心冷却設備自動作動信号のブロックを実施する以前とブロック解除以降は、安全系の待機状態は出力運転時と同一であり、仮に何らかの異常事象が発生した場合でも、安全系の自動起動によって、事象は終結される。したがって、非常用炉心冷却設備自動作動信号のブロック以前とブロック解除以降は出力運転時の評価に包含されることから、既往の停止時PRA及び停止時PSA学会標準においても非常用炉心冷却設備自動作動信号のブロック以

降から、非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック解除までが評価対象とされている。

以上より、「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に定められる運転停止中の期間は、「主発電機の解列から原子炉起動の過程における主発電機の並列」までとされているが、停止時PRAで対象とするプラント状態は、プラント状態(3)からプラント状態(13)までとしている。

本評価の目的を鑑みると、評価対象とする定検工程としては、過去の運転実績を代表するものとする必要があるため、以下の手順に従って実定検工程を確認し、評価対象工程を選定した。

- ・至近数サイクル分の当該プラントの定検工程について、各プラント状態の時間を比較する。
- ・トラブルや大型改造工事等により長期定検となった定検工程を除き、至近の一般的な定検工程を選定する。

高浜3号炉の至近の定検における、工程継続時間の比較結果を第1.1.2.a-2表に示す。この結果、長期定検でなく、崩壊熱除去の観点でリスクが大きい前半ミッドループ運転期間の継続時間がより長い、高浜3号炉第17回定検（平成18年8月～平成18年11月）を選定した。

③ プラント状態分類

(1) プラント状態分類の考え方

プラントの停止状態では、以下のように状態が変化する。

- ・ 運転中の設備や待機状態、待機除外状態にある設備が工程と共に変化する。
- ・ 原子炉内の保有水量が工程と共に変化する。
- ・ 炉心の崩壊熱が時間の経過と共に減少する。

このため、プラント状態について、1次冷却材の保有水量、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準、時間余裕に関する類似性の観点から、分類を行った。

(2) プラント状態分類の分類結果

(1)の考え方に従い、②で設定した評価対象期間を複数のプラント状態(Plant Operational State) (以下「POS」という。)に分類した。各POSについて、以下に概説する。

【POS 3：高温停止状態（非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック以降）から余熱除去系運転開始まで】

非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック以降も、タービンバイパス系（あるいは主蒸気逃がし弁）を使用して原子炉の冷却を継続する。1次冷却系が2.7MPa[gage]、177℃以下となれば余熱除去系を使用した冷却に切り替える。2次冷却系で冷却している期間をPOS 3とし、余熱除去系の運転開始からの期間と区別する。なお、当該POSについては、1次冷却系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シナシケンス選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、評価の対象外とした。

【POS 4：余熱除去系による冷却状態①（1次冷却系は満水状態）】

1次冷却系が2.7MPa[gage]、177℃以下となれば余熱除去系を起動し1次冷却系の冷却を行う。余熱除去系の運転状態として、1次冷却系の保有水量の観点から、満水状態をPOS 4とし、ミッドループ運転状態の期間と区別する。

【POS 5：余熱除去系による冷却状態②（ミッドループ運転状態）】

1次冷却系の酸化運転や蒸気発生器伝熱管の探傷試験実施のための蒸気発生器ノズル蓋の取付け、原子炉容器ふた取外し準備等のために、1次冷却系の水位を原子炉ノズルセンター付近まで低下させたPOSである。1次冷却材の保有水量が減少している状態にあることから、余熱除去ポンプのキャビテーションを生じる可能性がある。また、原子炉停止後の経過期間が短く崩壊熱が大きいことから余熱除去系による冷却が停止した場合の燃料損傷までの時間余裕が他の状態に比べて小さいため、停止時PRAにおいて、特に重要となるプラント状態である。ミッドループ運転の概要図を第1.1.2.a-2図に示す。

【POS 6：原子炉キャビティ満水状態①（燃料の取出し時）】

燃料交換のために、原子炉キャビティを満水にした状態である。原子炉キャビティが満水状態では余熱除去系による冷却が停止した場合でも、1次冷却系が飽和状態となり、さらに蒸発によって燃料が露出状態となるまでには多大な時間余裕が存在し、機器の復旧に期待できることから、本評価の対象外とした。

【POS 7：燃料取出し状態（燃料が原子炉容器内にない状態）】

燃料交換及び燃料検査のために燃料が原子炉容器から使用済燃料ピットへ移送されている状態である。この間は炉内に燃料が存在しないことから本評価の対象外とした。

【POS 8：原子炉キャビティ満水状態②（燃料の装荷時）】

新燃料及び検査の終了した燃料を炉心に装荷するために原子炉キャビティを満水にしている状態である。POS 6と同様に余熱除去系に

よる冷却が停止した場合でも燃料損傷に至るまでには多大な時間余裕が存在し、機器の復旧に期待できることから、本評価の対象外とした。

【POS 9：余熱除去系による冷却状態③（ミッドループ運転状態）】

原子炉容器ふた取付け、蒸気発生器ノズル蓋の取外し等のために1次冷却系の水位を原子炉ノズルセンター付近まで低下させたPOSである。

前述したように水位の低下により余熱除去ポンプがキャビテーションを生じる可能性があり、また1次冷却系の保有水量が少なく、POS 5と比較して、崩壊熱は小さくなるものの、燃料損傷までの時間余裕が他の状態に比べて少ないことが特徴である。

【POS 10：余熱除去系による冷却状態④（1次冷却系は満水状態）】

1次冷却系の漏えい試験を実施するに先立って、1次冷却系を満水状態とする。

【POS 11：1次冷却系の漏えい試験（余熱除去系は一時的に隔離される。）】

プラント起動に先立って、1次冷却系の漏えい試験を実施する。1次冷却系の圧力は定格圧力まで加圧されることから、余熱除去系は一時的に隔離される。漏えい試験実施後は再び1次冷却系の減圧を行い、余熱除去系による冷却状態に復帰させる。なお、当該POSについては、1次冷却系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、本評価の対象外とした。

【POS12：余熱除去系による冷却状態⑤（1次冷却系は満水状態）】

余熱除去系による冷却状態に復帰した後、原子炉の起動に先立って原子炉は昇温、昇圧される。177℃以下では余熱除去系を運転しながら昇温を実施する。

【POS13：余熱除去系隔離から高温停止状態（非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック解除）まで】

1次冷却材温度が177℃に達すると余熱除去系を隔離し、主蒸気逃がし弁を使用しながら、高温停止状態まで原子炉の昇温、昇圧を実施し、非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック解除に至る。なお、当該POSについては、1次冷却系が高压であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、本評価の対象外とした。

【POS14：高温停止状態（非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック解除以降）】

非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック解除後の昇温、昇圧状態から高温停止状態を1つのPOSとして分類する。LOCAが生じた場合には非常用炉心冷却設備は自動起動し、燃料の健全性を確保する。上述したとおり、非常用炉心冷却設備自動作動信号のブロック解除以降は出力運転時の評価に包含されるため、基本的に評価対象外としたが、反応度の誤投入については、本POSにおいてのみ発生の可能性があるため、反応度の誤投入のみ特別に本POSを評価対象とした。

また、緩和設備の使用可能性については、原子炉施設保安規定の要求事項を基に保守的に設定した。

分類したPOSごとの継続時間を第1.1.2.a-3表に、緩和設備の使用可能性を第1.1.2.a-4表に示す。

1.1.2.b. 起回事象

起回事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、燃料損傷や格納容器破損へ波及する可能性のある事象のことである。

① 評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度

(1) 起回事象の選定方法

本プラントに適用する起回事象を以下の手法から検討し、選定を行った。

a. 原子力施設運転管理年報等による、当該プラント及び他の国内プラントのトラブル事例のレビュー

国内PWRプラントにおけるトラブル事例について、原子力施設運転管理年報及び原子力安全基盤機構（JNES）で公開されているトラブル情報を基に調査した。

b. マスターロジックダイヤグラムに基づく分析

マスターロジックダイヤグラムを用いて起回事象の分析を行った。分析結果について第1.1.2.b-1図に示す。

燃料の過大な損傷要因としては、燃料棒や器物の落下に伴う「機械的損傷」と「燃料の過熱損傷」が考えられる。このうち「機械的損傷」は、重量物の落下等損傷範囲が想定事象で一意的に同定されるものであり、停止時PRAとして取り扱う要素は少ない。

一方、「燃料の過熱損傷」に至る要因としては、「燃料の過出力」又は「燃料の冷却不能」が考えられる。

「燃料の過出力」をもたらす事象として、「反応度の誤投入事象」

が考えられる。一方、「燃料の冷却不能」をもたらす事象としては、「1次冷却材流出」及び「崩壊熱除去失敗」が考えられる。

前者の「1次冷却材流出」をもたらす事象として、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」、「水位維持失敗」及び「オーバードレン」事象が考えられる。

ここで、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」事象としては、配管破断（いわゆるLOCA）と、運転員による弁の誤操作等による1次冷却材の系外への流出が考えられる。このうち配管破断については、プラント停止中に1次冷却系圧力が低圧状態(2.7MPa[gage])又は大気圧状態に置かれている状態では発生の可能性が極めて低いと考えられるため、本評価では、1次冷却系圧力が低圧状態又は大気圧状態においては、弁の誤操作等による「1次冷却材流出」を対象とする。後者の「崩壊熱除去失敗」をもたらす事象としては、「余熱除去機能喪失」事象、「外部電源喪失」事象及び「原子炉補機冷却機能喪失」事象が考えられるため、これらも燃料損傷に至る起因事象として考慮する。

c. 国内外での既往のPRAによる知見の活用

既存のPRA研究で選定された起因事象について調査を実施した。調査結果について第1.1.2.b-1表に示す。

以上により同定した起因事象は以下のとおりである。

- ・余熱除去機能喪失
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
- ・水位維持失敗
- ・オーバードレン
- ・外部電源喪失

- ・原子炉補機冷却機能喪失
- ・反応度の誤投入
- ・インターフェイスシステムLOCA
- ・低温過加圧事象
- ・主給水流量喪失
- ・過渡事象
- ・2次冷却系の破断
- ・蒸気発生器伝熱管破損

(2) 同定した起因事象の除外

同定した起因事象のうち、以下に示す起因事象については、発生する可能性が極めて低い等の理由から評価対象から除外している。

a. インターフェイスシステムLOCA

停止時PRAの評価対象期間においては、長時間にわたり原子炉容器が開放されている。また、原子炉容器が開放されていない期間においても、原子炉冷却材圧力バウンダリ漏えい検査時を除いて原子炉圧力が高圧になることはなく、インターフェイスシステムLOCAの発生する確率は非常に小さい。また、本評価においては、1次冷却系が高圧の状態は出力運転時の評価に包絡されるとの判断で評価対象外としているため、起因事象から除外した。

b. 低温過加圧事象

低温過加圧事象は、停止時に1次冷却系が低温にあり、かつ閉止状態において、加圧事象が生じた場合に発生する。加圧事象の原因となり得る設備については、運転モードごとに使用できる状態の系統・トレンを制限して、発生の可能性を低減している。また、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、低温時には加圧器逃がし弁動作圧力は低圧設定となる低温過加圧防止装置が設置されており、低温過加圧事象が生じるには、加圧事象発生と過加圧防止設備不動作の重畳が必要となること、また、加圧器安全弁の取外しや加圧器逃がし弁の動作台数の確保等の過加圧防止対策を実施することから、その発生確率は非常に低いと考えられるため、起因事象から除外した。

c. 過渡事象、2次冷却系の破断、蒸気発生器伝熱管破損、主給水流量喪失

本評価においては1次冷却系が低圧の状態でも余熱除去システムによる冷却を行っている期間を評価対象としており、仮にこれらの事象が発生した場合でも、余熱除去システムによる冷却機能を喪失することは無いと考えられることから、これらの事象は評価対象とする起因事象から除外した。また、起因事象の選定に当たって参考とした、プラント停止状態におけるPRAの既存研究においては、これらの起因事象も対象とされている例^{1,2}があったが、炉心損傷頻度に対する寄与が非常に小さい結果が得られている。

¹ IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900MWe Pressurized Water Reactor", Main Report, April 1990.

² EDF, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300MWe)", Overall Report, May 31, 1990.

(3) 起因事象のグループ化

同定した起因事象については、単独で炉心損傷頻度の評価を実施することも可能であるが、事象の類似した起因事象をグループ化して評価を実施することも可能である。起因事象をグループ化するには、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類する。つまり、同一グループについては必要とされる

緩和設備等が類似する起因事象であるため、同一のイベントツリー及びフォールトツリーを用いることのできる起因事象をグループ化することとしている。ただし、本評価においては、「水位維持失敗」及び「オーバードレン」を「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」内にグループ化することが可能であるが、詳細な評価を実施するために個別に算出した。

以上の検討結果より、本プラントの評価対象とする起因事象は以下の7事象とした。

- ・余熱除去機能喪失

余熱除去系の弁やポンプの故障により余熱除去機能が喪失する事象。運転中の余熱除去系1系列が機能喪失し、さらに待機側の運転に失敗することで余熱除去機能が喪失する事象を想定する。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失

配管破断か運転員の弁の誤操作等により1次冷却材が系外へ流出する事象。低温停止時には、配管破断による1次冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁の誤操作等による1次冷却材の流出を対象とする。

- ・水位維持失敗

ミッドループ運転中に何らかの原因により炉心水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象。

- ・オーバードレン

1次冷却材水抜き操作時に、炉心水位がミッドループまで低下した後、水抜きを停止する通常の操作に失敗し、水位低下が継続する事象。

- ・外部電源喪失

外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用所内交流電源（ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。

- ・原子炉補機冷却機能喪失

原子炉補機冷却水系の弁やポンプ等の故障により、原子炉補機冷却機能が喪失する事象。発生した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。

- ・反応度の誤投入

希釈操作時に、必要な希釈量の算出又は設定に失敗し、異常の察知にも失敗する事象。

(4) 起回事象の発生頻度評価

起回事象の発生頻度は、次のa.～c.の手法を用いて算出した。

a. 出力運転時及び停止時の運転実績より算出

次に示す起回事象は、出力運転状態に関係なく発生する事象であるため、出力運転時及び停止時の運転経験から得られた起回事象の発生件数と運転期間（運転時間あるいは暦日等）を用いて算出した発生頻度を適用した。

- ・外部電源喪失

- ・原子炉補機冷却機能喪失

具体的な発生頻度の評価方法については、出力運転時PRAと同様である。

b. 停止時の運転実績より算出

a.以外の停止時特有の起因事象のうち次の起因事象については、停止時のプラントの運転経験から得られた起因事象の発生件数と運転期間（運転時間又は暦日等）を用いて算出した。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
- ・余熱除去機能喪失

これらのうち、余熱除去機能喪失は余熱除去系統の故障として平成23年3月31日までに国内で1件の発生実績があるが、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失は発生実績が無く、発生件数を0.5件として評価した。

○原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の発生頻度

$$= 0.5 / 612,397 = 8.2 \times 10^{-7} \text{ (/h)}$$

612,397 : 余熱除去系統運転時間(h)

○余熱除去機能喪失の発生頻度[※]

$$= 1 / 612,397 = 1.6 \times 10^{-6} \text{ (/h)}$$

612,397 : 余熱除去系統運転時間(h)

※本起因事象としては、運転中の余熱除去系の故障頻度(1.6×10^{-6} (/h))に、システム解析にて算出した待機中の余熱除去系による冷却失敗確率を乗じた頻度が発生頻度となる。

待機中の余熱除去ポンプ起動失敗確率は、時間的な余裕を考慮して、POSごとに次の値となる。

POS 4, 5 2.7×10^{-1} (/demand)

POS 9 5.3×10^{-3} (/demand)

POS 10, 12 3.5×10^{-3} (/demand)

したがって、POSごとの本起因事象発生頻度は、

POS 4, 5 4.3×10^{-7} (/h) (170h)

POS 9 8.4×10^{-9} (/h) (154h)

POS 10, 12 5.5×10^{-9} (/h) (285h)

となる。ここで、()内の時間は当該POSの継続時間であり、
重み付けして平均すると、

1.2×10^{-7} (/h)

となる。

c. システム解析により算出

発生がミッドループ運転時若しくは原子炉起動操作時に限定される次の3つの起因事象については、発生実績が0件である上に運転実績がb.の起因事象に比べても極めて少なくなり、発生件数を0.5件と仮定すると過度に保守的な評価となる。したがって、システム信頼性解析による評価を実施した。

- ・水位維持失敗
- ・オーバードレン
- ・反応度の誤投入

○水位維持失敗の発生頻度

ミッドループ運転中の水位低下事象の発生を起点として、水位計の監視に基づく通常のドレン停止（水位回復）操作及び（バックアップとして）警報発信に基づくドレン停止（水位回復）操作に対して、人的過誤確率及び機器故障率を見込むことで評価を行った。

具体的には、ミッドループ運転中の抽出流量の調整に係る機器故障率及び調整失敗、水位計読取り失敗の人的過誤確率を考慮した結

果、 2.4×10^{-3} の確率で水位低警報が発信するとし、また、警報発信後の操作失敗の人的過誤確率、機器故障率を考慮した結果、水位維持失敗発生頻度は

$$4.1 \times 10^{-6} \text{ (ノミッドループ)}$$

となった。

○オーバードレンの発生頻度

停止時の1次冷却材水抜き操作はPOS 5及びPOS 9において必ず(確率1で)実施されることを起点として、通常のみッドループ水位での停止操作及び(バックアップとして)警報発信に基づくドレン停止操作に対して、人的過誤確率及び機器故障率を見込むことで評価を行った。本評価の考え方については、水位維持失敗と同じであり、評価の結果、オーバードレン発生頻度は

$$4.1 \times 10^{-6} \text{ (/demand)}$$

となった。

○反応度の誤投入の発生頻度

反応度の誤投入としては、「臨界到達までの時間余裕が厳しい条件として原子炉起動前の停止状態において、1次冷却系への純水注入により、1次冷却材が希釈される」事象の発生が想定される1次冷却系への純水注入として、「希釈ラインの故障」及び「希釈中の操作誤り」が考えられる。「希釈ラインの故障」については、希釈ライン上の複数の弁において内部リークが発生し、1次冷却系統に純水が大量流入することにより事象が発生するが、その頻度は 1.0×10^{-10} (ノ炉年) を大きく下回り十分小さい一方「希釈中の操作誤り」については希釈量設定及び係数率監視のための運転員操作を考慮し、

THERP解析によりヒューマンエラーを評価した結果、反応度の誤投入の発生頻度は、

$$5.3 \times 10^{-8} \text{ (/demand)}$$

と評価した。

制御棒による反応度の誤投入については、PWRの制御棒は自重で炉心に挿入される設計であり、定期検査時には制御棒は燃料に挿入された状態となると共に、起動時を除く期間についてはほう酸水により未臨界度が確保された状態となる。また、起動時の制御棒操作に際しては事前に手順の十分な確認のうえ操作を実施すると共に、核計装系による監視、制御棒引き抜き阻止のインターロック及び関連する警報が独立に設けられていることを踏まえ、事象が発生する確率は非常に小さいと考え本評価においては評価対象外と判断した。

以上の算出結果をまとめて、第1.1.2.b-2表に示す。また、POSごとの起因事象発生頻度について、第1.1.2.b-3表に示す。

なお、高浜3号炉及び4号炉においては、本評価で挙げた起因事象はいずれも発生しておらず、起因事象発生頻度の観点でプラント固有の特徴は見受けられない。

1.1.2.c. 成功基準

既往のPRAや熱水力解析結果を反映し、燃料損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作の組合せや、緩和設備や緩和操作がその機能を達成するために必要な条件を定めた。

① 成功基準の一覧表

【燃料損傷判定条件】

○一般的な燃料損傷判定条件

有効燃料長頂部が露出した状態とする。

○反応度の誤投入時の燃料損傷判定条件

臨界に達した状態とする。

(本評価では反応度の誤投入に対する緩和策に期待しないため、
保守的に上記のように設定する。)

【起因事象ごとの成功基準】

○安全機能として期待できるか否かの判断基準を以下に示す。

1) 除熱機能：熱交換器の除熱能力が崩壊熱量を上回るか

2) 注水機能：蒸発量を補うだけの注水が可能か（除熱機能）又は
流出力を補うだけの注水が可能か（冷却材流出時）

○余熱除去系及び非常用電源の成功基準は、単一故障が発生しても、 系統全体の機能は喪失しないという条件で設定。

起因事象「外部電源喪失」の成功基準は、以下のとおりである。

イベントヘディング	機能	成功基準
非常用所内交流電源	ディーゼル発電機	1/2台
	ポンプ	1/2ポンプ
余熱除去系による冷却	熱交換器	1/2熱交換器
	ループ	1/3ループ

なお、「外部電源喪失」以外は有効な緩和系が存在しないため、成
功基準も存在しない。

【対処設備動作までの余裕時間及び使命時間】

○余裕時間

事象発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行するまでの余裕時間を、以下のとおり設定した。

対象操作	待機側ポンプ起動による余熱除去回復				
POS	POS 4	POS 5	POS 9	POS 10	POS 12
余裕時間 (分)	10	10	30	60	60

その設定根拠について以下に示す。

(1) 余熱除去機能喪失（1系統運転時）又は外部電源喪失の発生時

対象操作：待機側ポンプ起動による余熱除去系統回復

余裕時間：以下のとおり

a. 前半ミッドループ運転時（POS 5）

第 1.1.2.c-1 図に示す崩壊熱曲線に基づき、以下のとおり1次冷却材保有水沸騰時間を算出した。最も厳しい条件となるようMOX燃料が40体（燃焼度45,000MWd/t（3回照射）8体、35,000MWd/t（1回照射）16体、及び15,000MWd/t（1回照射）16体）が装荷され、残りは48,000MWd/t（3回照射）、32,000MWd/t（2回照射）及び16,000MWd/t（1回照射）の燃焼度のウラン燃料（初期濃縮度4.1wt%）が1/3ずつ存在すると想定し、崩壊熱曲線は、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成4年6月11日一部改訂）」において使用が認められている日本原子力学会推奨値（不確定性（3 σ ）込み）を用いた。アクチニド崩壊熱に関しては十分実績のあるORIGEN2コード評価値（不確定性（20%）込み）を用い、保守的に崩壊熱を設定した。

・燃料取替えを考慮した崩壊熱

12：崩壊熱曲線から予測される崩壊熱(MW)

・ 1次冷却材保有水昇温率

1次冷却材保有水昇温率

$$= \text{評価上の崩壊熱} \div (\text{保有水量} \times \text{水の比熱})$$

$$= 12 \times 60 \div (7.3 \times 10^4 \times 4.2 \times 10^{-3})$$

$$= 2.3(\text{°C}/\text{min})$$

7.3×10^4 : 保有水量 (ミッドループ運転時) (kg)

・ 1次冷却材保有水沸騰時間

1次冷却材保有水沸騰時間

$$= \text{沸点との温度差} \div \text{予測される昇温率}$$

$$= 30 \div 2.3$$

$$= 13(\text{min})$$

(水抜き開始時に 65°C以下に維持するが、保守的に初期の水温を 70°Cと設定)

すなわち、沸騰までの時間は、13分と評価したが、診断失敗確率に使用する時間は、10分と設定した。

b. 後半ミッドループ運転時 (POS9)

第 1.1.2.c-1 図に示す崩壊熱曲線に基づき、以下のとおり 1次冷却材保有水沸騰時間を算出した。

・ 燃料取替えを考慮した崩壊熱

5.0 : 崩壊熱曲線から予測される崩壊熱(MW)

・ 1次冷却材保有水昇温率

一次冷却材保有水昇温率

$$= \text{評価上の崩壊熱} \div (\text{保有水量} \times \text{水の比熱})$$

$$= 5.0 \times 60 \div (7.3 \times 10^4 \times 4.2 \times 10^{-3})$$

$$= 0.98(\text{°C}/\text{min})$$

・ 1次冷却材保有水沸騰時間

1次冷却材保有水沸騰時間

= 沸点との温度差÷予測される昇温率

= 30÷0.98

= 31(min)

すなわち、沸騰までの時間は、31分と評価したが、診断失敗確率に使用する時間は、30分と設定した。

c. 炉停止後余熱除去系統隔離解除から水抜き開始まで (POS 4)

POS 4においては、崩壊熱は高いレベルにあるが1次冷却材保有水が多く、また、余熱除去系統隔離解除後の1次冷却材温度及び圧力が比較的高い時点では1次冷却材ポンプを運転し蒸気発生器での除熱も行っている。当該状態については、1次冷却系が満水状態であり、蒸気発生器による除熱も期待されるため、POS 5より十分時間余裕があると考えられるため、保守側の判断として診断失敗確率に使用する時間は10分とした。

d. 後半ミッドループ運転後の1次冷却系満水から余熱除去系統隔離まで (POS 10、POS 12)

POS 10及びPOS 12においては、崩壊熱レベルが低く、また、1次冷却系満水で保有水量も多いため少なくとも60分以上の許容時間が見込める。保守側の判断として診断失敗確率に使用する時間は60分とした。

○使命時間

本評価では、事故後24時間までの安定冷却が可能であれば、それ

以降の時間で仮に不具合が発生したとしても、ある程度崩壊熱は除去されており、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作に期待できると工学的に判断し、24時間を使命時間として設定した。

【熱水力解析等の解析結果、及び解析コードの検証性】

成功基準のために熱水力学解析を実施していない。

1.1.2.d 事故シーケンス

事故シーケンスとは、燃料損傷等に至るまでの、起因事象の発生及び各種安全機能喪失の組合せのことである。

① イベントツリー

各起因事象に対して、燃料損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作を検討し、燃料損傷に至る事故シーケンスを展開した。また、展開した事故シーケンスの最終状態を燃料損傷状態又は成功状態のいずれかに分類した。

各起因事象のイベントツリーを第1.1.2.d-1 (a)図～第1.1.2.d-1 (g)図に示す。

1.1.2.e. システム信頼性

事故シーケンスの頻度を推定するには、展開したイベントツリーの各分岐に対して成功・失敗確率を決める必要がある。この各分岐点におけるプラント緩和システムの成功・失敗確率を決めるために、フォールトツリー法によるシステム信頼性解析を実施した。本項目では、前項で抽出されたイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系と、それを適切に運転するために必要となるサポート系について、フォールトツリーを構築し定量化を実施した。

① 評価対象としたシステムとその説明

評価対象としたシステムについて一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。評価対象システムの一覧を以下に示す。また、フロントライン系とサポート系の依存性を第1.1.2.e-1表に、サポート系同士の依存性を第1.1.2.e-2表に示す。

【サポート系】

1. 外部電源系
2. 交流電源系
3. 直流電源系
4. 計器用電源系
5. 信号系
6. 換気空調系
7. 原子炉補機冷却海水系
8. 原子炉補機冷却水系

【フロントライン系】

9. 余熱除去系

【その他の系統】

10. 1次冷却系注入逆止弁周辺機器

② システム信頼性評価手法

システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し信頼性評価を行った。

フォールトツリーの作成に当たっては、対象範囲を示す概略系統図を

作成すると共に、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを基事象リストの形で整理した。また、これらの情報に基づき、評価対象としたシステムについてフォールトツリーを作成し、定量化を実施した。

定量化に当たっては、起因事象と緩和設備の従属性や、緩和設備間の従属性を考慮した。これらの従属性により発生しうる共通要因故障を、条件付分岐確率イベントツリー法を用いて評価した。また、同一又は異なるシステムにおいて、多重性を持たせるために用いられている複数機器の故障については、型式、機能、環境、運用方法等に基づく共通要因故障を、MGL法を用いて評価した。システム信頼性評価の例を第1.1.2.e-1図に示す。

③ システム信頼性評価の結果

システム信頼性評価の結果について、事故シーケンスの定量化においては、条件付分岐確率イベントツリー法を用いるため、サポート系の状態ごとに、アンアベイラビリティを定量化した。

④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

本評価において、フォールトツリー法を用いずに、技術的判断で非信頼度を求めたものはない。

1.1.2.f. 信頼性パラメータ

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化のために必要となる機器故障率、共通要因故障パラメータ並びに試験又は保守作業による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備した。

① 非信頼度を構成する要素と評価式

非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通要因故障

パラメータ、試験による待機除外データ、保守による待機除外データ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。

② 機器故障率パラメータの一覧

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化で使用する機器故障率データは、原則として、原子力安全推進協会（JANSI）が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIA（<http://www.nucia.jp/>）で公開されている国内プラントの故障実績（1982年度～2002年度21ヵ年49基データ（21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（平成21年5月公表）」に記載されているデータ（以下「国内故障率データ」という。）を使用する。また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出（1982年度～1997年度16ヵ年49基データ改訂版）（平成13年2月）、電中研報告P00001、（財）電力中央研究所」で定義した機器バウンダリに従っている。

なお、評価対象機器のうち、NUCIAでグループ登録されていないものについては、類似性を考慮した工学的判断に基づいてNUCIAの機器グループに分類した。

③ 機器復帰の取り扱い方法及び機器復帰失敗確率

本評価においては、故障した機器の使命時間中の復旧は考慮していない。

④ 待機除外確率

定期検査期間中には、出力運転時と異なり、検査・保守を実施するた

めに系統や機器を待機除外とする期間がある。この期間は定期検査によって変わり得るが、本評価では原子炉施設保安規定で定める運転上の制限を考慮し、設備の冗長性が最も小さくなる状態を仮定して、保守的に各POSに対する待機状態を設定した。

⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ

共通要因故障パラメータについては、NUREG/CR-5497（停止時PSA学会標準推奨データベース）の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2010」に記載されるMGLパラメータを使用する。MGLモデルは冗長度が高い系の解析に対応しており、原子力プラントにおいて広く使用実績のある共通要因故障パラメータである。

1.1.2.g. 人的過誤

人間信頼性解析は、炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間行動（タスク）に対して、起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功又は失敗の確率を評価することである。本作業では、起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。

① 評価対象とした人的過誤及び評価結果

人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック (NUREG/CR-1278)のTHERP (Technique for Human Error Rate Prediction)手法を使用して評価した。

(1) 起因事象発生前人的過誤

起因事象発生前人的過誤事象発生前に考慮すべき人的過誤として、試験・保守時において作業終了後、手動弁及び手動ダンパを正しい状態に復帰させる際の復旧忘れを考慮した。結果、本評価では、モデル

化対象となる起因事象発生前人的過誤はない。

(2) 起因事象発生後人的過誤

プラントで事故が発生した場合、運転員は運転基準（手順書）に記載されている手順に従って、原子炉を安全に停止させるために必要な措置をとる。本評価においては、運転員が行う以下の行為を人的過誤の評価対象とする。

a. 診断失敗

運転基準（手順書）へのエントリー失敗を、診断過誤として取り扱う。なお、診断行為は複数の計器指示、警報等からプラントで発生した事象を特定することから、時間的な余裕を考慮する。なお、診断失敗が発生した場合、運転員は当該運転基準（手順書）の操作すべてに失敗するものとして取り扱う。本評価で用いる診断過誤確率は下表のとおりである。

診断項目	診断過誤確率
外部電源喪失時の余熱除去系統再起動（POS 4,5）	2.7E-2
外部電源喪失時の余熱除去系統再起動（POS 9）	2.7E-4
外部電源喪失時の余熱除去系統再起動（上記以外）	8.5E-4

b. 操作失敗・読取り失敗

操作失敗については、運転基準（手順書）に記載された操作の中で、燃料損傷の観点から、事故シナリオの中で必要となる操作を同定する。

読取り失敗については、運転基準（手順書）に「～を確認する。」のような記載があり、かつ、それに付帯した機器等の操作がある場合は、その確認を「読取り」として扱い、同定対象とする。読取りに失敗した場合、続く操作に失敗するものとして取り扱う。ただし、読取

り失敗については、複数の計器により判断が可能である場合については、失敗の確率が十分に小さいとして、評価対象外とする。本評価で用いる事象発生後の操作失敗に係る人的過誤確率は下表のとおりである。

運転操作エラー項目	操作場所	操作過誤確率	E F
外部電源喪失時の 余熱除去系統再起動操作失敗	中央制御室	1.7E-03	5

本評価では、読取り失敗に係る人的過誤を取り扱っていない。

(3) 起因事象発生に係わる人的過誤

水位維持失敗、オーバードレン及び反応度の誤投入の起因事象発生において、人的過誤を考慮した。本人的過誤では(2)b.と同様の考え方にに基づき、操作失敗及び読取り失敗を取り扱っている。

1.1.2.h. 炉心損傷頻度

① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

前記の種々の作業は、事故シーケンスの発生頻度を求める定量化作業に集約される。起因事象や展開したイベントツリー、フォールトツリーの各基事象に対し数値（起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率など）を入力して事故シーケンス発生頻度を計算する。

炉心損傷頻度の算出のため、事故シーケンスの定量化を行った。事故シーケンスの定量化は、RISKMANコードにより実施し、大イベントツリー／小フォールトツリー法で作成されたモデルに適用される、条件付分岐確率イベントツリー法を用いた。

また、停止時PRAにおける炉心損傷頻度は、分類された各POSの燃料損傷確率を合算することによって1回の停止当たりの燃料損傷確率を算出しており、1回の停止は通常時約1年に1回行われるため、算出

した燃料損傷確率を年当たりの炉心損傷頻度（／炉年）とみなすことで得ることができる。

② 炉心損傷頻度

事故シーケンスの定量化を行った結果、全炉心損傷頻度は 6.1×10^{-4} （／炉年）となった。起因事象別・POS分類別の炉心損傷頻度の内訳及び主要事故シーケンス、並びに主要カットセットを、第1.1.2.h-1表及び第1.1.2.h-2表に示す。また、事故シーケンス別の炉心損傷頻度の内訳を第1.1.2.h-3表に示し、POS別、起因事象別の炉心損傷頻度割合を第1.1.2.h-1図及び第1.1.2.h-2図に示す。

POS分類別の時間当たりの炉心損傷頻度では、第1.1.2.h-1表で示すとおり崩壊熱が高く燃料損傷までの許容時間の短い前半POS（POS 4及びPOS 5）において、炉心損傷頻度が高くなっている。全炉心損傷頻度については第1.1.2.h-1図に示すとおり、炉心損傷頻度は継続時間の長い順に大きくなっており、緩和手段が乏しい本評価では結果が継続時間に強く依存している。このため、継続時間の長いPOS 10と共に、ミッドループ運転の期間である、POS 5、POS 9で大きくなっている。

起因事象別の結果では、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の寄与が最も大きくなっている。次いで、余熱除去機能喪失となっている。原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失は、停止時の各プラント状態を通じて、緩和策無く発生する起因事象であり、頻度が大きい。また、余熱除去機能喪失は、炉心燃料からの崩壊熱量と1次冷却材水量のバランスにより運転操作に係る余裕時間が異なる。

評価結果の分析として余熱除去機能喪失事象に対して、POS別の炉心損傷頻度を導出した。

POS別の余熱除去機能喪失の炉心損傷頻度割合を第1.1.2.h-3図に示す。原子炉停止後の期間が比較的短いPOS 4、POS 5での炉心損傷頻度が高い傾向となっていることを確認した。また、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度割合を第1.1.2.h-4図に示す。

この結果を基に、事故シーケンスグループ別で分析すると、原子炉冷却材の流出が支配的となっている。次いで、余熱除去機能喪失が分類される崩壊熱除去機能喪失となっている。

③ 重要度解析

全炉心損傷頻度に対するFussel-Vesely（以下「FV」という。）重要度及びリスク増加価値（以下「RAW」という。）を評価し、全炉心損傷頻度への寄与の大きい因子を分析した。

(1) FV重要度

FV重要度は、燃料損傷の発生を仮定したときに、当該事象の発生が寄与している割合を表す指標である。FV重要度の評価結果を、第1.1.2.h-4表に示す。

評価の結果、第1位は「運転員操作 余熱除去冷却診断失敗（時間余裕 10分）（POS 4, 5、余熱除去機能喪失時）」の約12%、第2位は「運転員操作 余熱除去冷却 診断失敗（時間余裕 10分）（POS 4, 5、外部電源喪失時）」の約0.4%、第3位は「運転員操作 余熱除去ポンプA,B 起動失敗（共通要因）」の約0.2%となった。

第1位のFV重要度が約12%、第2位以降は、0.5%以下となっていることから、全炉心損傷頻度の大部分は、緩和系の失敗ではなく、緩和系に期待できない起回事象の発生によるものであることが分かる。

(2) RAW

RAWは、対象となる事象が必ず発生すると仮定した場合に、リスクがどれだけ増加するかを示す指標である。RAWの評価結果を、第1.1.2.h-5表に示す。

評価の結果、RAWの上位は約3で同等の値を示していることから、機器故障やヒューマンエラーの発生で、燃料損傷に至るものが多数存在することがわかる。

④ 不確実さ解析

起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤等のパラメータが持つばらつき（不確実さ）が炉心損傷頻度に与える影響（炉心損傷頻度の平均値及びエラーファクター（EF））を評価した。不確実さ解析の結果を、第1.1.2.h-6表に示す。

評価の結果、全炉心損傷頻度（点推定値）は 6.1×10^{-4} （/炉年）であったが、不確実さ解析の結果、炉心損傷頻度（平均値）は 6.3×10^{-4} （/炉年）、不確実さ幅を示すエラーファクター（EF）は6.6となり、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43倍の不確実さ幅がある結果となった。

⑤ 感度解析

炉心損傷頻度に影響する因子として、運転中の充てん/高圧注入ポンプに期待できるとした場合に着目し、全炉心損傷頻度に対する寄与が最も大きい原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失を対象に感度解析を実施した。感度解析の結果を第1.1.2.h-7表に示す。

感度解析の結果、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の炉心損傷頻度は 5.0×10^{-7} （/炉年）となり基本ケースから約1/1000に低減し、全炉

心損傷頻度は 1.1×10^{-4} (/炉年)となり基本ケースから約1/6に低減した。

運用上は運転が継続している充てん系に期待するだけでも、炉心損傷頻度が上記の程度まで低減することが分かった。

第 1.1.2.a-1 表 系統設備概要

原子炉保護系	2 トレン SSPS 方式 制御棒 48 本
余熱除去系	余熱除去ポンプ 2 台 (うず巻式) ポンプ容量 約 852 m ³ /h/台
ディーゼル発電機	横置回転界磁・三相同期発電機 2 台 発電容量 約 6,750kVA/台
直流電源設備	安全系蓄電池 2 組 容量 約 1,200A・h/組 常用系蓄電池 1 組 容量 約 4,000A・h/組
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ 5 台 (うず巻式) ポンプ容量 約 1,400 m ³ /h/台
原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ 3 台 (斜流式) ポンプ容量 約 5,100 m ³ /h/台

第 1.1.2.a-2 表 高浜 3 号炉定検の工程継続時間の比較

POS	工程	工程継続時間(h)				
		16 回定検	17 回定検	18 回定検*	19 回定検	20 回定検
POS 4	余熱除去系による冷却状態① (1 次冷却系滴水)	40	72	53	42	39
POS 5	余熱除去系による冷却状態② (ミッドループ運転状態、燃料取出し前)	88	98	97	95	90
POS 9	余熱除去系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態、燃料取出し後)	197	154	352	140	140
POS 10	余熱除去系による冷却状態④ (1 次冷却系滴水)	52	251	27	49	134
POS 12	余熱除去系による冷却状態⑤ (1 次冷却系滴水)	34	34	52	54	79
	合計	411	609	581	380	482

※高浜 3 号炉 18 回定検は長期定検。

第 1.1.2.a-3 表 各プラント状態の分類

プラント状態 (POS)	POSの継続時間(h)
4	72
5	98
9	154
10	251
12	34
合計	609

第 1.1.2.a-4 表 緩和設備の使用可能性

系統	上段:プラント状態/下段:運転モード														
	(1) 部分出力 状態	(2) 高温停止 状態(SI ブロックま で)	(3) 高温停止 状態 (RHR運 転開始ま で)	(4) RHRによ る冷却① (RCS満 水)	(5) RHRによ る冷却② (前半ミッ ドループ)	(6) 原子炉 キャビティ 満水	(7) 燃料取り 出し状態	(8) 原子炉 キャビティ 満水	(9) RHRによ る冷却③ (後半ミッ ドループ)	(10) RHRによ る冷却④ (RCS満 水)	(11) 1次冷却 系の漏え い試験	(12) RHRによ る冷却⑤ (RCS満 水)	(13) 高温停 止状態 (RHR隔 離以降)	(14) 高温停 止状態 (SIプロッ ク以降)	(15) 部分出 力状態
	1,2	3	3	4,5	5,6	6	-	6	6,5	5	4	5	3	3	2,1
主変圧器	-	-	-	1/0/0	1/0/0	-	-	-	0/0/1	0/0/1	-	0/0/1	-	-	-
予備変圧器	-	-	-	0/1/0	0/0/1	-	-	-	1/0/0	1/0/0	-	1/0/0	-	-	-
非常用AC電源	-	-	-	2/0/0	2/0/0	-	-	-	2/0/0	2/0/0	-	2/0/0	-	-	-
ディーゼル発電機	-	-	-	0/2/0	0/1/1	-	-	-	0/1/1	0/1/1	-	0/1/1	-	-	-
バッテリー	-	-	-	0/2/0	0/2/0	-	-	-	0/2/0	0/2/0	-	0/2/0	-	-	-
海水ポンプ	-	-	-	1/1/1	1/0/2	-	-	-	1/0/2	1/0/2	-	1/0/2	-	-	-
原子炉補機冷却水ポンプ	-	-	-	1/1/2	1/1/2	-	-	-	1/1/2	1/1/2	-	1/1/2	-	-	-
余熱除去ポンプ	-	-	-	1/1/0	1/1/0	-	-	-	1/1/0	1/1/0	-	1/1/0	-	-	-

凡例：運転台数/待機台数/待機除外台数

第 1.1.2.b-1 表 考慮している起因事象の比較

起因事象	NSAC-84(Zion)	NUREG/CR-5015(Zion)	フランスPRA ※1,2	JNES 検討※3	本評価 (高浜 3 号炉及び 4 号炉)
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 (配管破断)	-	-	○	-	-
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 (弁の誤開)	○	○	-	○	○
インターフェイスシステム LOCA	-	-	○	-	-
2 次冷却系の破断	-	-	○	-	-
蒸気発生器伝熱管破損	-	-	○	-	-
ヒートシンク喪失	-	-	○	-	○ (原子炉補機冷却機能喪失)
主給水流量喪失	-	-	○	-	-
外部電源喪失	○ (余熱除去機能喪失で評価)	○	○	○	○
過渡事象	-	-	○	-	-
反応度の誤投入	-	-	○	○	○
余熱除去機能喪失	○	○	-	○	○
低温過加圧事象	○	-	-	-	-
水位維持失敗/ オーバー dren	-	-	-	○	○

※ 1 : IPSN, " A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor" ,Main Report, April 1990.

※ 2 : EDF, " A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre(1300 MWe)" ,Overall Report, May 31, 1990.

※ 3 : JNES, " JNES における PSA 手法の標準化=停止時内の事象レベル 1 PSA 手法=に関する報告書" , 別冊 1, 平成 20 年 8 月.

第 1.1.2.b-2 表 起因事象発生頻度（平成 23 年 3 月 31 日迄）

起因事象	対象期間	発生頻度
余熱除去機能喪失*	余熱除去系統 1 系列運転時	1.2E-07 (/h)
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	1 次冷却系低圧時	8.2E-07 (/h)
水位維持失敗	ミッドループ運転時	4.1E-06 (/ミッドループ)
オーバードレン	水抜き中	4.1E-06 (/demand)
外部電源喪失	出力運転時を含めた全期間	5.5E-07 (/h)
原子炉補機冷却機能喪失	出力運転時を含めた全期間	2.3E-08 (/h)
反応度の誤投入	出力運転時を含めた全期間	5.3E-08 (/demand)

※起因事象発生頻度は、待機中のポンプ起動失敗も含む値として評価した。

第 1.1.2.b-3 表 POS 別起因事象発生頻度（/ 炉年）

プラント状態	期間 (h)	原子炉冷却 材圧力バウ ンダリ機能 喪失	水位維持 失敗	オーバー ドレン	余熱除去機 能喪失*	外部電源 喪失	原子炉補 機冷却機 能喪失	反応度の誤 投入
POS 4 余熱除去系による冷却状態 ①（1次冷却系は満水状態）	72	5.9E-05	—	—	3.1E-05	3.9E-05	1.6E-06	—
POS 5 余熱除去系による冷却状態 ②（ミッドループ運転状態）	98	8.0E-05	4.1E-06	4.1E-06	4.2E-05	5.4E-05	2.3E-06	—
POS 9 余熱除去系による冷却状態 ③（ミッドループ運転状態）	154	1.3E-04	4.1E-06	4.1E-06	1.3E-06	8.5E-05	3.5E-06	—
POS 10 余熱除去系による冷却状態 ④（1次冷却系は満水状態）	251	2.1E-04	—	—	1.4E-06	1.4E-04	5.8E-06	—
POS 12 余熱除去系による冷却状態 ⑤（1次冷却系は満水状態）	34	2.8E-05	—	—	1.9E-07	1.9E-05	7.9E-07	—
POS 14 高温停止状態（非常用炉心冷 却設備自動作動信号ブロッ ク解除以降）	12	—	—	—	—	—	—	5.3E-08

※起因事象発生頻度は、待機中のポンプ起動失敗も含む値として評価した。

第 1.1.2.e-1 表 相互依存表(1/2)

サポート系 (影響を与える側) フロントライン系 (影響を受ける側)	電源系	信号系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
余熱除去系 ※	○	○	○	○	○

※ 使命時間内においては、換気空調系が喪失しても余熱除去系は喪失しないため、相互依存は無いと判断した。

第 1.1.2.e-2 表 相互依存表(2/2)

サポート系 (影響を与える側)					
	電源系	信号系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
サポート系 (影響を与える側)					
電源系 ※1		○	○	○	
信号系	○				
換気空調系 ※2,3	○	○		○	
原子炉補機冷却海水系 ※2	○	○			
原子炉補機冷却水系 ※2	○	○		○	

※1 ディーゼル発電機の起動・継続運転のための信号系／換気空調系（ディーゼル発電機換気装置）／原子炉補機冷却海水系が必要であるため、モデル化を実施した。

※2 通常時待機状態を仮定しているトレンには起動のための信号系が必要であるため、モデル化を実施した。

※3 空調用冷水系には原子炉補機冷却海水系が必要であるためモデル化を実施した。

第 1.1.2.h-1 表 POS 分類ごと・起因事象ごとの炉心損傷頻度（/炉年）

プラント状態		期間 (h)	原子炉冷却材 圧力バウンダ リ機能喪失	水位維持 失敗	オーバ ードレ ン	余熱除去機 能喪失	外部電源喪 失	原子炉補機 冷却機能喪 失	反応度の 誤投入	合計
POS 4	余熱除去系による 冷却状態①（1次冷 却系は満水状態）	72	5.9E-05 (8.2E-07 /h)	—	—	3.1E-05 (4.3E-07 /h)	1.3E-06 (1.8E-08 /h)	1.6E-06 (2.3E-08 /h)	—	9.2E-05
POS 5	余熱除去系による 冷却状態②（ミッド ループ運転状態）	98	8.0E-05 (8.2E-07 /h)	4.1E-06	4.1E-06	4.2E-05 (4.3E-07 /h)	1.8E-06 (1.8E-08 /h)	2.3E-06 (2.3E-08 /h)	—	1.3E-04
POS 9	余熱除去系による 冷却状態③（ミッド ループ運転状態）	154	1.3E-04 (8.2E-07 /h)	4.1E-06	4.1E-06	1.3E-06 (8.4E-09 /h)	5.8E-07 (3.8E-09 /h)	3.5E-06 (2.3E-08 /h)	—	1.4E-04
POS 10	余熱除去系による 冷却状態④（1次冷 却系は満水状態）	251	2.1E-04 (8.2E-07 /h)	—	—	1.4E-06 (5.5E-09 /h)	1.0E-06 (4.1E-09 /h)	5.8E-06 (2.3E-08 /h)	—	2.1E-04
POS 12	余熱除去系による 冷却状態⑤（1次冷 却系は満水状態）	34	2.8E-05 (8.2E-07 /h)	—	—	1.9E-07 (5.5E-09 /h)	1.4E-07 (4.1E-09 /h)	7.9E-07 (2.3E-08 /h)	—	2.9E-05
POS 14	高温停止状態（非常 用炉心冷却設備自 動作動信号ブロッ ク解除以降）	—	—	—	—	—	—	—	5.3E-08	5.3E-08
合計（/炉年）		—	5.0E-04	8.2E-06	8.2E-06	7.6E-05	4.9E-06	1.4E-05	5.3E-08	6.1E-04

第 1.1.2.h-2 表 主要カットセット

(POS 5 における事故シーケンス: B ディーゼル発電機、海水ポンプ B/C 待機除外)

事故シーケンス		条件付き炉心 損傷確率	非信頼度	寄与率	カットセット
起回事象	緩和手段				
外部電源喪失	非常用所内交流電源失敗	5.0E-3	2.3E-3	45.6%	①A ディーゼル発電機継続運転失敗
			1.5E-3	30.0%	②A ディーゼル発電機起動失敗
			1.2E-4	2.5%	③A バッテリー機能喪失
			8.0E-5	1.6%	④海水ポンプ A 起動失敗
			8.0E-5	1.6%	④空調用冷凍機 A 起動失敗
			8.0E-5	1.6%	④空調用冷水ポンプ A 起動失敗
外部電源喪失	余熱除去系による 冷却失敗	2.9E-2	2.7E-2	92.7%	①診断失敗
			1.7E-3	5.9%	②A 余熱除去系統起動操作失敗
			8.0E-5	0.3%	③A 余熱除去ポンプ起動失敗
			4.8E-5	0.2%	④A 余熱除去ポンプシャ断器閉失敗
			2.6E-5	0.1%	⑤A 余熱除去ポンプ継続運転失敗

第 1.1.2.h-3 表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	炉心損傷頻度（/炉年）（注）
崩壊熱除去機能喪失	9.3E-05(15%)
全交流動力電源喪失	1.4E-06(0%)
原子炉冷却材の流出	5.2E-04(85%)
反応度の誤投入	5.3E-08(0%)
合計	6.1E-04(100%)

（注）カッコ内は、全炉心損傷頻度に占める割合(%)。

第 1.1.2.h-4 表 FV重要度評価結果

基事象	FV重要度
1. 運転員操作 余熱除去冷却診断失敗 (時間余裕 10 分) (POS 4,5、余熱除去機能喪失時)	0.12
2. 運転員操作 余熱除去冷却診断失敗 (時間余裕 10 分) (POS 4,5、外部電源喪失時)	0.004
3. 運転員操作 A,B余熱除去ポンプ起動失敗 (共通要因) (余熱除去冷却器冷却水止め弁開操作も含む)	0.002
4. 運転員操作 A 余熱除去ポンプ起動失敗 (余熱除去冷却器冷却水止め弁開操作も含む)	0.001
5. 運転員操作 余熱除去冷却診断失敗 (時間余裕 30 分) (POS 9、余熱除去機能喪失時)	0.001
6. Bディーゼル発電機 継続運転失敗	0.001 未満
6. 運転員操作 余熱除去冷却 診断失敗 (時間余裕 60 分) (POS 10,12、外部電源喪失・余熱除去機能喪失時)	0.001 未満
6. 運転員操作 B余熱除去ポンプ 起動失敗 (余熱除去冷却器冷却水止め弁開操作も含む)	0.001 未満
6. B ディーゼル発電機 起動失敗	0.001 未満
6. 青葉線(500kV) 送電線 喪失	0.001 未満

第 1.1.2.h-5 表 RAW評価結果

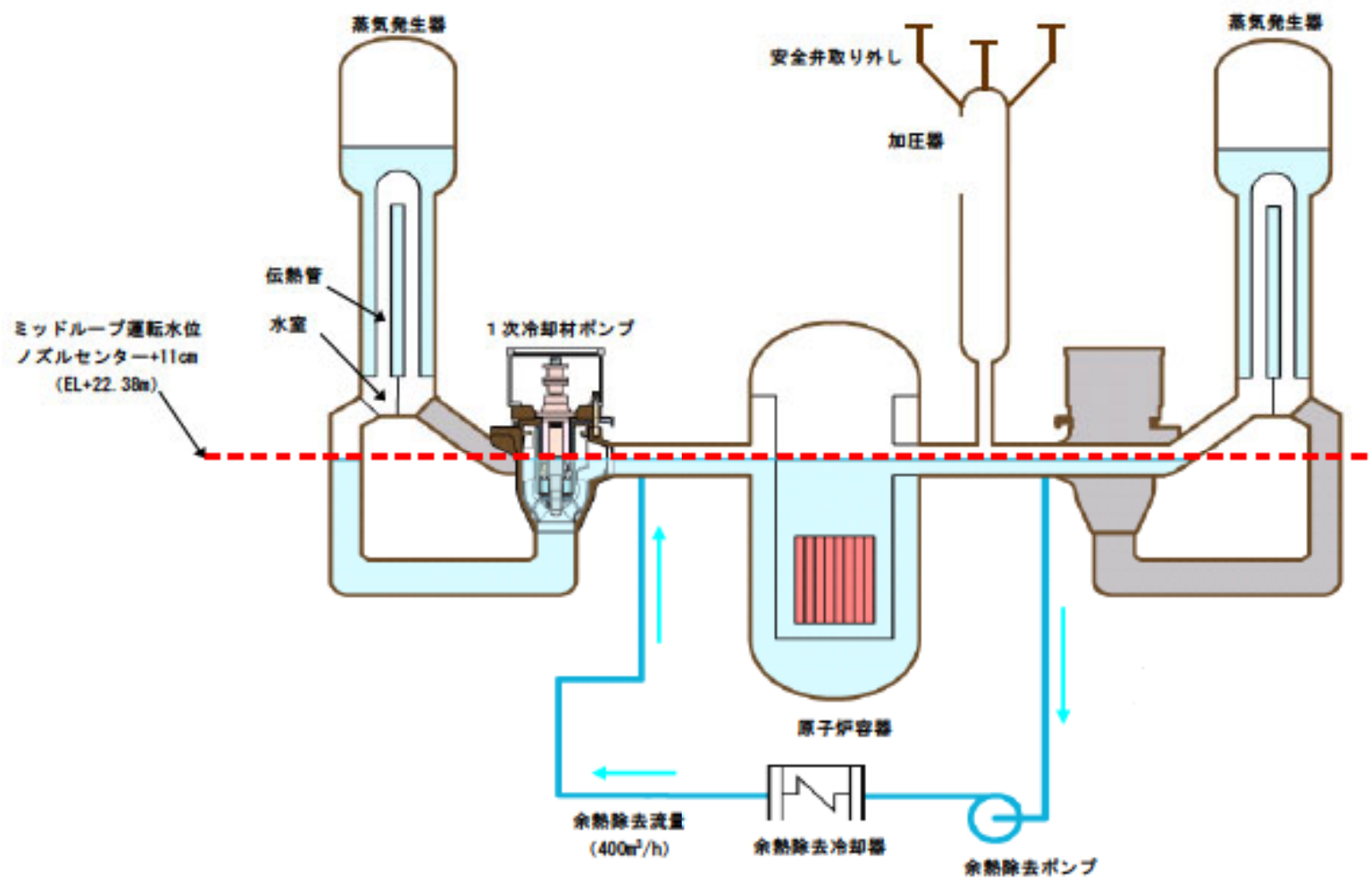
基事象	RAW
1.運転員操作 A,B 余熱除去ポンプ起動失敗 (共通要因)	3.0
1.A,B 余熱除去ポンプ起動失敗 (共通要因)	3.0
1.A,B 余熱除去ポンプ継続運転失敗 (共通要因)	3.0
1.余熱除去ポンプ A,B シャ断器閉失敗 (共通要因)	3.0
1.A,B 中間建屋給気ファン 継続運転 失敗 (共通要因)	3.0
1.A,B 蓄電池室排気ファン 継続運転失敗 (共通要因)	3.0
1.A,B,C 海水ポンプ継続運転失敗 (共通要因)	3.0
1.逆止弁 A,B 余熱除去ポンプ出口逆止弁開失敗 (共通要因)	3.0
1.逆止弁 A,B 余熱除去低温側注入隔離逆止弁開失敗 (共通要因)	3.0

第 1.1.2.h-6 表 不確かさ評価結果

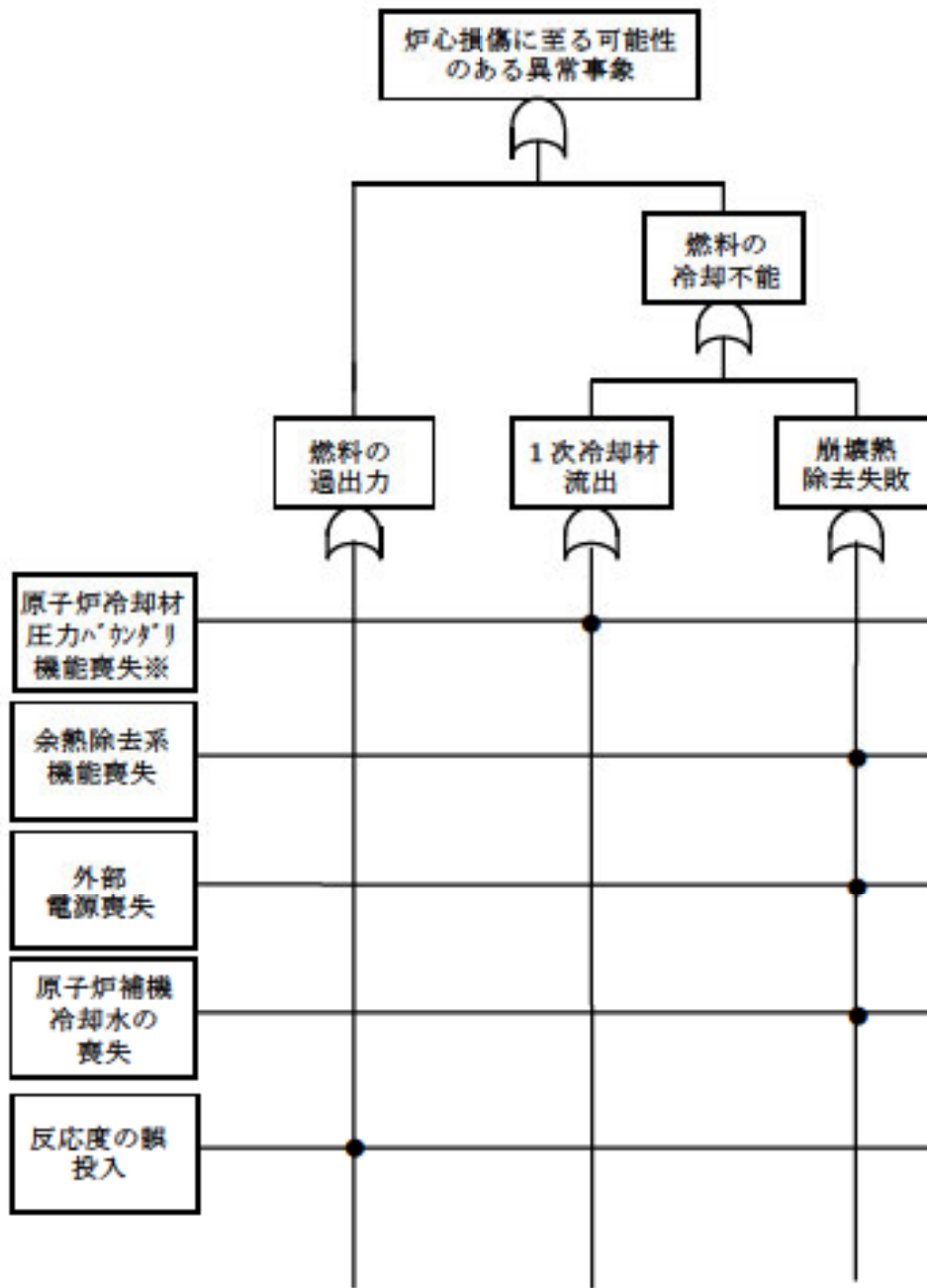
不確かさ	全炉心損傷頻度 (/炉年)
95%上限値	2.3E-03
平均値	6.3E-04
中央値	2.6E-04
5%下限値	5.4E-05
エラーファクター (E F)	6.6
点推定値	6.1E-04

第 1.1.2.h-7 表 感度解析結果 (POS 分類ごとの炉心損傷頻度)

プラント状態		期間 (h)	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失		合計	
			基本ケース	感度ケース	基本ケース	感度ケース
POS 4	余熱除去系による冷却状態① (1次冷却系は満水状態)	72	5.9E-05	5.9E-08	9.2E-05	3.4E-05
POS 5	余熱除去系による冷却状態② (ミッドループ運転状態)	98	8.0E-05	8.0E-08	1.3E-04	5.4E-05
POS 9	余熱除去系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)	154	1.3E-04	1.3E-07	1.4E-04	1.4E-05
POS 10	余熱除去系による冷却状態④ (1次冷却系は満水状態)	251	2.1E-04	2.1E-07	2.1E-04	8.4E-06
POS 12	余熱除去系による冷却状態⑤ (1次冷却系は満水状態)	34	2.8E-05	2.8E-08	2.9E-05	1.1E-06
合計 (/ 炉年)		—	5.0E-04	5.0E-07	6.1E-04	1.1E-04

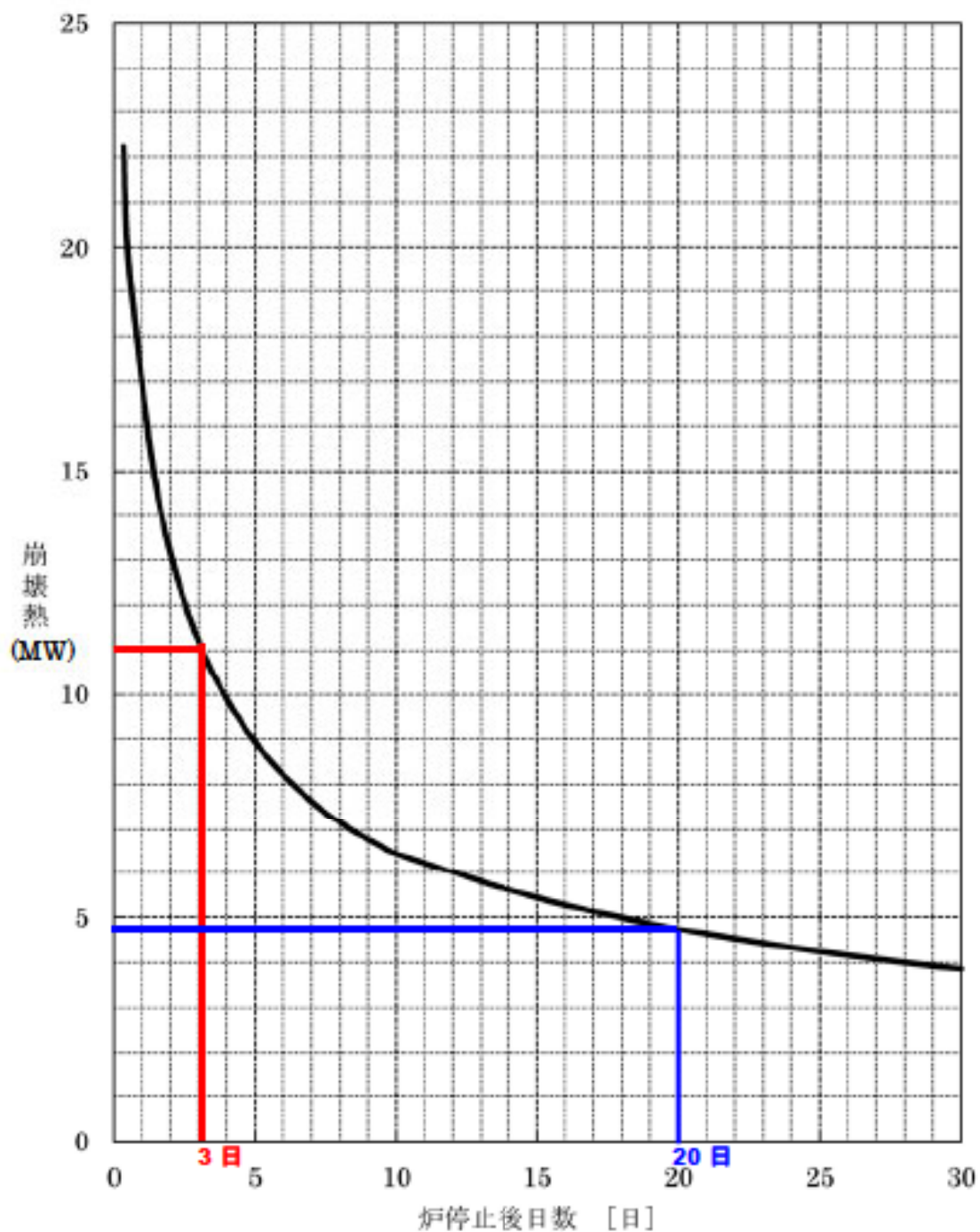


第1.1.2.a-2図 ミッドループ運転概要図



※原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、水位維持失敗及び
 オーバードレンを想定

第 1.1.2.b-1 図 燃料損傷に至る可能性のある異常事象の
 マスターロジックダイヤグラム



赤：前半ミッドループ検討

(今回設定の工程の水抜き開始は炉停止後 3 日を設定)

青：後半ミッドループ検討

(今回設定の工程では水抜き開始は炉停止後約 30 日であるが、

保守的に 20 日とした)

第 1.1.2.c-1 図 崩壊熱曲線

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

第 1.1.2.d-1 (a)図 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失イベントツリー

水位維持失敗	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

第 1.1.2.d-1 (b)図 水位維持失敗イベントツリー

オーバードレン	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

第 1.1.2.d-1 (c)図 オーバードレンイベントツリー

【仮定条件】

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、水位維持失敗及びオーバードレンは、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失事象、水位維持失敗及びオーバードレンは、運転員による弁の誤操作又は過剰なドレン等による 1 次冷却材の系外への流出を起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

余熱除去機能喪失	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

第 1.1.2.d-1 (d) 図 余熱除去機能喪失イベントツリー

【仮定条件】

- ・ 運転中の余熱除去系 1 系列が機能喪失し、さらに待機側の運転に失敗することにより、余熱除去機能喪失になることを想定する。
- ・ 余熱除去機能喪失は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

- ・ 余熱除去機能喪失事象は、余熱除去系統の故障により崩壊熱の除去に失敗することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

外部電源喪失	非常用所内 交流電源	余熱除去系に よる冷却	事故シーケンス
			炉心冷却成功
			外部電源喪失 +余熱除去系による冷却失敗
			外部電源喪失 +非常用所内交流電源喪失

第 1.1.2.d-1 (e)図 外部電源喪失イベントツリー

【仮定条件】

- 外部電源喪失は、送電系統の故障や所内電気設備の故障等により所内常用電源の一部又は全部が喪失し、崩壊熱の除去のための緩和系の運転状態が見出されるような事象を考慮している。

【イベントツリーの説明】

- 外部電源喪失時には、非常用所内電源によってサポート系を健全にし、余熱除去系統によって安定した崩壊熱の除去が確保される。

原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

第 1.1.2.d-1 (f) 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

【仮定条件】

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失は、原子炉補機冷却水ポンプ全台又は海水ポンプ全台の故障、若しくは、原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の配管・弁等の破断によって冷却能力を喪失することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

反応度の誤投入	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

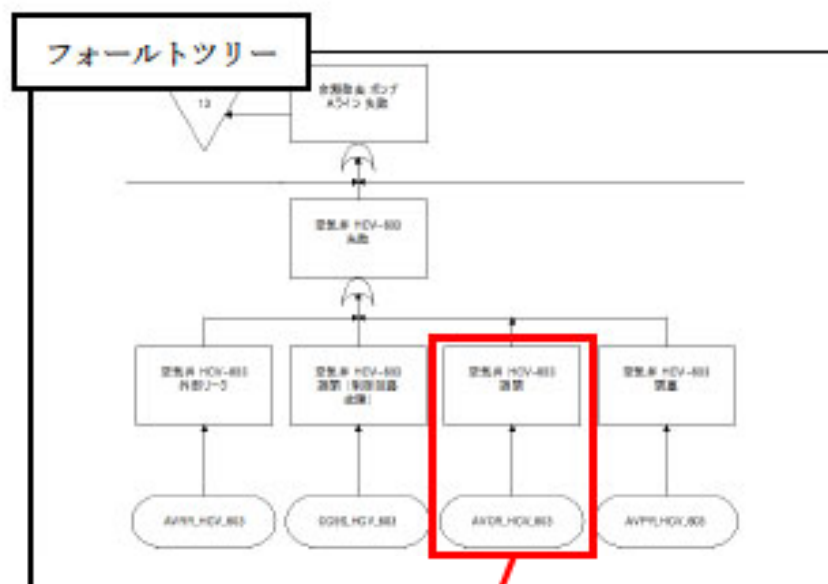
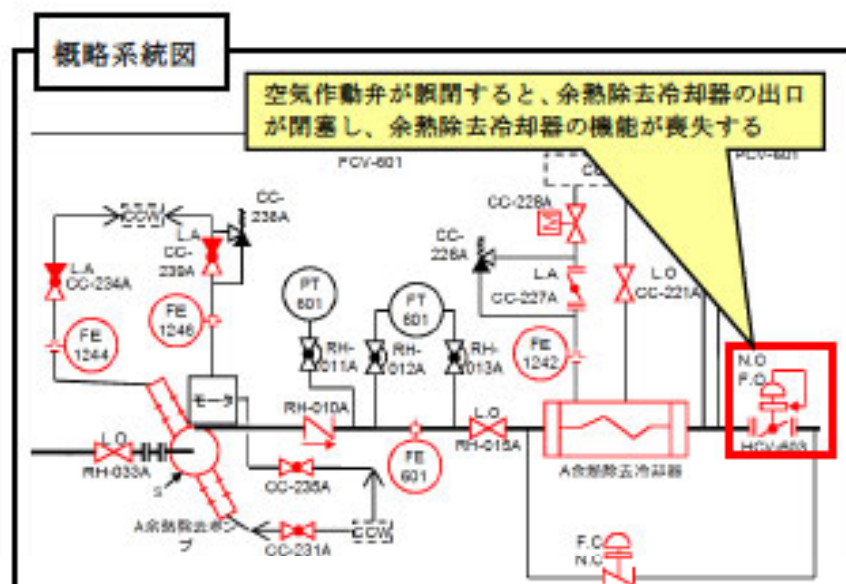
第 1.1.2.d-1(g)図 反応度の誤投入イベントツリー

【仮定条件】

- ・ 反応度の誤投入は、起回事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起回事象の発生によって燃料損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

- ・ 反応度の誤投入事象は、PWRプラントにおいて起動時に1次冷却系のほう素濃度の希釈を実施する際に希釈停止操作に失敗し、臨界に達することを起回事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。



(機器故障率データ)

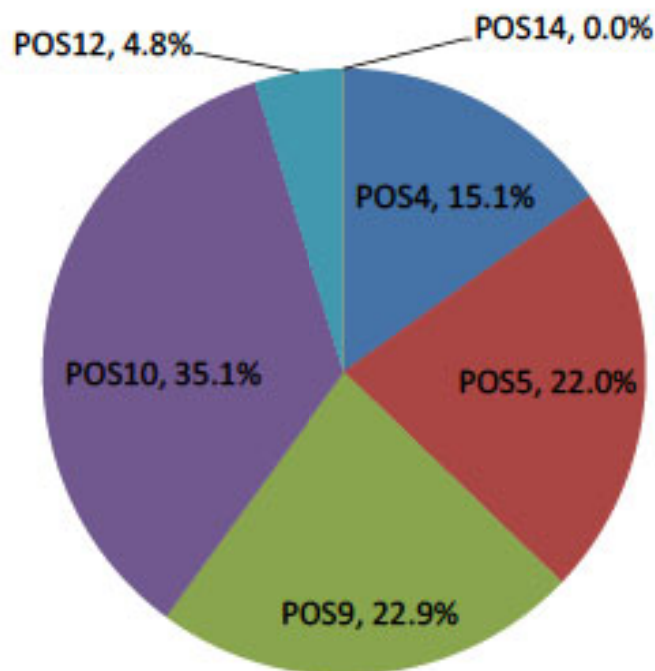
機器タイプ	故障モード	平均値	EF
空気作動弁	開失敗	4.2E-5/d	7.7
	閉失敗	3.2E-4/d	41.4
	閉塞	1.0E-8/h	21.8
	内部リーク	2.0E-8/h	39.1
	誤開又は誤閉	2.7E-8/h	37.1
	外部リーク	1.0E-8/h	21.8

基事象リスト

No.	トピック/イベント	機器ID	機器名称	動作確認試験名	試験間隔
1	3B余熱除去ポンプミニマムフロア				
RC3VA-FCV-614	3B余熱除去冷却器バイパス流量調節弁				
RC3VA-HCV-603	3A余熱除去冷却器出口流量調節弁				
RC3VA-HCV-613	3B余熱除去冷却器出口流量調節弁				
7	RX	RC3VA-HCV-603	3 A余熱除去冷却器出口流量調節弁	1次冷却系の前圧・清えい検査に伴う運転操作	1回/定検

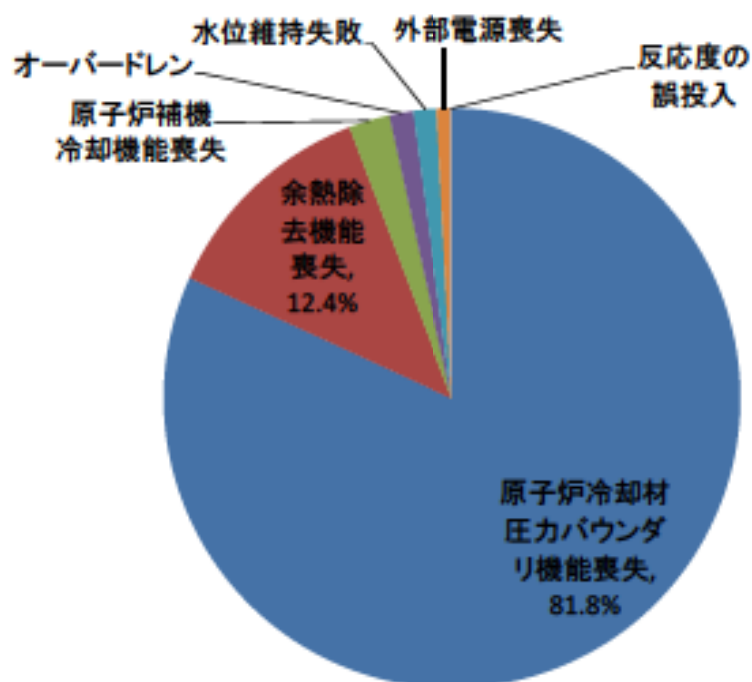
空気作動弁 HCV-603 の各故障モードのうち、「誤閉」に対する非信頼度を基事象リストに整理した情報を基に算出する。
非信頼度 = 「誤閉」の故障率 × 使用時間 (24h)

第 1.1.2.e-1 図 システム信頼性の評価例

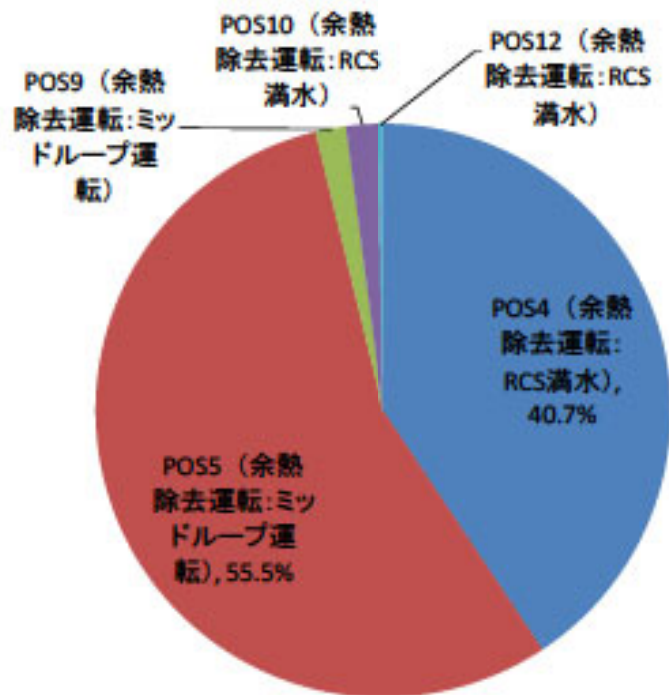


POS	(1)高圧停止状態	(2)冷却材不足運転(1)	(3)冷却材不足運転(2)	(4)原子炉上部キャビティ満水	(5)過剰配り出し状態	(6)原子炉上部キャビティ満水	(7)冷却材不足運転(3)	(8)冷却材不足運転(4)	(9)TRC-R 新たな試験	(10)冷却材不足運転(5)	(11)高圧停止状態
各プラント試験の継続時間(h)	17	72	98	26	1217	104	104	270	12	84	12

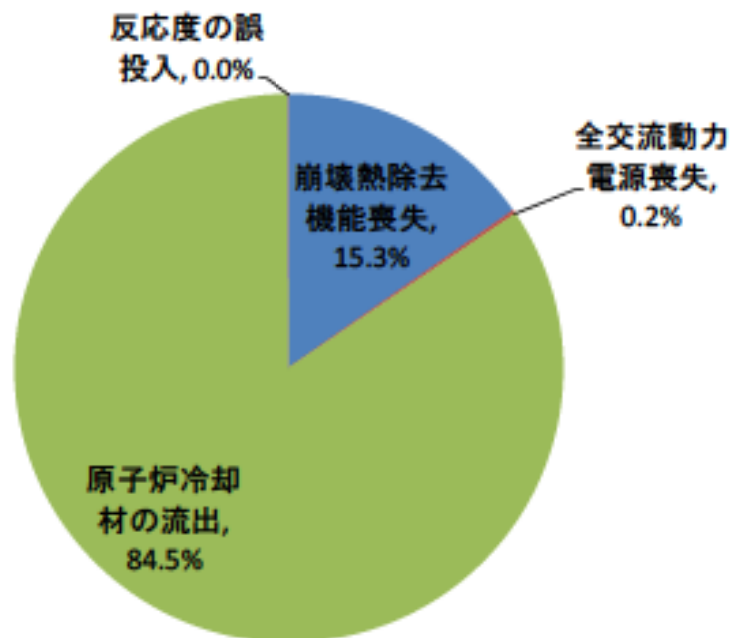
第 1.1.2.h-1 図 POS別炉心損傷頻度



第 1.1.2.h-2 図 起因事象別炉心損傷頻度



第 1.1.2.h-3 図 POS別炉心損傷頻度(余熱除去機能喪失)



第 1.1.2.h-4 図 事故シーケンス別炉心損傷頻度

1.2 外部事象PRA

1.2.1 地震PRA

地震PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価に関する実施基準：2007（以下「地震PSA学会標準」という。）」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第1.2.1-1図に示す。また、本評価では平成25年7月8日の原子炉設置変更許可申請時点のデータに基づく確率論的地震ハザード及び脆弱リティを使用している。なお、地震単独の影響のみを評価しており、地震随伴に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。

1.2.1.a. 対象プラントと事故シナリオ

①対象とするプラントの説明

(1) サイト・プラント情報の収集・分析

内部事象出力時レベル1PRAで収集した設計、運転・保守管理の情報に加え、地震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。収集した情報及び主な情報源を第1.2.1.a-1表に示す。

(2) 機器・系統の配置及び形状・設備容量

主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は「1.1 内部事象PRA」での記載と同様である。

(3) 地震に対する特徴

地震PRAでは耐震性の低い以下の設備には期待しない評価を行っ

た。

- ・ 常用電源（ただし、外部電源には期待する）。
- ・ 主給水系
- ・ タービンバイパス系
- ・ 常用系の2次系の水源
- ・ 所内空気系

また、地震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、起因事象階層イベントツリー、過渡分類イベントツリー及びフロントライン系イベントツリーの各ヘディングの分岐の中で地震による機器損傷を考慮した。また、階層イベントツリーでは複数の起因事象の重畳による影響を包含できるように階層化処理を行った。

(4) プラントウォークダウン

机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び、検討したシナリオの妥当性確認のため、地震PRAの観点から重要な機器を対象にプラントウォークダウンを実施し、主に以下の観点について問題ないことを確認した。評価対象機器選定フローを第1.2.1.a-1図に、評価結果の例を第1.2.1.a-2図に示す。

- ・ 耐震安全性の確認
- ・ 二次的影響の確認
- ・ 必要に応じた地震後のアクセス性の確認

プラントウォークダウンの結果、調査対象に対する耐震安全性や二次的影響等に関する問題はなく、フラジリティ評価及びシステム評価において新たに考慮する事項はないことを確認した。

②地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

収集したプラント関連情報及びプラントウォ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、事故シナリオを設定した。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建屋・構築物、システム及び機器（以下「SSC」という。）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、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した。なお、地震PRAの対象範囲は、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。

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、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した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、経年変化を考慮した場合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結果を第 1.2.1.a-2 表に示す。また、明確になった事故シナリオにより誘発される起因事象の分析を実施し、以下の起因事象を選定した。

- ・ 格納容器バイパス
- ・ 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)
- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 原子炉格納容器損傷
- ・ 制御建屋損傷
- ・ 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失

- ・ 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
- ・ 複数の信号系損傷
- ・ 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失
- ・ 大破断LOCA
- ・ 中破断LOCA
- ・ 小破断LOCA
- ・ 2次冷却系の破断
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失

これらの分析結果に基づき、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、内部事象出力時レベル1PRA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建屋・機器を追加した。第1.2.1.a-3表に評価対象とした建屋・機器の選定方法、第1.2.1.a-4表に建屋・機器リストを示す（後述の脆弱性データを合わせて記載）。

1.2.1.b. 確率論的地震ハザード

平成 25 年 7 月申請時点での確率論的地震ハザードは、以下のとおり評価している。

①確率論的地震ハザード評価の方法

地震 P S A 学会標準の方法に基づき評価を行う。

②確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定

(1) 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。

a. 特定震源モデル

基本的にサイトから 100km 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 の活断層をモデル化し、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等に基づいてモデル化した。

第 1.2.1.b-1 図に敷地周辺の活断層の図を、第 1.2.1.b-1 表に主要な活断層の震源モデルの諸元を示す。

b. 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・他(2003)の領域区分に基づき、サイトから半径 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をもとに設定した。第 1.2.1.b-2 図に萩原(1991)及び垣見・他(2003)による領域区分の図を示す。

(2) 地震動評価モデルの設定

地震動評価モデルとしては Noda et al.(2002)による距離減衰式を用いた。また、ロジックツリーにおいて内陸補正の有無を考慮した。

(3) ロジックツリーの作成

ロジックツリーの作成では、震源モデル及び地震動評価モデルの設定において、選定した認識論的不確かさ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選定した。特に敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層（FO-A～FO-B断層、上林川断層）については、詳細な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 1.2.1.b-3 図及び第 1.2.1.b-4 図に示す。

③確率論的地震ハザード評価結果

(1) 地震ハザード曲線

上記により評価した平均地震ハザード曲線を第 1.2.1.b-5 図に、主要活断層ごとのハザード曲線を第 1.2.1.b-6 図に示す。また、フラクタイル地震ハザード曲線を第 1.2.1.b-7 図に示す。

(2) 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との比較を第 1.2.1.b-8 図に示す。基準地震動の年超過確率は、水平・鉛直方向共に、0.2 秒より短周期側で 10^{-4} ～ 10^{-5} 程度、長周期側で 10^{-5} ～ 10^{-6} 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ハザード曲線を第 1.2.1.b-9 図に示す。

(3) 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

ルに適合する模擬地震動とし、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 $M=7.8$ 、等価震源距離 $X_{eq}=60\text{km}$ として設定した。模擬地震動を第 1.2.1.b-10 図に示す。

1.2.1.c-1. 建屋のフラジリティ

①評価対象と損傷モードの設定

(1) 評価対象物

建屋のフラジリティ評価の対象は、第 1.2.1.a-4 表の建屋・機器リストに記載されたものとし、原子炉建屋、制御建屋とした。原子炉建屋の概略平面図及び概略断面図をそれぞれ第 1.2.1.c-1-1 図及び第 1.2.1.c-1-2, 3 図に示す。制御建屋の概略平面図及び概略断面図をそれぞれ第 1.2.1.c-1-4 図及び第 1.2.1.c-1-5, 6 図に示す。

(2) 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した。

②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 P S A 学会標準に準拠した手法とする。

③フラジリティ評価上の主要な仮定

(1) 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 と認識論的不確かさ β_U については、地震 P S A 学会標準に基づき評価した。考慮する不確かさ要因の例を第 1.2.1.c-1-1 表に示す。

(2) 損傷評価の指標

損傷評価の指標については、耐震壁のせん断破壊の程度を表わすことができる指標として、せん断ひずみを選定した。

④フラジリティ評価における耐力情報

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P S A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した。実験結果に基づく値を第 1.2.1.c-1-2 表に示す。

⑤フラジリティ評価における応答情報

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った。現実的な物性値は地震P S A学会標準に基づき算出し、対数正規分布を仮定した。損傷評価の指標である耐震壁のせん断破壊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。

(1) 入力地震動

入力地震動は1.2.1.b.③項に示す模擬波を入力レベルごとに係数倍したものとした（最大3,000Gal）。

(2) 現実的な物性値と応答解析モデル

高浜サイトの地盤物性値を第1.2.1.c-1-3表に示す。原子炉建屋及び制御建屋の物性値をそれぞれ第1.2.1.c-1-4表及び第1.2.1.c-1-5表に示す。応答解析に用いる現実的な物性値は、地震P S A学会標準に示された評価方法に基づき算出した。評価方法を第1.2.1.c-1-6表に示す。

フラジリティ評価用の応答解析モデルは、高浜発電所3号機工事計画認可申請書（平成25年8月5日申請）に記載の建屋モデルをベースとして設定した。原子炉建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第1.2.1.c-1-7図及び

第1.2.1.c-1-7～9表に、制御建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第1.2.1.c-1-8図及び第1.2.1.c-1-10,11表に示す。

(3) 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、第1.2.1.c-1-6表に示すFc、Vs及びhの3つの主変動パラメータに対して2点推定法で得られた2つのサンプル点をすべて組み合わせ、 $2^3 = 8$ ケースの解析を実施した。モデルの諸元と物性値の関係及び解析ケースを第1.2.1.c-1-12表及び第1.2.1.c-1-13表に示す。

(4) 現実的応答

現実的応答は地震P S A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した。

⑥建物のフラジリティ評価結果

現実的耐力と現実的応答よりフラジリティ曲線とHCLPFを算出した。

フラジリティ曲線は、各建屋を構成する全要素のうち、入力レベル3,000Galの際に損傷確率が最大となる要素を対象として算出することとした。ここに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した。

HCLPFは信頼度95%フラジリティ曲線を基に算出した。

原子炉建屋及び制御建屋のフラジリティ曲線を第1.2.1.c-1-9図及び第1.2.1.c-1-10図に示す。また、信頼度50%での50%損傷確率及びHCLPFについて1.2.1.a.②項の建屋・機器リストに示す。

1.2.1.c-2. 屋外重要土木構造物のフラジリティ

①評価対象と損傷モードの設定

(1) 評価対象

屋外重要土木構造物のフラジリティ評価の対象は、頂版に作用する上載荷重（海水ポンプ重量）による慣性力が大きくなると考えられる海水ポンプ室とする。

海水ポンプ室の平面図を第1.2.1.c-2-1図、断面図を第1.2.1.c-2-2図に示す。

(2) 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、すべての部材を評価対象とする。

②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P S A学会標準に準拠した手法とする。

ただし、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。

③フラジリティの評価

(1) 考慮する不確かさ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶発的不確かさ β_R と認識論的不確かさ β_U については、地震P S A学会標準等に基づき評価する。

(2) 損傷評価の指標

損傷評価の指標については、「原子力発電所屋外重要土木建造物の耐震性能照査指針・マニュアル（土木学会、2005）」に基づくこととする。

④フラジリティ評価における応答解析

(1) 入力地震動

入力地震動は、高浜サイトの 10^{-4} 一様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。

(2) 地震応答解析手法

地盤と建造物の非線形性を考慮した地盤-建造物連成系の二次元有限要素による時刻歴非線形解析を用いる。

(3) 変動因子

フラジリティ評価においては、屋外重要土木建造物の耐震評価に支配的と考えられる、地盤の初期せん断剛性 G_0 、コンクリートの圧縮強度 F_c の2つの変動因子を考慮する。第 1.2.1.c-2-1 表に考慮した変動因子の考え方を示す。

(4) 損傷確率

損傷確率は1次近似2次モーメント法を用いて算定する。

⑤屋外重要土木建造物のフラジリティ評価結果

各地震動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。屋外重要土木建造物のフラジリティ曲線を第 1.2.1.c-2-3 図に示す。

1.2.1.c-3. 機器のフラジリティ

①評価対象と損傷モードの設定

機器のフラジリティ評価の対象は第 1.2.1.a-4 表の建屋・機器リストに記載されたものとする。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）の観点から評価し、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）双方の観点からフラジリティ評価を実施し、当該機器のフラジリティとして用いることとする。

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。

②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 P S A 学会標準に準拠した手法とする。

③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）

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不確実さに起因するばらつきを表す確率密度分布であり、中央値は1.0、対数標準偏差は β_R で表わされる。

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であり、中央値は1.0、対数標準偏差は β_U で表わされる。

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。

$$A_m = F \times A_d \quad (\text{式 1.2.1.c-3-1})$$

ここで、

A_m ：フラジリティ加速度中央値

F ：安全係数（裕度）

A_d ：基準地震動の最大地動加速度

（式 1.2.1.c-3-1）の安全係数（裕度）は、（式 1.2.1.c-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 1.2.1.c-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。

ただし、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、(式 1.2.1.c-3-4) のように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。

$$F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} \quad (\text{式 1.2.1.c-3-2})$$

$$= \underbrace{\frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}}}_{\text{応答に関する係数}} \times \underbrace{\frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}}}_{\text{耐力に関する係数}} \quad (\text{式 1.2.1.c-3-3})$$

応答に関する係数 耐力に関する係数

$$\therefore F = F_{ER} \times F_{SR} \times F_{EC} \quad (\text{式 1.2.1.c-3-4})$$

ここで、 F_{ER} ：機器応答に関する係数

F_{SR} ：建屋応答に関する係数

F_{EC} ：耐力に関する係数

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(式 1.2.1.c-3-5)、(式 1.2.1.c-3-6)、(式 1.2.1.c-3-7)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かさ要因を評価したものであり、すべて対数正規分布する確率量と仮定する。不確かさ要因の整理結果を第 1.2.1.c-3-1 表に示す。

$$F_{ER} = F_{ESS} \cdot F_D \cdot F_{EM} \cdot F_{EMC} \quad (\text{式 1.2.1.c-3-5})$$

$$F_{SR} = F_{SS} \cdot F_s \cdot F_M \cdot F_{NL} \quad (\text{式 1.2.1.c-3-6})$$

$$F_{EC} = F_S \cdot F_P \quad (\text{式 1.2.1.c-3-7})$$

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

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

F_S ：機器の限界強度に関する係数

F_P ：機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数

④フラジリティ評価における耐力情報

評価部位、損傷モード（応力種類）についてはその機器において最も耐震性の低いものを選び、設定した。耐力値はその評価部位に使われる部材の J S M E に記載されている許容値を適用した。確率分布については、中央値に関する不確かさの要素について、加振試験結果や文献値、工学的判断等によって評価し、 $\beta_R \cdot \beta_U$ として定量化して考慮した。

なお、評価部位及び損傷モードの指標については耐震評価で考慮されている。

⑤フラジリティ評価における応答情報

評価部位、損傷モード（応力種類）についてはその機器において最も耐震性の低いものを選び、設定した。応答値はその部位にかかる発生応力を設定した。確率分布については、中央値に関する不確かさの要素について、加振試験結果や文献値、工学的判断等によって評価し、 $\beta_R \cdot \beta_U$ として定量化して考慮した。

なお、機器応答の伝達特性については耐震評価で考慮されている。

⑥機器のフラジリティ評価結果

機器フラジリティ評価結果を第 1.2.1.a-4 表に示す。

機器フラジリティ評価は、その評価上の特徴を踏まえ、「主機」、「補機」、

「電気盤・計装」、「動的機器」及び「配管」の5グループに分類した。

5グループの分類の考え方については以下のとおり。

主機：1次冷却材バウンダリ設備で、多質点系時刻暦解析評価が主となる機器の構造損傷

補機：上記主機以外で、スペクトルモーダル解析評価が主となる機器の構造損傷

電気盤・計装：電気盤、計装品等の電氣的機器の機能損傷

動的機器：ポンプ、内燃機関、電動弁等の動的機器の機能損傷

配管：配管・弁等の構造損傷

また、グループごとにFV重要度を参照して代表機器を抽出し、その評価の具体例を1.2.1.c-3.⑥の(1)～(5)に示す。

(1) 主機（1次冷却材管）

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・設置位置：原子炉建屋 内部コンクリート
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：20Hz
- ・評価対象部位及び評価応力：

下表の耐震評価結果に示す。これを基に fragility を算出した。

表 1次冷却材管 充てん管台の耐震評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕 度
充てん管台	SCS14 相当	一次膜+曲げ	383	158	2.42

a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 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充てん管台の材質は SCS14A 相当であることから、限界応力として J S M E 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 $S_u = 420\text{N/mm}^2$ （最高使用温度 303.3℃）を採用する。この S_u 値の 1.1 倍を限界応力の中央値とする。

$$\sigma_C = 1.1 \times S_u = 1.1 \times 420 = 462\text{N/mm}^2$$

なお、通常運転時応力は耐震評価の時点で分離して評価されてい

いため、0 とする。

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

以上より、強度に関する係数 F_S は、以下のとおりとなる。

$$F_S = \frac{\sigma_c}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times Su}{\sigma_T} = \frac{462}{158} = 2.92$$

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。

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

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_U

全体系の振動エネルギーに比べ、管台の弾塑性変形によるエネルギー吸収効果は小さいため、本係数は考慮しない。

すなわち、以下のとおりとする

$$F_U = 1.0, \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

b. 機器応答係数 F_{ER}

(a) 床応答スペクトルの拡幅に関する係数 F_{ESS}

本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅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。

$$F_{ESS} = \frac{S_a \text{ (拡幅有り)}}{S_a \text{ (拡幅無し)}}$$

S_a : 機器の固有振動数における応答加速度

ただし、ここでは保守的に本係数は考慮しない。

以上より、

$$F_{ESS} = 1.0, \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

(b) 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。

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

ただし、ここでは保守的に本係数は考慮しない。

以上より、

$$F_D = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

(c) 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、充てん管台の耐震評価は、多質点系モデルを用いて行われており、モデル化に関する不確かさ β_U は以下の値とする。

$$F_{EM} = 1.0, \beta_R = 0, \beta_U = 0.15$$

(d) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

充てん管台は多質点系でモデル化されるため、モード合成を考慮する必要があるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{EMC} = 1.0, \beta_R = 0.15, \beta_U = 0$$

c. 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、第 1.2.1.c-3-2 表に示す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

ルの長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、本係数は以下のとおりとする。

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

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、充てん管台のフラジリティ加速度の中央値 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。

また、フラジリティ曲線を第 1.2.1.c-3-1 図に示す。

$$A_m=1.70 \text{ (G)}$$

$$\beta_R=0.25、\beta_U=0.25$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 1.70 \times \exp[-1.65 \times (0.25 + 0.25)] \\ &= 0.76 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 1 次冷却材管充てん管台 安全係数評価結果の一覧

	F _{BC}		F _{BR}				F _{SR}				合計	
	F _s	F _p	F _{BRB}	F _D	F _{BRM}	F _{BRMC}	F _{SRB}	F _s	F _M	F _{NL}		
中央値	2.92	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.05	0.99	1.00	1.00	1.70	
不確かさ	β_R	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.08	0.00	0.17	0.25
	β_U	0.06	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.25

(2) 補機 (海水ストレーナ)

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・設置位置：海水土木構造物 EL.0.15m

- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：剛
- ・評価対象部位及び評価応力：

下表の耐震評価結果に示す。

各部位・各評価応力のうち、設計許容値に対する発生応力の裕度が最小な部位は胴板であるが、支持脚の座屈の許容値は $1.1S_u$ を適用できないため、そのことを考慮すると支持脚が海水ストレーナの地震時の損傷に支配的であると考えられる。

したがって、各安全係数は、海水ストレーナの支持脚に着目して評価する。

表 海水ストレーナの耐震性評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値(S_u) (N/mm^2)	発生応力 (N/mm^2)	裕 度
胴板	SS400	1次応力	394	216	1.82
支持脚	SS400	座屈	1*	0.51*	1.96
基礎ボルト	SS400	せん断	400	62	6.45

*：J E A G座屈評価式において1を上回らないことを確認している

a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 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支持脚の応力分類は座屈評価により、限界応力

として J S M E 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 の適用が不可能であるため、耐
震裕度をそのまま F_s とする。

なお、通常運転時応力は耐震評価の時点で考慮されていないため、0
とする。

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

以上より、強度に関する係数 F_s は、以下のとおりとなる。

$$F_s = 1.96$$

また、耐震裕度をそのまま適用しているため、不確実さは考慮しな
い。

$$\beta_R = \beta_U = 0$$

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

支持脚の塑性変形によるエネルギー吸収効果はある程度期待でき
ると考えられるが、今回の評価では安全側に本係数は考慮しないもの
とする。すなわち、以下のとおりとする

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

b. 機器応答係数 F_{ER}

(a) 床応答スペクトルの拡幅に関する係数 F_{ESS}

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

$$F_{ESS} = \frac{S_a \text{ (拡幅有り)}}{S_a \text{ (拡幅無し)}}$$

ただし、本機器は剛であるため、本係数は考慮しない。

以上より、

$$F_{ESS}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

(b) 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。

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

ただし、本機器は剛であるため、本係数は考慮しない。

$$F_D=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

(c) 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、海水ストレーナの耐震評価は、多質点系モデルを用いて行われており、モデル化に関する不確かさ β_U は以下の値とする。

$$F_{EM}=1.0、\beta_R=0、\beta_U=0.15$$

(d) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

本機器は剛であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{EMC}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

c. 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、屋外土木構造物のため地盤と一体と考えられることから考慮しない。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長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。ただし、剛領域ではこの変動は小さいため、本係数は考慮せず以下のとおりとする。

$$F_{NL}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、海水ストレーナのフラジリティ加速度の中央値 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。

また、フラジリティ曲線を第 1.2.1.c-3-2 図に示す。

$$A_m=1.09 (G)$$

$$\beta_R=0、\beta_U=0.15$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 1.09 \times \exp[-1.65 \times (0 + 0.15)] \\ &= 0.85 (G) \end{aligned}$$

表 海水ストレーナ 安全係数評価結果の一覧

	F _{EC}		F _{ER}				F _{SR}			合計	
	F _s	F _p	F _{ESR}	F _D	F _{EM}	F _{EMC}	F _{SR}	F _s	F _M		F _{NL}
中央値	1.96	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.09
不確かさ	β_R	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	β_U	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15

(3) 電気盤・計装 (メタルクラッドスイッチギア)

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・設置位置：原子炉建屋 EL.10.5m

- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：遮断器について水平、上下とも 30Hz 以上
- ・基準地震動 S_s に対する盤の設計応答加速度：

水平方向 1.37G、上下方向 0.62G → $S R S S = 1.50G$

- ・機能維持確認済加速度：水平： G、上下： G

メタルクラッドスイッチギアは、水平方向と上下方向の同時入力、機能維持に対して与える影響が否定できないため、水平方向と上下方向の入力加速度を二乗和平方根（ $S R S S$ ）により合成するものとする。

内は機密に係る事項のため公開できません。

a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度に関する係数 F_s の評価

F_s は下記の式で算出する。

$$F_s = \frac{\text{損傷加速度中央値}}{\text{盤応答加速度}}$$

- ・損傷加速度中央値について

電気盤類のように、構造強度のみでなく電氣的機能維持が必要な機器については、試験加速度（機能確認済加速度等）に基づきフラジリティ評価を行う。

フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、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。

[β 設定法の概要]

フラジリティ評価において、 $HCLPF$ は次式により評価される。

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

ここで、 A_m ：フラジリティ加速度の中央値

上式より、

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

これと同様に、加振試験における損傷加速度の中央値とHCLPFの関係は次式により表される。

損傷加速度中央値＝

$$\text{損傷加速度のHCLPF} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U))$$

したがって、損傷加速度のHCLPFを試験加速度とし、不確かさ β_R 、 β_U を与えることにより、損傷加速度の中央値を推定できる。

なお、既往の電気品の試験結果より、電気品の誤動作に関する不確かさは最低でも $\beta_R=0.11$ 、 $\beta_U=0.17$ 程度と考えられる。

ここで、 β 設定法では、 β を大きく設定すると中央値も大きくなるため、過大な β は非安全側な中央値を与える可能性があるため、試験結果から得られる不確かさの最小値を採用した。また、電気盤全体のシステムとしての誤動作に関する不確かさは、電気品レベルでの不確かさよりも大きいと考えられるため、上記の電気品の不確かさデータに基づき中央値を推定するものとした。

したがって、メタルクラッドスイッチギアの損傷加速度の中央値は、 β 設定法に基づき以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \text{損傷加速度の中央値} &= \text{試験加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U)) \\ &= \sqrt{(\square)^2 + (\square)^2} \times \exp(1.65 \times (0.11 + 0.17)) = \square \text{ G} \end{aligned}$$

したがって、強度に関する係数 F_s 及びその不確かさは、以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} F_s &= \text{損傷加速度の中央値} / \text{床応答加速度} \\ &= \square / \sqrt{(1.37^2 + 0.62^2)} = \square \end{aligned}$$

$$\beta_R = 0.11, \beta_U = 0.17$$

□内は機密に係る事項のため公開できません。

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数

電気盤類については、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定できないため、本係数は考慮しない。

$$F_{\mu}=1.0、\beta_{R}=\beta_{U}=0$$

b. 機器応答係数 F_{ER}

実機の加振試験に基づき F_{EC} を評価していることから、機器応答に関する裕度及び不確実さはすべて加振試験において考慮されていることになる。

ただし、一般に耐震評価における盤の応答値算定の際に、床応答曲線の振幅及び減衰定数に関する裕度が含まれるため、これを評価する。

(a) 床応答スペクトルの振幅に関する係数 F_{ESS}

本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの振幅に含まれる裕度を評価するものである。

ただし、遮断器については剛であるためここでは考慮しない。

したがって、 $F_{ESS}=1.0、\beta_{R}=\beta_{U}=0$ とする。

(b) 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。

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

遮断器は剛構造のため、ここでは考慮しない。

したがって、 $F_D=1.0、\beta_{R}=\beta_{U}=0$ とする。

(c) 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、遮断器の耐震評価は、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。

$$F_{EM}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

(d) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

遮断器は剛であるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{EMC}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

c. 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、第 1.2.1.c-3-2 表に示す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長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。

ここで、試験加速度は最大加速度 (ZPA) ベースであるが、ZPA については建屋の非線形応答による加速度レベルに応じた変動は小さく、むしろ線形応答に比較した場合は、加速度レベルが上がるに従い低減する傾向にあると考えられる。

ただし、このような低減については現状有効なデータはないため、安全側に本係数は考慮せず、以下のとおりとする。

$$F_{NL}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、メタルクラッドスイッチギアの 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。

また、fragility 曲線を第 1.2.1.c-3-3 図に示す。

$$A_m = 1.44 \text{ (G)}$$

$$\beta_R = 0.14, \beta_U = 0.23$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 1.44 \times \exp[-1.65 \times (0.14 + 0.23)] \\ &= 0.78 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 メタルクラッドスイッチギア 安全係数評価結果の一覧

		F _{EC}		F _{ER}				F _{SR}				合計
		F _e	F _p	F _{ESS}	F _D	F _{EM}	F _{EMC}	F _{SS}	F _t	F _M	F _{SL}	
中央値		<input type="text"/>	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.06	0.99	1.01	1.00	1.44
不確かさ	β_R	0.11	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.01	0.00	0.14
	β_U	0.17	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.23

内は機密に係る事項のため公開できません。

(4) 動的機器（内燃機関（ディーゼル発電機））

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・ 設置位置：ディーゼル建屋 EL.4.0m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 基準地震動 S_s に対する設置床面の ZPA：

$$\text{水平方向 } 0.69\text{G}、\text{上下方向 } 0.39\text{G} \rightarrow \text{SRSS} = 0.793\text{G}$$

ポンプ及びディーゼル類については、水平方向と上下方向の同時入力が、機能維持に対して与える影響が否定できないため、水平方向と上下方向の入力加速度を二乗和平方根（SRSS）により合成す

るものとする。

・機能維持確認済加速度：

水平方向 1.7G、上下方向 1.0G → $S R S S = 1.97G$

a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度に関する係数 F_s の評価

ポンプ及びディーゼル類のように、構造強度のみでなく動的機能維持が必要な機器については、試験加速度（機能確認済加速度等）に基づきフラジリティ評価を行う。

この場合、電気盤類と同様にフラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、 β 設定法に基づき損傷加速度の中央値の推定を行うことができる。

なお、ポンプ及びディーゼル等の動的機器に関する誤動作等の不確実さデータの知見は現状得られていないため、電気盤類の評価で用いた電気品の誤動作に関する不確実さよりも小さいと仮定し、 $\beta_R = \beta_U = 0.10$ とする。

ここで、この β 設定法は、従来一般的に試験加速度として用いられてきた機能確認済加速度が、実際に誤動作等が生じる加速度レベルに対して十分に安全側との考えから適用されているものである。

以上から、内燃機関の損傷加速度の中央値は、 β 設定法に基づき以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} \text{損傷加速度の中央値} &= \text{試験加速度} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U)) \\ &= 1.97 \times \exp(1.65 \times (0.10 + 0.10)) = 2.74G \end{aligned}$$

したがって、強度に関する係数 F_s 及びその不確実さは、以下のとおりとなる。

$$F_s = \text{損傷加速度の中央値} / \text{床応答加速度} = 2.74 / 0.793 = 3.46$$

$$\beta_R=0.10、\beta_U=0.10$$

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数

ポンプ及びディーゼルのような動的機器については、弾性範囲内で誤動作が生じることが否定できないため、本係数は考慮しない。

$$F_{\mu}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

b. 機器応答係数 F_{ER}

実機の加振試験に基づき F_{EC} を評価していることから、機器応答に関する裕度及び不確かさはすべて加振試験において考慮されていることになる。また、耐震評価におけるポンプ及びディーゼル類の機能維持評価では、ZPAを1.2倍することも行われていない。

したがって、機器応答係数 F_{ER} は以下のとおりとする。

$$F_{ER}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

c. 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、第 1.2.1.c-3-2 表に示す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長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。

ここで、試験加速度は最大加速度 (ZPA) ベースであるが、ZPAについては建屋の非線形応答による加速度レベルに応じた変動は小さく、むしろ線形応答に比較した場合は、加速度レベルが上がるに従い低減する傾向にあると考えられる。

ただし、このような低減については現状有効なデータはないため、安全側に本係数は考慮せず、以下のとおりとする。

$$F_{NL}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、内燃機関のフラジリティ加速度の中央値 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。また、フラジリティ曲線を第 1.2.1.c-3-4 図に示す。

$$A_m=2.07(G)$$

$$\beta_R=0.13、\beta_U=0.19$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.07 \times \exp[-1.65 \times (0.13 + 0.19)] \\ &= 1.22 (G) \end{aligned}$$

表 内燃機関 安全係数評価結果一覧

		F_{EC}		F_{ER}				F_{SR}				合計
		F_s	F_p	F_{ERB}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SB}	F_s	F_M	F_{NL}	
中央値		3.46	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.05	0.99	1.03	1.00	2.07
不確かさ	β_R	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.01	0.00	0.13
	β_U	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.19

(5) 配管（加圧器スプレイライン配管（安全注入設備配管））

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・設置位置：原子炉建屋 内部コンクリート EL.32.8m
- ・耐震クラス：S

・固有振動数：13.3Hz

・評価応力：

下表の耐震評価結果に示す。これを基に fragility を算出した。

表 安全注入設備配管の耐震評価結果

材 料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕 度
SUS316TP	1次応力	342	121	2.82

a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 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

評価対象の材質は SUS316TP であることから、限界応力として J S ME 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 $S_u = 427 \text{ N/mm}^2$ （最高使用温度 343℃）を採用する。この S_u 値の 1.1 倍を限界応力の中央値とする。

したがって、

$$\sigma_C = 1.1 \times S_u = 1.1 \times 427 = 469.7 \text{ N/mm}^2$$

なお、通常運転時応力は耐震評価の時点で考慮されていないため、0 とする。

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

以上より、強度に関する係数 F_s は、以下のとおりとなる。

$$F_S = \frac{\sigma_c}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times Su}{\sigma_T} = \frac{469.7}{121} = 3.88$$

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。

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

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

安全注入設備配管の塑性変形によるエネルギー吸収効果はある程度期待できると考えられるが、今回の評価では安全側に本係数は考慮しないものとする。すなわち、以下のとおりとする

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

b. 機器応答係数 F_{ER}

(a) 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。

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

ただし、ここでは保守的に本係数は考慮しない。

以上より、

$$F_{ESS} = 1.0, \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

(b) 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。

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

ただし、ここでは保守的に本係数は考慮しない。

以上より、

$$F_D = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

(c) 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、安全注入設備配管の耐震評価は、多質点系モデルを用いて行われており、モデル化に関する不確かさ β_U は以下の値とする。

$$F_{EM} = 1.0, \beta_R = 0, \beta_U = 0.15$$

(d) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

安全注入設備配管は多質点系でモデル化されるため、モード合成を考慮する必要があるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

$$F_{EMC} = 1.0, \beta_R = 0.15, \beta_U = 0$$

c. 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、第 1.2.1.c-3-2 表に示す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長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、本係数は以下のとおりとする。

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

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、安全注入設備配管のフラジリティ加速度の中央値 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。

また、フラジリティ曲線を第 1.2.1.c-3-5 図に示す。

$$A_m = 2.25 \text{ (G)}$$

$$\beta_R = 0.25, \beta_U = 0.25$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.25 \times \exp[-1.65 \times (0.25 + 0.25)] \\ &= 1.01 \text{ (G)} \end{aligned}$$

表 安全注入設備配管 安全係数評価結果の一覧

		F _{EC}		F _{ER}				F _{SR}				合計
		F _s	F _p	F _{ESR}	F _D	F _{EM}	F _{EMC}	F _{SR}	F _s	F _M	F _{NL}	
中央値		3.88	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.05	0.99	1.00	1.00	2.25
不確かさ	β_R	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.08	0.00	0.17	0.25
	β_U	0.06	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.25

1.2.1.d 事故シーケンス

①起因事象

(1) 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度

1.2.1.a.②の地震時特有の要因による分類を踏まえた地震PRAにおける起因事象の扱いは以下のとおりである。また、起因事象の条件付発生確率を第1.2.1.d-1表に示す。

a. 格納容器バイパス：

蒸気発生器の内部構造品である伝熱管等の損傷により、格納容器バイパスを発生させ得る事象として想定する。

b. 大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)：

原子炉容器等の損傷によりECCS注水機能を上回るLOCAが発生する事象として想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

c. 原子炉建屋損傷

原子炉建屋が損傷することで、建屋内のすべての機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生する事象として想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

d. 原子炉格納容器損傷

原子炉格納容器が損傷することで、建屋内のすべての機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生し、併せて格納容器先行破損が発生する事象として想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

e. 制御建屋損傷

制御建屋が損傷することで、制御建屋内の電気盤（メタルクラッドスイッチギア、直流き電盤等）が損傷し、代替電源の接続・供給ができない状態で「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」が発生する

とともに、主盤（原子炉盤等）が損傷することで各種制御が不能となる事象を想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

f. 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失

原子炉補機冷却水系統のCヘッド分離に失敗し原子炉補機冷却機能が喪失することでRCPシールLOCAが発生する事象を想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

g. 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失

地震に起因する炉内構造物の変形・損傷により原子炉冷却系の流路が阻害されることで、原子炉トリップ後の蒸気発生器による自然循環を用いた炉心冷却に失敗する事象を想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

h. 複数の信号系損傷

主盤（原子炉盤等）が損傷することで各種制御機能が不能となり、補助給水流量調整失敗や主蒸気逃がし弁を含む工学的安全施設の動作不能が発生し、2次系からの除熱機能喪失となる事象を想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

i. 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失

燃料棒や制御棒クラスタの損傷により、制御棒が挿入不能となる事象を想定する。本事象は直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

j. 大破断LOCA、中破断LOCA、小破断LOCA：

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備の損傷、損傷部位に応じて異なる起因事象が発生するとした。なお、小破断LOCAを下回る極小LOCAは、小破断LOCAで代表して評価する。

k. 2次冷却系の破断：

主蒸気ライン配管の破損若しくはライン上の付帯機器（主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁）の損傷による2次系冷却の喪失事象を想定する。

耐震クラスCの配管、機器については地震時には損傷しているとして扱っている。

l. 原子炉補機冷却機能喪失：

原子炉補機冷却水系の機能喪失を想定する。なお、本事象はサポート系としても扱っている。

m. 外部電源喪失：

特高開閉所内の電気設備の碍子部を含めて、外部電源系の喪失を想定する。なお、本事象はサポート系としても扱っている。

**n. 初期にPCS（主給水、主蒸気、復水系）が使用不可能な過渡事象
／初期にPCSが使用可能な過渡事象：**

地震時には過渡事象が想定されるが、過渡事象は、主給水流量喪失で代表して評価する。

o. インターフェイスシステムLOCA（IS-LOCA）：

IS-LOCAは、余熱除去系隔離弁の誤開若しくは弁の内部破損により1次系の冷却水が低圧設計の2次側に流出する事象として想定される。ただし、地震により多重の余熱除去系隔離弁（電動弁）が同時に誤開するような状況は稀有である。また、地震により弁体内部破損のような構造損傷が発生するよりも弁と接続する配管の構造損傷の方が先行して発生すると考えられ、配管破損であれば隔離弁は健全な可能性が高く隔離機能に期待できる。したがって、IS-LOCAが発生する頻度は稀有として評価対象外とする。

p. 手動停止：

地震では原子炉トリップを想定するため、手動停止は評価対象外とする。

q. ATWS：

原子炉トリップ失敗事象としてATWSを想定する。地震による原

子炉トリップは、加速度計の地震加速度高信号で考慮した。ただし、外部電源が喪失している場合には制御棒の自動落下を考慮して、原子炉トリップ信号は不要とした。ATWSは保守的に炉心損傷に至るものとして炉心損傷頻度評価を行った。

(2) 階層イベントツリーとその説明

事故シーケンスの定量化では、第 1.2.1.d-1 図の起因事象階層ツリーで、地震により発生する起因事象の発生確率の和が 1.0 を越えないように取扱い、先行する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。また、先行するヘディングにある起因事象は後続のヘディングにある起因事象が重畳した場合でもその影響を包含できるように配列する。

階層化した各起因事象の発生確率は、それぞれ対象とする SSC を設定し、そのフラジリティを評価することで算出する。また、後続のヘディングで考慮する起因事象の発生確率は、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する。

② 成功基準

(1) 成功基準の一覧

炉心損傷を防止するための緩和系の成功基準及び余裕時間は、地震時においても内部事象出力時レベル 1 PRA と相違ない。したがって、地震 PRA における成功基準は、内部事象出力時レベル 1 PRA と同様のものを採用する。

使命時間については、内部事象出力時レベル 1 PRA と同様に 24 時間を考慮し、地震動で損傷した機器の修理は期待していない。また、空調系の機能喪失から 7 日後に部屋の温度が許容温度を超える場合には、室

内にある設備が機能喪失するとした。

③事故シーケンス

(1) イベントツリー

イベントツリーのヘディングは、地震に引き続き発生する、プラントの事故に至る起因事象、緩和機能及び緩和機能に関わるシステム等を選定した。

イベントツリーの展開では、第 1.2.1.d-1 図に示した起因事象の階層イベントツリーと緩和機能の状態を表す事象進展イベントツリーに展開する。

事象進展イベントツリーは、内部事象出力時レベル 1 P R A 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基に設定する。また、**RiskSpectrum** による評価ではイベントヘディングの情報により事故シーケンスを分類するため、起因事象階層イベントツリーで主給水流量喪失が発生するとされた事故シーケンスから全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失及び外部電源喪失が発生している事象を識別する過渡分類イベントツリーを設定し、それぞれのイベントツリーを結合した。地震評価用のイベントツリー展開構成を第 1.2.1.d-2 図に示す。なお、結合したイベントツリーの情報は下流のイベントツリーに引き継がれる。

過渡分類イベントツリー及びフロントライン系イベントツリーでは、地震による機器損傷、ランダム故障及び人的過誤をモデル化した。過渡分類イベントツリーを第 1.2.1.d-3 図に、フロントライン系イベントツリーとして、大破断 L O C A イベントツリー、中破断 L O C A イベントツリー、小破断 L O C A イベントツリー、2 次冷却系の破断イベントツリー、外部電源喪失イベントツリー、原子炉補機冷却機能喪失イベントツ

リー及び主給水流量喪失イベントツリーを第 1.2.1.d-4～10 図に示す。

④システム信頼性

(1) 評価対象としたシステムとその説明

内部事象出力時レベル 1 P R A 評価でまとめた情報の活用や、地震による建屋・機器ごとの損傷モードによるプラントへの影響を整理して作成した建屋・機器リストを使って対象範囲を明確にした。各系統の情報や依存性については内部事象出力時レベル 1 P R A と同等である。

また、B 及び C クラス機器に対しても地震の影響を考慮している。

(2) 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

高圧注入系統等の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すべ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。

(3) システム信頼性評価結果

起因事象ごとのシステム信頼性解析を実施した。また、主要なミニマルカットセットの評価を実施した。評価結果について、第 1.2.1.d-2 表に示す。

(4) システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

地震 P R A では損傷した機器の復旧に期待しないため、原子炉補機冷却機能が喪失した場合は封水注入及び R C P サーマルバリアによる冷却機能が喪失することから、原子炉補機冷却機能喪失の R C P シール L O C A ヘディングの失敗確率を 1.0 とした。

⑤人的過誤

(1) 評価対象とした人的過誤及び評価結果

内部事象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PRAでは人的過誤の扱いを以下のとおりとしている。

a. 事故前の人的過誤

事故前の人的過誤は、試験や点検等による手動弁やダンパの戻し忘れを想定しており、内部事象出力時レベル1PRAと同等の評価をしている。

b. 事故後の人的過誤

内部事象出力時レベル1PRAで想定している中央制御室での操作は考慮した。地震後の現場操作については、実施が困難である可能性があるため、原則、期待していない。

⑥炉心損傷頻度

(1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

炉心損傷頻度評価（点推定）は、炉心損傷に至る各事故シーケンスの発生頻度を合計して算出した。各事故シーケンスの発生頻度は、確率論的地震ハザードから求めた発生頻度に事故シーケンスの条件付発生確率を乗じて算出した。また、フラジリティデータを含む炉心損傷頻度の評価に当たっては、3号炉で代表して評価を実施している。なお、解析コードはRiskSpectrumを用い、評価地震動範囲は0.2G～1.5Gとした。

安全機能が喪失する事象が重畳する場合は、地動最大加速度の増加に伴う複数機器の同時損傷により複数の起因事象が発生する可能性があるため、地震PSA学会標準に従い、重畳による影響を包含できるように

階層化処理を行っている。具体的には、先行するヘディングにある起
因事象が発生した時は後続のヘディングにある起
因事象が重疊している
可能性があるものとして考え、先行する起
因事象で想定している緩和系に
より「後続の起
因事象の事象進展の抑制が可能」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」ことを考慮した上で起
因事象階
層イベントツリーを作成している。

また、サポート系（電源系、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却
海水系等）については当該機能が喪失すると複数の安全機能に影響を
与えることから、従属性を有する緩和系機能喪失の原因として考慮すると
ともに、例えば原子炉補機冷却水系が喪失することでRCPシールLO
CAが発生するように従属的に発生する事象についても考慮した。

一方、さらに異なる組み合わせや複数の安全機能が喪失する事象が重
疊する場合も想定されるが、すべての重疊の組み合わせを事故シーケ
ンスとして区別すると複雑になりすぎるため、事象発生後に要求される安
全機能の時系列に着目し炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する
事故シーケンスに整理した。

(2) 炉心損傷頻度結果

上記のとおりの手順でモデルを定量化した結果、全炉心損傷頻度は 3.3×10^{-6} （/炉年）となった。起
因事象別の炉心損傷頻度を第1.2.1.d-3表に
示す。起
因事象別の結果では、外部電源喪失を起
因とする炉心損傷頻度
が約5割程度を占め、次いで1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失、
LOCA事象が支配的である。

また、地震PRAでは大型静的機器、建屋及び操作盤等の損傷による
事故シナリオを考慮しており、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、大
破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、原子

炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、制御建屋損傷、複数の信号系損傷、1次系流路閉塞による2次冷却系からの除熱機能喪失等を新たな事故シーケンスとして整理している。

さらに、加速度区分別の炉心損傷頻度を第 1.2.1.d-4 表に示す。加速度区分別では、0.8～1.1G が支配的となっており、次いで 1.1～1.5G、0.2～0.5G が支配的となっている。

起因事象別の炉心損傷頻度寄与割合を示すパイチャートを第 1.2.1.d-11 図、加速度区分別の炉心損傷頻度寄与割合を第 1.2.1.d-12 図及び加速度区分別の条件付炉心損傷頻度を第 1.2.1.d-13 図に示す。

(3) 重要度解析、不確かさ解析及び感度解析

a. 重要度解析

地震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、Fussell-Vesely (FV) 重要度評価を実施した（重要度は地震PRAで評価対象とした0.2Gから1.5Gの全加速度範囲の炉心損傷頻度の積分値に対して算出）。

なお、定義式は以下に示すとおりである。

$$\begin{aligned} \text{Fussell-Vesely 指標} &= \frac{P_i(\text{top})}{P(\text{top})} \\ &= 1 - \frac{P(\text{top}/A=0)}{P(\text{top})} \end{aligned}$$

ここで、

$P_i(\text{top})$: 機器 i の機能喪失が寄与して発生する頂上事象の発生確率

$P(\text{top})$: 頂上事象の発生確率

地震で損傷するSSCの全炉心損傷頻度に対するFV重要度評価結果及び炉心損傷頻度への寄与割合が高い事故シーケンスに対する重要度評価結果を第 1.2.1.d-5 表及び第 1.2.1.d-6 表に示す。FV重要

度は、炉心損傷頻度に寄与する相対的な割合を表すものである。

フラジリティ評価の結果、耐震Cクラスである外部電源系以外では、海水ストレーナ、メタルクラッドスイッチギア及びパワーセンタ等の広範な事故シーケンスに関連するサポート系や損傷後の影響緩和が困難であるとしている炉内構造物が相対的に低い結果となっており、これらの機器のFV重要度が高い結果となっている。なお、炉内構造物が損傷した場合の事故シナリオとしては、炉内構造物の構造損傷により1次系流路が閉塞し蒸気発生器による2次系除熱機能の喪失に至るとした。

b. 不確実さ解析

確率論的地震ハザード、機器フラジリティ、ランダム故障の不確かさに着目した全炉心損傷頻度の不確実さ解析として、全炉心損傷頻度の5%下限値、中央値、平均値及び95%上限値を評価した。不確実さ解析の結果を第1.2.1.d-7表に示す。

平均値は点推定値とほぼ同値の 3.3×10^{-6} となった。また、エラーファクターは5.3と評価され、95%上限値と5%下限値の間に約29倍の不確実さ幅があるという結果になった。一方、第1.2.1.d-8表に示す確率論的地震ハザード曲線の超過発生頻度(／年)より、信頼度区分が「90%～最大値」と「最小値～10%」の差は、加速度区分1から加速度区分3で約4～30倍程度、加速度区分4では約64倍であった。このことから、炉心損傷頻度の不確実さは確率論的地震ハザードの不確実さの影響が支配的であること、加速度区分4では約64倍の差となったものの加速度区分別炉心損傷頻度への寄与割合は加速度区分3が全体の約6割を占めることが影響し、全炉心損傷頻度のエラーファクターが小さくなったと考えられる。

また、事故シーケンスごとの不確実さ解析として、地震特有の事故シーケンスに着目して不確実さ解析を実施した。評価結果を第 1.2.1.d-9 表及び第 1.2.1.d-14 図に示す。5%下限値、中央値、平均値及び 95%上限値のそれぞれについて、全炉心損傷頻度と地震特有の事故シーケンスの炉心損傷頻度の比を比較したところ 0.001 未満～0.205 であり、点推定値評価と同様に地震特有の事故シーケンスの炉心損傷頻度は小さい結果となった。

以上のことから、不確実さを考慮しても、地震特有の事故シーケンスは全炉心損傷頻度に対して寄与が小さく、地震を考慮しても選定した重要事故シーケンスで代表されることを確認した。

c. 感度解析

冗長設備については完全相関として評価を実施しているが、この冗長設備の相関性について感度解析を実施した。具体的には、第 1.2.1.d-5 表に示す全炉心損傷頻度に対する F V 重要度の高い機器のうち冗長設備について完全独立として評価した。相関性を考慮した感度解析結果を第 1.2.1.d-10 表に示す。完全独立として評価することで、冗長設備の条件付損傷確率が低下することが確認できる。

また、炉心損傷頻度について、基本ケースでは冗長機器である海水ストレーナ等が F V 重要度の上位であったことから、感度解析結果では約 3 割程度低減した。加速度区分ごとに結果を分析すると、中程度の加速度 (0.5～1.1G) で相関性の効果がある程度確認できるが、比較的低い加速度 (0.2～0.5G) 及び高加速度 (1.1～1.5G) では相関性の影響を受けない結果となった。これは、比較的低い加速度 (0.2～0.5G) ではランダム故障の寄与が高く地震による冗長機器の寄与が小さいためである。また、高加速度 (1.1～1.5G) では冗長設備以外の

機器も含めすべての機器の損傷確率が高くなり、冗長機器による相関性の効果が現れない結果となった。

以上のことから、基本ケースと感度解析の差は約 3 割程度であり、完全相関とした基本ケース評価でも過度に保守的な評価にならないことを確認した。

第 1.2.1.a-1 表 地震PRAを実施するために収集した情報及び主な情報源

	PRA評価作業	情報	主な情報源	
1	プラントの設計・運転の把握	PRA実施にあ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"> 内部事象出力時レベル1PRA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 	
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、震源モデルの設定に係る震源特性や、地震動伝播モデルの設定に係わる地震動伝播特性に関する情報	<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・機器の耐力評価並びに応答評価に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 国内外のPRA情報 	
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"> 国内外のPRA情報
		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"> 安全系等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 既往のPRA情報
		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	

第 1.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング(1/4)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
地震による安全機能への間接的影響		
1. 安全機能 S S C 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"> ・格納容器ポーラークレーンは S_a 地震動に対する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"> ・当該プラントの耐震設計において、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よう配置等の考慮を行っている。 ・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 1.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング(2/4)

事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
2. 安全機能 S S C 以外の屋外設備の損傷による間接的影響		
排気筒等の転倒による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	・ 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	・ 原子炉施設周辺斜面の崩壊確率を評価し、影響を与える可能性のある建屋・機器等の損傷確率と比べ、小さいことを確認している。	工学的判断により除外
送電網の鉄塔等の損傷に伴う外部電源喪失への影響	・ 地震 P R A 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 P R A 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	・ 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ージタンク、燃料取替用水タンク等）の脆弱性については地震 P R A で考慮済みである。	地震 P R A で考慮

第 1.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング(3/4)

事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
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、並びに工事計画認可申請等で確認されている。 ・万一、これらのミスがあったとしても、多重性を備えた設備のすべてに同様のミスを犯す可能性は小さく、また、地震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PRAで期待する運転員による緩和操作は中央制御室近傍で操作可能である。 	地震PRAで考慮
変圧器等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（ディーゼル発電機の起動等）は、事故時操作所則に従い、中央制御室近傍で操作可能である。 	地震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。 ・プラントウォークダウンにより、アクセスルートを塞いでしまう設備がないことを確認している。 	工学的判断により除外

第 1.2.1.a-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング(4/4)

事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
その他の事故シナリオ		
4. 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。 ・本震後は原子炉はトリップされ、事故時操作所則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P S A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である。
5. 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"> ・予防保全やP L M評価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

第 1.2.1.a-3 表 建屋・機器選定のステップ (1/2)

ステップ	内容 (内部事象出力時レベル1 PRA)		
	機 器	建 屋	屋外重要土木構築物
1-1	・ランダム事象をきっかけとして炉心損傷に至る起回事象を選定。	—	—
1-2	・各起回事象について、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、弁等		
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 1.2.1.a-3 表 建屋・機器選定のステップ (2/2)

ステップ	内容 (地震PRA)		
	機 器	建 屋	屋外重要土木構築物
2-1	内部事象出力時レベル1 PRAの結果に以下の追加を検討 <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、配管等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(メタルクラッドスイッチギア、原子炉盤)等を追加	[対象]: ①原子炉建屋、制御建屋等を追加 ②追加なし	[対象]: ①海水取水ライン構造物を追加 ②追加なし
2-2	内部事象出力時レベル1 PRAの結果から以下の削除を検討 <ul style="list-style-type: none"> ・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]: 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等を削除	[対象]: 削除なし	[対象]: 削除なし
2-3	プラントウォークダウンにより二次的な影響を及ぼす機器/建屋/土木構築物の検討		
	[考え方]: 地震PSA学会標準及び過去に実施した当社のプラントウォークダウン実績をもとに、重要事故シーケンス選定に当たって確認が必要な機器を抽出し、以下の観点から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 等 		
	[対象]: 追加なし	[対象]: 追加なし	[対象]: 追加なし

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (1/22)

ID	設 備	故障モード	評価部位	基準3件値		注 意
				Median E ₁	RCIPF (年)	
WH-CV1/1/CA	蒸気発生器内部構造物	構造故障	圧力管	3.11 E ₁ E ₂ E ₃	1.13	蒸気発生器の構造故障により制御できない大規模なLOCA及びCV1/1/1/CAが発生することを想定する。
ALEX-Ecess-LOCA	原子炉建屋	構造故障	-	3.80 E ₁ E ₂ E ₃	1.08	原子炉建屋の構造故障により、安全上重要な設備の機能が不十分になり直接炉心損傷に至ることを想定する。 (故障の発生を前提に評価することが困難であるため、全壊を仮定する)
ALEX-Ecess-LOCA	制御棒駆動装置	構造故障	制御棒駆動装置駆動圧力	3.15 E ₁ E ₂ E ₃	0.97	[] により制御できないLOCAを想定し、直接炉心損傷に至る。
ALEX-Ecess-LOCA	炉内計測引出管	構造故障	ロングジョイントチューブ	3.80 E ₁ E ₂ E ₃	1.92	PV下部での制御できないLOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。
ALEX-Ecess-LOCA	1次冷却材管	構造故障	クロスオーバーレブ	10.13 E ₁ E ₂ E ₃	5.53	全ループでのRCS配管故障により直接炉心損傷に至る。
-	1次冷却材ポンプ	機械故障	-	- E ₁ E ₂ E ₃	-	RCSの機能である [] されるため、考慮不要
ALEX-Ecess-LOCA	1次冷却材ポンプ	構造故障	1次冷却材ポンプ支持脚 ブラケット割ヒンジ	5.30 E ₁ E ₂ E ₃	3.08	全1次冷却材ポンプの大規模なラジグラ損傷により制御できない大規模なLOCAが発生し直接炉心損傷に至る。
ALEX-Ecess-LOCA	原子炉格納容器	構造故障	ラングゴータ上端部	3.37 E ₁ E ₂ E ₃	1.18	原子炉格納容器の構造故障により制御できない大規模LOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。
ALEX-Ecess-LOCA	原子炉容器	構造故障	原子炉容器支持構造物 サポートシュ	1.85 E ₁ E ₂ E ₃	1.04	原子炉容器の構造故障より制御できない大規模LOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。
ALEX-Ecess-LOCA	蒸気発生器	構造故障	冷却材入口管台 セーフエンド	3.35 E ₁ E ₂ E ₃	1.26	蒸気発生器の構造故障により制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。
ALSD-SBD4UHS	制御装置	構造故障	-	3.30 E ₁ E ₂ E ₃	1.24	制御装置の構造故障により、安全上重要な設備の機能が不十分になり直接炉心損傷に至ることを想定する。 (故障の発生を前提に評価することが困難であるため、全壊を仮定する)
ALSV-濃縮ヒートシंक喪失	駆動件	機械故障	-	3.88 E ₁ E ₂ E ₃	1.72	[] 駆動件は構造故障により炉心損傷に至る場合を想定。 DCCWヘッドの隔離失敗によるCCW喪失を想定。
ALSV-濃縮ヒートシंक喪失		構造故障	-	- E ₁ E ₂ E ₃	-	[] 駆動件の構造故障により炉心損傷に至る場合を想定。 DCCWヘッドの隔離失敗によるCCW喪失を想定。 作が損傷する前に配管が損傷すると考えられるため、次の構造故障は配管別のフラジリティで考慮する。
ALTR-濃縮率喪失+2次系駆動喪失	ケーブルトレイ	構造故障	-	3.38 E ₁ E ₂ E ₃	1.18	プラントの重要な制御、保護機能が不十分になり直接炉心損傷に至る。
ALTR-濃縮率喪失+2次系駆動喪失	炉内構造物	構造故障	ラジアルサポート	1.30 E ₁ E ₂ E ₃	0.75	[] と大規模に損傷するような損傷により、直接炉心損傷に至る。
ALTR-濃縮率喪失+2次系駆動喪失	炉心支持構造物	構造故障	下部炉心支持柱	3.40 E ₁ E ₂ E ₃	1.07	[] と大規模に損傷するような損傷により、直接炉心損傷に至る。

[] 内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (2/22)

[]	記 号	設備コード	設備部位	高圧ケーブル		備 考
				Medium Voltage	CLPT ID	
ALTR: 過電事象 + 2次系設備喪失	遮断弁	線路設備	-	6.17	3.08	[] 遮断弁の機能喪失により炉心過熱に至る場合を想定。
6.15						
ALTR: 過電事象 + 2次系設備喪失	中央制御室外蒸気停止閥	線路設備	-	-	-	[] 遮断弁の構造喪失により炉心過熱に至る場合を想定。 炉が保護する前に配置が確保されることと見られるため、中央制御室は監督制御のフラジリティで考慮する。
ALTR: 過電事象 + 2次系設備喪失				構造設備		
ALTR: 過電事象 + 2次系設備喪失	中央制御室外蒸気停止閥	線路設備	-	11.14	6.28	中央制御室外での安全停止操作盤、プラントに重要な制御、保護機能が不働となり直接炉心過熱に至る。
ALTR: 過電事象 + 2次系設備喪失				構造設備		
ALTR: 過電事象 + 2次系設備喪失	蒸気設備	線路設備	-	6.15	3.57	プラントの重要な制御、保護機能が不働となり直接炉心過熱に至る。
ALTR: 過電事象 + 2次系設備喪失				構造設備		
ALTR: 過電事象 + 2次系設備喪失	2次系補助リレーラック	線路設備	-	3.27	1.24	プラントの重要な制御、保護機能が不働となり直接炉心過熱に至る。
ALTR: 過電事象 + 2次系設備喪失				構造設備		
ALTR: 過電事象 + 2次系設備喪失	投票計測器分電盤	線路設備	-	6.15	5.91	プラントの重要な制御、保護機能が不働となり直接炉心過熱に至る。
ALTR: 過電事象 + 2次系設備喪失				構造設備		
ALTR: 過電事象 + 2次系設備喪失	蒸気保護高計器ラック	線路設備	-	3.27	1.24	プラントの重要な制御、保護機能が不働となり直接炉心過熱に至る。
ALTR: 過電事象 + 2次系設備喪失				構造設備		
ALTR: 過電事象 + 2次系設備喪失	蒸気保護高計器ラック	線路設備	-	6.15	1.24	安全注入管弁喪失により出てる蒸気注入ポンプ、全制御弁が起動し、SG水位信号喪失により補助給水が失効のため炉心過熱に至る。
ALTR: 過電事象 + 2次系設備喪失				構造設備		
ALTR: 過電事象 + 2次系設備喪失	ソレノイド分電盤	線路設備	-	6.15	2.08	[] の機能喪失により炉心過熱に至る場合を想定。
ALTR: 過電事象 + 2次系設備喪失				構造設備		

[] 内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (3/22)

[]	設 備	故障モード	評価部位	高圧2号機		影 響
				Westing 2 号機	ICP (注)	
ALTR: 送電事象+2次高圧断電失	安全保護系シーケンスキャビネット	接触故障	-	3.22	1.08	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
				6.18		
ALTR: 送電事象+2次高圧断電失	安全保護系シーケンスキャビネット	構造故障	ボルト	6.25	0.08	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
				15.49		
ALTR: 送電事象+2次高圧断電失	安全保護系補助ラック	接触故障	-	3.22	1.08	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
				6.18		
ALTR: 送電事象+2次高圧断電失	安全保護系補助ラック	構造故障	ボルト	6.25	0.08	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
				15.49		
ALTR: 送電事象+2次高圧断電失	安全保護系マストラック	接触故障	-	3.22	1.08	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
				6.18		
ALTR: 送電事象+2次高圧断電失	安全保護系マストラック	構造故障	ボルト	6.25	0.08	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
				15.49		
ALTR: 送電事象+2次高圧断電失	種子台収納盤	接触故障	-	10.11	5.08	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
				6.18		
ALTR: 送電事象+2次高圧断電失	種子台収納盤	構造故障	ボルト	6.25	18.05	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
				16.58		
ALAT: 地震AT+制御棒挿入不能	制御棒クラスト	構造故障	制御棒格納管 (半挿入/全挿入状態)	3.18	1.38	制御棒クラストの損傷とともに、制御棒挿入が不能となる(ATWS事象は、炉心損傷を想定)。
				6.00		
ALAT: 地震AT+制御棒挿入不能	燃料集合体	構造故障	燃料保護管	3.90	1.48	燃料集合体の損傷とともに、制御棒挿入が不能となる(ATWS事象は、炉心損傷を想定)。
				6.19		
LL: 大破断LOCA	9#9高圧制御込み配管	構造故障	配管本体	3.25	1.01	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。
				6.25		
LL: 大破断LOCA	加圧器サージ管	構造故障	配管本体	3.25	1.01	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。
				6.25		
LL: 大破断LOCA	加圧器サージ管	構造故障	配管本体	3.25	1.01	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。
				6.25		
LL: 大破断LOCA	1次冷却材管	構造故障	加圧器サージ管 配管	1.80	0.08	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。
				6.19		
LL: 大破断LOCA	加圧器	構造故障	スカート・駆動付部 (加圧器駆動)	3.25	1.15	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。
				6.25		
ML: 中破断LOCA	冷却器コンプレックス配管注入配管	構造故障	配管本体	3.25	1.01	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。
				6.25		
ML: 中破断LOCA	加圧器	構造故障	配管本体	3.25	1.01	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。
				6.25		

[]内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (4/22)

[]	品 名	設置モード	設置部位	高圧3号機		備 考
				取付位置	取付高さ	
ML-中層階LOCA	加圧器スプレイドライン配管	構造設備	配管本体	2.25 2.25 2.25 2.25 2.25	1.01	1次冷却材の流出による中層階LOCAを想定。
ML-中層階LOCA	CVC2排出配管	構造設備	配管本体	2.25 2.25 2.25	1.01	1次冷却材の流出による中層階LOCAを想定。
ML-中層階LOCA	充てん注入ライン配管(1号機)	構造設備	配管本体	2.25 2.25 2.25	1.01	1次冷却材の流出による中層階LOCAを想定。
ML-中層階LOCA	充てん/高圧注入ポンプ高圧側注入配管	構造設備	配管本体	2.25 2.25 2.25	1.01	1次冷却材の流出による中層階LOCAを想定。
ML-中層階LOCA	1次冷却材管	構造設備	充てん管台 E1L	1.30 2.25 2.25	0.76	1次冷却材の流出による中層階LOCAを想定。
SL-小層階LOCA	蒸気発生タンクライン配管	構造設備	配管本体	2.87 2.19 2.25	1.41	1次冷却材の流出による小層階LOCAを想定。
SL-小層階LOCA	蒸気発生高圧側(1号機)	構造設備	配管本体	2.87 2.19 2.25	1.41	1次冷却材の流出による小層階LOCAを想定。
SL-小層階LOCA	蒸気発生冷却材ドレン配管	構造設備	配管本体	2.87 2.19 2.25	1.41	1次冷却材の流出による小層階LOCAを想定。
SL-小層階LOCA	RCS加圧器スプレイドライン配管	構造設備	配管本体	2.87 2.19 2.25	1.41	1次冷却材の流出による小層階LOCAを想定。
SL-小層階LOCA	SG サンプル冷却器注入配管	構造設備	配管本体	2.87 2.19 2.25	1.41	1次冷却材の流出による小層階LOCAを想定。
SL-小層階LOCA	加圧器安全弁配管	構造設備	配管本体	2.87 2.19 2.25	1.41	1次冷却材の流出による小層階LOCAを想定。
SL-小層階LOCA	加圧器過熱器配管	構造設備	配管本体	2.87 2.19 2.25	1.41	1次冷却材の流出による小層階LOCAを想定。
SL-小層階LOCA	RV冷却材ドレン配管	構造設備	配管本体	2.87 2.19 2.25	1.41	1次冷却材の流出による小層階LOCAを想定。
SL-小層階LOCA	蒸気発生冷却器注入ライン配管	構造設備	配管本体	2.87 2.19 2.25	1.41	1次冷却材の流出による小層階LOCAを想定。
SL-小層階LOCA	加圧器補給スプレイド配管	構造設備	配管本体	2.87 2.19 2.25	1.41	1次冷却材の流出による小層階LOCAを想定。
SL-小層階LOCA	加圧器	構造設備	スプレイドライン取付台 セーフエンド	2.77 2.25 2.25	1.33	1次冷却材の流出による小層階LOCAを想定。
SL-小層階LOCA	蒸気発生管	構造設備	蒸気発生管台	1.30 2.19 2.19	0.74	1次冷却材の流出による小層階LOCAを想定。

[] 内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (5/22)

No.	品 名	数量/単位	評価部位	脆弱性評価		備 考
				脆弱性評価 F ₁	脆弱性評価 F ₂	
				1.00	0.00	
SL-小断熱LOCA	加圧管線がし弁	構造設備	-	-	-	1次系配管の流出による小断熱LOCAを想定。 件が誘発する前に影響が顕著すると考えられるため、今の構造設備は配管制のフラジリティで考慮する。
SL-小断熱LOCA	加圧器安全弁	構造設備	-	-	-	1次系配管の流出による小断熱LOCAを想定。 件が誘発する前に影響が顕著すると考えられるため、今の構造設備は配管制のフラジリティで考慮する。
MR-2次系破断	土流気系配管	構造設備	配管本体	1.15 0.19 0.25	1.04	土流気系配管からの流出による2次系破断事象が発生。
MR-2次系破断	蒸気発生器	構造設備	蒸気出口管弁	1.11 0.19 0.19	0.91	蒸気出口管弁からの流出による2次系破断事象が発生。
MR-2次系破断	土流気管がし弁	構造設備	-	-	-	当該弁からの蒸気流出により2次系破断事象が発生。 件が誘発する前に影響が顕著すると考えられるため、今の構造設備は配管制のフラジリティで考慮する。
MR-2次系破断	土流気安全弁	構造設備	-	-	-	当該弁からの蒸気流出により2次系破断事象が発生。 件が誘発する前に影響が顕著すると考えられるため、今の構造設備は配管制のフラジリティで考慮する。
MR-2次系破断	土流気配管弁(電磁弁を含む)	構造設備	-	-	-	当該弁からの蒸気流出により2次系破断事象が発生。 件が誘発する前に影響が顕著すると考えられるため、今の構造設備は配管制のフラジリティで考慮する。
DA-外部電源	外部電源系	工学的判断	-	0.20 0.25 0.30	0.08	外部電源の喪失。
DB-125VDC	制御電源用分電盤	機械設備	-	0.30 0.15 0.25	2.94	直流電源の喪失。(DG、安全系種別の起動不能)
DB-125VDC		構造設備	ボルト	10.18 0.09 0.17	13.00	直流電源の喪失。(DG、安全系種別の起動不能)
DB-125VDC	直流分電盤	機械設備	-	3.02 0.15 0.25	1.44	直流電源の喪失。(DG、安全系種別の起動不能)
DB-125VDC		構造設備	栓類	3.30 0.09 0.17	1.52	直流電源の喪失。(DG、安全系種別の起動不能)
DB-125VDC	Fロッド盤	機械設備	-	1.31 0.15 0.25	0.72	直流電源の喪失。(DG、安全系種別の起動不能)
DB-125VDC		構造設備	栓類	2.35 0.09 0.17	1.59	直流電源の喪失。(DG、安全系種別の起動不能)
DC-125VDC(バッテリー)	蓄電池	構造設備	栓類	1.40 0.09 0.17	0.98	バッテリーの機能喪失。
DD-5.6KVボック	ボルトクランプスイッチギア	機械設備	-	1.44 0.15 0.25	0.78	非常用5.6KV母線の機能喪失。
DD-5.6KVボック		構造設備	基礎/床部分	10.48 0.19 0.21	8.03	非常用5.6KV母線の機能喪失。

□内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (6/22)

品名	設備	設備コード	設備部位	高圧ケーブル		備考	
				Material ID	CLPT ID		
				4.30			
DE-48VDC	DC電源配管 (原料供給管)	構造設備	配管本体	6.31	1.53	非常用社内電源の機能喪失。	
				6.31			
				3.87			
DE-48VDC	内装機架(ディーゼル機架)	機架設備	-	6.15	1.22	非常用社内電源の機能喪失。	
					6.19		
DE-48VDC		構造設備	基礎ボルト	1.81	5.23	非常用社内電源の機能喪失。	
				6.89			
				6.17			
DE-48VDC	非常用ディーゼル発電機	機架設備	-	-	-	非常用社内電源の機能喪失。機架維持作業では内装機架本体と一体として評価されるため、内装機架を代表とする。	
DE-48VDC		構造設備	軸受台回転軸ボルト	6.52	4.57	非常用社内電源の機能喪失。	
				6.89			
				6.17			
DE-48VDC	ディーゼル発電機送排気ガラリ	構造設備	フィルタ固定ボルト	80.93	48.86	非常用社内電源の機能喪失。	
				6.19			
				6.32			
DE-48VDC	始動用空気圧	構造設備	割接	3.75	2.51	非常用社内電源の機能喪失。	
				6.89			
				6.17			
DE-48VDC	非常用ディーゼル発電機制御盤	機架設備	-	3.18	1.18	非常用社内電源の機能喪失。	
					6.12		
					6.25		
DE-48VDC		構造設備	ボルト	16.93	8.45	非常用社内電源の機能喪失。	
				6.19			
				6.31			
DE-48VDC	ディーゼル発電機は力電圧制御	機架設備	-	11.88	6.48	電源系の長期運転のためには、作止や再発電機を考慮することの状況発生が必要であり、当該機架の整備により長期運転に失敗することを想定する。	
					6.18		
					6.25		
DE-48VDC		構造設備	-	-	-	電源系の長期運転のためには、作止や再発電機を考慮することの状況発生が必要であり、当該機架の整備により長期運転に失敗することを想定する。 構造機架であるボルトの耐力は、機架機架に比べ十分高いため、機架機架を代表とする。	
DE-48VDC	空気作動ダンパ	機架設備	ケーシング	3.31	1.77	非常用社内電源の機能喪失。	
					6.19		
					6.20		
DE-48VDC		構造設備	-	-	-	非常用社内電源の機能喪失。 ダンパの制御評価は、構造機架が単機架機架となるため、機架機架にフラグリティを記載。	
DE-48VDC	ディーゼル発電機送排気系ダクト (手製ダクト、蒸気が付く)	構造設備	ダクト本体	4.79	1.53	非常用社内電源の機能喪失。	
					6.31		
					6.31		
				3.86			
DE-48VDC	排気ダンパ	機架設備	ペーン	6.19	1.04	非常用社内電源の機能喪失。	
					6.20		
					-		
DE-48VDC		構造設備	-	-	-	非常用社内電源の機能喪失。 ダンパの制御評価は、構造機架が単機架機架となるため、機架機架にフラグリティを記載。	

□ 内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (8/22)

[]	設 備	設備コード	評価部位	脆弱性		備 考
				脆弱性	脆弱性	
DE-68KVDG	燃料冷却系ポンプ	機械設備	-	Med. or H	-	非常用内電源の機能喪失。 内燃機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内燃機関で代表。
				F ₁		
DE-68KVDG	燃料冷却系ポンプ	構造設備	-	F ₂	-	非常用内電源の機能喪失。 内燃機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内燃機関で代表。
				F ₃		
DE-68KVDG	燃料冷却系水冷却器	構造設備	-	F ₄	-	非常用内電源の機能喪失。 内燃機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内燃機関で代表。
				F ₅		
DE-68KVDG	燃料冷却系水タンク	構造設備	-	F ₆	-	非常用内電源の機能喪失。 内燃機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内燃機関で代表。
				F ₇		
DE-68KVDG	廃棄油タンク	構造設備	-	F ₈	-	非常用内電源の機能喪失。 内燃機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内燃機関で代表。
				F ₉		
DE-68KVDG	廃棄油冷却器	構造設備	-	F ₁₀	-	非常用内電源の機能喪失。 内燃機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内燃機関で代表。
				F ₁₁		
DE-68KVDG	廃棄油土こし器	構造設備	-	F ₁₂	-	非常用内電源の機能喪失。 内燃機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内燃機関で代表。
				F ₁₃		
DE-68KVDG	シリンダ冷却水タンク	構造設備	-	F ₁₄	-	非常用内電源の機能喪失。 内燃機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内燃機関で代表。
				F ₁₅		
DE-68KVDG	主軸動機	機械設備	-	F ₁₆	-	非常用内電源の機能喪失。 内燃機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内燃機関で代表。
				F ₁₇		
DE-68KVDG	海水冷却器	構造設備	-	F ₁₈	-	非常用内電源の機能喪失。 内燃機関に必要な付属装置であるが、本体と比較して十分な耐力があるため、本体の内燃機関で代表。
				F ₁₉		
DF-48VAC	動力変圧器	機械設備	-	F ₂₀	-	非常用48V電線の機能喪失。 ケーブルが燃焼しない限り故障することが考えにくいので、構造設備で代表。
				F ₂₁		
DF-48VAC	パワーセンタ	構造設備	ボルト	16.27	18.88	非常用48V電線の機能喪失。
				6.19		
DF-48VAC	パワーセンタ	構造設備	-	1.30	0.27	非常用48Vパワーセンタ電線の機能喪失。
				6.89		
DF-48VAC	パワーセンタ	構造設備	基礎/浮体	6.15	5.78	非常用48Vパワーセンタ電線の機能喪失。
				11.61		
DF-48VAC	電子制御センター	構造設備	-	6.19	1.71	非常用48V電子制御センター電線の機能喪失。
				6.21		
DF-48VAC	電子制御センター	構造設備	基礎/浮体	2.10	5.51	非常用48V電子制御センター電線の機能喪失。
				6.15		
DF-48VAC	電子制御センター	構造設備	基礎/浮体	6.20	5.51	非常用48V電子制御センター電線の機能喪失。
				8.22		
DF-48VAC	電子制御センター	構造設備	基礎/浮体	6.89	5.51	非常用48V電子制御センター電線の機能喪失。
				6.17		

[] 内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (9/22)

[]	説 明	検査モード	詳細部位	基準2号機		備 考
				検出率 (%)	RULP (%)	
GG-120VDC(充電器)	充電装置	機能検査	-	0.12	0.72	直流電源の喪失、DC、安全系機器の起動不能
				0.12		
GG-120VDC(充電器)		構造検査	右部	0.08	1.58	直流電源の喪失、DC、安全系機器の起動不能
				0.12		
GH-115V計装機	計器用分電盤	機能検査	-	0.14	1.97	計器用電源の喪失、
				0.12		
GH-115V計装機		構造検査	基礎架台部	0.08	7.74	計器用電源の喪失、
				0.12		
GH-115V計装機	計器用電源装置	機能検査	-	0.14	1.20	計器用電源の喪失、
				0.12		
GH-115V計装機		構造検査	ボルト	0.08	14.67	計器用電源の喪失、
				0.12		
GH-500号	格納倉庫圧力計	機能検査	-	0.02	1.06	加圧倉庫圧力計と同種故障で安全注入信号の喪失、
				0.14		
GH-500号		構造検査	-	-	-	加圧倉庫圧力計と同種故障で安全注入信号の喪失、 構造検査であるボルトの耐力は、機能検査に比べて十分高いため、機能検査を代表とする。
				-		
GH-500号	加圧倉庫圧力計	機能検査	-	0.14	1.49	格納倉庫圧力計と同種故障で安全注入信号の喪失、
				0.12		
GH-500号		構造検査	-	-	-	格納倉庫圧力計と同種故障で安全注入信号の喪失、 構造検査であるボルトの耐力は、機能検査に比べて十分高いため、機能検査を代表とする。
				-		
GJ-原子トリップ	原子トリップシロ故障部	機能検査	-	0.12	0.67	原子トリップ機能の喪失、
				0.12		
GJ-原子トリップ		構造検査	ボルト	0.19	7.32	原子トリップ機能の喪失、
				0.12		
GJ-原子トリップ	制御用電源計	機能検査	-	0.14	1.58	原子トリップ機能の喪失、
				0.12		
GJ-原子トリップ		構造検査	-	-	-	原子トリップ機能の喪失、 構造検査であるボルトの耐力は、機能検査に比べて十分高いため、機能検査を代表とする。
				-		
G1-PWS7	燃料取捨用水系配管	構造検査	配管本体	0.15	1.01	燃料取捨用水系配管からPWS7は3割水が流出し、PWS7を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。
				0.15		
G1-PWS7	売てんノ異圧注入系配管	構造検査	配管本体	0.15	1.01	売てんノ異圧注入系配管からPWS7は3割水が流出し、PWS7を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。
				0.15		
G1-PWS7	冷却排水系配管	構造検査	配管本体	0.15	1.01	冷却排水系配管からPWS7は3割水が流出し、PWS7を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。
				0.15		

[] 内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (10/22)

ID	品 種	設置モード	詳細部位	高圧シナボ		説 明
				高圧シナボ	高圧シナボ	
Q1-FWST	特殊容器スプレイ高配管	構造設備	配管本体	2.25	1.00	特殊容器スプレイ高配管からRWSTに冷却水が流出し、RWSTを水源とする全ての設備の機能喪失に至る。
Q1-FWST	冷却器ポンプ	構造設備	基礎ボルト	2.08	4.70	冷却器ポンプからRWSTに冷却水が流出し、RWSTを水源とする全ての設備の機能喪失に至る。
Q1-FWST	燃料貯蔵用タンク加熱器	構造設備	支持脚	2.01	1.00	RWSTを水源とする全ての設備の機能喪失に至る。
Q1-FWST	燃料貯蔵用ポンプ	構造設備	ポンプ取付ボルト	2.17	4.00	燃料貯蔵用ポンプからRWSTに冷却水が流出し、RWSTを水源とする全ての設備の機能喪失に至る。
Q1-FWST	燃料貯蔵用タンク	構造設備	脚	1.45	0.77	RWSTからRWSTに冷却水が流出し、RWSTを水源とする全ての設備の機能喪失に至る。
Q1-FWST	特殊容器スプレイポンプ	構造設備	基礎ボルト	2.08	2.04	特殊容器スプレイポンプからRWSTに冷却水が流出し、RWSTを水源とする全ての設備の機能喪失に至る。
Q1-FWST	充てん/減圧注入ポンプ	構造設備	電動機基礎ボルト	2.07	2.48	充てん/減圧注入ポンプからRWSTに冷却水が流出し、RWSTを水源とする全ての設備の機能喪失に至る。
Q0-海水系	空調機冷却機	構造設備	基礎ボルト	2.18	1.55	海水系の機能喪失。
Q0-海水系	原子炉冷却水配管冷却器	構造設備	基礎	2.01	1.32	原子炉冷却水配管の構造設備により冷却水が流出し、海水系の機能喪失に至る。
Q0-海水系	海水取水ライン構造物	構造設備	-	2.44	1.51	海水取水ができなくなり、海水系喪失に至る。
Q0-海水系	海水ポンプ	構造設備	電動機上部軸受	1.38	0.91	海水ポンプの機能喪失により、海水系喪失に至る。
Q0-海水系		構造設備	締め止め金	2.22	1.73	海水ポンプの機能喪失により、海水系喪失に至る。
Q0-海水系	原子炉冷却水配管ポンプ操作箱	構造設備	-	2.24	2.45	海水ポンプの機能喪失により、海水系喪失に至る。
Q0-海水系		構造設備	ボルト	2.14	2.78	海水ポンプの機能喪失により、海水系喪失に至る。
Q0-海水系	海水高配管	構造設備	配管本体	2.08	1.53	海水高配管が破損し、海水系機能喪失に至る。
Q0-海水系	海水ストレーナ	構造設備	支持脚	2.21	0.65	海水ストレーナの基礎部から海水が流出して海水系の機能喪失に至る。
Q1-排気冷却系	排気冷却水モニタ冷却器	構造設備	ベース	1.08	5.35	CGW機能喪失。

□内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (11/22)

[]	設備	設置モード	評価部位	脆弱性指標		注 意
				脆弱性指標 R ₁	RDP (%)	
Q1-精製冷凍系	精製装置内 制御用空気圧縮装置	構造設備	圧縮機取付ボルト	脆弱性指標	4.55	精製装置内 制御用空気圧縮装置の構造設備により冷媒水が流出し、CCW喪失に繋がる。
				5.17		
				3.08		
				3.17		
				12.88		
Q1-精製冷凍系	精製装置内 制御用空気乾燥機	構造設備	基礎ボルト	脆弱性指標	3.58	精製装置内 制御用空気乾燥機の構造設備により冷媒水が流出し、CCW喪失に繋がる。
				3.08		
				3.17		
				3.48		
				3.08		
Q1-精製冷凍系	精製装置内 制御用空気乾燥機	構造設備	基礎ボルト	脆弱性指標	5.48	制御用空気乾燥機の構造設備によりCCW機能が喪失する。
				3.08		
				3.17		
Q1-精製冷凍系	精製装置内 スプレッド冷却器	構造設備	基礎	脆弱性指標	1.32	精製装置内 スプレッド冷却器の構造設備によりVOCW系の機能喪失に繋がる。
				3.08		
				3.17		
Q1-精製冷凍系	電子伊精製冷凍水系統管	構造設備	配管系統	脆弱性指標	1.53	配管から冷媒水が流出し、CCW喪失に繋がる。
				4.28		
				3.25		
Q1-精製冷凍系	電子伊精製冷凍水ポンプ	機械設備	軸	脆弱性指標	18.28	CCWポンプの機能喪失。
				25.78		
				3.08		
Q1-精製冷凍系	電子伊精製冷凍水ポンプ	構造設備	基礎ボルト	脆弱性指標	4.18	電子伊精製冷凍水ポンプの構造設備により冷媒水が流出し、CCW喪失に繋がる。
				3.14		
				3.17		
Q1-精製冷凍系	電子伊精製冷凍水サーージタンク	構造設備	支持脚	脆弱性指標	1.32	電子伊精製冷凍水サーージタンクの構造設備により冷媒水が流出し、CCW喪失に繋がる。
				3.08		
				3.17		
Q1-精製冷凍系	電子伊精製冷凍水ポンプ操作盤	機械設備	-	脆弱性指標	2.45	CCWポンプの機能喪失。
				3.26		
				3.14		
Q1-精製冷凍系	電子伊精製冷凍水ポンプ操作盤	構造設備	ボルト	脆弱性指標	28.78	CCWポンプの機能喪失。
				44.28		
				3.08		
Q1-精製冷凍系	サンプル冷却器	構造設備	配管 (冷却器本体)	脆弱性指標	3.92	CCW機能喪失。
				3.25		
				3.26		
Q1-精製冷凍系	精製装置内 制御用空気乾燥機	構造設備	基礎	脆弱性指標	5.75	コンプレッサの機能喪失。
				18.37		
				3.08		
Q1-精製冷凍系	ガスサンプリング冷却器	構造設備	配管 (冷却器本体)	脆弱性指標	3.28	CCW機能喪失。
				28.14		
				3.25		
Q1-精製冷凍系	冷却器主冷却器	構造設備	基礎	脆弱性指標	1.18	冷却器主冷却器の構造設備によりCCW系の機能喪失に繋がる。
				1.28		
				3.08		
Q1-精製冷凍系	冷却器主冷却器	構造設備	基礎	脆弱性指標	1.32	冷却器主冷却器の構造設備によりVOCW系の機能喪失に繋がる。
				3.17		
				3.26		
QM-低圧注入系	冷却器主ポンプ操作盤	機械設備	-	脆弱性指標	2.45	冷却器主ポンプの機能喪失。
				3.14		
				3.22		
QM-低圧注入系	冷却器主ポンプ操作盤	構造設備	ボルト	脆弱性指標	28.78	冷却器主ポンプの機能喪失。
				44.28		
				3.08		

[]内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (12/22)

品名	設備	機器コード	評価部位	脆弱性評価		影響
				脆弱性評価	脆弱性評価	
GM-高圧注入系	冷却水ポンプは流量計	機械設備	-	3.22	1.74	高圧注入ポンプは流量計の機械設備により、冷却水ポンプローラインが制御に失敗し、RHRポンプの故障を誘発。
				3.14		
				3.22		
				-		
GM-高圧注入系		構造設備	-	-	-	冷却水ポンプは流量計の機械設備により、冷却水ポンプローラインが制御に失敗し、RHRポンプの故障を誘発。 構造設備であるボルトの耐力は、脆弱設備に比べ十分高いため、脆弱設備の代表とする。
				-		
				-		
				-		
GM-高圧注入系	冷却水ポンプ	機械設備	-	7.98	4.59	冷却水ポンプの機械損失。
				3.08		
				3.18		
				3.02		
GM-OVSブレイ注入系	熱納容器圧縮圧力計	機械設備	-	3.22	1.04	熱納容器ブレイ系の機械損失による。
				3.14		
				3.22		
				-		
GM-OVSブレイ注入系		構造設備	-	-	-	熱納容器ブレイ系の機械損失による。 構造設備であるボルトの耐力は、脆弱設備に比べ十分高いため、脆弱設備の代表とする。
				-		
				-		
				-		
GM-OVSブレイ注入系	よう素熱交換器タンク	構造設備	高圧ボルト	1.27	0.17	よう素熱交換器タンクの構造設備により、 <input type="text"/> により故障する。
				3.08		
				3.22		
				-		
GM-OVSブレイ注入系	熱納容器ブレイポンプ	機械設備	-	7.98	4.59	熱納容器ブレイポンプの機械損失により熱納容器ブレイ系の機械損失による。
				3.08		
				3.18		
				3.22		
GM-OVSブレイ注入系	熱納容器ブレイポンプ操作箱	機械設備	-	3.22	3.45	熱納容器ブレイポンプの機械損失により熱納容器ブレイ系の機械損失による。
				3.14		
				3.22		
				44.28		
GM-OVSブレイ注入系		構造設備	ボルト	3.08	18.79	熱納容器ブレイポンプの機械損失により熱納容器ブレイ系の機械損失による。
				3.17		
				-		
				-		
GS-高圧注入系	圧力注入タンク	構造設備	高圧ボルト	2.91	1.28	圧てん/高圧注入ポンプの機械損失。
				3.18		
				3.22		
				3.08		
GS-高圧注入系	圧力注入タンク操縦台	機械設備	-	3.21	1.72	高圧注入系の機械損失による。
				3.25		
				-		
				-		
GS-高圧注入系	圧てん/高圧注入ポンプスタンバイ操作箱	構造設備	-	-	-	高圧注入系の機械損失による。 劣化設備する前に配管が腐蝕すると考えられるため、劣化設備は配管劣化のフラジリティで考慮する。
				-		
				-		
				-		
GS-高圧注入系	圧てん/高圧注入ポンプ	機械設備	-	3.08	1.72	高圧注入系の機械損失による。
				3.21		
				3.25		
				-		
GS-高圧注入系	圧てん/高圧注入ポンプ操作箱	構造設備	-	-	-	高圧注入系の機械損失による。 劣化設備する前に配管が腐蝕すると考えられるため、劣化設備は配管劣化のフラジリティで考慮する。
				-		
				-		
				-		
GS-高圧注入系	圧てん/高圧注入ポンプ	機械設備	-	3.15	3.18	圧てん/高圧注入ポンプの機械損失。
				3.08		
				3.15		
				3.28		
GS-高圧注入系	圧てん/高圧注入ポンプ操作箱	機械設備	-	3.22	3.45	圧てん/高圧注入ポンプの機械損失。
				3.14		
				3.22		
				44.28		
GS-高圧注入系		構造設備	ボルト	3.08	18.79	圧てん/高圧注入ポンプの機械損失。
				3.17		
				-		
				-		

内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (14/22)

No.	品名	故障モード	故障部位	修理時間		影響
				Mean Time To Repair (MTTR)	RCP (%)	
0X: 電動補助給水ポンプ	補助給水ポンプ駆動装置修理作業	機械故障	-	4.35 6.16 6.32	3.48	電動補助給水ポンプの機能喪失。
		構造故障	ボルト	44.38 6.86 6.17		
0Y: トービウ動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動装置	機械故障	-	4.81 6.15 6.32	2.65	タービン動補助給水ポンプが機能喪失する。
		構造故障	ボルト	35.34 6.69 6.17		
0Y: トービウ動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ	機械故障	-	14.59 6.89 6.15	9.81	タービン動補助給水ポンプが機能喪失する。
		構造故障	ボルト	3.85 6.89 6.15		
0Y: トービウ動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動装置	機械故障	-	3.85 6.89 6.15	2.57	タービン動補助給水ポンプが機能喪失する。
		構造故障	ボルト	3.88 0.21 0.25		
0Y: トービウ動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動装置	機械故障	-	-	-	タービン動補助給水ポンプ駆動装置停止の機能喪失によりタービン動補助給水ポンプが機能喪失。井が損傷する前に配管が破損すると考えられるため、次の構造故障は配管別のフラジリティで考慮する。
		構造故障	ボルト	-		
0Y: トービウ動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動装置	機械故障	-	3.88 0.21 0.25	1.72	タービン動補助給水ポンプによる給水に失敗することを想定。
		構造故障	ボルト	-		
0Y: トービウ動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動装置	機械故障	-	-	-	タービン動補助給水ポンプによる給水に失敗することを想定。井が損傷する前に配管が破損すると考えられるため、次の構造故障は配管別のフラジリティで考慮する。
		構造故障	ボルト	-		
0Y: トービウ動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動装置	機械故障	-	3.88 0.21 0.25	1.72	タービン動補助給水ポンプによる給水に失敗することを想定。
		構造故障	ボルト	-		
0Y: トービウ動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動装置	機械故障	-	-	-	タービン動補助給水ポンプによる給水に失敗することを想定。井が損傷する前に配管が破損すると考えられるため、次の構造故障は配管別のフラジリティで考慮する。
		構造故障	ボルト	-		
0Z: 空調用冷水設備	中央空調装置ユニット (冷却コイルを含む)	構造故障	巻回ボルト	4.67 6.89 6.17	3.13	空調用冷水設備の機能喪失。
		機械故障	-	3.88 0.21 0.25		
0Z: 空調用冷水設備	空調用冷水ポンプ	機械故障	-	-	-	空調用冷水設備の機能喪失。井が損傷する前に配管が破損すると考えられるため、次の構造故障は配管別のフラジリティで考慮する。
		構造故障	ボルト	-		

□内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (15/22)

品名	説 明	故障モード	故障部位	高圧ケーブル		備 考
				Mean TTR	RCPT (%)	
01: 空調用冷水設備	熱交換器スレイブポンプ室内部ユニット (冷媒コイルを含む)	構造故障	コイル	4.77 6.85 6.17 6.77	6.54	空調用冷水設備の機能喪失。
02: 空調用冷水設備	充てん/高圧注込ポンプ室内部ユニット (冷媒コイル)	構造故障	コイル	6.85 6.17 6.77	6.54	空調用冷水設備の機能喪失。
03: 空調用冷水設備	空調用冷水設備監視操作盤	機械故障	-	6.35 6.15	2.45	空調用冷水設備の機能喪失。
01: 空調用冷水設備		構造故障	ボルト	44.38 6.85 6.17 7.53	29.78	空調用冷水設備の機能喪失。
01: 空調用冷水設備	配管貫通部内部ユニット (冷媒コイル)	構造故障	コイル	6.79 6.30 3.70	4.00	空調用冷水設備の機能喪失。
02: 空調用冷水設備	空調用冷水機器ケーシング	構造故障	支脚部	6.27 6.77	1.28	空調用冷水設備の機能喪失。
01: 空調用冷水設備	空調用冷凍機盤	機械故障	-	1.80 6.15	0.88	空調用冷水設備の機能喪失。
01: 空調用冷水設備		構造故障	ボルト	26.12 6.79 6.21	13.88	空調用冷水設備の機能喪失。
01: 空調用冷水設備	空調用冷凍機	機械故障	-	3.80 6.15 6.79	1.17	空調用のサポート機能喪失。
01: 空調用冷水設備	冷水交換弁	機械故障	-	3.88 0.21 0.25	1.72	空調用冷水設備の機能喪失。
01: 空調用冷水設備		構造故障	-	- -	-	空調用冷水設備の機能喪失。 件が調査する前に配管が漏洩すると考えられるため、次の構造情報は配管側のフラジリティで考慮する。
01: 空調用冷水設備	空調用冷水配管(手動弁、ストレート含む)	構造故障	配管本体	4.30 6.71 6.31	1.52	空調用冷水設備の機能喪失。
01: 空調用冷水設備	空調用冷水ポンプ	機械故障	-	7.38 6.89 6.35	4.11	空調用冷水設備の機能喪失。
01: 空調用冷水設備		構造故障	基礎ボルト	19.38 6.89 6.17	13.90	空調用冷水設備の機能喪失。
01: 空調用冷水設備	空調用冷水ポンプ操作盤	機械故障	-	4.35 6.18 6.25	3.48	空調用冷水設備の機能喪失。
01: 空調用冷水設備		構造故障	ボルト	44.38 6.85 6.17	29.78	空調用冷水設備の機能喪失。

内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (16/22)

No.	設備	設備コード	評価部位	脆弱性評価		備考
				脆弱性評価	RCIPI (%)	
03: 空調用冷水設備	流量調整弁	機械設備	-	脆弱性評価	1.72	空調用冷水設備の機能喪失。
				RCIPI (%)	-	
03: 空調用冷水設備	電動機ポンプ室内部ユニット (冷媒コイルを含む)	構造設備	基礎 (取付) ボルト	脆弱性評価	6.03	空調用冷水設備の機能喪失。
				RCIPI (%)	-	
03: 空調用冷水設備	安全補修閉鎖装置空調ユニット (冷媒コイルを含む)	構造設備	基礎ボルト	脆弱性評価	2.21	空調用冷水設備の機能喪失。
				RCIPI (%)	-	
04: 安全補修閉鎖装置空調系	流量ダンパ圧力設定器	機械設備	-	脆弱性評価	1.48	安全補修閉鎖装置空調系の機能喪失。
				RCIPI (%)	-	
04: 安全補修閉鎖装置空調系	インバータ流量調整計	機械設備	-	脆弱性評価	1.64	安全補修閉鎖装置空調系の機能喪失。
				RCIPI (%)	-	
04: 安全補修閉鎖装置空調系	流量調整ダンパ	機械設備	ケーシング	脆弱性評価	1.77	安全補修閉鎖装置空調系の機能喪失。
				RCIPI (%)	-	
04: 安全補修閉鎖装置空調系	安全補修閉鎖装置空調設備調整用箱	機械設備	-	脆弱性評価	3.45	安全補修閉鎖装置空調系の機能喪失。
				RCIPI (%)	-	
04: 安全補修閉鎖装置空調系	安全補修閉鎖装置制御ファン機作箱	構造設備	ボルト	脆弱性評価	28.78	安全補修閉鎖装置空調系の機能喪失。
				RCIPI (%)	-	
04: 安全補修閉鎖装置空調系	安全補修閉鎖装置制御ファン機作箱	機械設備	-	脆弱性評価	3.45	安全補修閉鎖装置空調系の機能喪失。
				RCIPI (%)	-	
04: 安全補修閉鎖装置空調系	安全補修閉鎖装置制御ファン機作箱	構造設備	ボルト	脆弱性評価	28.78	安全補修閉鎖装置空調系の機能喪失。
				RCIPI (%)	-	
04: 安全補修閉鎖装置空調系	DRGR 流量調整器 (手動ダンパ含む)	構造設備	ダクト本体	脆弱性評価	1.53	安全補修閉鎖装置空調系の機能喪失。
				RCIPI (%)	-	
04: 安全補修閉鎖装置空調系	流量ダンパ	機械設備	ベーン	脆弱性評価	1.64	安全補修閉鎖装置空調系の機能喪失。
				RCIPI (%)	-	
04: 安全補修閉鎖装置空調系	安全補修閉鎖装置制御ファン	機械設備	軸受	脆弱性評価	2.43	安全補修閉鎖装置空調系の機能喪失。
				RCIPI (%)	-	
04: 安全補修閉鎖装置空調系	安全補修閉鎖装置制御ファン	構造設備	基礎 (取付) ボルト	脆弱性評価	0.97	安全補修閉鎖装置空調系の機能喪失。
				RCIPI (%)	-	

□ 内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (17/22)

No.	品 名	故障モード	評価部位	脆弱性評価		備 考
				Max. PFD	ICLPP (注)	
04-安全種機関的装置立置系	安全種機関的装置立置ファン	機軸故障	ケーシング	4.38	1.74	安全種機関的装置立置系の機軸喪失。
				6.25		
04-安全種機関的装置立置系	安全種機関的装置立置ファン	構造故障	基礎(取付)ボルト	6.31	0.04	安全種機関的装置立置系の機軸喪失。
				1.36		
04-安全種機関的装置立置系	安全種機関的装置立置ファン	構造故障	ケーシング	6.30	4.74	安全種機関的装置立置系の機軸喪失。
				6.30		
04-安全種機関的装置立置系	安全種機関的装置立置ファン	構造故障	コイル	3.85	1.03	安全種機関的装置立置系の機軸喪失。
				6.30		
04-安全種機関的装置立置系	安全種機関的装置立置ファン	機軸故障	-	6.30	3.45	安全種機関的装置立置系の機軸喪失。
				6.30		
04-安全種機関的装置立置系	安全種機関的装置立置ファン	構造故障	ボルト	44.38	19.74	安全種機関的装置立置系の機軸喪失。
				6.30		
04-中層建屋立置系 (Q4.G4.GT.G4)	中層建屋給気ファン機軸	機軸故障	-	6.30	3.45	各立置系(電動補助給水ポンプ室、IA5室、空調用市電設備室、充電庫室)機軸喪失によるサポート機軸喪失。
				6.30		
04-中層建屋立置系 (Q4.G4.GT.G4)	中層建屋給気ファン機軸	構造故障	ボルト	44.38	19.74	各立置系(電動補助給水ポンプ室、IA5室、空調用市電設備室、充電庫室)機軸喪失によるサポート機軸喪失。
				6.30		
04-中層建屋立置系 (Q4.G4.GT.G4)	中層建屋給気ファン機軸	構造故障	ダクト本体	4.39	1.53	各立置系(電動補助給水ポンプ室、IA5室、空調用市電設備室、充電庫室)機軸喪失によるサポート機軸喪失。
				6.31		
04-中層建屋立置系 (Q4.G4.GT.G4)	中層建屋給気ファン	機軸故障	軸受	3.85	1.28	各立置系(電動補助給水ポンプ室、IA5室、空調用市電設備室、充電庫室)機軸喪失によるサポート機軸喪失。
				6.30		
04-中層建屋立置系 (Q4.G4.GT.G4)	中層建屋給気ファン	構造故障	基礎(取付)ボルト	6.30	1.08	各立置系(電動補助給水ポンプ室、IA5室、空調用市電設備室、充電庫室)機軸喪失によるサポート機軸喪失。
				6.30		
04-中層建屋立置系 (Q4.G4.GT.G4)	中層建屋給気ガラリ	構造故障	フィルタ固定ボルト	80.93	48.86	各立置系(電動補助給水ポンプ室、IA5室、空調用市電設備室、充電庫室)機軸喪失によるサポート機軸喪失。
				6.30		
04-中層建屋立置系 (Q4.G4.GT.G4)	中層建屋空調設備機軸	機軸故障	-	6.30	3.45	各立置系(電動補助給水ポンプ室、IA5室、空調用市電設備室、充電庫室)機軸喪失によるサポート機軸喪失。
				6.30		
04-中層建屋立置系 (Q4.G4.GT.G4)	中層建屋空調設備機軸	構造故障	ボルト	44.38	19.74	各立置系(電動補助給水ポンプ室、IA5室、空調用市電設備室、充電庫室)機軸喪失によるサポート機軸喪失。
				6.30		
04-中層建屋立置系 (Q4.G4.GT.G4)	中層建屋給気ユニット	構造故障	基礎(取付)ボルト	3.86	2.06	各立置系(電動補助給水ポンプ室、IA5室、空調用市電設備室、充電庫室)機軸喪失によるサポート機軸喪失。
				6.30		
04-中層建屋立置系 (Q4.G4.GT.G4)	中層建屋給気ファン機軸	機軸故障	-	6.30	3.45	各立置系(電動補助給水ポンプ室、IA5室、空調用市電設備室、充電庫室)機軸喪失によるサポート機軸喪失。
				6.30		
04-中層建屋立置系 (Q4.G4.GT.G4)	中層建屋給気ファン機軸	構造故障	ボルト	44.38	19.74	各立置系(電動補助給水ポンプ室、IA5室、空調用市電設備室、充電庫室)機軸喪失によるサポート機軸喪失。
				6.30		

□ 内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (18/22)

品名	設備	機器コード	評価部位	高圧3号機		影響
				Max. PFD	RCI/PFD	
04- 中層建屋空調系 (Q4.Q3.Q7.Q6)	4階建屋排気ファン	機軸調整	軸突	4.35	1.73	各空調系(電動補助給水ポンプ室、M6室、空調用市電設備室、充電機室)機軸喪失によるヤボート機軸喪失。
				6.25		
		構造調整	基礎(支柱)ボルト	6.25	1.68	
				3.85		
04- 中層建屋空調系 (Q4.Q3.Q7.Q6)	4階建屋排気ファン(バスダンパ 調整済)	機軸調整	-	6.21	1.16	各空調系(電動補助給水ポンプ室、M6室、空調用市電設備室、充電機室)機軸喪失によるヤボート機軸喪失。
				6.27		
		構造調整	-	3.55	1.16	
				6.21		
07- 換気空調系 (Q6/Q4.Q3.Q7.Q6) Q4.Q6.Q9)	換気空調機	機軸調整	-	6.69	2.94	中層建屋空調系、SNGF換気空調系、CG換気空調系、安全補給機空調系の空調機軸の喪失により、各種機器の空温が上昇し、各種機が機軸喪失することを想定する。
				6.27		
		構造調整	調剤室機軸	25.72	17.40	
				6.19		
04- 中央制御室空調系	空気作動ダンパ	機軸調整	ケーシング	6.19	1.71	中央制御室空調系の機軸喪失。
				6.20		
		構造調整	-	-	-	
				-		
04- 中央制御室空調系	中央制御室換気加熱コイル	構造調整	ケーシング	4.69	2.48	中央制御室空調系の機軸喪失。
				6.19		
		機軸調整	-	6.22	3.45	
				6.26		
04- 中央制御室空調系	中央制御室換気ファン操作箱	構造調整	ボルト	44.24	24.74	中央制御室空調系の機軸喪失。
				6.65		
		機軸調整	-	6.17	3.45	
				6.25		
04- 中央制御室空調系	中央制御室空気調換ファン操作箱	構造調整	ボルト	44.24	24.74	中央制御室空調系の機軸喪失。
				6.65		
		機軸調整	-	6.17	3.45	
				6.25		
04- 中央制御室空調系	換気ダンパ	機軸調整	ペーン	3.85	1.64	中央制御室空調系の機軸喪失。
				6.19		
		構造調整	-	-	-	
				-		
04- 中央制御室空調系	中央制御室空調系ダクト(手動ダンパ含む)	構造調整	ダクト本体	4.19	1.53	中央制御室空調系の機軸喪失。
				6.21		
		機軸調整	-	-	-	
				-		

□ 内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (19/22)

品名	品 種	設備コード	設備部位	高圧ケーブル		備 考
				規格	CLPT (%)	
04-中央制御室空調機	中央制御室空調ファン	機械設備	-	規格	1.32	中央制御室空調系の機械損失。
構造ボルト				2.74		
04-中央制御室空調機	中央制御室空調機	構造設備	ケーシング	規格	6.21	中央制御室空調系の機械損失。
構造ボルト				9.27		
04-中央制御室空調機	中央制御室空調ファン	機械設備	-	規格	2.07	中央制御室空調系の機械損失。
構造ボルト				9.27		
04-中央制御室空調機	中央制御室非常用循環ポンプ/コンプレッサー (予備機・スレーブ含む)	構造設備	配管本体	規格	0.04	中央制御室空調系の機械損失。
構造ボルト				4.78		
04-中央制御室空調機	中央制御室非常用循環フィルタ形電気加熱コイル	構造設備	-	規格	1.98	中央制御室空調系の機械損失。
構造ボルト				5.43		
04-中央制御室空調機	中央制御室非常用循環ファン	機械設備	-	規格	1.98	中央制御室空調系の機械損失。
構造ボルト				5.43		
04-中央制御室空調機	中央制御室非常用循環フィルタユニット	構造設備	基礎ボルト	規格	5.05	中央制御室空調系の機械損失。
構造ボルト				5.05		
04-中央制御室空調機	中央制御室湿度計	機械設備	-	規格	1.23	中央制御室空調系の機械損失。
構造ボルト				-		
04-中央制御室空調機	中央制御室湿度露点計	機械設備	-	規格	1.23	中央制御室空調系の機械損失。
構造ボルト				-		
04-中央制御室空調機	中央制御室電気設備用配線用中盤	機械設備	-	規格	3.45	中央制御室空調系の機械損失。
構造ボルト				28.74		

内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (20/22)

品名	品 種	設備コード	設備部位	高圧2号機		備 考
				Mean 20	CLPT 12	
06・中央制御室空調機	機室空調用フレノイド分電盤	機械設備	-	2.71	2.71	中央制御室空調機の機械損失。
				24.67		
07・制御用空調機	熱納容器外制御用空気冷	構造設備	射栓	4.00	4.00	空気冷のための構造設備により制御用空調機の機械損失になる。
07・制御用空調機	制御用空調系配管	構造設備	配管本体	1.50	1.50	制御用空調系配管が腐蝕し、制御用空調系機械損失になる。
07・制御用空調機	制御用空調容量調整器	機械設備	-	2.18	2.18	コンプレッサの機械損失。
				28.33		
07・制御用空調機	熱納容器外制御用空気圧縮機	機械設備	-	1.18	1.18	コンプレッサの機械損失。
				22.51		
07・制御用空調機	熱納容器外制御用空気圧縮機	機械設備	-	1.48	1.48	熱納容器外制御用空気圧縮機の機械損失。
07・制御用空調機	熱納容器外制御用空気乾燥器	機械設備	-	-	-	コンプレッサの機械損失。 空気圧縮機に必要な付属設備であるが、本機に比べ十分な耐久力を持つため、本体を代表とする。
				2.45		
07・制御用空調機	熱納容器外制御用空気圧縮機	機械設備	-	17.51	17.51	コンプレッサの機械損失。
				1.21		
07・制御用空調機	熱納容器外制御用空気母管圧力計	機械設備	-	-	-	制御用空調系のヘッダ腐蝕失敗による制御用空調の損失を想定。
				-		
07・制御用空調機	空気作動ダンパ	構造設備	ケーシング	1.77	1.77	高圧機機械損失による熱制御用空調系の機械損失になる。
				-		
07・制御用空調機	空気作動ダンパ	構造設備	-	-	-	高圧機機械損失による熱制御用空調系の機械損失になる。 ダンパの材質評価は、構造設備が非機械部品となっているため、機械損失にフラジリティを記載。

□ 内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (21/22)

No.	品 名	数量/単位	評価部位	脆弱性評価		備 考
				脆弱性評価 脆弱性	脆弱性評価 脆弱性	
DT-制御用空気系	防火ダンパ	機械部品	ペーン	3.80 6.10 6.30	1.04	空調内機械部品による制御用空気系の機能喪失による。
DT-制御用空気系		構造部品	-	-	-	空調内機械部品による制御用空気系の機能喪失による。 ダンパの設置評価は、構造部品が基礎的要素となっているため、脆弱評価にフラジリティを記載。
DR-再循環気体	熱回収器再循環サンプ配管	構造部品	配管本体	3.25 6.25 6.25	1.01	熱回収器再循環サンプ配管が損傷し、再循環機能喪失による。
DR-再循環気体	全熱除去ポンプ室内給気ダクト(手製ダンパ含む)	構造部品	ダクト本体	4.10 6.31 6.31	1.53	再循環機能の喪失。
DR-再循環気体	全熱除去ポンプ室内給ファン	機械部品	ケーシング	6.25 6.35	3.04	再循環機能の喪失。
DR-再循環気体		構造部品	基礎(取付)ボルト	21.55 6.10 6.25	11.34	再循環機能の喪失。
DR-再循環気体	全熱除去冷却器室通風計	機械部品	-	3.15 6.18 6.25	2.03	再循環機能の喪失。
DR-再循環気体		構造部品	-	-	-	再循環機能の喪失。 構造部品であるボルトの耐力は、脆弱評価に比べて十分高いため、脆弱評価を代償とする。
DR-再循環気体	防火ダンパ	機械部品	ペーン	3.80 6.10 6.30	1.04	再循環機能の喪失。
DR-再循環気体		構造部品	-	-	-	再循環機能の喪失。 ダンパの設置評価は、構造部品が基礎的要素となっているため、脆弱評価にフラジリティを記載。
DR-再循環気体	燃料取替用水タンク室通風計	機械部品	-	3.80 6.12 6.25	2.03	燃料取替用みの水給配の損傷に起因し、ECOS再循環切替に失敗する(高圧再循環、低圧再循環、スプレー再循環不能)。
DR-再循環気体		構造部品	-	-	-	燃料取替用みの水給配の損傷に起因し、ECOS再循環切替に失敗する(高圧再循環、低圧再循環、スプレー再循環不能)。 構造部品であるボルトの耐力は、脆弱評価に比べて十分高いため、脆弱評価を代償とする。
DR-再循環気体	安全確認室内空気循環機操作部	機械部品	-	6.35 6.18 6.25	3.45	再循環機能の喪失。
DR-再循環気体		構造部品	ボルト	44.38 6.30 6.17	19.74	再循環機能の喪失。
DR-再循環気体	安全確認室内空気浄化ファン操作部	機械部品	-	6.35 6.18 6.25	3.45	再循環機能の喪失。
DR-再循環気体		構造部品	ボルト	44.38 6.30 6.17	19.74	再循環機能の喪失。
DR-再循環気体	熱回収器再循環サンプ	構造部品	-	3.80 6.25 6.15	1.01	熱回収器再循環サンプが損傷し、再循環機能喪失による。

□内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.a-4 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (22/22)

No.	品 名	故障モード	評価部位	脆弱性評価		備 考
				脆弱性評価	RCIPI (点)	
0R: 再送機受信機	基幹制御再送機ヤンプスクリーン	構造故障	基礎ボルト	4.31	3.50	基幹制御再送機ヤンプスクリーンが破損し、再送機機能喪失に繋がる。
				6.10		
				6.17		
				6.20		
				6.25		
0R: 再送機受信機	全動機室ヤンプ室内給ファン操作箱	機械故障	-	6.25	3.45	再送機機能の喪失。
				6.18		
				6.20		
				44.18		
				6.25		
0R: 再送機受信機	全動機室ヤンプ室温度計	構造故障	ボルト	6.25	28.78	再送機機能の喪失。
				6.17		
				3.35		
				6.18		
				6.20		
0R: 再送機受信機	全動機室ヤンプ室温度計	機械故障	-	-	2.00	再送機機能の喪失。
				-		
				-		
				-		
				-		
0U: 加圧器圧力制御系	加圧器油がし弁	機械故障	-	2.88	1.72	加圧器油がし弁の機能喪失。
				0.20		
				0.20		
				1.62		
				6.10		
0U: 加圧器圧力制御系	加圧器安全弁	機械故障	弁本体	6.10	0.91	加圧器安全弁の機能喪失。
				6.10		
				6.10		
				4.31		
				6.10		
0V: 土壌気圧力制御系	土壌気圧がし弁	機械故障	弁本体	6.10	2.12	土壌気圧がし弁の機能喪失(土壌気圧計には土壌気圧がし弁または土壌気圧安全弁の作動が必要)。
				6.20		
				4.31		
				6.10		
				6.20		
0S: 工業気安全弁	工業気安全弁	機械故障	弁本体	4.31	2.12	工業気安全弁の機能喪失。(2次系冷部には工業気圧がし弁または工業気圧安全弁の作動が必要)
				6.10		
				6.20		
				3.38		
				6.10		
0Z: 工業気隔離	工業気隔離弁(電磁弁を含む)	機械故障	弁本体	6.10	2.08	工業気隔離弁の閉止に失敗する。
				6.10		
				1.85		
				6.10		
				6.20		
0Z: 工業気隔離	電気発生器と電気調整計	機械故障	-	-	1.00	工業気隔離弁の自動閉止機能の喪失。
				-		
				-		
				-		
				-		
0Z: 工業気隔離	電気発生器と電気調整計	構造故障	-	-	-	工業気隔離弁の自動閉止機能の喪失。 構造調整であるボルトの耐力は、機械調整に比べ十分高いため、機械調整が代表とする。
				-		
				-		
				-		
				-		
0Z: 工業気隔離	電気発生器と電気調整計	機械故障	-	3.12	1.68	工業気隔離弁の自動閉止機能の喪失。
				6.18		
				6.20		
				-		
				-		
01: 蓄圧器入系	蓄圧器タンク	構造故障	基礎ボルト	1.30	0.78	蓄圧器タンクの破損により蓄圧器タンクに失敗する。
				6.10		
				6.20		
				3.35		
				6.20		
01: 蓄圧器入系	蓄圧器タンク圧入配管	構造故障	配管本体	6.20	1.01	蓄圧器タンク配管が破損し、蓄圧器タンク機能喪失に繋がる。
				6.20		
				6.20		
				6.20		
				6.20		

□内は機密に係る事項のため公開できません。

第 1.2.1.b-1 表 主要な活断層(FO-A～FO-B断層、上林川断層)の震源モデルの諸元(1/2)

	断層長 (km)	上端深さ (km)	下端深さ (km)	傾斜角 (°)	地震規模		等価震源距離 Xeq(km)	年発生頻度
					M 松田式	M 断層面積による評価		
FO-A～ FO-B断層	35	3～5	18	90 75	7.4	7.1～7.3	アスペリティ 位置に応じた値	8.99E-05
FO-A断層	24	3～5	18	90 75	7.1	6.9～7.0	アスペリティ 位置に応じた値	1.31E-4
FO-B断層	11	4	18	90	6.6	6.4	26.8	2.86E-04
上林川断層	39.5	3～5	18	90	7.5	7.2～7.3	アスペリティ 位置に応じた値	8.07E-05

※FO-A断層単独の場合のみ、FO-B断層を上記の諸元で考慮する。

第 1.2.1.b-1 表 主要な活断層 (FO-A～FO-B断層以外の断層) の震源モデルの諸元(2/2)

	断層長 (km)	地震規模		等価震源距離 Xeq(km)	年発生頻度
		M 松田式	M 断層面積による評価		
1 熊川断層	23 ^a	7.1	6.8	31.4	1.37E-04
2 山田断層	33	7.4	7.1	38.8	9.54E-05

※地震動評価上の長さ

第 1.2.1.c-1-1 表 考慮する不確かさ要因の例

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 1.2.1.c-1-2 表 損傷限界点の現実的な値 (地震 P S A 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 1.2.1.c-1-3 表 地盤物性値 (高浜サイト)

地層 EL. (m)	地盤せん断波 速度 V_s (m/s)	密度 ρ (t/m^3)	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G (N/mm^2)	ヤング係数 E (N/mm^2)
-70 以浅	2,200	2.7	0.32	1.31×10^4	3.46×10^4
-70 以深	2,560	2.7	0.31	1.77×10^4	4.64×10^4

第 1.2.1.c-1-4 表 物性値 (原子炉建屋)

部位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰定数 h (%)
外部遮へい壁(O/S) 内部コンクリート(I/C) 外周建屋 (E/B) 燃料取扱建屋 (FH/B)	コンクリート： Fc=24.5(N/mm ²) (Fc=250kgf/cm ²) 鉄筋：SD35 (SD345 相当)	2.28×10 ⁴	9.50×10 ³	5
燃料取扱建屋 (FH/B) 鉄骨部分	鉄 骨：SM50A (SM490A 相当)	2.05×10 ⁵	7.90×10 ⁴	2
原子炉格納容器(C/V)	SGV49(SGV480)	1.96×10 ⁵	7.53×10 ⁴	1
蒸気発生器(S/G)	ASME SA533 Gr.A CL.1 (SQV1A 相当) 部材：62以外	1.85×10 ⁵	7.12×10 ⁴	水平：3 鉛直：1
	ASME SA216 Gr.WCC (GSC3 相当) 部材：62	1.80×10 ⁵	6.92×10 ⁴	水平：3 鉛直：1

第 1.2.1.c-1-5 表 物性値 (制御建屋)

部位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰 定数 h (%)
補助建屋(RC 造) 制御棟(RC 造)	コンクリート： Fc=24.5(N/mm ²) (Fc=250kgf/cm ²) 鉄筋：SD35 (SD345 相当)	2.28×10 ⁴	9.50×10 ³	5
補助建屋(S 造)	鉄 骨：SM50A (SM490A 相当)	2.05×10 ⁵	7.90×10 ⁴	2

第 1.2.1.c-1-6 表 現実的な物性値の評価方法

物性値		現実的な物性値の評価方法
構造材料定数	コンクリート強度 F_c	平均値：1.4×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% 変動係数：0.25
	鉄筋の降伏強度 σ_y	平均値：1.1×規格降伏点 変動係数：0.0 (考慮しない)
地盤材料定数	地盤のせん断波速度 V_s	平均値：設計値 変動係数：0.10

第 1.2.1.c-1-7 表 解析モデル諸元 (原子炉建屋 水平) (1/2)

部位	質点 番号	高さ EL. (m)	質量 (t)	部材 番号	せん断 断面積 (m ²)		断面 2 次 モーメント (m ⁴)			
					EW	NS	EW	NS		
原子 炉 格 納 容 器 (C/V)	11	81.21	15.6	11	0.365		9.84			
	10	78.53	120.5	10	1.000		211.40			
	9	71.20	203.4	9	1.365		511.00			
	8	61.189	216.0	8	2.800	同左	1,122.00	同左		
	7	56.60	866.5	7	2.800		1,122.00			
	6	50.52	365.7	6	2.800		1,122.00			
	5	43.36	314.8	5	2.800		1,122.00			
	4	36.20	361.8	4	2.800		1,122.00			
	3	30.35	270.6	3	2.800		1,122.00			
	2	24.50	316.9	2	2.800		1,122.00			
内部 コンク リート (I/C)	16	38.0	1,191	16	31.907		31.298		600.36	1,079.0
	15	32.8	4,946	15	102.62		149.73		4,609.3	8,012.7
	14	24.5	6,213	14	104.99		101.24		10,052	17,751
	13	21.0	0	-	-	-	-	-		
	12	17.5	6,810	12	129.16	115.56	10,914	14,745		
外部 遮へい 壁 (O/S)	32	83.5	113	32	3.420		∞			
	31	82.7	380	31	10.420		∞			
	30	80.4	754	30	28.369		∞			
	29	76.8	1,229	29	57.382	同左	18,822	同左		
	28	72.1	1,681	28	78.063		28,851			
	27	66.6	1,933	27	57.985		42,335			
	26	60.7	1,897	26	81.764		42,261			
	25	56.6	2,323	25	89.735		46,153			
	24	50.0	2,487	24	94.576		48,497			
	23	45.3	2,882	23	94.576		48,497			
	22	37.3	2,836	22	94.576		48,497			
	21	32.8	1,850	21	74.941		77.123		37,908	39,012
	20	28.5	1,592	20	74.941		77.123		37,908	39,012
	19	24.5	1,392	19	74.941		77.123		37,908	39,012
18	20.9	1,245	18	79.951	82.280		40,319		41,493	
17	17.5	6,503	17	358.571	369.015		149,950		154,317	
外 周 建 屋 (E/B)	37	32.8	8,039	37	138.90		104.58		98,390	85,876
	36	28.5	4,535	36	141.81	109.73	104,400	88,252		
	35	24.5	6,220	35	148.69	126.57	119,380	90,777		
	34	20.9	4,056	34	138.81	128.87	119,490	86,842		
	33	17.5	5,750	33	121.95	102.51	99,740	75,008		

注) 網掛け: RC部材

第 1.2.1.c-1-7 表 解析モデル諸元 (原子炉建屋 水平) (2/2)

部位	質点 番号	高さ EL. (m)	質量 (t)	部材 番号	せん断 断面積 (m ²)		断面 2 次 モーメント (m ⁴)	
					EW	NS	EW	NS
燃料 取扱 建屋 (FH/B)	43	55.3	313	43	0.004*	0.0354*	—	—
	42	47.3	891	42	3.194*	0.2995*	—	—
	41	40.0	690	41	2.608*	0.7783*	—	—
	40	32.8	6,930	40	193.300	136.800	33,677	4,315.8
	39	24.5	8,125	39	206.580	172.550	39,751	6,591.8
	38	20.4	10,005	38	264.720	152.550	64,729	3,774.8
蒸気 発生 器 (S/G)	69	42.0	99.1	69	2.00	同左	9.59	同左
	68	38.9	248.0	68	2.00		9.59	
	67	35.9	134.2	67	1.83		6.90	
	66	34.0	110.4	66	1.22		3.45	
	65	32.0	176.8	65	1.22		3.45	
	64	29.4	186.6	64	1.40		3.98	
	63	26.1	217.6	63	1.40		3.98	
	62	24.4	35.2	62	10.60		54.34	
基礎	(53)	10.5	—	—	剛梁			
	51	7.08	95,747	—	回転慣性 EW	2.7172 × 10 ⁷ (t・m ²)		
	(52)	1.50	—	—	NS	3.3123 × 10 ⁷ (t・m ²)		
水平部材				△	EW,NS		剛性ね	

注) 網掛け：RC部材

※部：等価せん断剛性 (×10⁶kN/m) を示す。

第 1.2.1.c-1-8 表 地盤ばね定数と減衰係数 (原子炉建屋)

	方向	ばね定数	減衰係数
底面 スウェイばね K_S	EW	$2.05 \times 10^9(\text{kN/m})$	$1.71 \times 10^7(\text{kN} \cdot \text{s/m})$
	NS	$2.04 \times 10^9(\text{kN/m})$	$1.68 \times 10^7(\text{kN} \cdot \text{s/m})$
底面 ロッキングばね K_R	EW	$1.77 \times 10^{12}(\text{kN} \cdot \text{m/rad})$	$3.58 \times 10^9(\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$
	NS	$1.90 \times 10^{12}(\text{kN} \cdot \text{m/rad})$	$3.06 \times 10^9(\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$

第 1.2.1.c-1-9 表 I/C-S/G間のばね定数 (原子炉建屋)

部材 番号	位置	剛性 (単位)	EW	NS
K1	16 68	軸剛性 (kN/m)	3.54×10^6	3.54×10^6
K2	15 65	軸剛性 (kN/m)	2.99×10^7	1.29×10^7
K3	14 61	軸剛性 (kN/m)	1.22×10^7	1.04×10^7
K4	14 61	回転剛性 (kN·m/rad)	3.34×10^7	4.66×10^7

第 1.2.1.c-1-10 表 解析モデル諸元 (制御建屋 水平)

部位	質点 番号	高さ EL. (m)	質 量 (t)	部材 番号	せん断 断面積 (m ²)		断面 2 次 モーメント (m ⁴)	
					EW	NS	EW	NS
補助 一般 建屋 + 制御 棟 (A/B+ C/T)	6	41.3	497	6	1.377*	1.379*	—	—
	5	32.8	3,030	5	9.820*	8.815*	—	—
	4	24.8	21,940	4	330.04	451.11	40,420	61,880
	3	17.5	29,677	3	554.10	548.75	57,070	87,360
	2	10.5	31,181	2	544.06	520.27	55,080	84,320
	1	4.0	26,590	1	633.73	561.65	61,850	94,690
基礎	(12)	-2.0	—	—	剛梁			
	7	-3.15	45,154	—	回転慣性 EW	1.3226 × 10 ⁷ (t・m ²)		
	(11)	-4.5	—	—	NS	2.4844 × 10 ⁷ (t・m ²)		

注) 網掛け: RC部材

※部: 等価せん断剛性 (×10⁶kN/m) を示す。

第 1.2.1.c-1-11 表 地盤ばね定数と減衰係数 (制御建屋)

		方向	ばね定数	減衰係数
底面 スウェイばね K_S		EW	2.42 × 10 ⁹ (kN/m)	2.32 × 10 ⁷ (kN・s/m)
		NS	2.35 × 10 ⁹ (kN/m)	2.21 × 10 ⁷ (kN・s/m)
底面 ロッキングばね K_R		EW	2.30 × 10 ¹² (kN・m/rad)	2.59 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
		NS	3.53 × 10 ¹² (kN・m/rad)	7.83 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
側面 水平ばね	K_{H1}	EW	3.92 × 10 ⁷ (kN/m)	1.65 × 10 ⁶ (kN・s/m)
		NS	4.04 × 10 ⁷ (kN/m)	1.46 × 10 ⁶ (kN・s/m)
	K_{H2}	EW	3.92 × 10 ⁷ (kN/m)	1.65 × 10 ⁶ (kN・s/m)
		NS	4.04 × 10 ⁷ (kN/m)	1.46 × 10 ⁶ (kN・s/m)
側面 回転ばね	$K_{\phi 1}$	EW	2.93 × 10 ¹⁰ (kN・m/rad)	3.96 × 10 ⁸ (kN・m・s/rad)
		NS	4.70 × 10 ¹⁰ (kN・m/rad)	6.83 × 10 ⁸ (kN・m・s/rad)
	$K_{\phi 2}$	EW	2.93 × 10 ¹⁰ (kN・m/rad)	3.96 × 10 ⁸ (kN・m・s/rad)
		NS	4.70 × 10 ¹⁰ (kN・m/rad)	6.83 × 10 ⁸ (kN・m・s/rad)

第 1.2.1.c-1-12 表 現実的応答評価用モデルで用いる諸元と物性値の関係

		物性値			
		Fc	h	Vs	s o y
RC 部	ヤング係数 E	○	-	-	-
	せん断弾性係数 G	○	-	-	-
	減衰定数 h	-	○	-	-
	復元力特性 Q- γ	○	-	-	○
	復元力特性 M- ϕ	○	-	-	○
地盤ばね	ばね値	-	-	○	-
	減衰	○	-	○	-

第 1.2.1.c-1-13 表 2点推定法による解析ケース

解析ケース	Fc	h	Vs
1	+	+	+
2	+	-	+
3	+	+	-
4	+	-	-
5	-	+	+
6	-	-	+
7	-	+	-
8	-	-	-

第 1.2.1.c-2-1 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×設計基準強度 変動係数：0.13（地震PSA学会標準）
地盤の初期せん断剛性 G_0 （地盤のせん断波速度 V_s ）	平均値：PS検層結果に基づき設定 変動係数：0.1（地震PSA学会標準）

第 1.2.1.c-3-1 表 現実的耐力及び現実的応答の不確かさ要因の整理

評価方法		偶然的不確かさ (β_R)	認識論的不確かさ (β_C)
機器配管系	現実的耐力	<ul style="list-style-type: none"> 機能試験データの統計的精度 	<ul style="list-style-type: none"> 試験データの統計的精度
	現実的応答	<ul style="list-style-type: none"> 水平・上下地震荷重組み合わせ方法 モード合成法 	<ul style="list-style-type: none"> 床応答スペクトル 解析モデルの評価法

第 1.2.1.c-3-2 表 建屋応答係数

建屋	方向	係数	F_{20}	F_d	F_v	F_{20}
原子炉建屋 (O/S)	水平(NS)	中央値	1.39	0.99	1.00	1.38
		β_w	-	0.08	0.00	0.08
		β_u	-	-	0.15	0.15
	水平(EW)	中央値	1.37	0.99	1.00	1.36
		β_w	-	0.08	0.00	0.08
		β_u	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.11	0.99	1.03	1.13
		β_w	-	0.08	0.02	0.08
		β_u	-	-	0.15	0.15
原子炉建屋 (I/C)	水平(NS)	中央値	1.05	0.99	1.00	1.04
		β_w	-	0.08	0.00	0.08
		β_u	-	-	0.15	0.15
	水平(EW)	中央値	1.05	0.99	1.00	1.04
		β_w	-	0.08	0.00	0.08
		β_u	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.11	0.99	1.03	1.13
		β_w	-	0.08	0.02	0.08
		β_u	-	-	0.15	0.15
原子炉建屋 (E/B,FH/B)	水平(NS)	中央値	1.05	0.99	1.00	1.04
		β_w	-	0.08	0.00	0.08
		β_u	-	-	0.15	0.15
	水平(EW)	中央値	1.06	0.99	1.03	1.08
		β_w	-	0.08	0.02	0.08
		β_u	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.11	0.99	1.03	1.13
		β_w	-	0.08	0.02	0.08
		β_u	-	-	0.15	0.15
制御建屋	水平(NS)	中央値	1.16	0.99	1.00	1.15
		β_w	-	0.08	0.00	0.08
		β_u	-	-	0.15	0.15
	水平(EW)	中央値	1.18	0.99	1.00	1.17
		β_w	-	0.08	0.00	0.08
		β_u	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.09	0.99	1.02	1.10
		β_w	-	0.07	0.03	0.08
		β_u	-	-	0.15	0.15
中間建屋	水平(NS)	中央値	1.06	0.99	1.03	1.08
		β_w	-	0.08	0.01	0.08
		β_u	-	-	0.15	0.15
	水平(EW)	中央値	1.06	0.99	1.01	1.06
		β_w	-	0.08	0.01	0.08
		β_u	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.06	0.99	1.03	1.08
		β_w	-	0.05	0.02	0.05
		β_u	-	-	0.15	0.15
ディーゼル建屋	水平(NS)	中央値	1.05	0.99	1.03	1.07
		β_w	-	0.08	0.01	0.08
		β_u	-	-	0.15	0.15
	水平(EW)	中央値	1.05	0.99	1.04	1.08
		β_w	-	0.08	0.01	0.08
		β_u	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.04	1.00	1.03	1.07
		β_w	-	0.03	0.02	0.04
		β_u	-	-	0.15	0.15
燃料取扱 用水タンク 建屋	水平(NS)	中央値	1.04	0.99	1.03	1.06
		β_w	-	0.06	0.01	0.06
		β_u	-	-	0.15	0.15
	水平(EW)	中央値	1.04	0.99	1.03	1.06
		β_w	-	0.06	0.01	0.06
		β_u	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.01	1.00	1.02	1.03
		β_w	-	0.01	0.02	0.02
		β_u	-	-	0.15	0.15

第 1.2.1.d-1 表 起因事象の条件付発生確率

起因事象	加速度 $\mu\text{m(G)}$			
	0.2~0.5	0.5~0.8	0.8~1.1	1.1~1.5
格納容器バイパス	—	—	—	1.77E-02
大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	—	—	5.96E-03	1.11E-01
原子炉建屋損傷	—	—	—	—
原子炉格納容器損傷	—	—	—	1.93E-02
制御建屋損傷	—	—	—	1.04E-02
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	—	—	—	—
1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	—	7.42E-04	4.14E-02	2.11E-01
複数の信号系損傷	—	—	—	3.28E-02
燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失	—	—	—	1.08E-02
大破断LOCA	—	—	1.65E-02	1.79E-01
中破断LOCA	—	7.42E-04	4.32E-02	2.23E-01
小破断LOCA	—	8.71E-04	6.26E-02	3.29E-01
2次冷却系の破断	—	—	9.86E-03	1.56E-01
原子炉補機冷却機能喪失	—	—	1.48E-01	8.30E-01
外部電源喪失	4.18E-01	8.82E-01	9.74E-01	9.94E-01
ATWS	—	—	3.23E-04	5.29E-03
主給水流量喪失	1.0			

第 1.2.1.d-2 表 システム信頼性解析結果及び主要なミニマルカットセット(1/6)

起回事象	事故シーケンス	主要なカットセット	
		加速度区分4	
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	加速度区分4	①外部電源喪失(地震) + 蒸気発生器内部構造物の構造損傷(地震)
		加速度区分4	②蒸気発生器内部構造物の構造損傷(地震)
大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	加速度区分4	①外部電源喪失(地震) + 制御棒駆動装置の構造損傷(地震)
		加速度区分4	②外部電源喪失(地震) + 原子炉容器の構造損傷(地震)
原子炉建屋損傷	原子炉建屋損傷	-	-
		-	-
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器損傷	加速度区分4	①外部電源喪失(地震) + 原子炉格納容器の構造損傷(地震)
		加速度区分4	②原子炉格納容器の構造損傷(地震)
制御建屋損傷	制御建屋損傷	加速度区分4	①外部電源喪失(地震) + 原子炉補助建屋の構造損傷(地震)
		加速度区分4	②原子炉補助建屋の構造損傷(地震)
電動弁損傷による原子炉補助冷却機能喪失	原子炉補助冷却機能喪失+RCPシームLOCA	-	-
		-	-

第 1.2.1.d-2 表 システム信頼性解析結果及び主要なミニマルカットセット(2/6)

起回事象	事故シーケンス	主要なカットセット	
		加速度区分	内容
1次系統路閉塞による2次系統熱機能喪失	1次系統路閉塞による2次系統熱機能喪失	加速度区分3	①外部電源喪失(地震) +炉内建造物の構造損傷(地震)
		加速度区分4	②外部電源喪失(地震) +炉内建造物の構造損傷(地震)
複数の信号系損傷	複数の信号系損傷	加速度区分4	①外部電源喪失(地震) +ケーブルトレイの構造損傷(地震)
		加速度区分4	②外部電源喪失(地震) +原子炉保護系計器ラックの機能損傷(地震)
燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失	起回事象+原子炉トリップ失敗	加速度区分4	①外部電源喪失(地震) +制御棒クラスタの構造損傷(地震)
		加速度区分4	②外部電源喪失(地震) +燃料集合体の構造損傷(地震)
大破断LOCA	大破断LOCA+低圧注入失敗	加速度区分4	①1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +海水ストレーナの構造損傷(地震)
		加速度区分4	②1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +パワーセンタの機能損傷(地震)
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	加速度区分3	①1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +蓄圧タンクの構造損傷(地震)
		加速度区分3	②蓄圧タンク注入配管(C/L制)の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +蓄圧タンクの機能損傷(地震)
	大破断LOCA+低圧再循環失敗	加速度区分3	①1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +中央制御室非常用循環系バウンダリ配管(手動弁・ストレーナ含む)の構造損傷(地震)
		加速度区分3	②蓄圧タンク注入配管(C/L制)の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +中央制御室非常用循環系バウンダリ配管(手動弁・ストレーナ含む)の構造損傷(地震)

第 1.2.1.d-2 表 システム信頼性解析結果及び主要なミニマルカットセット(3/6)

起出事象	事故シーケンス	主要なカットセット	
中破断LOCA	中破断LOCA+蓄圧注入失敗	加速度 区分3	①1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +蓄圧タンクの構造損傷(地震)
		加速度 区分3	②加圧器スプレイライン配管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +蓄圧タンクの構造損傷(地震)
	中破断LOCA+高圧注入失敗	加速度 区分4	①1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +海水ストレーナの構造損傷(地震)
		加速度 区分3	②1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +海水ストレーナの構造損傷(地震)
	中破断LOCA+低圧再循環失敗	加速度 区分3	①1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +中央制御室非常用循環系バウンダリ配管(手動弁・ストレーナ含む)の構造損傷(地震)
		加速度 区分3	②1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +格納容器再循環タンク配管の構造損傷(地震)
	中破断LOCA+高圧再循環失敗	加速度 区分3	①1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +電動弁FCV-601,611制御回路の作動失敗CCF(ランダム)
		加速度 区分3	②1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +3Bディーゼル発電機待機除外(試験)(ランダム) +手動弁058B閉塞(ランダム)
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	加速度 区分3	①1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +よう薬除去薬品タンクの構造損傷(地震)
		加速度 区分3	②加圧器スプレイライン配管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +よう薬除去薬品タンクの構造損傷(地震)
	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	加速度 区分3	①1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +電動弁248A,B制御回路の作動失敗CCF(ランダム)
		加速度 区分3	②1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +3Aディーゼル発電機待機除外(試験)(ランダム) +電動弁054B制御回路の作動失敗(ランダム)

第 1.2.1.d-2 表 システム信頼性解析結果及び主要なミニマルカットセット(4/6)

起出事象	事故シーケンス	主要なカットセット	
小破断LOCA	小破断LOCA+補助給水失敗	加速度 区分4	①原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +蓄電池の構造損傷(地震)
		加速度 区分4	②原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +蒸気発生器主蒸気流量計の機能損傷(地震)
	小破断LOCA+高圧注入失敗	加速度 区分4	①原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +海水ストレーナの構造損傷(地震)
		加速度 区分3	②原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +海水ストレーナの構造損傷(地震)
	小破断LOCA+低圧再循環失敗	加速度 区分3	①原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +中央制御室非常用循環系バウンダリ配管(手動弁・ストレーナ含む)の構造損傷(地震)
		加速度 区分3	②原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +格納容器再循環タンク配管の構造損傷(地震)
	小破断LOCA+高圧再循環失敗	加速度 区分3	①原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +電動弁FCV-601,611制御回路の作動失敗CCF(ランダム)
		加速度 区分3	②原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +3Bディーゼル発電機待機除外(試験)(ランダム) +手動弁058B閉塞(ランダム)
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	加速度 区分3	①原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +よう薬除去薬品タンクの構造損傷(地震)
		加速度 区分4	②原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +よう薬除去薬品タンクの構造損傷(地震)
	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	加速度 区分3	①原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +電動弁248A,B制御回路の作動失敗CCF(ランダム)
		加速度 区分3	②原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +3Aディーゼル発電機待機除外(試験)(ランダム) +電動弁054B制御回路の作動失敗(ランダム)

第 1.2.1.d-2 表 システム信頼性解析結果及び主要なミニマルカットセット(5/6)

起出事象	事故シーケンス	主要なカットセット	
2次冷却系の破断	2次系破断+補助給水失敗	加速度 区分4	①蒸気発生器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +海水ストレーナの構造損傷(地震)
		加速度 区分4	②蒸気発生器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +パワーセンタの機能損傷(地震)
	2次系破断+主蒸気隔離失敗	加速度 区分4	①蒸気発生器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +蓄電池の構造損傷(地震)
		加速度 区分4	②主蒸気系配管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +蓄電池の構造損傷(地震)
原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	加速度 区分3	①外部電源喪失(地震) +使用済燃料ピット冷却器の構造損傷(地震)
		加速度 区分3	②海水ストレーナの構造損傷(地震)
	原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器安全弁/逃がし弁LOCA	加速度 区分3	①外部電源喪失(地震) +使用済燃料ピット冷却器の構造損傷(地震) +加圧器安全弁の機能損傷(地震)
		加速度 区分4	②外部電源喪失(地震) +使用済燃料ピット冷却器の構造損傷(地震) +加圧器安全弁の機能損傷(地震)
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	加速度 区分4	①外部電源喪失(地震) +使用済燃料ピット冷却器の構造損傷(地震) +蒸気発生器主蒸気流量計の機能損傷(地震)
		加速度 区分3	②海水ストレーナの構造損傷(地震) +充電器盤の機能損傷(地震)

第 1.2.1.d-2 表 システム信頼性解析結果及び主要なミニマルカットセット(6/6)

起回事象	事故シーケンス	主要なカットセット	
外部電源喪失	外部電源喪失+補助給水失敗	加速度 区分1	①外部電源喪失(地震) +復水タンク閉塞(ランダム)
		加速度 区分1	②外部電源喪失(地震) +空気作動弁533A,B,C閉失敗CCF(A,B)(ランダム)
	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	加速度 区分3	①外部電源喪失(地震) +海水ストレーナの構造損傷(地震)
		加速度 区分3	②外部電源喪失(地震) +メタルクワッドスイッチギアの機能損傷(地震)
ATWS	起回事象+原子炉トリップ失敗	加速度 区分1	①トリップ/バイパスレバ断器 52/RTA, 52/RTB, 52/BYA, 52/BYB 閉失敗CCF(ランダム)
		加速度 区分1	②ベーションソフトウェアCCF(ランダム)
主給水流量喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	加速度 区分1	①主給水流量喪失+復水タンク閉塞(ランダム)
		加速度 区分1	②主給水流量喪失+空気作動弁533A,B,C閉失敗CCF(A,C)(ランダム)

第 1.2.1.d-3 表 起因事象別炉心損傷頻度

起因事象	事故シナリオ	炉心損傷頻度 (/炉年)	起因事象別 炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
大破断LOCA	大破断LOCA+低圧注入失敗	2.2E-07	2.3E-07	7.0%
	大破断LOCA+高圧注入失敗	7.8E-09		
	大破断LOCA+低圧再循環失敗	1.6E-09		
中破断LOCA	中破断LOCA+高圧注入失敗	2.8E-07	3.1E-07	9.6%
	中破断LOCA+高圧注入失敗	1.9E-08		
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	1.5E-08		
	中破断LOCA+低圧再循環失敗	3.4E-09		
	中破断LOCA+高圧再循環失敗	6.5E-11		
	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	3.0E-11		
小破断LOCA	小破断LOCA+補助給水失敗	3.4E-08	3.2E-07	9.9%
	小破断LOCA+高圧注入失敗	2.6E-07		
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	2.3E-08		
	小破断LOCA+低圧再循環失敗	5.4E-09		
	小破断LOCA+高圧再循環失敗	9.6E-11		
	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	4.4E-11		
2次冷却系の破断	2次冷却系の破断+補助給水失敗	5.6E-08	6.5E-08	2.0%
	2次冷却系の破断+主蒸気圏離失敗	9.4E-09		
主給水流量喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	6.5E-08	6.5E-08	2.0%
外部電源喪失	外部電源喪失+補助給水失敗	3.8E-08	1.6E-06	49.6%
	外部電源喪失+非常用所内交差電源喪失	1.6E-06		
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	7.9E-08	8.1E-08	2.5%
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	9.8E-10		
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	3.8E-10		
ATWS	起因事象+原子炉トリップ失敗	3.4E-10	3.4E-10	0.1%未満
直接炉心損傷に至る事象	大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	1.1E-07	1.1E-07	3.4%
	原子炉燃料損傷	※	※	0.1%未満
	原子炉格納容器損傷	1.2E-08	1.2E-08	0.4%
	制御棒損傷	6.1E-09	6.1E-09	0.2%
	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	※	※	0.1%未満
	1次系管路閉塞による2次系除熱機能喪失	4.0E-07	4.0E-07	12.3%
	複数の燃料系損傷	2.1E-08	2.1E-08	0.6%
	燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失	4.8E-09	4.8E-09	0.1%
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	1.2E-08	1.2E-08	0.4%
合計		3.3E-06		—

※:1E-11未満

第 1.2.1.d-4 表 加速度区分別炉心損傷頻度評価結果

加速度区分	地震平均発生頻度 (／年)	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合
区分 1 (0.2G~0.5G)	1.3E-03	2.0E-07	6.2%
区分 2 (0.5G~0.8G)	5.4E-05	7.6E-08	2.3%
区分 3 (0.8G~1.1G)	6.0E-06	1.8E-06	56.6%
区分 4 (1.1G~1.5G)	1.1E-06	1.1E-06	34.9%
全炉心損傷頻度		3.3E-06	100.0%

第 1.2.1.d-5 表 全炉心損傷頻度に対する F V 重要度評価結果

建屋・機器	全炉心損傷頻度：3.3E-06（/炉年）			
	中央値	HCLPF	F V 重要度	建屋・機器の損傷が影響を 与える事故シーケンス
	(G)	(G)		
1.海水ストレーナ (構造損傷)	1.09	0.85	0.19	すべての事故シーケンス
2.メタルクラッド スイッチギア (機能損傷)	1.44	0.78	0.07	すべての事故シーケンス
3.炉内構造物 (構造損傷)	1.70	0.75	0.07	1次系流路閉塞による2次系除熱機 能喪失
4.パワーセンタ (機能損傷)	1.30	0.87	0.04	すべての事故シーケンス
5.安全補機開閉器室 循環ファン (構造損傷)	1.78	0.84	0.03	すべての事故シーケンス
6.使用済燃料ピット冷却器 (構造損傷)	1.52	0.92	0.02	すべての事故シーケンス
7.原子炉容器(空気抜管台) (構造損傷)	1.39	0.74	0.02	小LOCA+高圧注入失敗
8.1次冷却材管(充てん管台) (構造損傷)	1.70	0.76	0.02	中LOCA+高圧注入失敗
9.海水ポンプ (機能損傷)	1.96	0.91	0.01	すべての事故シーケンス
10.よう素除去薬品タンク (構造損傷)	1.27	0.77	0.01	中LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 小LOCA+格納容器スプレイ注入失敗

注(1)中央値及びHCLPFはいずれも機器リストの値である。

(2) F V重要度の評価範囲は、加速度区分 0.2G~1.5G とした。

(3) F V重要度が 0.01 以上の SSCのみ記載した。

第 1.2.1.d-6 表 炉心損傷頻度の寄与割合が高い事故シーケンスに対する F V 重要度評価結果

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	炉心損傷頻度 (/年)	全炉心損傷頻度 に対する寄与割合	FV重要度上位の機軸	HCLPF	FV重要度
2次冷却系からの除熱機能喪失	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	4.0E-07	12.3%	炉心損傷 炉内事故機軸	0.35	0.95
全交流動力電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	1.6E-06	48.4%	炉内事故機軸	1.07	0.05
				炉内事故機軸	0.85	0.40
				スバルコックピットスイッチオフ	0.38	0.15
				パワーマシナ	0.87	0.10
				安全系統用原研用電源ファン	0.84	0.05
				新機軸	0.99	0.03
				炉本ポンプ	0.93	0.02
				原子炉冷却	0.34	0.02
				安全系統用原研用電源ファン	0.97	0.02
				炉本ポンプ	0.93	0.01
ECCS注入機能喪失	大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Bypass LOCA)	1.1E-07	3.4%	炉心損傷	0.97	0.63
				炉心損傷機軸	0.97	0.63
				原子炉冷却	1.04	0.33
				炉本ポンプ	1.35	0.01
				1次高圧注水	0.88	0.63
				炉本ストレーター	0.85	0.35
	大破断LOCA+低圧注入失敗	2.2E-07	6.8%	炉心損傷	0.85	0.35
				炉心損傷機軸	0.85	0.35
				炉心ポンプの圧入配管(O2,漏)	1.01	0.30
				パワーマシナ	0.87	0.11
				スバルコックピットスイッチオフ	0.38	0.15
				燃料貯蔵タンク	0.77	0.08
				注水機	1.15	0.06
				燃料貯蔵タンクヒット機軸	0.92	0.05
				新機軸	0.99	0.05
				安全系統用原研用電源ファン	0.84	0.05
				安全系統用原研用電源ファン	0.97	0.02
				炉本ポンプ	0.93	0.01
	燃料貯蔵タンク	0.77	0.01			
	中破断LOCA+高圧注入失敗	2.8E-07	8.0%	炉心損傷	0.78	0.82
				炉心損傷機軸	0.85	0.37
				燃料貯蔵タンク	1.01	0.11
				パワーマシナ	0.87	0.11
				スバルコックピットスイッチオフ	0.38	0.15
				燃料貯蔵タンク	0.77	0.10
				燃料貯蔵タンクヒット機軸	0.92	0.05
				新機軸	0.99	0.05
				安全系統用原研用電源ファン	0.84	0.05
				安全系統用原研用電源ファン	0.97	0.02
				炉本ポンプ	0.93	0.01
燃料貯蔵タンク				0.77	0.01	
小破断LOCA+高圧注入失敗	2.6E-07	8.0%	炉心損傷	0.78	0.82	
			炉心損傷機軸	0.85	0.37	
			燃料貯蔵タンク	1.01	0.11	
			パワーマシナ	0.87	0.11	
			スバルコックピットスイッチオフ	0.38	0.15	
			燃料貯蔵タンク	0.77	0.10	
			燃料貯蔵タンクヒット機軸	0.92	0.05	
			新機軸	0.99	0.05	
			安全系統用原研用電源ファン	0.84	0.05	
			安全系統用原研用電源ファン	0.97	0.02	
			炉本ポンプ	0.93	0.01	
			燃料貯蔵タンク	0.77	0.01	

注) 事故シーケンス別炉心損傷頻度が1E-7を超える事故シーケンスを全炉心損傷頻度に対する寄与割合が高い事故シーケンスとして整理。

第 1.2.1.d-7 表 不確かさ解析結果

不確かさ	全炉心損傷頻度 (/炉年)
95%上限値	8.6E-06
平均値	3.3E-06
中央値	2.6E-06
5%下限値	3.0E-07
エラーファクター	5.3
点推定値	3.3E-06

第 1.2.1.d-8 表 高浜サイト地震ハザードデータ

重力加速度 (G)	信頼度区間										
	平均	min~10%	10~20%	20~30%	30~40%	40~50%	50~60%	60~70%	70~80%	80~90%	90~max
0.01	2.96E-01	1.87E-01	2.03E-01	2.13E-01	2.21E-01	2.39E-01	3.36E-01	3.51E-01	3.79E-01	4.05E-01	4.22E-01
0.02	1.16E-01	6.87E-02	7.71E-02	8.11E-02	8.40E-02	9.36E-02	1.33E-01	1.42E-01	1.51E-01	1.59E-01	1.69E-01
0.03	6.35E-02	3.58E-02	4.05E-02	4.27E-02	4.44E-02	4.95E-02	7.38E-02	7.86E-02	8.42E-02	8.93E-02	9.47E-02
0.04	4.01E-02	2.18E-02	2.46E-02	2.60E-02	2.71E-02	3.01E-02	4.72E-02	5.02E-02	5.41E-02	5.78E-02	6.10E-02
0.05	2.74E-02	1.45E-02	1.62E-02	1.72E-02	1.80E-02	1.99E-02	3.27E-02	3.48E-02	3.76E-02	4.03E-02	4.24E-02
0.06	1.97E-02	1.02E-02	1.13E-02	1.20E-02	1.27E-02	1.38E-02	2.39E-02	2.54E-02	2.74E-02	2.94E-02	3.09E-02
0.07	1.47E-02	7.44E-03	8.23E-03	8.75E-03	9.27E-03	1.00E-02	1.81E-02	1.92E-02	2.07E-02	2.22E-02	2.33E-02
0.08	1.13E-02	5.57E-03	6.16E-03	6.56E-03	6.95E-03	7.54E-03	1.40E-02	1.49E-02	1.60E-02	1.72E-02	1.80E-02
0.09	8.87E-03	4.25E-03	4.73E-03	5.04E-03	5.35E-03	5.82E-03	1.11E-02	1.18E-02	1.27E-02	1.35E-02	1.42E-02
0.10	7.07E-03	3.30E-03	3.68E-03	3.95E-03	4.22E-03	4.60E-03	8.86E-03	9.50E-03	1.02E-02	1.08E-02	1.14E-02
0.12	4.69E-03	2.08E-03	2.33E-03	2.53E-03	2.77E-03	3.06E-03	5.92E-03	6.43E-03	6.82E-03	7.16E-03	7.65E-03
0.14	3.24E-03	1.37E-03	1.54E-03	1.70E-03	1.91E-03	2.13E-03	4.13E-03	4.50E-03	4.74E-03	4.97E-03	5.33E-03
0.16	2.32E-03	9.40E-04	1.06E-03	1.19E-03	1.36E-03	1.55E-03	2.96E-03	3.23E-03	3.39E-03	3.57E-03	3.82E-03
0.18	1.70E-03	6.62E-04	7.50E-04	8.53E-04	9.91E-04	1.15E-03	2.18E-03	2.37E-03	2.49E-03	2.63E-03	2.81E-03
0.20	1.27E-03	4.77E-04	5.50E-04	6.29E-04	7.38E-04	8.68E-04	1.64E-03	1.77E-03	1.86E-03	1.97E-03	2.12E-03
0.25	6.60E-04	2.27E-04	2.76E-04	3.20E-04	3.80E-04	4.59E-04	8.54E-04	9.24E-04	9.74E-04	1.03E-03	1.12E-03
0.31	3.70E-04	1.17E-04	1.51E-04	1.78E-04	2.11E-04	2.60E-04	4.73E-04	5.18E-04	5.49E-04	5.83E-04	6.36E-04
0.36	2.19E-04	6.33E-05	8.65E-05	1.05E-04	1.25E-04	1.56E-04	2.76E-04	3.05E-04	3.26E-04	3.48E-04	3.83E-04
0.41	1.35E-04	3.56E-05	5.13E-05	6.42E-05	7.74E-05	9.96E-05	1.67E-04	1.87E-04	2.01E-04	2.17E-04	2.41E-04
0.46	8.61E-05	2.06E-05	3.10E-05	4.00E-05	4.97E-05	6.65E-05	1.04E-04	1.18E-04	1.28E-04	1.39E-04	1.58E-04
0.51	5.65E-05	1.22E-05	1.91E-05	2.54E-05	3.29E-05	4.59E-05	6.67E-05	7.65E-05	8.39E-05	9.20E-05	1.06E-04
0.61	2.60E-05	4.61E-06	7.62E-06	1.09E-05	1.53E-05	2.29E-05	2.98E-05	3.43E-05	3.82E-05	4.27E-05	5.17E-05
0.71	1.29E-05	1.88E-06	3.23E-06	4.93E-06	7.62E-06	1.17E-05	1.44E-05	1.67E-05	1.87E-05	2.12E-05	2.70E-05
0.82	6.71E-06	8.09E-07	1.44E-06	2.36E-06	3.95E-06	6.11E-06	7.38E-06	8.61E-06	9.72E-06	1.12E-05	1.49E-05
0.92	3.66E-06	3.67E-07	6.73E-07	1.19E-06	2.13E-06	3.27E-06	3.92E-06	4.64E-06	5.27E-06	6.15E-06	8.58E-06
1.02	2.07E-06	1.74E-07	3.28E-07	6.19E-07	1.19E-06	1.80E-06	2.17E-06	2.59E-06	2.97E-06	3.51E-06	5.14E-06
1.22	7.20E-07	4.42E-08	8.67E-08	1.83E-07	3.97E-07	5.88E-07	7.20E-07	8.79E-07	1.02E-06	1.24E-06	1.97E-06
1.43	2.76E-07	1.27E-08	2.57E-08	5.99E-08	1.45E-07	2.13E-07	2.63E-07	3.29E-07	3.82E-07	4.79E-07	8.15E-07

第 1.2.1.d-9 表 全炉心損傷頻度の不確かさと地震特有の事故シーケンスの炉心損傷頻度の不確かさの比較

不確かさ	全CDF(／炉年)	地震特有のシーケンス							
		過渡事象 +補助給水失敗 (原子炉盤等の損傷)	全 C D F と の 比	外部電源喪失 +非常用所内交流 電源喪失 (複数の電気盤損傷)	全 C D F と の 比	SGTR 複数本破損	全 C D F と の 比	Excess LOCA	全 C D F と の 比
95%上限値	8.6E-06	1.8E-06	0.205	3.1E-08	0.004	6.8E-08	0.008	4.8E-07	0.056
平均値	3.3E-06	4.6E-07	0.138	6.4E-09	0.002	1.3E-08	0.004	1.3E-07	0.039
中央値	2.6E-06	2.2E-07	0.082	1.2E-09	0.001 未満	8.3E-10	0.001 未満	6.1E-08	0.023
5%下限値	3.0E-07	1.4E-08	0.047	1.7E-11	0.001 未満	1.4E-12	0.001 未満	3.8E-09	0.012
エラーファクター	5.3	11.2	-	42.7	-	218.7	-	11.3	-
点推定値	3.3E-06	4.2E-07	0.130	6.1E-09	0.002	1.2E-08	0.004	1.2E-07	0.037

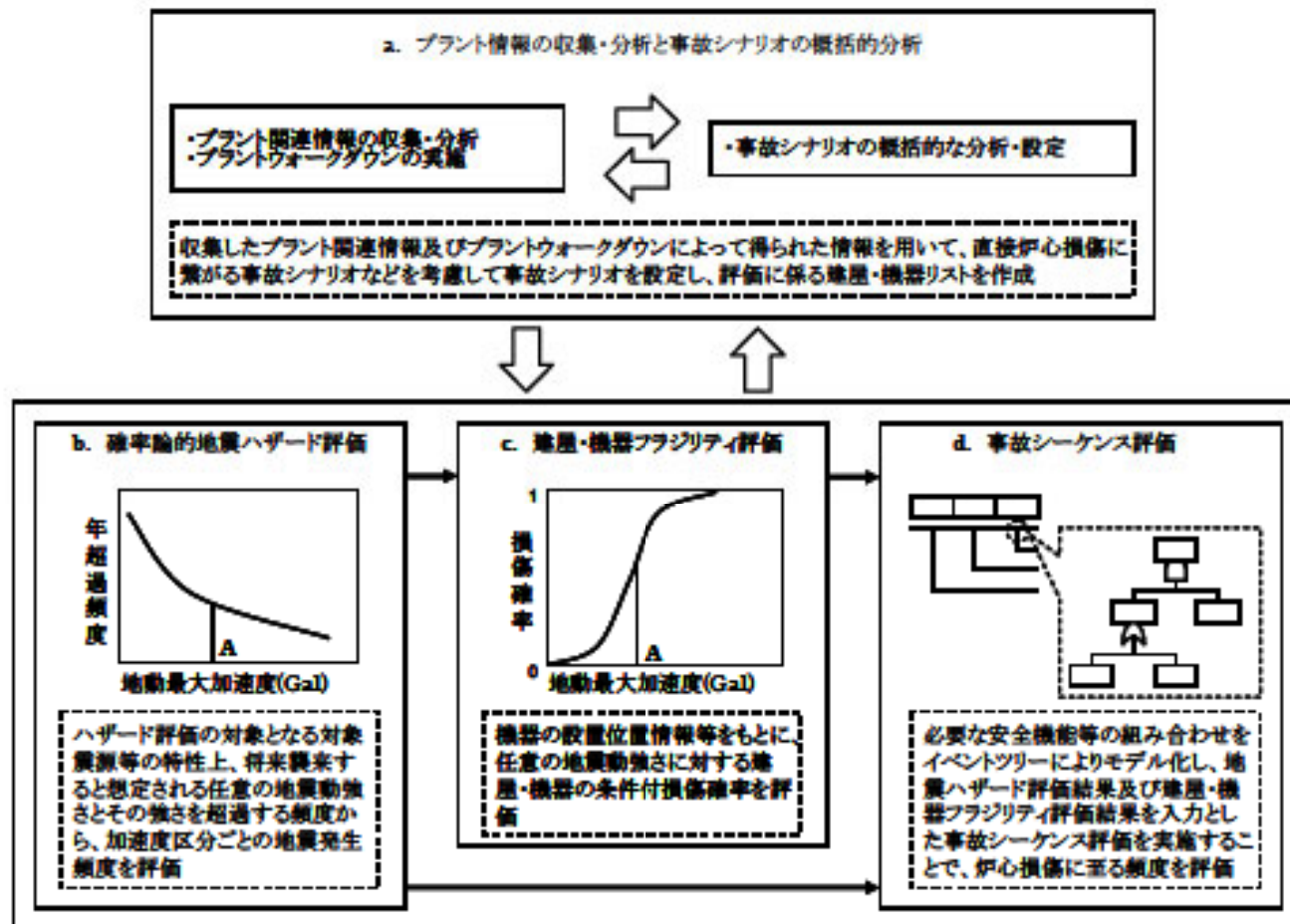
全CDFとの比:同じ不確かさパラメータ(95%上限値、平均値、中央値又は5%下限値)における、地震特有のシーケンスと全CDFとの比

第 1.2.1.d-10 表 相関性を考慮した感度解析結果

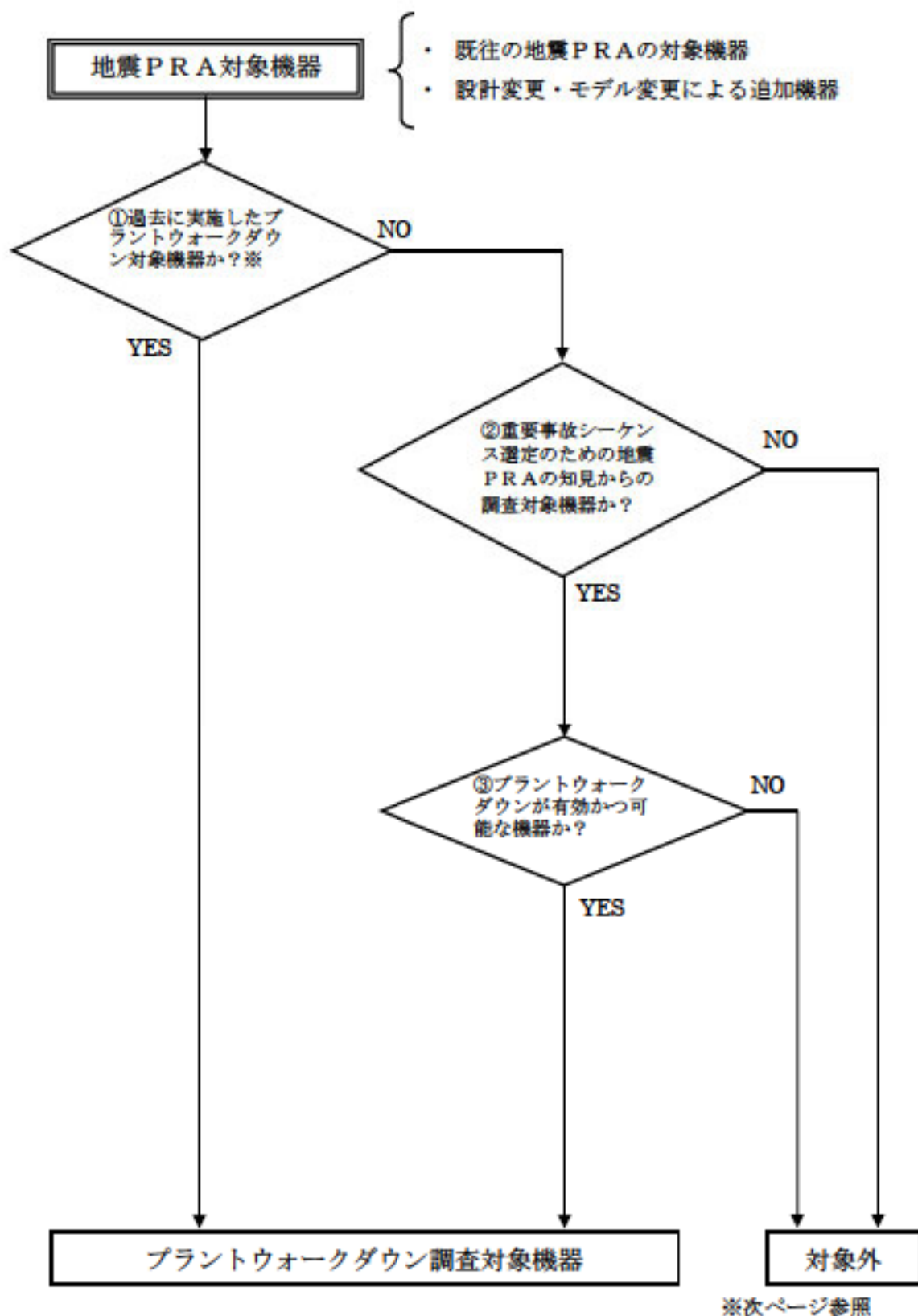
起因事象/影響緩和系	FV重要度の高い冗長機器		加速度 中央値 (G)	B _R	B _U	加速度区分(G)				
	機 器	損傷 モード				0.2~0.5	0.5~0.8	0.8~1.1	1.1~1.5	
QD: 6.6KVメタクラ	メタルクラッドスイッチギア (冗長2基)	機能	1.44	0.14	0.23	—	2.12E-04	4.90E-02	2.84E-01	
						—	4.49E-08	2.40E-03	8.07E-02	
QF: 440VAC	パワーセンタ (冗長2基)	機能	1.30	0.09	0.15	—	—	2.87E-02	3.79E-01	
						—	—	8.24E-04	1.44E-01	
QQ: 海水系	海水ポンプ (冗長3基)	機能	1.96	0.23	0.24	—	—	8.53E-03	8.58E-02	
						—	—	6.21E-07	6.32E-04	
	海水ストレナ (冗長2基)	構造	1.09	0.00	0.15	—	—	1.26E-01	7.53E-01	
						—	—	1.59E-02	5.67E-01	
QL: 補機冷却系	使用済燃料ピット冷却器 (冗長2基)	構造	1.52	0.08	0.23	—	—	1.64E-02	2.02E-01	
						—	—	2.69E-04	4.08E-02	
Q4: 安全補機開閉器室 空調系	安全補機開閉器室循環ファン (冗長2基)	構造	1.78	0.19	0.27	—	—	2.10E-02	1.37E-01	
						—	—	4.41E-04	1.88E-02	
全炉心損傷頻度			合計			3.3E-06	2.0E-07	7.6E-08	1.8E-06	1.1E-06
						2.1E-06	2.0E-07	6.5E-08	6.7E-07	1.1E-06

注) 上段: 冗長機器を完全相関として評価した場合の条件付き損傷確率及び全炉心損傷頻度

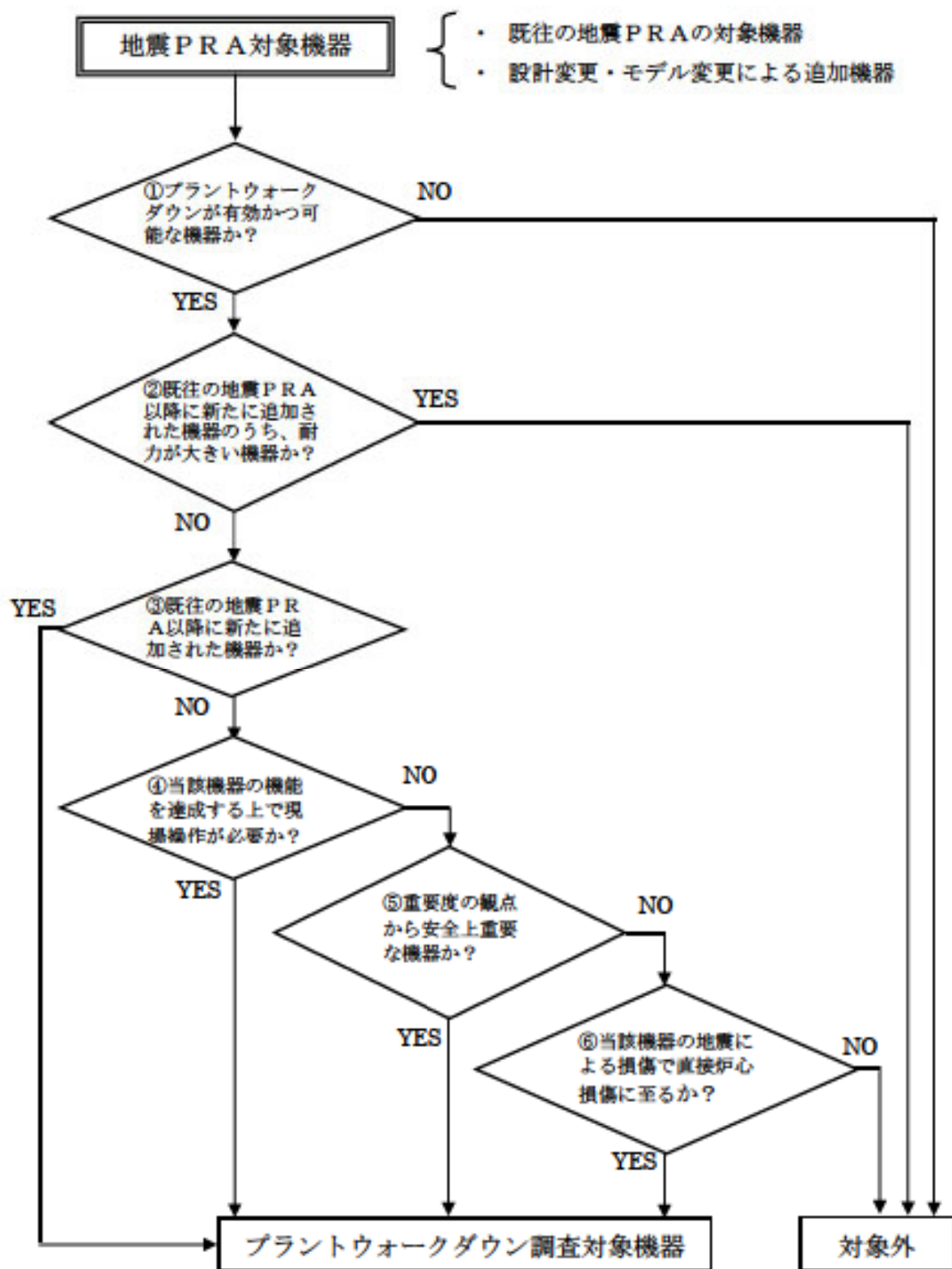
下段: 冗長機器を独立相関として評価した場合の条件付き損傷確率及び全炉心損傷頻度



第 1.2.1-1 図 地震PRAの評価フロー



第 1.2.1.a-1 図 プラントウォークダウン調査機器の選定フロー(1/2)



第 1.2.1.a-1 図 プラントワークダウン調査機器の選定フロー(2/2)

A) 耐震安全性の確認

対象機器本体の評価

	Y	N	U	N/A
1. 対称機器の図面（外形図・耐震計算書等）と外見上相違点はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. 対象機器と支持構造物との接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
3. 配管接合部と図面に外見上の相違点はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
4. 配管接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

アンカーボルト評価

	Y	N	U	N/A
1. 図面（外形図・耐震計算書等）と外見上の相違はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. 外見上の異常（腐食・亀裂等）はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
3. 締め付け強度は適切に管理されている（管理要領書等で確認）	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

二次的影響について

	Y	N	U	N/A
1. 周辺の耐震クラスが低い機器の倒壊により被害を受けない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 倒壊により被害を与える周辺の機器の耐震性は問題ない(対象機器本体の評価に準じた評価)	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 無筋のブロック壁が近傍にない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
4. 周辺機器の損傷時、周辺機器の保有水による影響はない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
5. 周辺に仮置の火災源はない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

二次的影響についての気づき事項を記載

・地震PRAとして特記事項なし。

(記号の説明) Y: YES, N: NO, U: 調査不可, N/A: 対象外

第 1.2.1a-2 図 プラントウォークダウン結果 (2/5)

B) リカバリー操作の確認

アクセス性

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の識別が可能である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. 周辺設備からの被害を受けない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
3. 可動部分のある器具は存在しない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
4. 近傍の設備の倒壊によりアクセスルートが 塞がれる可能性はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

現場操作性

	Y	N	U	N/A
1. 現場での操作が可能である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. 操作のための場所が確保できる	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
3. 機器の作動状態が確認できる	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

C) モデル化の前提条件の確認

	Y	N	U	N/A
1. モデル化の前提条件①が適切である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. モデル化の前提条件①が適切でない場合、モデルの変更を行う	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
3. モデル化の前提条件②が適切である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
4. モデル化の前提条件②が適切でない場合、モデルの変更を行う	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
.				
.				
.				

(記号の説明) Y: YES, N: NO, U: 調査不可, N/A: 対象外

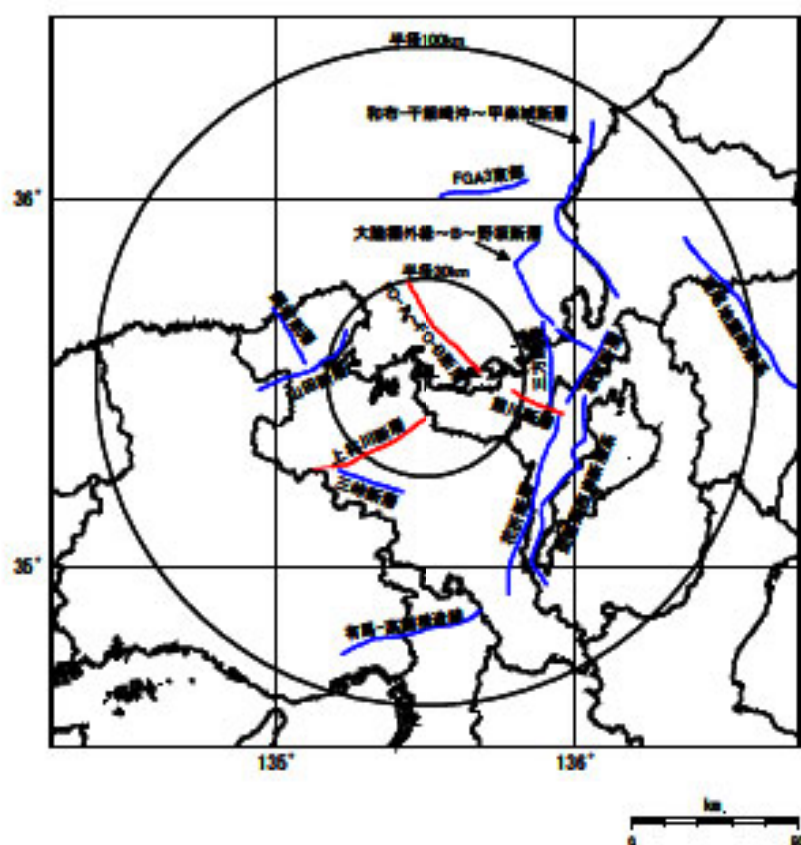


Aメタルクラッドスイッチギヤ 銘板



Aメタルクラッドスイッチギヤ 外観

第 1.2.1.a-2 図 プラントウォークダウン結果 (4/5)



第 1.2.1.b-1 図 敷地周辺の主な活断層

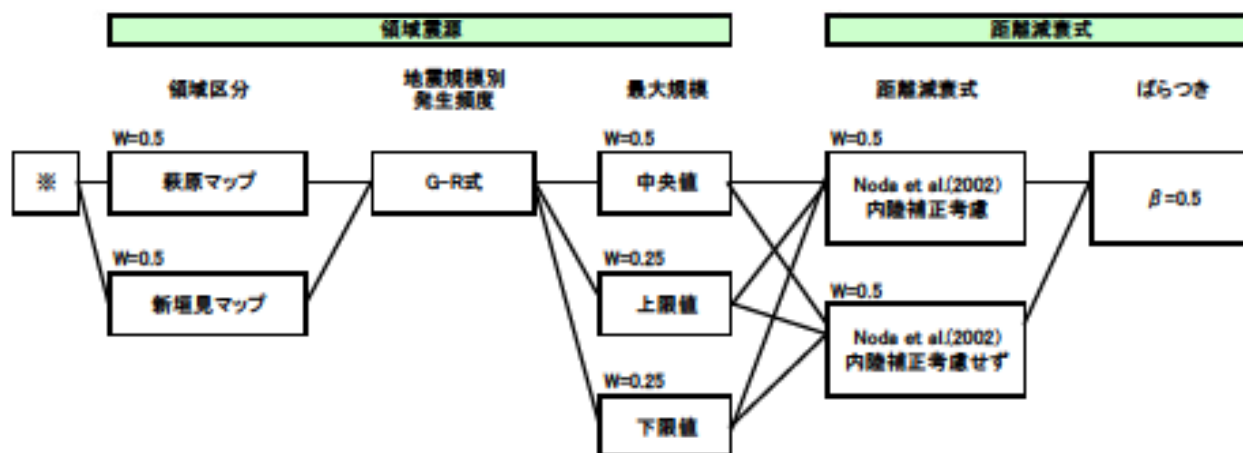
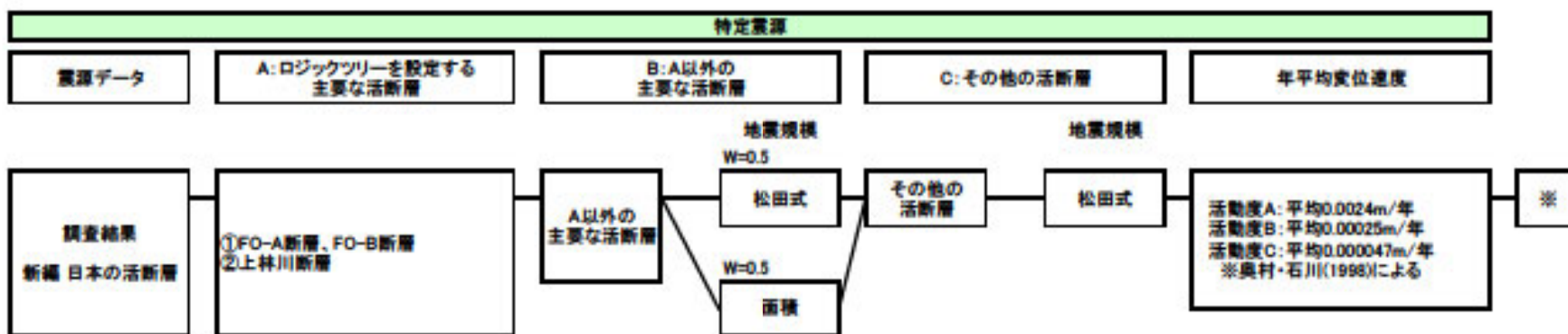


萩原編(1991)による地震地体構造区分図

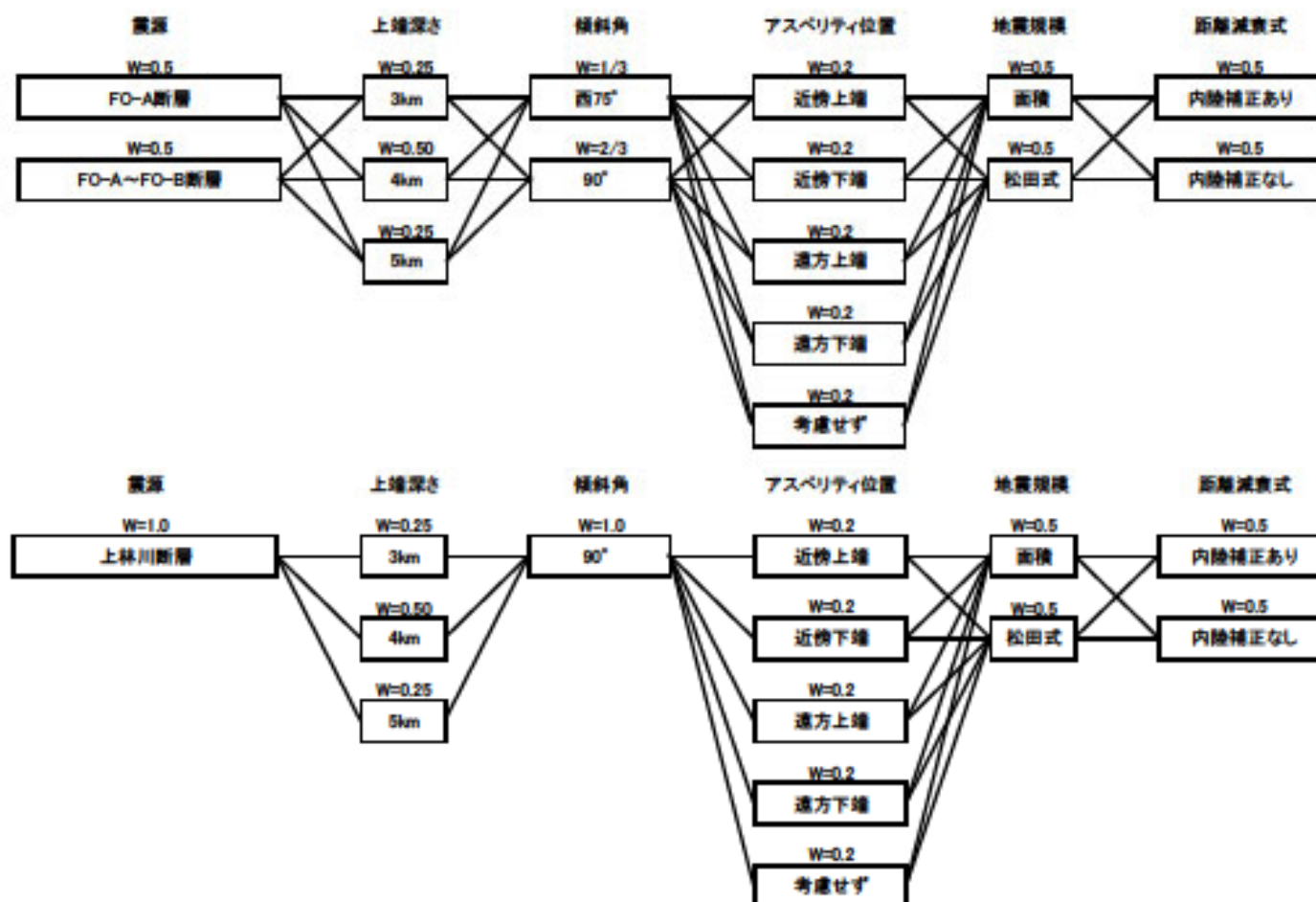


垣見・他(2003)による地震地体構造区分図

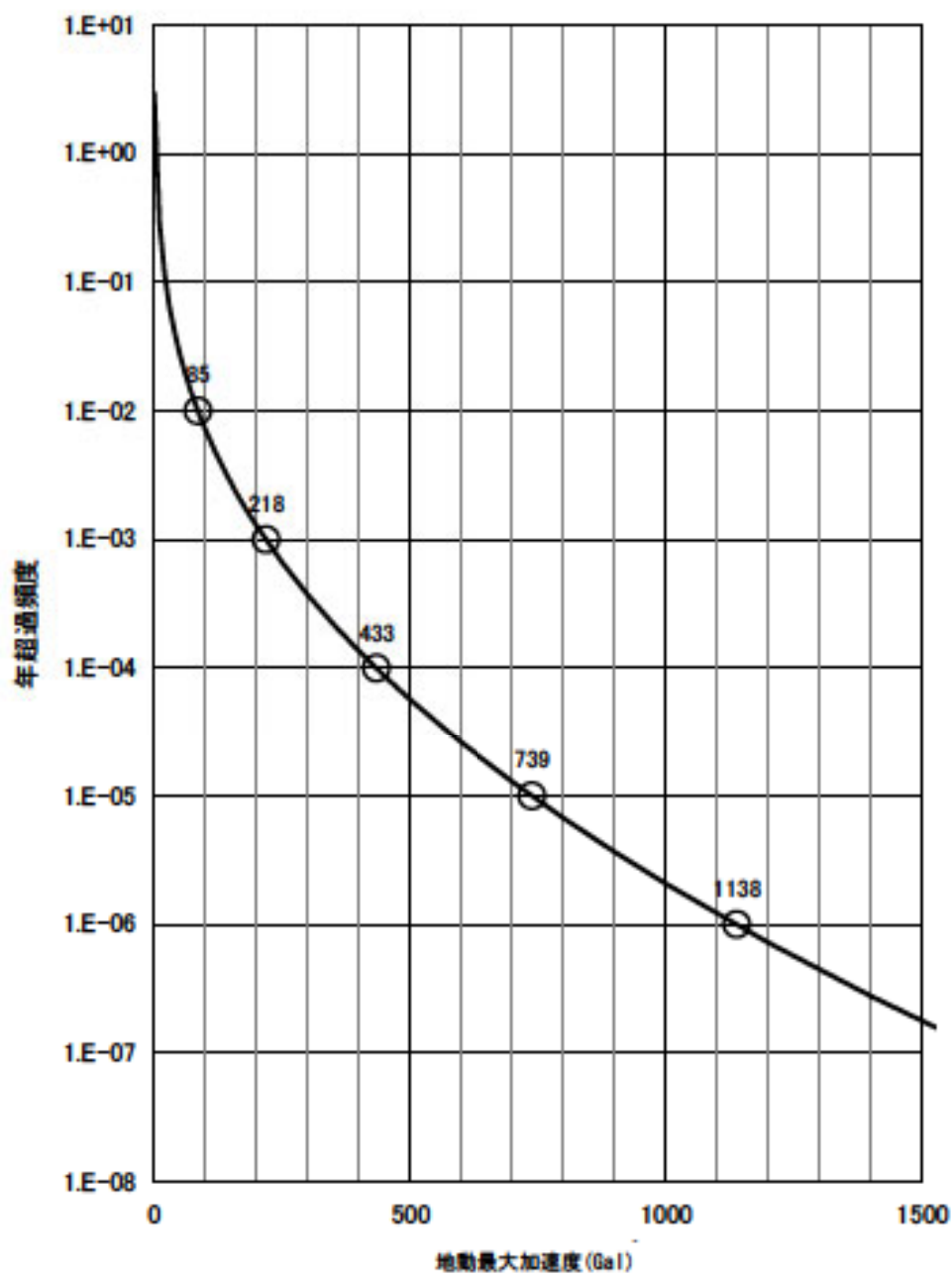
第 1.2.1.b-2 図 萩原(1991)及び垣見・他(2003)による領域区分



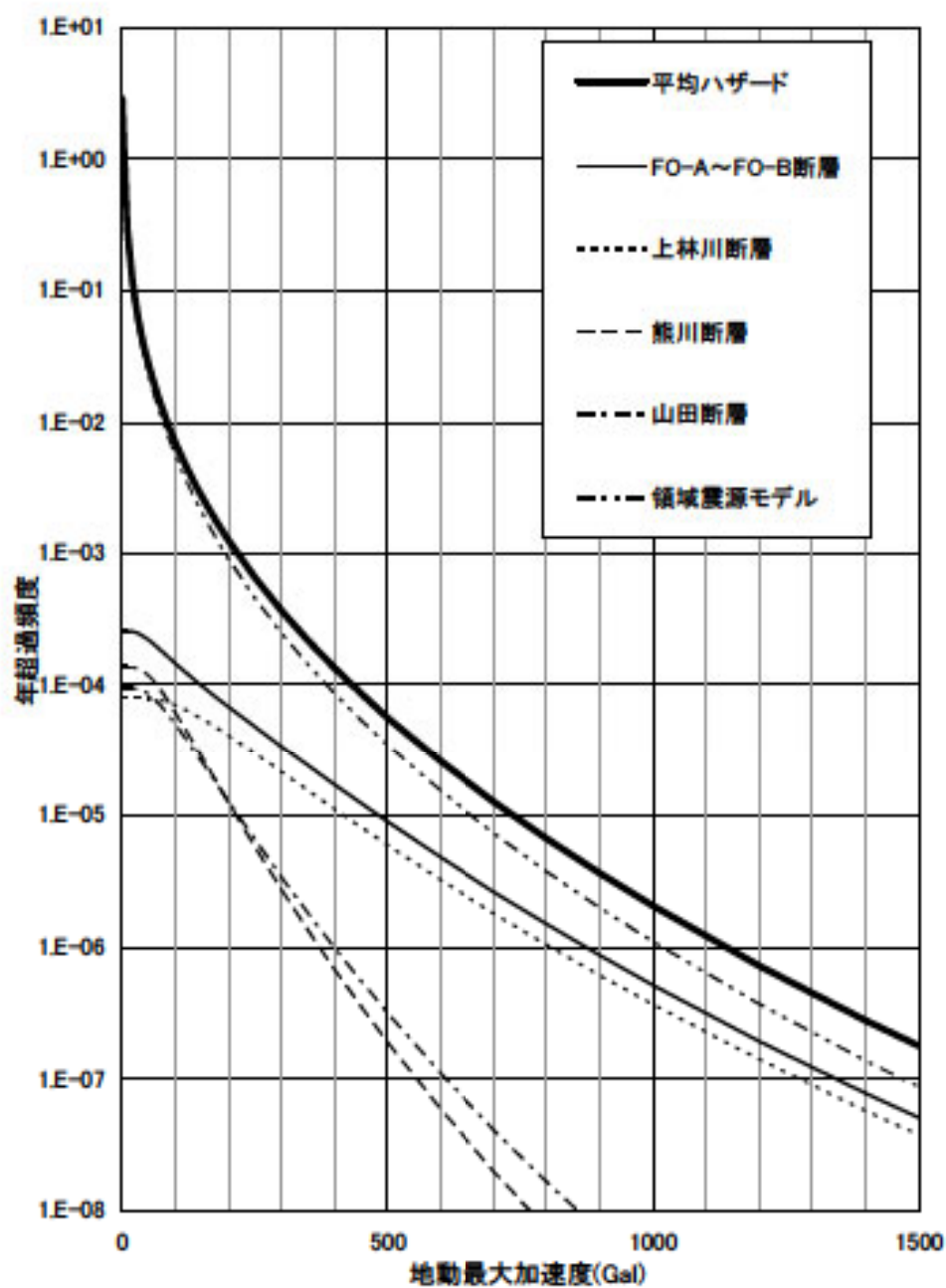
第 1.2.1.b-3 図 設定したロジックツリー



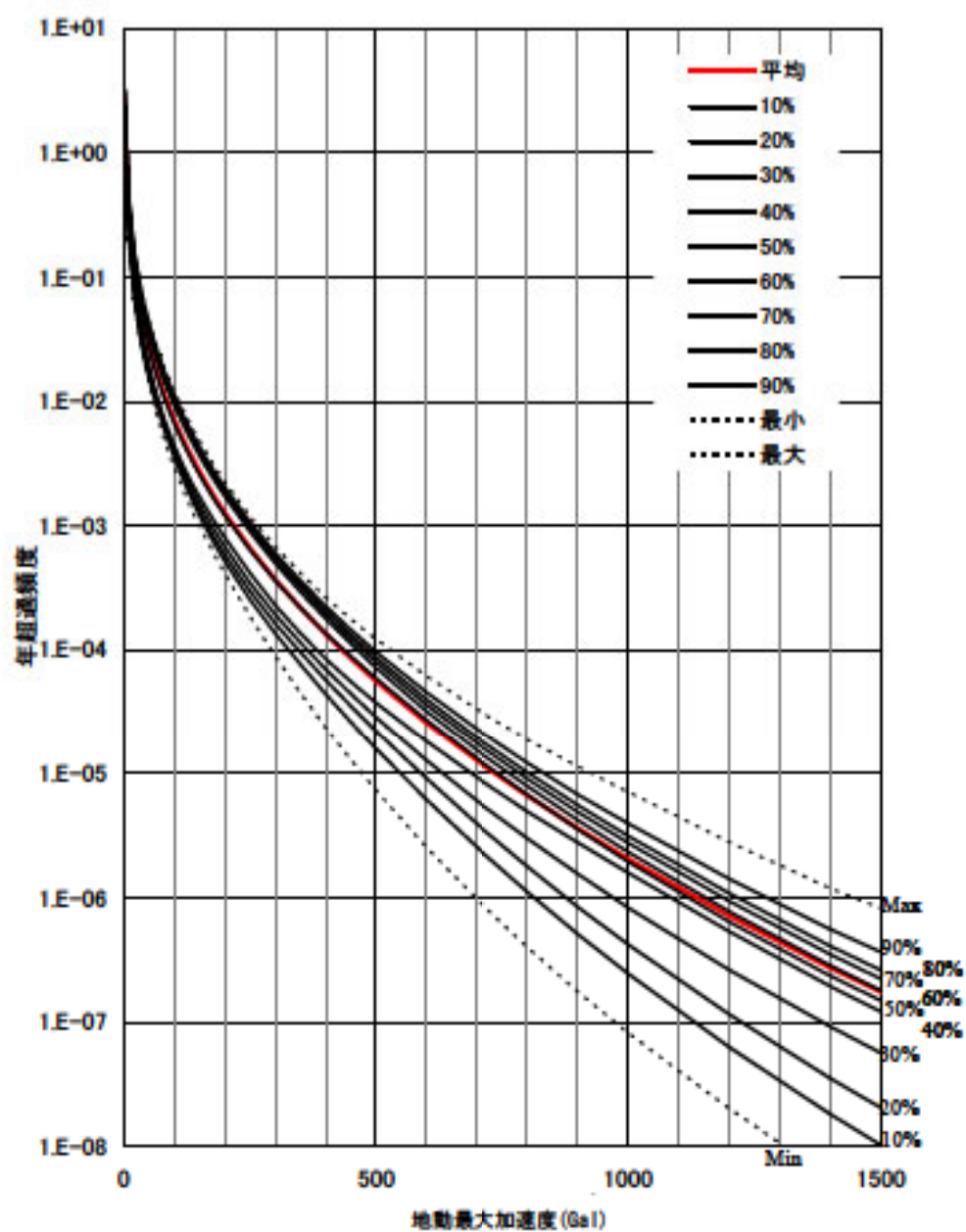
第 1.2.1.b-4 図 ロジックツリーを設定した主要な活断層 (FO-A~FO-B断層、上林川断層)



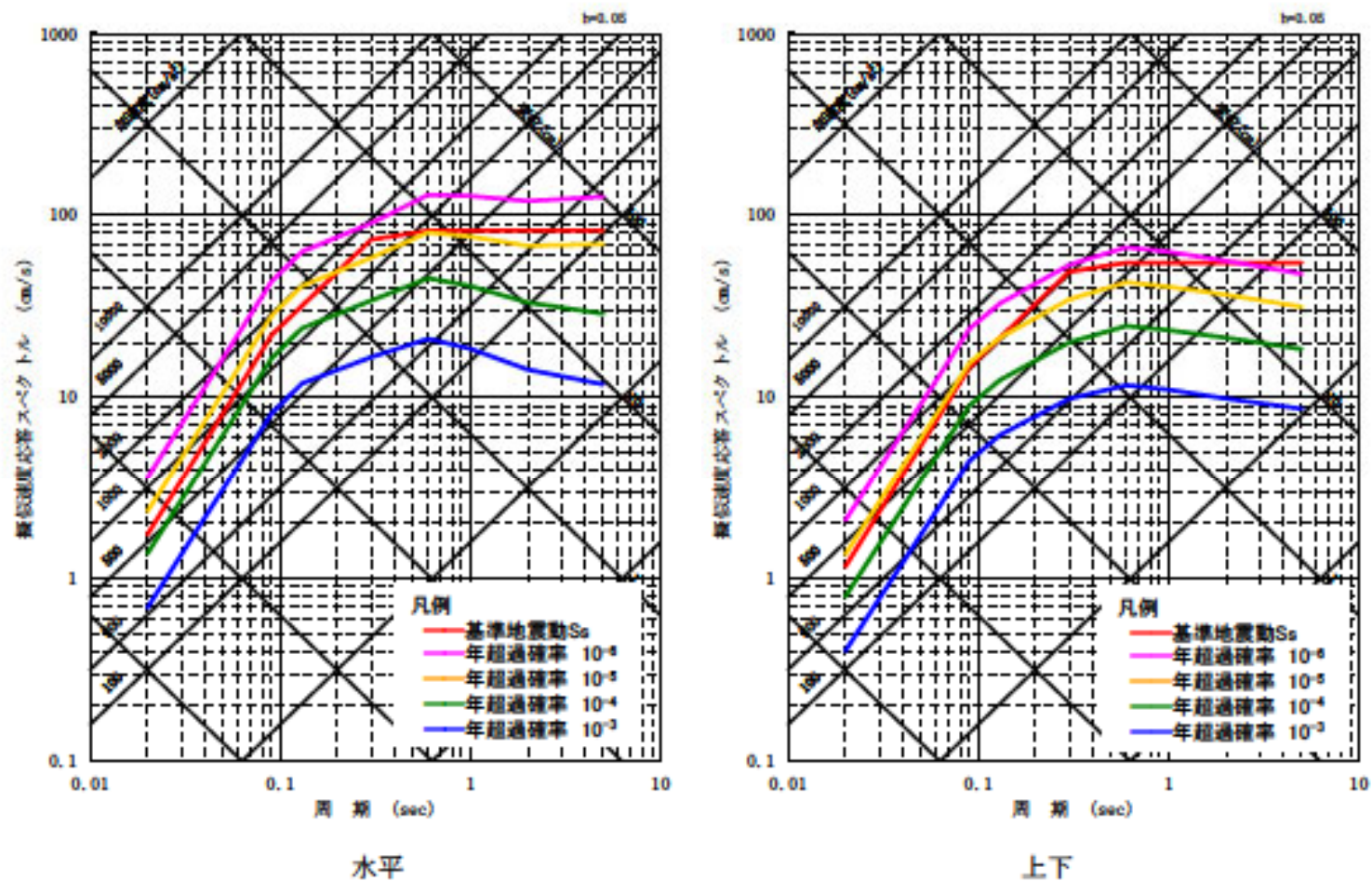
第 1.2.1.b-5 図 平均地震ハザード曲線 (周期 0.02 秒)



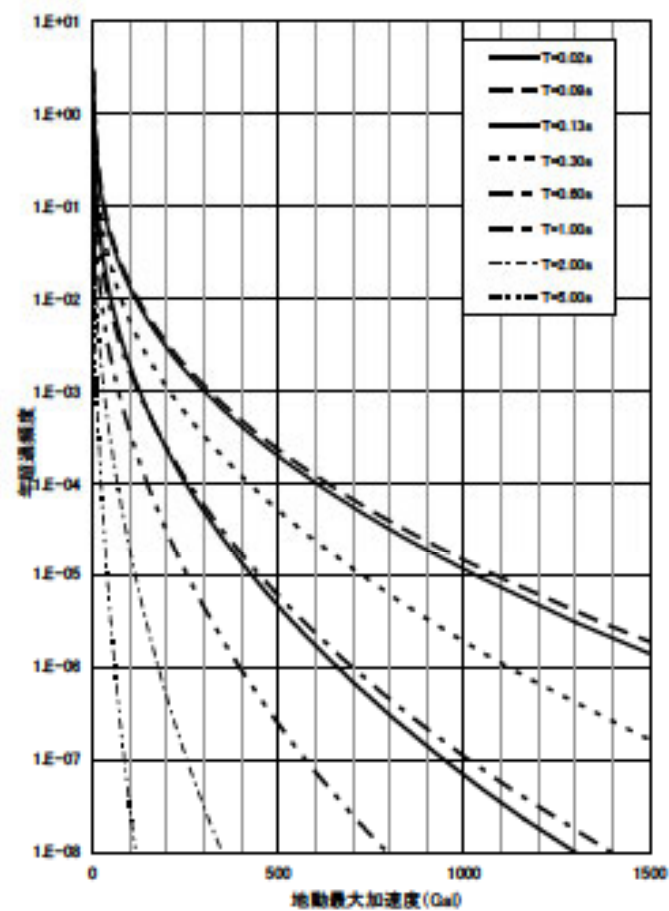
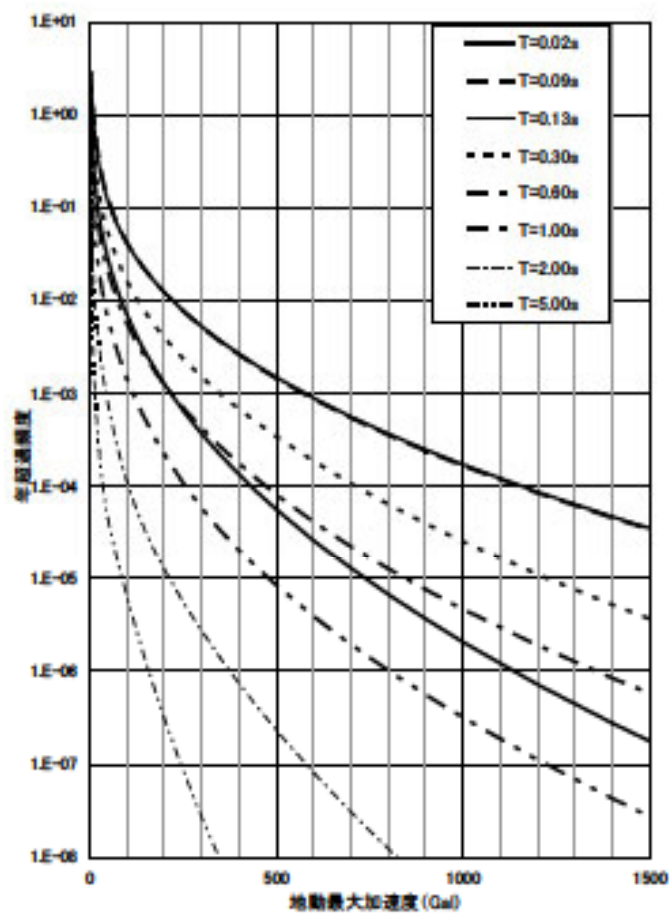
第 1.2.1.b-6 図 主要な活断層ごとのハザード曲線 (周期 0.02 秒)



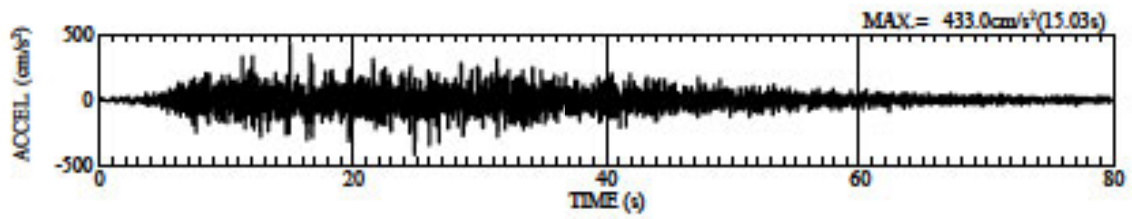
第 1.2.1.b-7 図 フラクタイル地震ハザード曲線 (周期 0.02 秒)



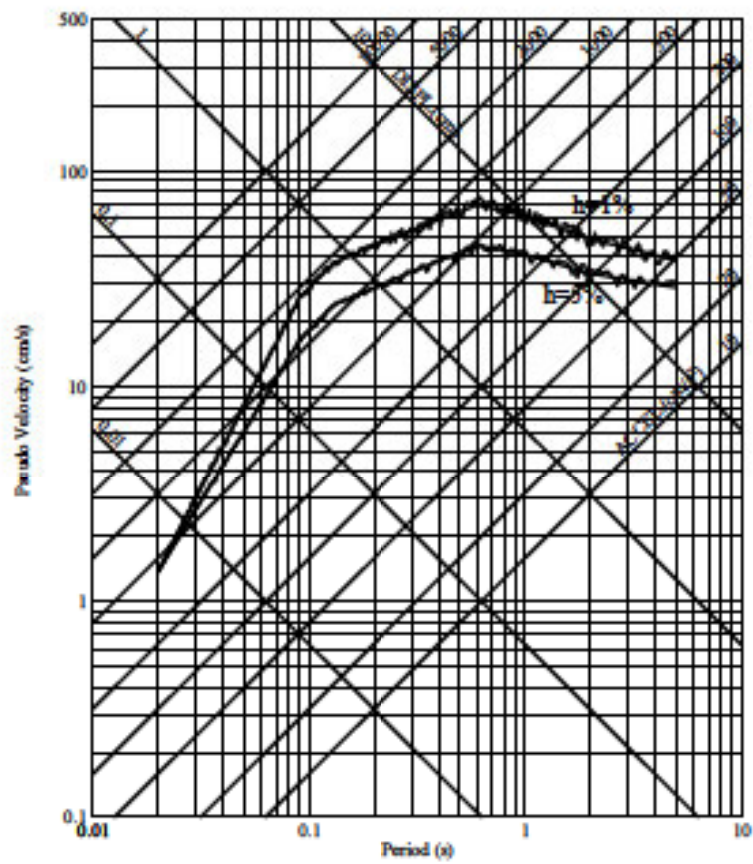
第 1.2.1b-8 図 一様ハザードスペクトルと標準地震動の応答スペクトルの比較



第 1.2.1.b-9 図 周期ごとの平均ハザード曲線 (左：水平、右：鉛直)

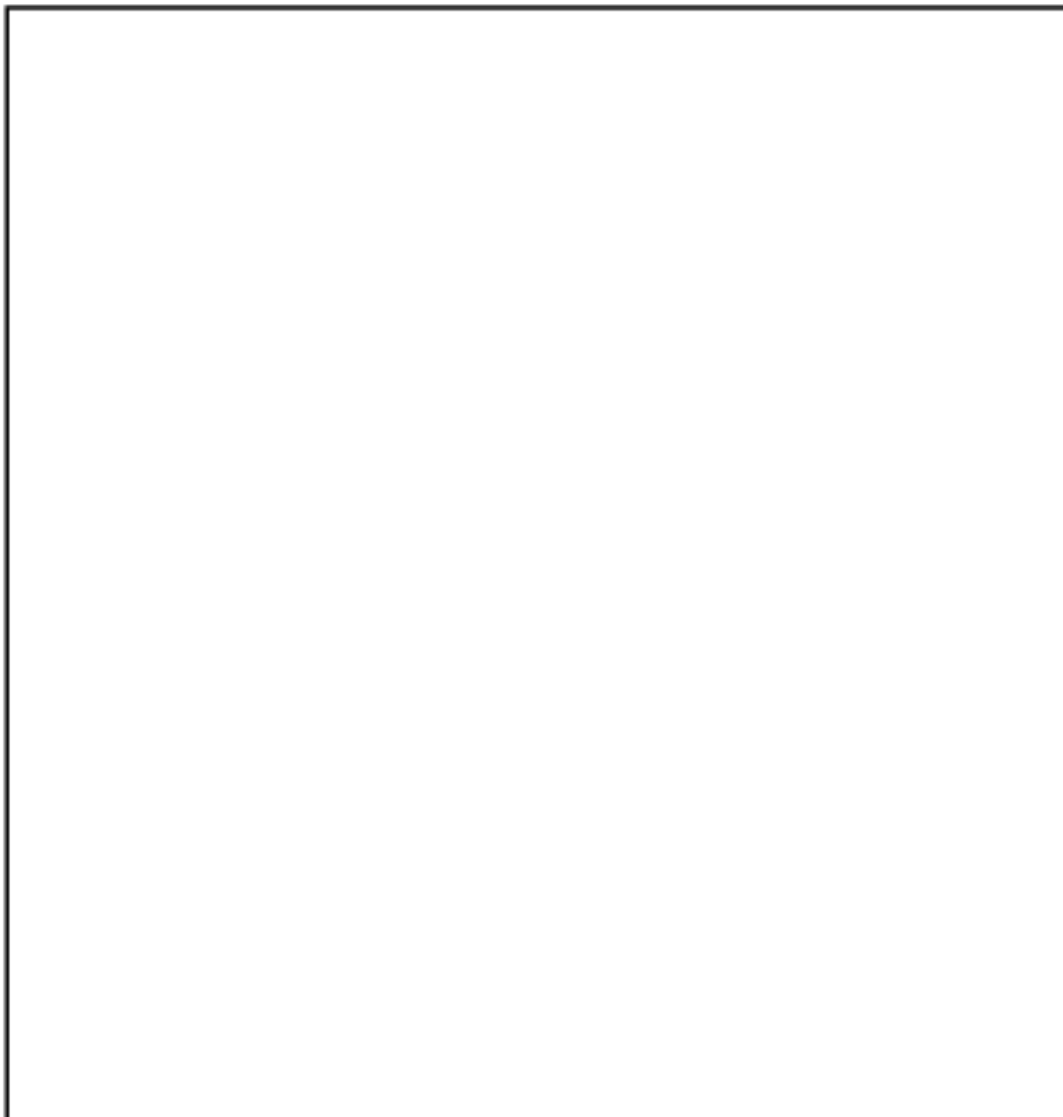


(1) 加速度時刻歴波形



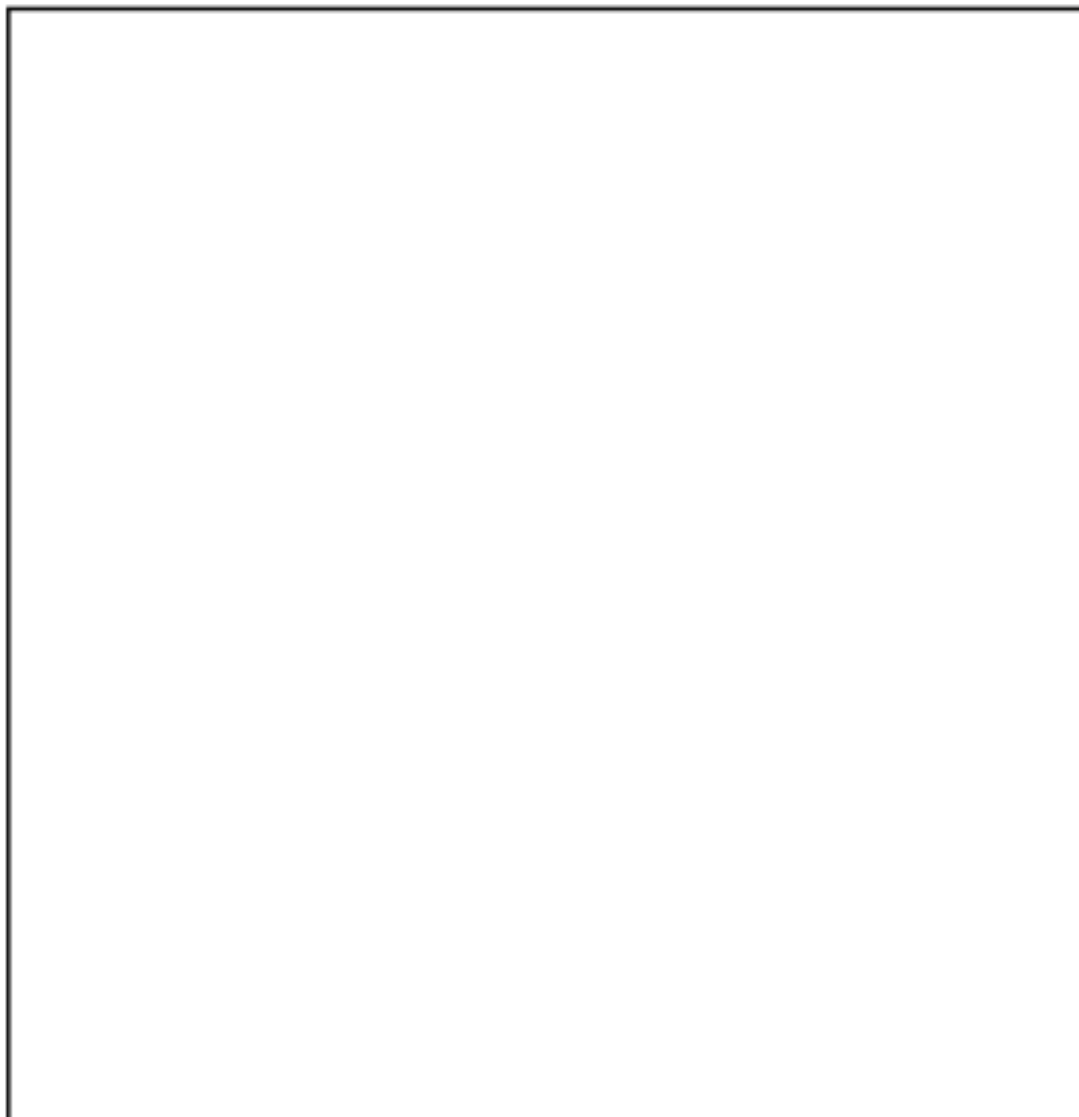
(2) 応答スペクトル

第 1.2.1.b-10 図 年超過確率 10^{-4} 一様ハザードスペクトル適合模擬地震動



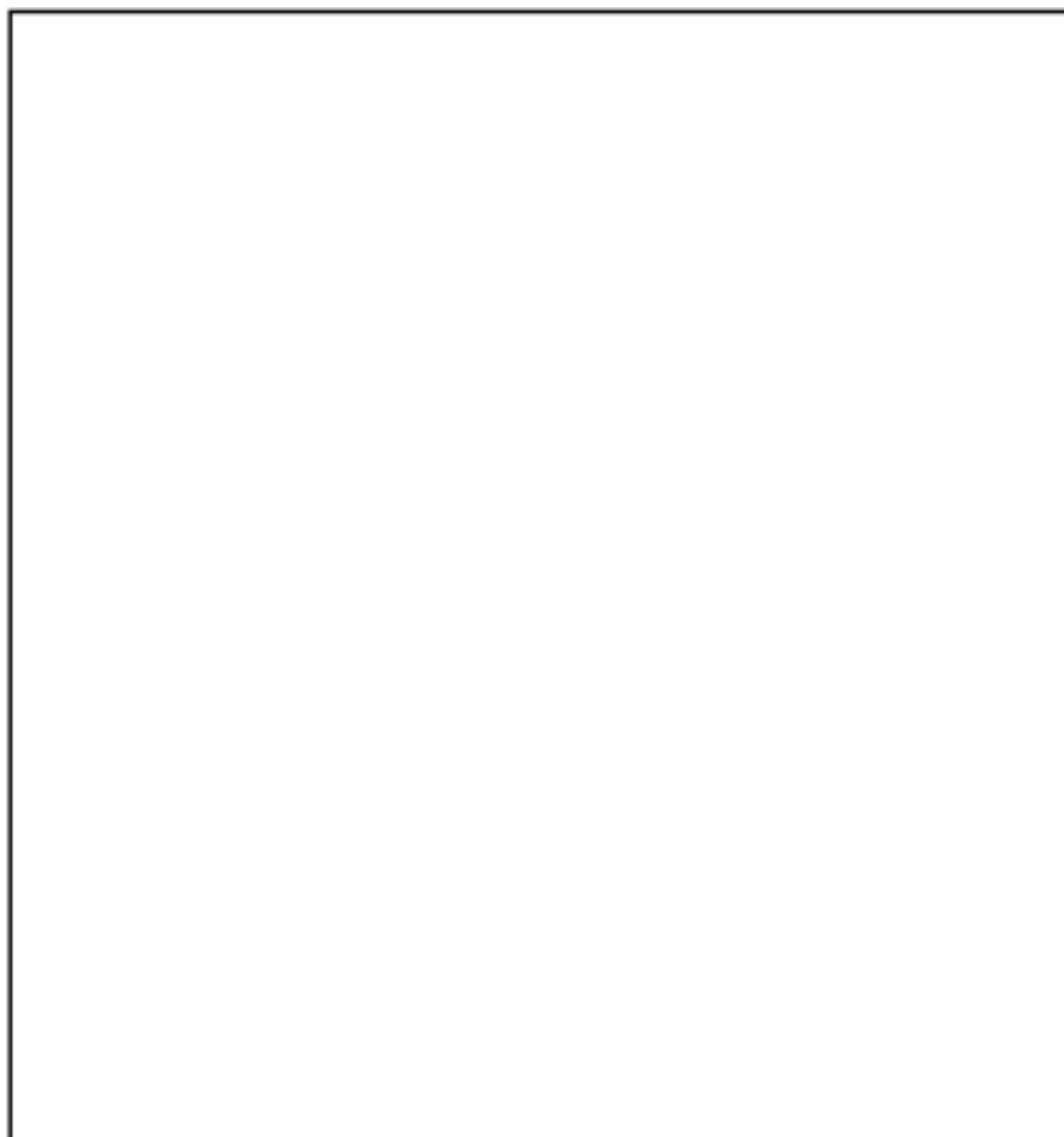
第 1.2.1.c-1-1 図 原子炉建屋の概略平面図(EL.24.5m)

内は機密に係る事項のため公開できません。



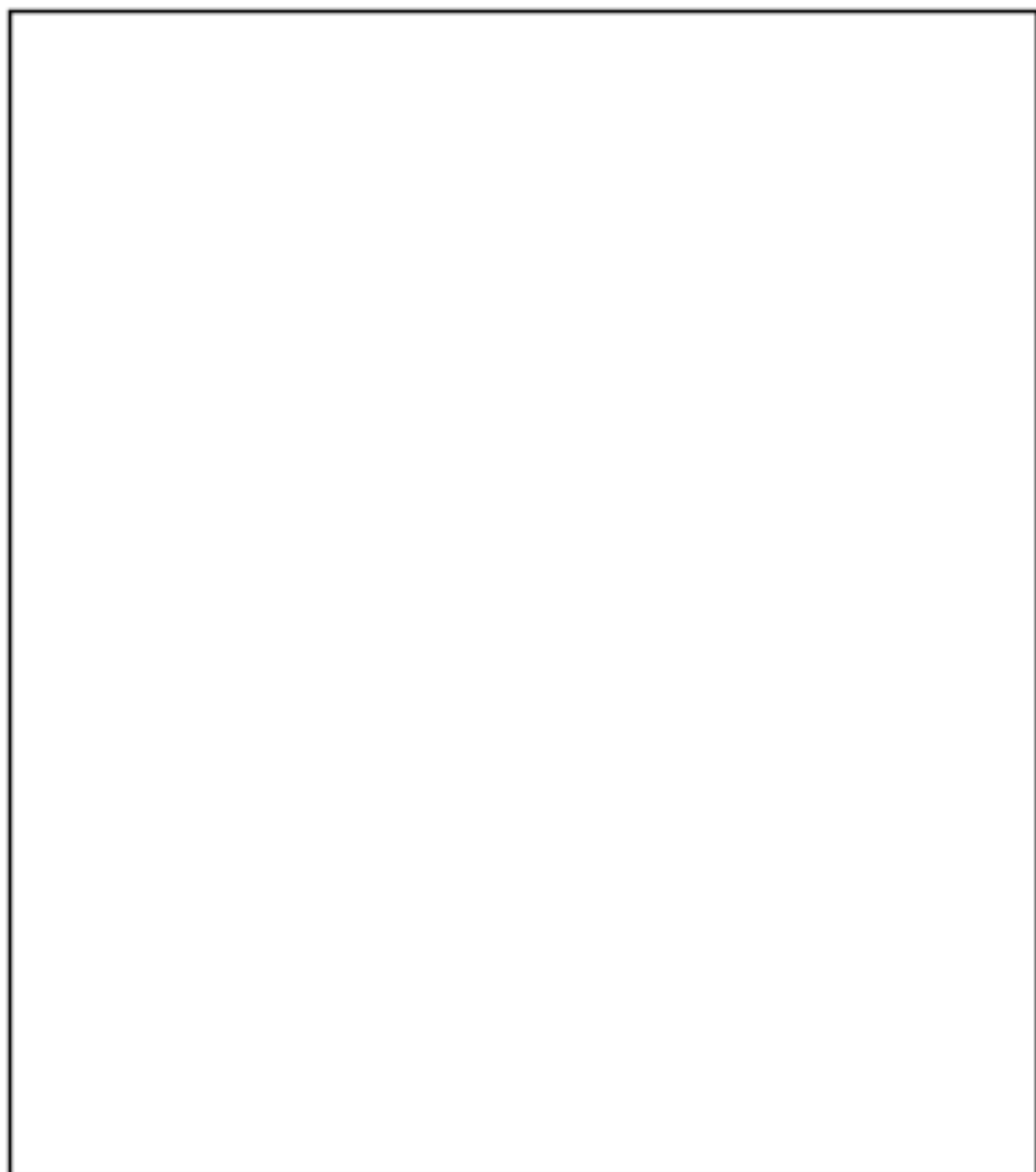
第 1.2.1.c-1-2 図 原子炉建屋の概略断面図 (A-A 断面)

内は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.2.1.c-1-3 図 原子炉建屋の概略断面図 (B・B 断面)

内は機密に係る事項のため公開できません。



第 1.2.1.c-1-4 図 制御建屋の概略平面図(EL.17.5m)

内は機密に係る事項のため公開できません。

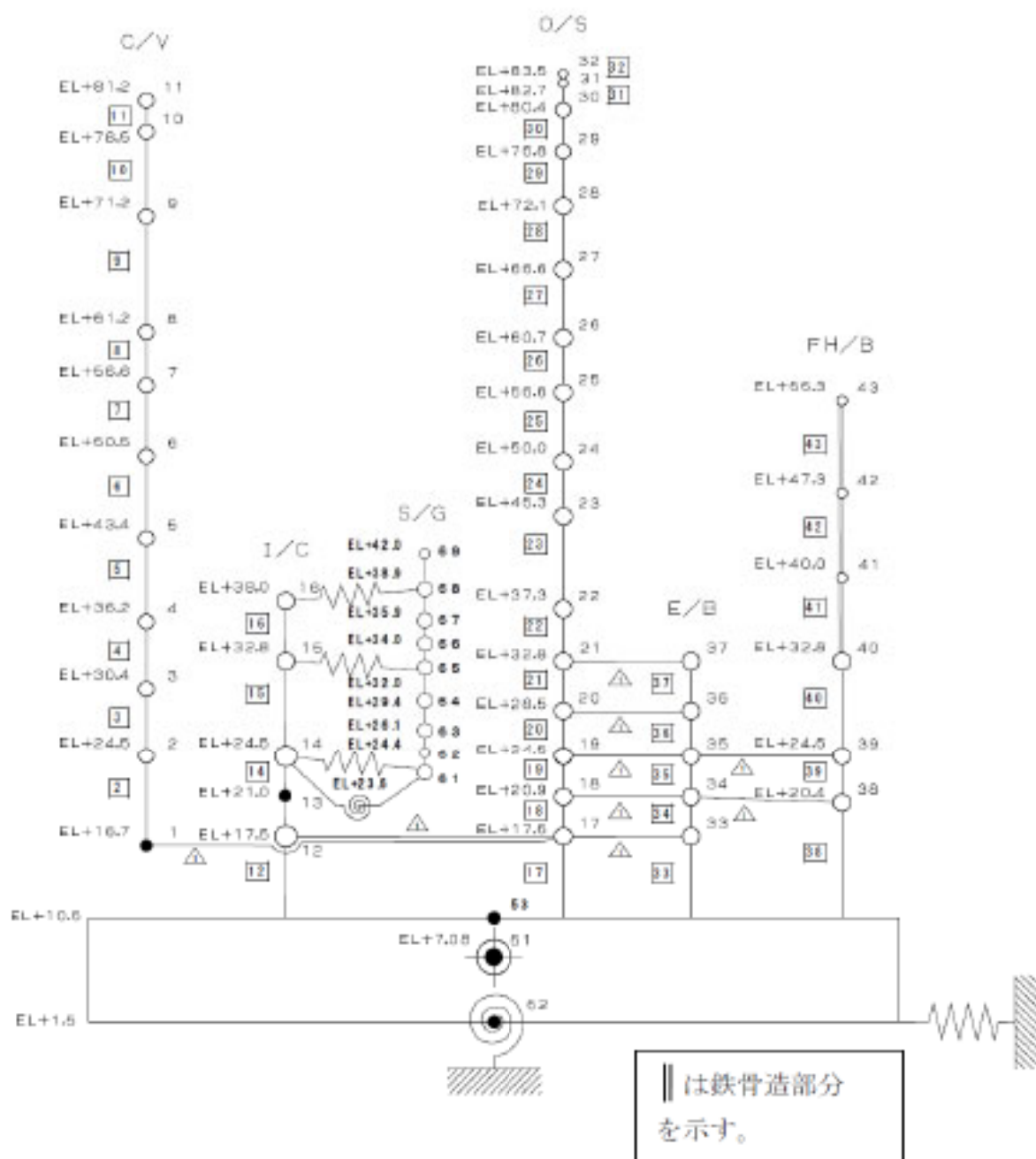


第 1.2.1.c-1-5 図 制御建屋の概略断面図 (A・A 断面)

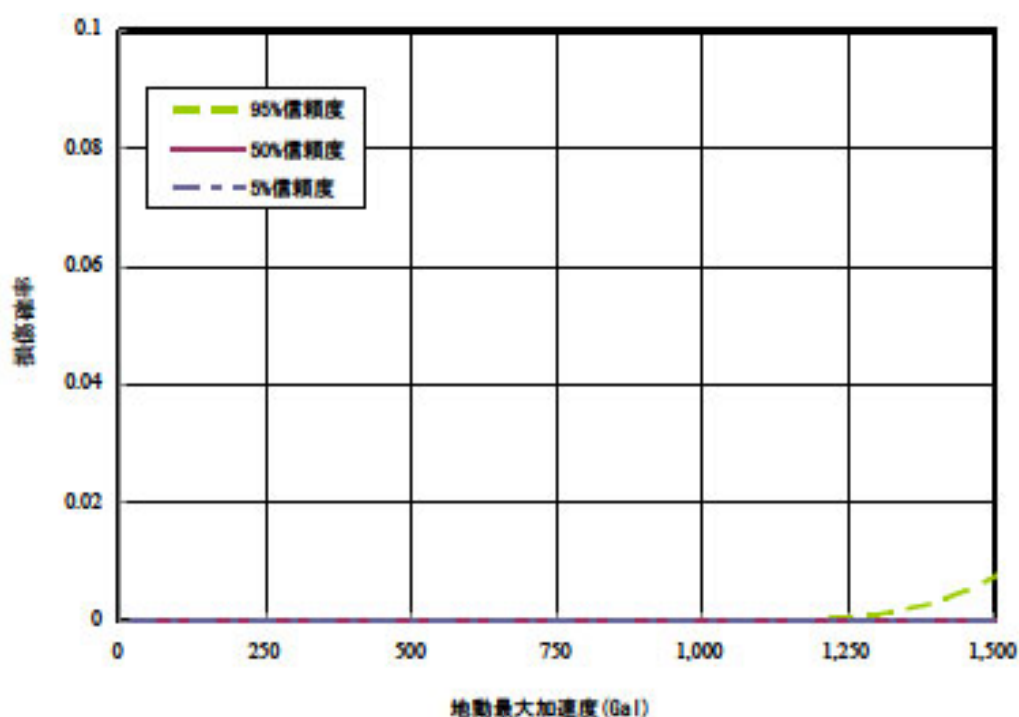


第 1.2.1.c-1-6 図 制御建屋の概略断面図 (B・B 断面)

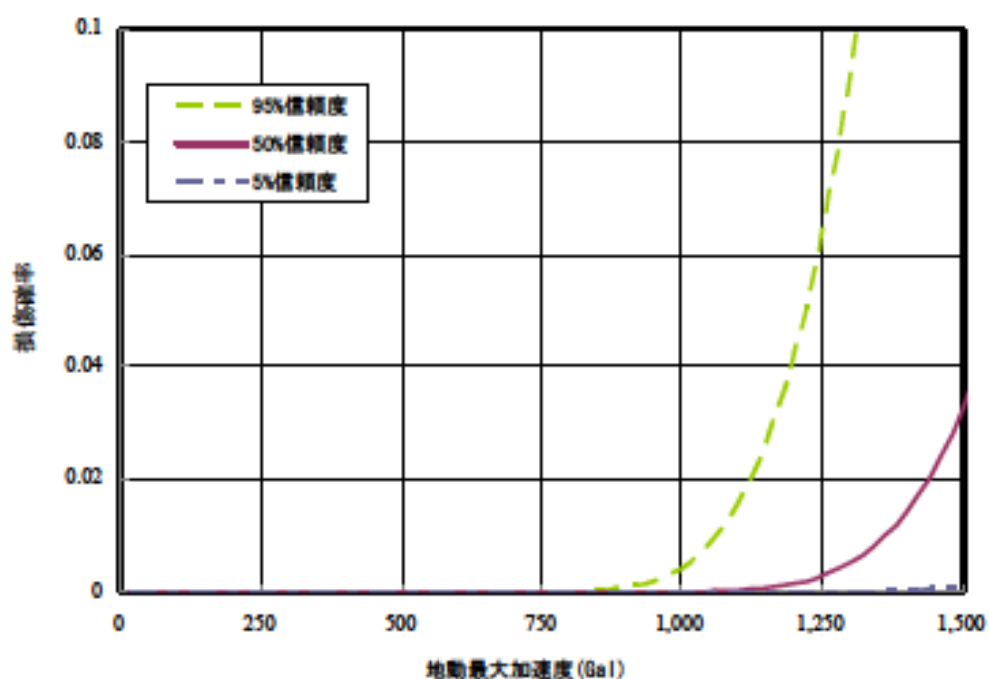
内は機密に係る事項のため公開できません。



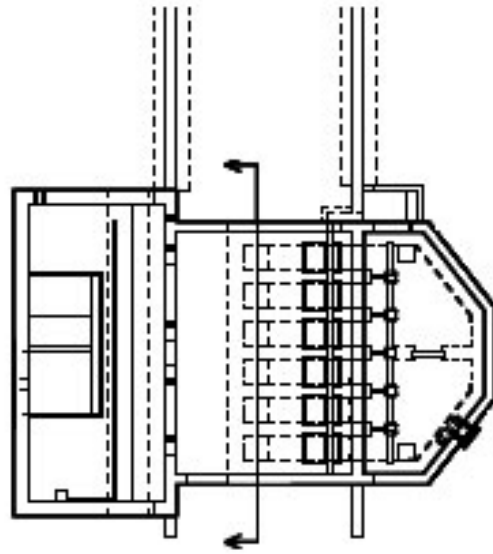
第 1.2.1.c-1-7 図 解析モデル (原子炉建屋 水平)



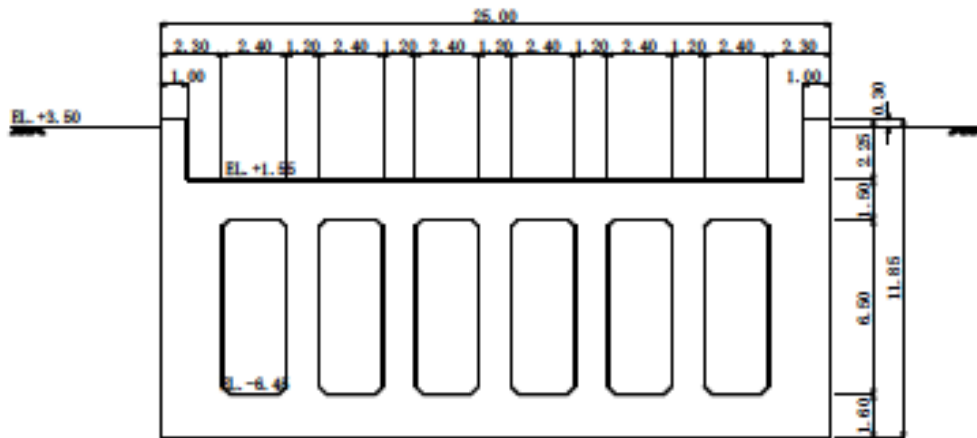
第1.2.1.c-1-9図 建屋フラジリティ曲線（原子炉建屋 I/C NS方向）



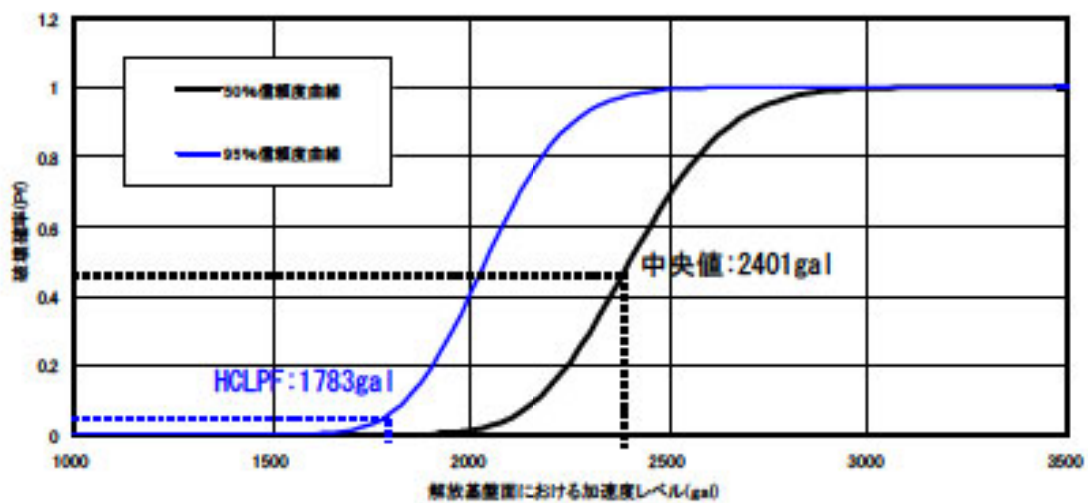
第1.2.1.c-1-10図 建屋フラジリティ曲線（制御建屋 A/B NS方向）



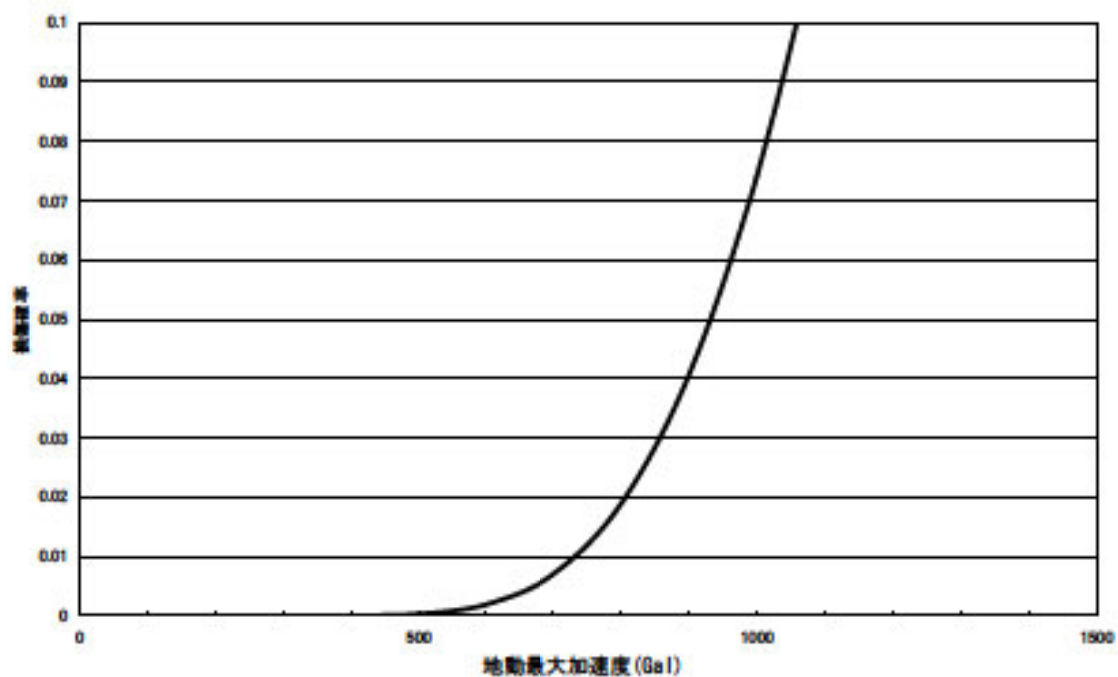
第 1.2.1.c-2-1 図 海水ポンプ室平面図



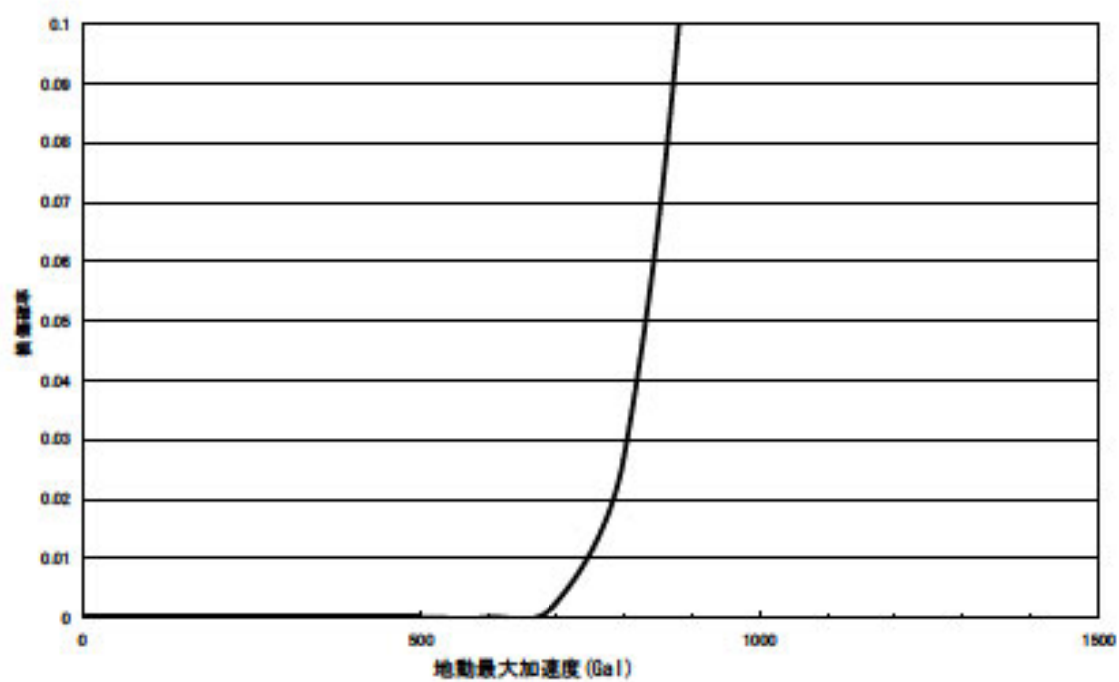
第 1.2.1.c-2-2 図 海水ポンプ室断面図



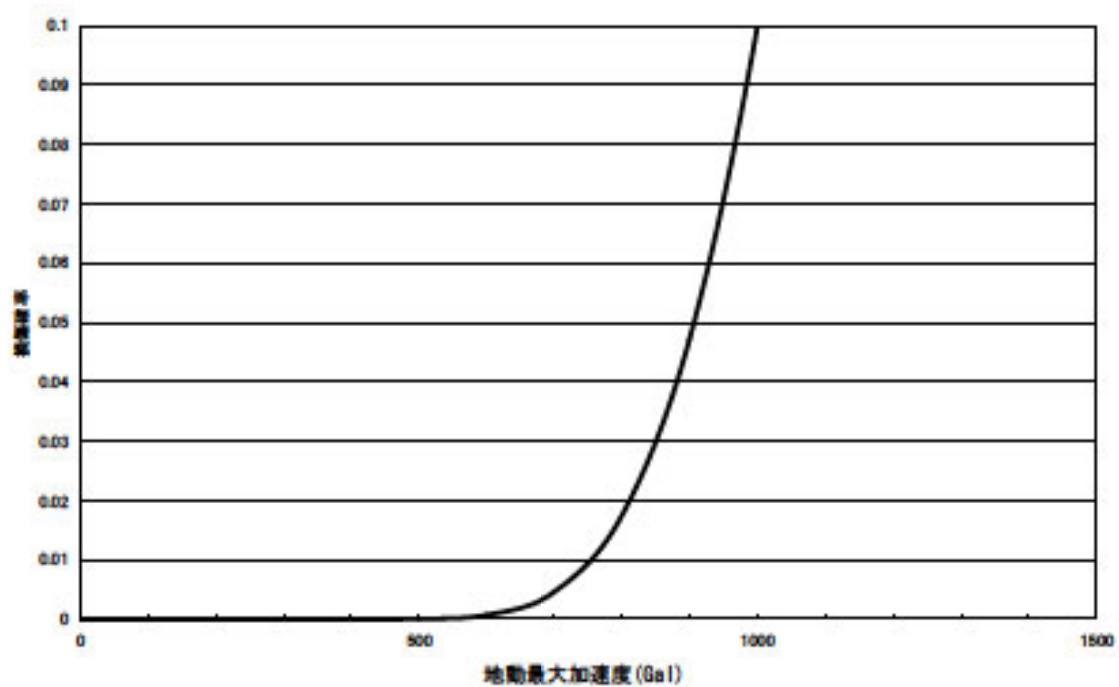
第 1.2.1.c-2-3 図 海水ポンプ室 フラジリティ曲線



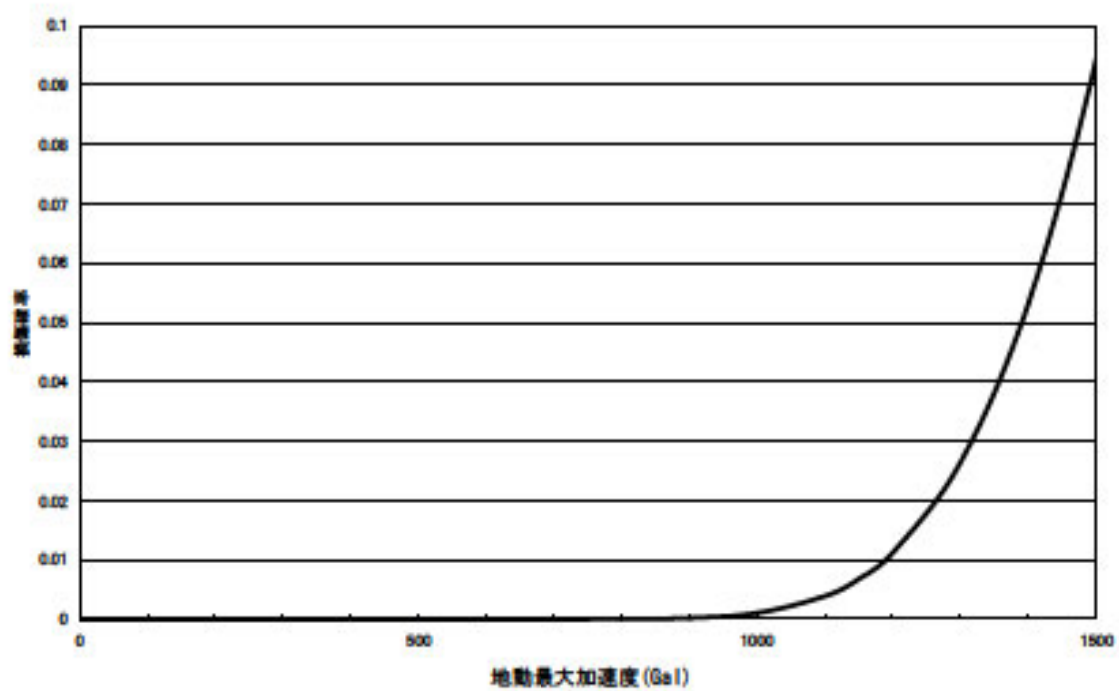
第1.2.1.c-3-1図 1次冷却材管充てん管台 平均脆弱率曲線



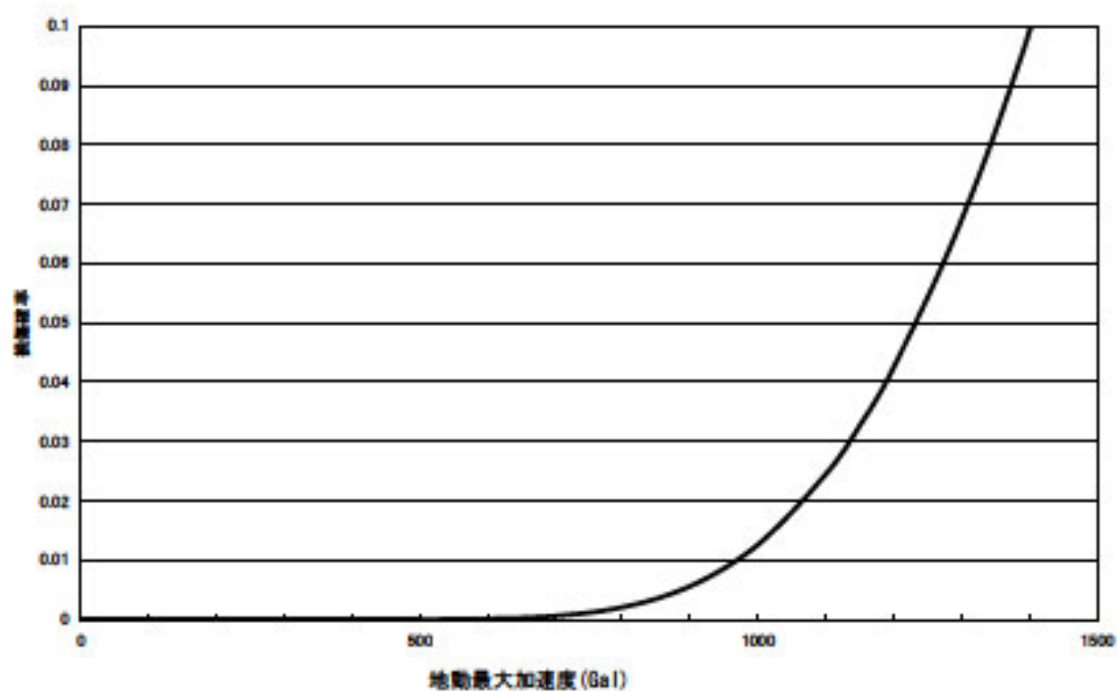
第1.2.1.c-3-2図 海水ストレーナ 平均 fragility 曲線



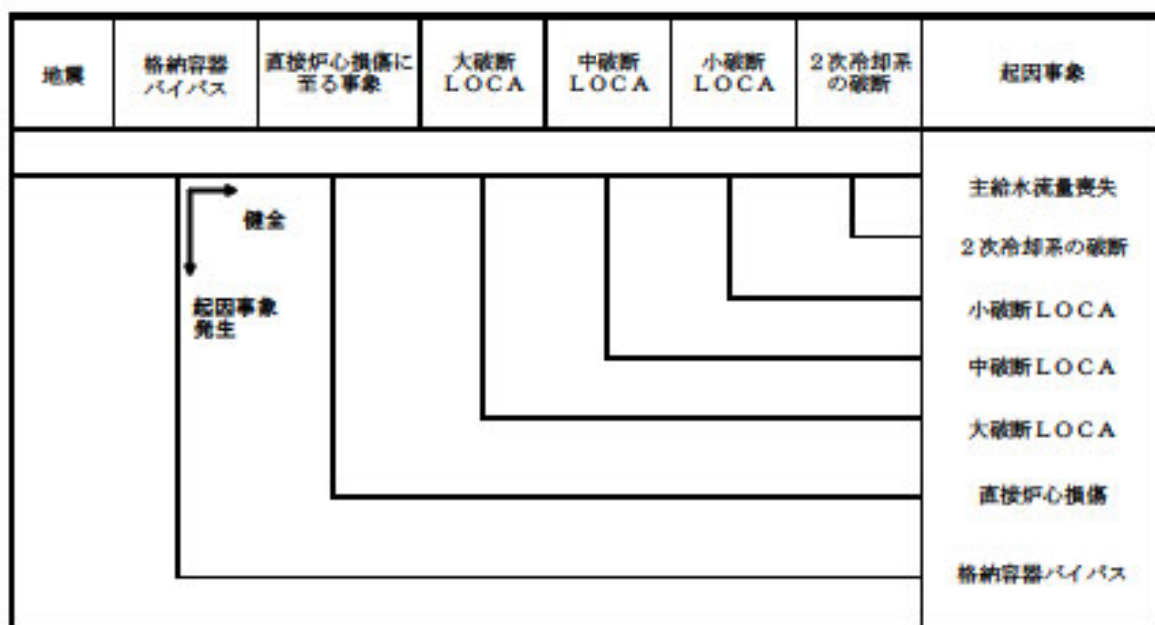
第1.2.1.c-3-3図 メタルクラッドスイッチギア 平均フラジリティ曲線



第1.2.1.c-3-4図 内燃機関 平均フラジリティ曲線



第1.2.1.c-3-5図 加圧器スプレイライン配管 平均脆弱率曲線



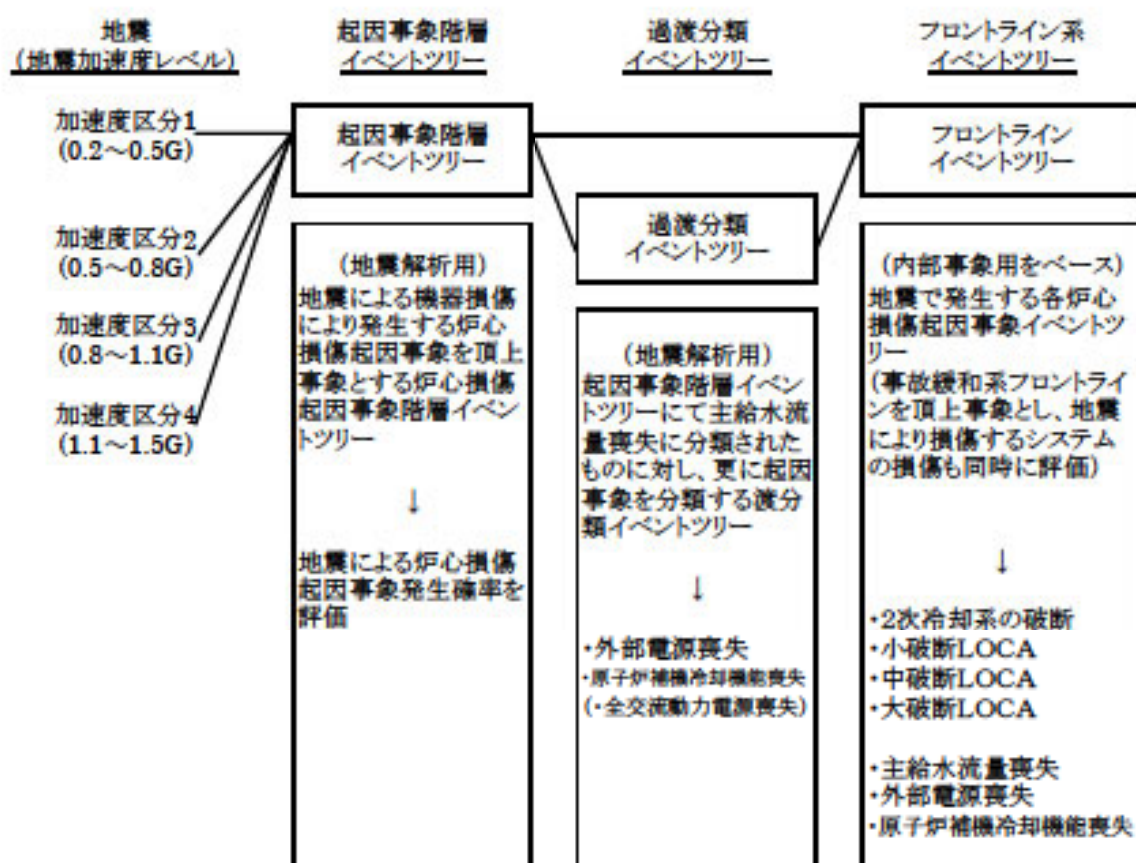
【直接炉心損傷】

- ・大破断 LOCAを上回る規模の LOCA (Excess LOCA)
- ・原子炉格納容器損傷
- ・原子炉建屋損傷
- ・制御建屋損傷
- ・複数の信号系損傷
- ・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
- ・燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失
- ・電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失

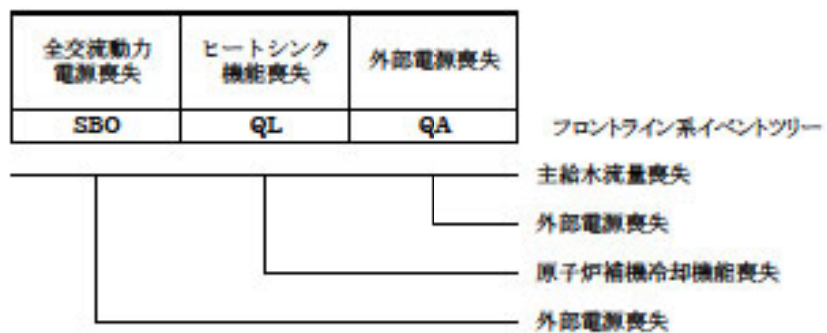
【格納容器バイパス】

- ・蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)

第 1.2.1.d-1 図 地震 PRA 階層イベントツリー



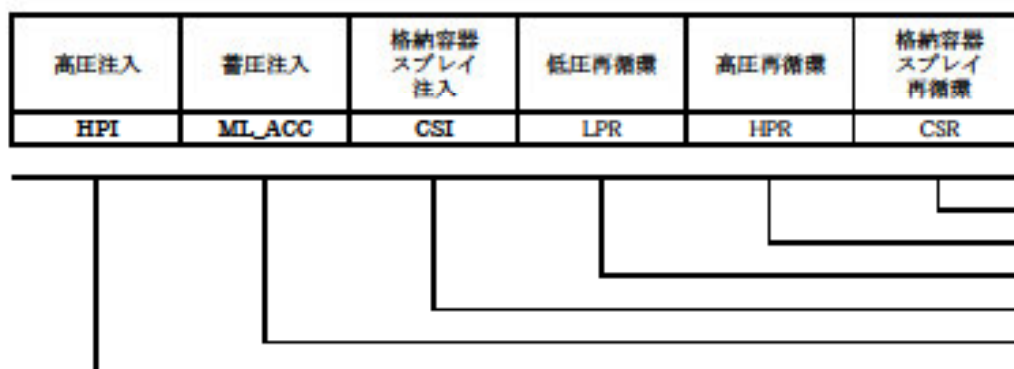
第 1.2.1.d-2 図 地震システム解析モデル (小イベントツリー)



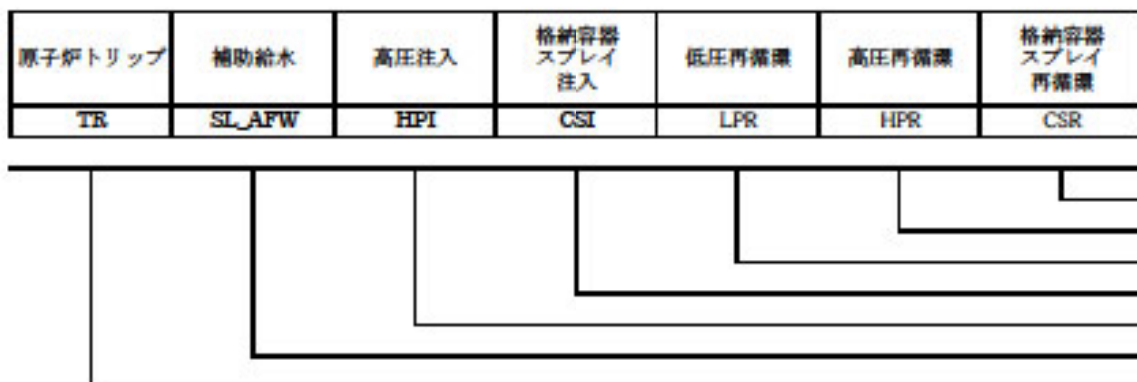
第 1.2.1.d-3 図 過渡分類イベントツリー



第 1.2.1.d-4 図 大破断LOCAイベントツリー



第 1.2.1.d-5 図 中破断LOCAイベントツリー



第 1.2.1.d-6 図 小破断 LOCA イベントツリー



第 1.2.1.d-7 図 2次冷却系の破断イベントツリー



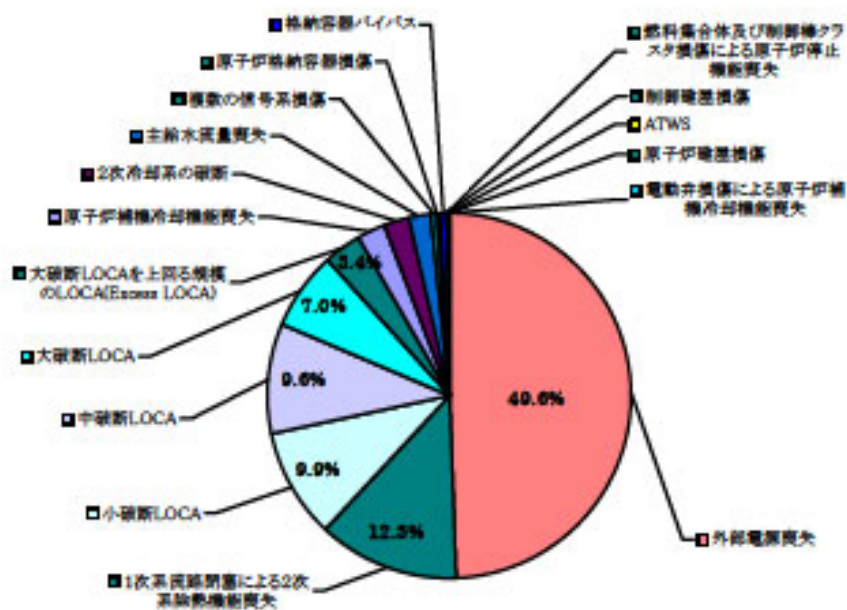
第 1.2.1.d-8 図 外部電源喪失イベントツリー



第 1.2.1.d-9 図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

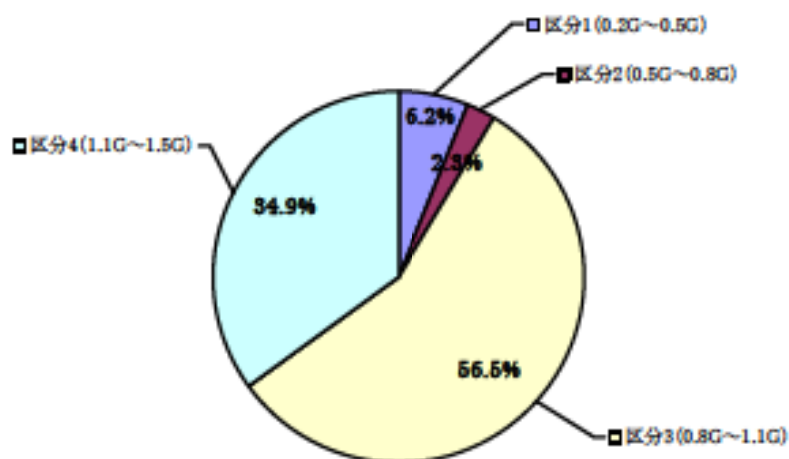


第 1.2.1.d-10 図 主給水流量喪失イベントツリー



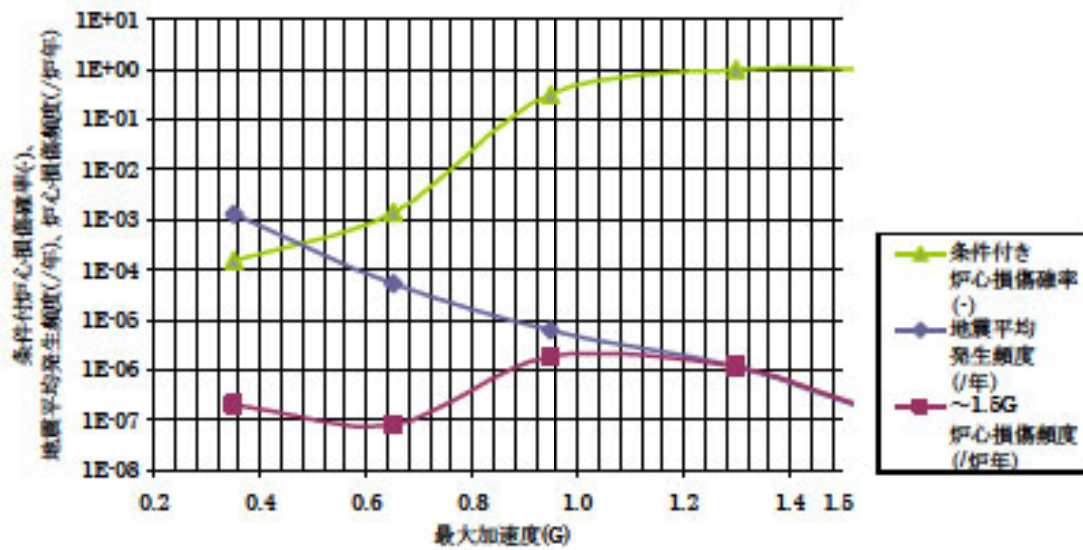
全炉心損傷頻度 : $3.3E-6$ (/ 炉年)

第 1.2.1.d-11 図 起因事象別炉心損傷頻度 寄与割合

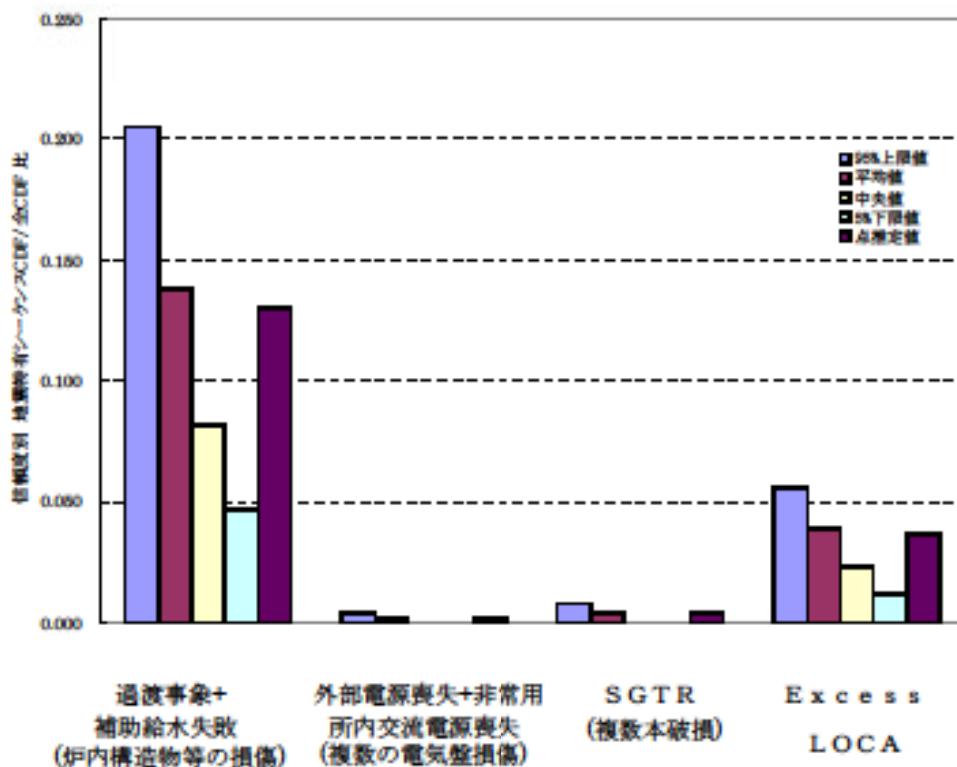


全炉心損傷頻度 : $3.3E-6$ (/ 炉年)

第 1.2.1.d-12 図 加速度区分別炉心損傷頻度 寄与割合



第 1.2.1.d-13 図 加速度区分別条件付炉心損傷頻度



第 1.2.1.d-14 図 地震特有の事故シーケンスの不確かさ解析結果

1.2.2 津波PRA

津波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津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011（以下「津波PRA学会標準」という。）を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25年 9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第 1.2.2-1 図に示す。また、本評価では平成 25年 7月 8日の原子炉設置変更許可申請時点のデータに基づく確率論的津波ハザードを使用している。なお、今回の津波PRAでは、津波単独の影響のみを評価しており、地震随伴に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。

1.2.2.a. 対象プラントと事故シナリオ

① 評価対象プラントについて

(1) 機器・システムの配置及び形状・設備容量

主要な機器・システムの配置及び形状・設備容量は「1.1 内部事象PRA」での記載と同様である。

また、第 1.2.2.a-1 図に津波PRAの中で考慮する設備配置を記載したプラント概要図、第 1.2.2.a-1 表に評価に必要な情報及び主な情報源を示す。

(2) プラントウォークダウンについて

a. プラントウォークダウンの実施手順

津波PRAでは、機器の設置高さや建屋開口部の高さをもとに津波シナリオを想定しており、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に、プラントウォークダウン対象機器抽出の考え方や調査すべき要件をまとめたチ

チェックシート等を含めた要領書を作成し、その要領書にしたがってプラントウォークダウンを実施した。プラントウォークダウンでは主に以下の観点について問題がないことを確認した。

- ・津波影響の確認
- ・間接的被害の可能性の確認
- ・津波伝播経路及び建屋開口部の確認

b. プラントウォークダウン調査対象機器の選定

津波PRA対象機器・開口部からプラントウォークダウン調査対象機器を選定するフローを第1.2.2.a-2図に示す。津波PRAの対象設備として、建屋開口部とそれ以外に分類し、このフローを使用してスクリーニングを行い、調査対象機器を選定した。

c. プラントウォークダウン結果

チェックシートに基づき、対象機器のチェックを行った。例として海水ポンプのチェックシート及び現場写真のサンプルを第1.2.2.a-3図及び第1.2.2.a-4図に示す。

プラントウォークダウンの結果（チェックシートの一覧）を第1.2.2.a-2表に示す。プラントウォークダウンの結果、津波PRA上問題となる箇所は特に見当たらなかった。

(3) 今回実施した津波PRAの前提条件等について

今回実施した津波PRAについて、主に留意すべき点について以下に示す。

a. 評価の前提条件

- ・地震が建屋、機器及び津波影響軽減機能に及ぼす影響は考慮

せず、津波の影響のみ評価する。

- 上記により、地震の重畳を考慮しないため各建屋開口部におけるシール部は健全であり、当該部からの浸水はないものと仮定する（なお、主要な開口部はプラントウォークダウン等で確認）。
- 余震による荷重と津波による荷重の荷重組み合わせは考慮しない。
- 機器の設置高さまで浸水することにより、当該機器が機能損傷すると仮定する。
- 建屋内の止水対策は考慮しない。したがって、建屋外部の開口部から津波が流入した場合は、同一建屋の同一フロア以下全体が同時に浸水すると仮定する。
- AM策や、緊急安全対策で実施した各対策については評価対象外とする。

b. 評価対象機器抽出の考え方・方針

- (a) 内部事象レベル1 PRAにおいて、当該系統・機器が損傷することで炉心損傷に至るおそれのある系統・設備を抽出しているため、それらすべてを検討対象とする。
- (b) (a)では対象外だったもののうち、津波により損傷することで起因事象が発生するもの（主給水系、循環水系等）や津波による影響として特有な設備（電気盤、建屋、取水構造物等）を機器配置図やプロットプラン等の図面により抽出する。
- (c) (a)、(b)で抽出した設備について、津波により損傷・機能喪失するか又はその可能性が無視できるほど小さいかを検討し、損傷・機能喪失する可能性のある設備をフラジリティ評価対

象として選定する。

- (d) プラントウォークダウンにより、間接的被害を受ける可能性のある機器を追加し、機器リストを作成する。

② 津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

(1) 事故シナリオの概括的な分析・設定

評価対象とすべき機器を選定するとともに、その影響（起因事象の発生、緩和設備への影響）を整理した。また、津波PRAで対象とする起因事象を選定し、津波シナリオを作成した。

a. 機器の損傷・機能喪失原因となる津波の影響

津波による損傷・機能喪失要因の対象となる建物・構築物、システム及び機器（以下「SSC^{※1}」という。）を整理したものを第1.2.2.a-3表に示す。

※1： Structure, System and Component

機器の損傷・機能喪失要因について、以下の2つの観点から、今回の津波PRAでのフラジリティ評価対象外となるものを選定した（第1.2.2.a-4表参照）。

- (a) 津波PRA学会標準に準拠したスクリーニングが可能か否か

- (b) 重要事故シーケンス確認を目的とした津波PRAに対する有意な影響の有無

まず、(a)の観点から検討した結果、以下の損傷・機能喪失要因については、津波PRA学会標準の記載に基づき、評価対象外とする。

- ・海底砂移動及び洗掘

海底砂移動については、津波により海底にある砂が移動させら

れる現象であり、海水取水口では、海底砂移動により、取水障害が発生し、海水ポンプ、循環水ポンプ等に影響する可能性がある。また、津波の遡上により運ばれた砂利が現場操作に影響する可能性もある。

洗掘については、激しい川の流れや波浪等により、堤防の表法面の土が削り取られる現象であり、防潮堤・防波堤・海水取水口等のコンクリート構築物の表面の土が削られ、破壊される可能性がある（ただし防潮堤・防波堤は今回の評価対象外である）。

海底砂移動及び洗掘による機器の損傷について評価するためには、現実的応答として津波高さに応じた砂の移動量・海底での洗掘量とそれらの不確かさ、及び現実的耐力としてポンプが損傷に至るピット内の砂の量・ピットが損傷に至る洗掘量とそれらの不確かさが必要となる。しかし、現状ではこれらのデータや、データを活用した fragility 評価手法が整備されておらず、現時点では評価が困難であると判断されるため、津波 PRA 学会標準 6.2 項の記載に準じて対象外とする。

(津波 PRA 学会標準 6.2 項抜粋)

炉心損傷に至るまでの事象進展が不明確、あるいは評価技術が十分でないと判断される事故シナリオについては、定性的なスクリーニングに比重をおいて判断せざるを得ないことに留意する。

スクリーニングで除外されない事故シナリオを、9.事故シーケンス評価の対象とするか、又は、留意事項として報告書に記載する等、評価技術の成熟度を考慮した取扱いとする。

次に、(b)の観点から検討した結果、「引き津波による水位低下」

については、今回の目的のためには必須ではないと判断し評価対象外とする。

- ・引き津波による水位低下

「引き津波による水位低下」では、海水の潮位が低下して、海水を水源とするポンプ（海水ポンプ及び循環水ポンプ）の取水障害が発生し、キャビテーションでポンプが機能喪失することとなる。その後の事象進展は、押し津波により海水ポンプ又は循環水ポンプが損傷して発生するシナリオと同じであり、事故シーケンス抽出の観点においては押し津波の評価で包絡できると考え、対象外とする。

なお、引き津波の場合、サイト内の他の設備・機器が津波により損傷しておらず、また引き津波の発生に気づき、ポンプを停止することができれば、水位が回復した後に、ポンプを再起動することも可能である。このため、事象発生後のシナリオは、押し津波により海水ポンプや循環水ポンプが損傷した場合に比べ、炉心損傷に至る可能性は小さいと考えられる。

b. 起因事象の選定

内部事象レベル1 PRAで選定した起因事象について、津波の影響により直接的に発生するかどうかを検討し、津波により誘発される起因事象を選定した。選定の際の検討内容及び結果を第1.2.2.a-5表及び第1.2.2.a-5図に示す。起因事象として選定したのは以下の5事象である。

- ・原子炉補機冷却機能喪失
- ・外部電源喪失

- ・主給水流量喪失
- ・過渡事象
- ・直接炉心損傷に至る事象

c. 建屋・機器リストの作成

重要事故シーケンス確認のための津波PRAにおいては、下記の3つの前提条件を考慮して、同一建屋の同一フロアを一つの津波浸水区画（ある浸水口からの津波の流入によって、同時に浸水すると考えられる区画）として設定する。

(a) 建屋内の壁・床・扉等の止水対策を考慮しないものとする。

したがって、建屋外郭の開口部から津波が流入した場合には、同一建屋の同一フロア以下全体が同時に浸水する。

(b) 地下階及び安全上重要な機器等が設置されている建屋外郭 EL. +10.8m までの開口部については止水対策を考慮する。

(c) 原子炉格納容器は密閉構造であることから、原子炉格納容器内には津波が流入しない。

また、津波によりプラントに影響を及ぼす代表的な機器を選定した主要機器のリストを第 1.2.2.a-6 表に示す。

d. 津波シナリオの作成

「起因事象を誘発させる機器の損傷高さ^{※2}」と「緩和設備の損傷高さ^{※2}」から津波高さごとにシナリオを区分した。第 1.2.2.a-7 表に津波シナリオ区分を示す。また、以下に各津波シナリオの特徴を記載する。なお、本評価での「水没」とは、海水が機器の設置高さに到達した時点をいう。

※2：「機器の設置高さ」と「浸水口高さ」を比較し、高い方を

「機器の損傷高さ」という。

(a) 津波シナリオ区分1（津波高さ 3.85m 以上～4.0m 未満）

本シナリオ区分では、海水ポンプの水没により起因事象「原子炉補機冷却機能喪失」が発生する。また、「原子炉補機冷却機能喪失」に伴い、制御用空気系が喪失して主給水流量調整弁が機能喪失することにより「主給水流量喪失」及び「過渡事象」も発生する。

(b) 津波シナリオ区分2（津波高さ 4.0m 以上～10.8m 未満）

本シナリオ区分では、主変圧器等の外部電源が水没し、起因事象「外部電源喪失」が発生する。既にディーゼル発電機が海水ポンプ水没により従属的に機能喪失しているため全交流動力電源喪失に至る。

(c) 津波シナリオ区分3（津波高さ 10.8m 以上）

本シナリオ区分では、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の炉心損傷防止に必要な複数の電気盤が津波により水没し、プラントの制御ができなくなるため「直接炉心損傷に至る事象」となる。

1.2.2.b. 確率論的津波ハザード

① 確率論的津波ハザード評価の方法

基準津波の超過確率の算出に用いた確率論的津波ハザード評価を行うに当たっては、津波PRA学会標準及び「確率論的津波ハザード解析の方法（土木学会 2011）」を参考に実施した。

② 確率論的津波ハザード評価に当たっての主要な仮定

津波発生モデルとしては、以下に記す波源を想定し、検討を実施した。

- ・ 日本海東縁部の断層による津波
- ・ 海域活断層による津波
- ・ 領域震源（背景的地震）による津波

なお、太平洋側に想定されるプレート間地震及び海洋プレート内地震については、確率論的津波ハザード評価への影響はない。また、海底地すべり及び陸上地すべりによる津波については、発生頻度を設定することが難しいため、評価に含めていない。

各波源の位置を第 1.2.2.b-1 図、第 1.2.2.b-2 図、第 1.2.2.b-3 図及び第 1.2.2.b-4 図に、ロジックツリーを第 1.2.2.b-5 図、第 1.2.2.b-6 図及び第 1.2.2.b-7 図に示す。

③ 確率論的津波ハザード評価結果

津波 P R A で使用したハザード曲線を第 1.2.2.b-8 図に示す。

今回の津波 P R A では、機器の設置高さや事故シナリオを検討した結果、津波 P R A 対象機器の中で最も低い津波高さで海水ポンプが機能喪失し、影響の大きい「原子炉補機冷却機能喪失」が発生するという観点で、評価地点として 3，4 号機海水ポンプ室前地点を選定した。

1.2.2.c. 建屋・機器のフラジリティ

(1) 評価対象と損傷モードの決定

津波 P R A 学会標準では、屋外・屋内それぞれの評価対象物について考慮すべき損傷モードに関して記載されており、フラジリティ評価対象の検討を行った。結果として動的・電氣的な S S C に対する「被水・没水」による機能損傷を評価対象とした（第 1.2.2.a-4 表参照）。

(2) フラジリティ評価について

前項の検討を受けて、動的・電氣的なSSCに対する「被水・没水」の損傷モードでは、津波水位が各機器の設置高さに到達した時点で、当該機器が確率 1.0 で損傷すると仮定した。結果、機器フラジリティは第 1.2.2.c-1 図に示すようにステップ状となる。また、対象機器の設置高さ若しくは建屋の津波浸水口高さのうち、高い方を「機器の損傷高さ」として不確実さを考慮していない。

1.2.2.d 事故シーケンス

内部事象レベル 1 PRA のシステムモデルを基とし、内部事象レベル 1 PRA の評価条件の適用性及び津波 PRA 特有の評価条件の追加について検討した。

① 起回事象

(1) 評価対象とした起回事象について

前述のとおり、今回の津波 PRA で選定した起回事象は以下の 5 つである。

- ・原子炉補機冷却機能喪失
- ・外部電源喪失
- ・主給水流量喪失
- ・過渡事象
- ・直接炉心損傷に至る事象

各機器の損傷高さまで浸水した時点で、確率 1.0 で機能喪失すると評価していることから、起回事象発生頻度は第 1.2.2.d-1 表に示す津波発生頻度と同じである。

上述した「直接炉心損傷に至る事象」として津波シナリオ区分 3（津波高さ 10.8m 以上）で発生する「複数の信号系損傷」が津波固有の事

象である。

(2) 階層イベントツリーについて

選定した起因事象を基に、津波により発生する起因事象の影響の大きさを考慮して階層化して評価を行う。以下の方針に基づき津波PRA階層イベントツリー（ET）を作成する。第1.2.2.d-1図に津波PRA階層ETを示す。

- ・津波による起因事象発生時の影響の大きさを考慮して、津波PRA階層ETのヘディングの順番を決定する。
 - a. 建屋全体に津波が浸水して、重要な設備・機器（制御・保護機能で重要な電気盤等）が複数損傷した場合には直接炉心損傷となる。また、津波の影響により全交流動力電源喪失が発生した場合にも、直接炉心損傷に至ることから、これらを最も重大な影響を及ぼすものとして最初のヘディングに設定する。
 - b. 原子炉補機冷却水系が機能喪失した場合、外部電源及び補助給水に期待できる可能性がある一方、RCPシールLOCAの発生確率を1.0としており、ECCS注水系や格納容器スプレイ系等複数の緩和設備が機能喪失するため、炉心損傷に至る。したがって、影響の大きさから直接炉心損傷に至る事象の次のヘディングに設定する。
 - c. 外部電源喪失は、非常用所内交流電源系（ディーゼル発電機の運転）に失敗すれば全交流動力電源喪失となるが、成功した場合には補助給水系による1次系の減温・減圧により炉心損傷とならない。したがって、原子炉補機冷却機能喪失の次に設定する。

- d. 主給水流量喪失と過渡事象では必要とする緩和設備は同じである。しかしながら、主給水流量喪失では、蒸気発生器による1次系の冷却が喪失するため事象進展が厳しい。したがって、外部電源喪失の次に設定する。
- e. 過渡事象は、主給水流量喪失より事故進展が緩やかな自動トリップ事象をまとめて扱うこととし、本階層ETの最後に設定する。

なお、原子炉補機冷却機能喪失と同時に主給水流量喪失又は過渡事象が発生した場合は、事象進展に対する緩和設備が原子炉補機冷却機能喪失の緩和設備で代表できること、また、原子炉補機冷却機能喪失に伴い従属的に主給水流量喪失及び過渡事象が発生することから、原子炉補機冷却機能喪失を代表して評価する。

② 成功基準

(1) 成功基準の一覧

炉心損傷防止の成功基準は、内部事象レベル1PRAと津波PRAでは相違がないため、内部事象レベル1PRAで設定した成功基準を用いる。なお、「直接炉心損傷に至る事象」については、緩和手段がないため成功基準を設定していない。成功基準一覧を第1.2.2.d-2表に示す。

使命時間については内部事象レベル1PRAと同様に24時間を考慮し、津波で損傷した機器の修理は期待していない。また、機能喪失した場合に大きな影響を及ぼす可能性のある空調系の室温評価については、福島第一原子力発電所での事故を踏まえ、7日後までに室内の許容温度を超える場合には、室内にある設備が機能喪失するとして、該

当設備のモデル化要否について以下のとおり検討した。

- ・余熱除去ポンプ室冷却装置

評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプ水没による原子炉補機冷却機能喪失が発生し、余熱除去ポンプも従属的に機能喪失する。したがって、津波PRAでは、余熱除去ポンプ室冷却装置のランダム故障のモデル化は不要である。

- ・ディーゼル発電機室換気装置

評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没により原子炉補機冷却機能喪失が発生し、ディーゼル発電機も従属的に機能喪失する。したがって、津波PRAでは、ディーゼル発電機室換気装置のランダム故障のモデル化は不要である。

- ・安全補機開閉器室空調装置

評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没により空調用冷水設備が喪失するため、安全補機開閉器室空調装置も従属的に機能喪失する。したがって、津波PRAでは、安全補機開閉器室空調装置のランダム故障のモデル化は不要である。

- ・中央制御室空調装置

評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没により空調用冷水設備が喪失するため、中央制御室空調装置も従属的に機能喪失する。したがって、津波PRAでは、中央制御室空調装置のランダム故障のモデル化は不要である。

- ・ 中間建屋空調装置

評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没により空調用冷水設備が喪失するため、中間建屋空調装置も従属的に機能喪失する。したがって、津波PRAでは、中間建屋空調装置のランダム故障のモデル化は不要である。

③ 事故シーケンス

(1) イベントツリー

起因事象の発生要因は津波と内部事象では異なるが、起因事象発生後の緩和設備は内部事象と同様の設備に期待する。そのため、内部事象のET（第1.2.2.d-2(a)～(e)図）を用いた。

④ システム信頼性解析

(1) 評価対象としたシステムとその説明

建屋・機器リストを使って対象範囲を明確にした。各系統の情報や依存性については内部事象レベル1PRAと同等である。

(2) 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

基本は内部事象レベル1PRAと同じ相関性を考慮する（第1.2.2.d-3表参照）。原子炉補機冷却水系統等の冗長設備は基本的に同一フロア高さに設置されるため、機器が水没する場合は、冗長設備すべてが水没し機能喪失するとした。

(3) システム信頼性評価結果

a. フォールトツリーの作成

津波シナリオを基に、津波による機器への影響をフォールトツリーでモデル化する。ここで、以下の前提条件に従いモデル化方法を検討した。

- ・ 建屋内の壁・床・扉等の止水対策を考慮しないものとしている。したがって、建屋外郭の開口部から津波が流入した場合には、同一建屋の同一フロア以下全体が同時に浸水するものとする。
- ・ 同一建屋の同一フロアを1つの津波浸水区画としている。したがって、建屋外郭に浸水口が一つでもあれば、同フロアの津波浸水区画とそれ以下の高さにある浸水区画が同時に浸水する。

上記の前提条件から、本評価では津波シナリオで対象としているすべての機器の影響をモデル化するのではなく、以下の扱いで損傷した機器の影響及び依存関係の包絡性を考慮して、機器をカテゴリー化してモデル化した。

- ・ 同一区画に設置され設置高さが同じ機器は、機器の種類に関係なく同時に損傷するものとして評価する。
- ・ 津波により浸水した区画より下の区画に設置された機器は、機器の種類に関係なく損傷するものとして評価する。

以上を踏まえ、津波による影響をモデル化する機器は以下である。

- ・ 海水ポンプ
- ・ 主変圧器
- ・ 電気盤（メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等）

ランダム故障については、内部事象レベル1 PRAのモデルを活用し、津波による機能損傷を考慮したモデルを作成した。

b. 主要なミニマルカットセット

システム信頼性解析の結果について、事故シーケンスごとの主要

なミニマルカットセットの評価を実施した。評価結果について、第1.2.2.d-4表に示す。

(4) システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

津波により海水ポンプが水没し原子炉補機冷却機能喪失が発生すると、機器の復旧には長時間かかると考えられるため、原子炉補機冷却水系の復旧はできず、RCPシールLOCAが必ず発生するとした。

⑤ 人的過誤

(1) 評価対象とした人的過誤及び評価結果

内部事象レベル1PRAでは事故前と事故後の人的過誤をTHERP手法を用いて評価している。これを基に津波PRAでの扱いを検討した結果を以下に示す。

a. 事故前の人的過誤

内部事象レベル1PRAで対象としている事故前の人的過誤は、試験や点検等による戻し忘れであり、事象発生の起因が津波であっても変わることはないと考えられる。そのため、津波PRAでは内部事象レベル1PRAの評価対象から津波PRAでの対象範囲のシステムに関連した事故前の人的過誤を選定するとともに、人的過誤確率も内部事象レベル1PRAの人的過誤確率を用いる。津波PRAでモデル化した事故前の人的過誤は、以下のとおりである。

システム名	運転操作エラー	HEP*
原子炉補機冷却系(注入)	原子炉補機冷却水ポンプ出口弁戻し忘れ	1.6E-03
原子炉補機冷却系(注入)	原子炉補機冷却水ポンプ電動機冷却水入口弁戻し忘れ	1.6E-03
海水系(注入)	海水ポンプ出口弁戻し忘れ	1.6E-03
換気空調系 (ディーゼル発電機室)	手動ダンパ戻し忘れ	1.6E-03

※ HEP：人的過誤確率

b. 事故後の人的過誤

津波PRAの事故後の人的過誤は、以下の二つの扱いとする。なお、診断過誤については、津波における起因事象発生後の事象進展及び期待する緩和操作が内部事象レベル1PRAと同様であるため、内部事象レベル1PRAと同様の診断過誤確率を使用するものとする。

- ・ 中央制御室による遠隔操作については、プラントへの影響があるレベルの津波が発生する場合、運転員は警報により事前に津波の襲来に備えることができることを考慮して、内部事象レベル1PRAと同様のストレスレベル「高」で評価した。よって、内部事象レベル1PRAと同じ人的過誤確率を使用するものとする。
- ・ 現場操作については、運転員のアクセス性を考慮して、各フロアに海水が浸水しない津波高さの場合は期待し、各フロアに海水が浸水する津波高さの場合は期待しない。

以上を踏まえ、モデル化した事故後の人的過誤は以下のとおりである。

起回事象	運転操作エラー	操作場所	HEP*
原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 手動停止	中間建屋給気ファン流量低 警報読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	B中間建屋給気ファン操作スイッチ 「起動」への切替え操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	蓄電池室排気ファン流量低 警報読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	B蓄電池室排気ファン操作スイッチ 「起動」への切替え操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	中間建屋排気ファン流量低 警報読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	B中間建屋排気ファン操作スイッチ 「起動」への切替え操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	B安全補機開閉器室空調ファン操作 スイッチ「起動」への切替え操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	B安全補機開閉器室循環ファン操作 スイッチ「起動」への切替え操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	A空調用冷水ポンプ流量低 警報読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	B空調用冷水ポンプ 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	A空調用冷凍機トリップ 警報読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	B空調用冷凍機 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	CCW供給ヘッダ圧力低 警報読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	B(D)トレンCCWポンプ 自動起動読取失敗	中央制御室	8.3E-04
B(D)原子炉補機冷却水冷却器海水 出口止め弁 開操作失敗	中央制御室	8.6E-04	

※ HEP：人的過誤確率

⑥ 炉心損傷頻度

(1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

解析コード RiskSpectrum を用いて、階層ETと各起回事象のET及びETのヘディングごとのフォールトツリー(FT)を用いたFT結合法により炉心損傷頻度(CDF)を算出した。

(2) 炉心損傷頻度結果

a. 評価結果及び事故シナリオの説明

作成した津波PRAモデルを用いてCDFを算出し、以下に評価結果を示す。

(a) 津波シナリオ区分ごとの評価結果

津波シナリオ区分ごとの評価結果を第1.2.2.d-4表に示す。全CDFは 1.9×10^{-5} （/炉年）となり、津波シナリオ区分2（津波高さ4.0m以上～10.8m未満）がその大半を占める。津波シナリオ区分ごとの評価結果及び事故シナリオの概要を以下に示す。

・ 津波シナリオ区分1（津波高さ3.85m以上～4.0m未満）

津波シナリオ区分1のCDFは 3.1×10^{-6} （/炉年）である。

本シナリオ区分では、海水ポンプの水没により起因事象「原子炉補機冷却機能喪失」が発生する。また、「原子炉補機冷却機能喪失」に伴い、制御用空気系が喪失して主給水流量調整弁が機能喪失することにより「主給水流量喪失」及び「過渡事象」も発生する。

・ 津波シナリオ区分2（津波高さ4.0m以上～10.8m未満）

津波シナリオ区分2のCDFは 1.6×10^{-5} （/炉年）である。

本シナリオ区分では、主変圧器等の外部電源が水没し、起因事象「外部電源喪失」が発生する。既にディーゼル発電機が海水ポンプ水没により従属的に機能喪失しているため全交流動力電源喪失に至る。

・ 津波シナリオ区分3（津波高さ10.8m以上）

津波シナリオ区分3のCDFは 1.6×10^{-8} （/炉年）である。

本シナリオ区分では、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の炉心損傷防止に必要な複数の電気盤が水没し、信号

系が機能喪失することでプラントの制御ができなくなり、直接炉心損傷に至る。

(b) 起回事象ごとの評価結果

起回事象ごとの評価結果を第 1.2.2.d-5 表に示す。今回の津波 PRA では起回事象を階層化して評価しており、3.85m 以上の津波で発生する原子炉補機冷却機能喪失、4.0m 以上の津波で発生する外部電源喪失、10.8m 以上の津波で発生する直接炉心損傷に至る事象で代表しているため、主給水流量喪失、過渡事象による CDF は定量化されない。

(3) 評価結果の分析

起回事象別 CDF 寄与割合を示すパイチャートを第 1.2.2.d-3 図に示す。

津波 PRA では全 CDF は 1.9×10^{-5} (／炉年) と評価され、そのうち、「全交流動力電源喪失」の寄与割合が約 84% と大きく、次いで「原子炉補機冷却機能喪失」となり、この 2 つの寄与割合で約 99.9% を占めた。

津波により発生する事故シナリオは、設備が損傷する津波高さに応じて津波シナリオ区分として整理するため、津波シナリオ区分 1 (EL.3.85m 以上～EL.4.0m 未満) に比べて津波高さ範囲が広範になる津波シナリオ区分 2 (EL.4.0m 以上～EL.10.8m 未満) で発生する「全交流動力電源喪失」の寄与割合が大きい結果となった。

残りの約 0.1% については、さらに大規模な津波の発生により、安全補機開閉器室等へ浸水し、複数の電気盤が機能喪失する事故シーケンスを考慮して「複数の信号系損傷」に至るシナリオ区分 3 (EL.10.8m

以上)として整理しているが、最も津波高さの低いシナリオ区分1 (EL.3.85m 以上~EL.4.0m 未満)の段階で海水ポンプのポンプモータ部 (EL.3.85m) が没水して「原子炉補機冷却機能喪失」が発生し、他の緩和設備の有無に関わらず炉心損傷へ至ることとなるため、本評価では津波から炉心損傷に至る要因は海水ポンプの機能喪失に起因するものといえる。

(4) 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

a. 重要度解析

(a) 解析内容

今回の津波PRAでは、評価開始時点の津波高さで海水ポンプが機能喪失し、緩和手段がなくなり条件付炉心損傷頻度 (CCDP) が1.0となってしまう、重要度解析を実施しても有益な結果が得られないため、内部事象レベル1PRAや地震PRAのように重要度評価は実施せず、津波シナリオ区分ごとのCDFに対して重要な設備を整理した。

(b) 解析結果

第1.2.2.d-6表に津波シナリオ区分ごとのシナリオ重要度整理結果を示す。津波シナリオについて重要な設備は海水ポンプであり、その寄与割合 (シナリオ重要度) は約1.0になった。海水ポンプが津波により水没するということが、CDFにとっていかに支配的であり、この設備に対する対策が重要であるということが分かる。これは、海水ポンプが3.85mの津波で機能を喪失した時点で、その依存関係にある設備も従属的に機能喪失し、緩和手段がなくなるためである。

b. 不確実さ解析

(a) 解析内容

不確実さ解析は、フラクタイルハザードを 10 本に縮約したデータを用いて、信頼度ごとの津波発生頻度を津波区分ごとに算出し、全CDF及び事故シーケンス別CDFの 5%信頼度値（下限値）、中央値、平均値、95%信頼度値（上限値）を評価した。津波フラクタイルハザードを第 1.2.2.d-4 図に示す。

(b) 解析結果

今回の評価における不確実さ解析は、評価対象となる津波高さにおいて、津波シナリオ区分 1 及び 2 でそれぞれ、エラーファクター（EF）が 160 及び 690 となった。その主要因は津波ハザードの影響である。なお、不確実さを考慮した津波シナリオ区分 1 及び 2 の平均値は、点推定値とほぼ同値でありそれぞれ 3.1×10^{-6} （/ 年）及び 1.5×10^{-5} （/ 年）となった。また、津波シナリオ区分 3 では、EF が非常に大きくなり、工学的に意味がないものとなっている。これは、津波発生頻度が 0.0 となる信頼度の範囲（min%~30%）が存在するため、津波ハザードの不確実さ幅が非常に大きくなっており、下限値が非保守的となっているためである（第 1.2.2.d-5 図参照）。

したがって、EF が大きくかつCDFの約 84%を占める津波シナリオ区分 2 の不確実さ解析結果が、全CDFに対する不確実さ解析結果の傾向を示しているといえる。

また、津波PRAの不確実さ幅は、内部事象レベル1PRA及び地震PRAに比べれば大きくなるが、津波ハザードの幅が支配的であり、その影響が津波PRAで現れるすべての事故シーケンスに対してほぼ一様であるものと想定すると、事故シーケンスご

とのCDFの相対関係は変わらないため、重要事故シーケンス選定の観点からは影響がないことがわかった。

c. 感度解析

(a) 解析内容

最も支配的な事故シーケンス「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」に対して、重大事故等対策（代替交流電源（空冷式非常用発電装置）による給電等）が整備されているものとした場合の感度解析を実施した。

第 1.2.2.d-6 図に、重大事故等対策を考慮した場合の当該事故シーケンスのシナリオの整理結果を示す。「代替交流電源（空冷式非常用発電装置）による給電」、「原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策（2次系強制冷却）」及び「原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策（炉心注水）」の非信頼度は、必要とされる運転員操作の詳細さや代替交流電源（空冷式非常用発電装置）、恒設代替低圧注水ポンプのように機器故障率データが現状整備されていない機器がある等の不確実さ要因があることを考慮し、0.1と仮定した。なお、この重大事故等対策は、当該事故シーケンスが発生する津波高さより低い津波区分で発生する事故シーケンス「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」に対する対策でもあるため、本事故シーケンスも対象に含めて感度解析を実施した。

(b) 解析結果

第 1.2.2.d-7 表及び第 1.2.2.d-7 図に、感度解析結果を示す。「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」への対策を考慮することにより、全CDFは基本ケースと比較して80%以上低減する結

果となった。この結果は、最も支配的な「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」への対策により同事故シーケンスのCDFを低減するとともに、その対策の一部である海水ポンプの機能喪失への対策が「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」など他の事故シーケンスの対策としても効果があり、重要度整理の結果と同様に、海水ポンプの機能喪失に対する対策を取ることが全CDFの低減に効果があるということを示している。

(5) まとめ

重大事故等対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に資するために、高浜3号炉及び4号炉の津波レベル1PRAを実施した。炉心損傷頻度は 1.9×10^{-5} （/炉年）となり、不確かさ解析の結果得られたエラーファクター(EF)は全CDFに対して支配的であるシナリオ区分2において690であった。津波シナリオとしては、海水ポンプが津波で機能喪失することにより従属関係にあるディーゼル発電機が機能喪失し、さらに、主変圧器等の屋外変圧器が水没することで全交流動力電源喪失が発生し炉心損傷に至るシナリオが支配的となった。

また、津波シナリオ区分ごとのCDFに対して重要な設備を整理した。さらに、最も支配的な事故シーケンスに対する対策が整備されているものとした場合の感度解析を実施した。これらの結果、津波シナリオについて重要な設備は海水ポンプであり、海水ポンプ機能喪失に伴う「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」への対策を取ることによって、全CDFに対してかなりの低減効果があることを確認した。

第 1.2.2.a-1 表 評価に必要な情報及び主な情報源

PRA作業		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"> ・内部事象出力時レベル1 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、海水ポンプウェル全体図、建具配置図、換気空調設備図、構内配置図、海水ポンプ室竣工図、プラントウォークダウン 	
2	確率論的津波ハザード評価	対象サイトに影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・文献調査結果 ・地質調査結果 	
3	建屋・機器フラジリティ評価	プラント固有の建屋・機器の耐力評価並びに応答評価に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・上記1の情報源 	
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	津波時に想定されるプラント状態	<ul style="list-style-type: none"> ・上記1の情報源
		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"> ・安全系等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 ・既往のPRA情報
		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	

第 1.2.2.a-2 表 津波 PRA プラントウォークダウン結果 (1/2)

No.	機器名称	①-1 影響を受ける可能性のある機器の 確認(屋内設置の機器)		①-2 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋外設置の機器)				② 津波伝播経路 の位置 (屋内設置の機器)	③ 設置開口部の 確認(設置開口部)	総合評価
		1. 対象機器の固 定(配管固定等)と損 傷点はないか	2. 対象機器の設 置面に排水口があ るか(雨、道路等、 その他)	1. 対象機器の固 定(配管固定・健全固 等)と損傷点はない か	2. 基礎ボルト(又 は設置面浮き物 等)、及び支持構 造物に外見上の異 常(腐食・亀裂等) はないか(ボルト の場合は締め付け についても確認)	3. 対象機器周辺 の配管に外見上の 異常(腐食・亀裂 等)はないか	4. 対象機器周辺 に、顕著的な影響 を及ぼす対象物が ないか	1. 対象機器の設 置位置への津波伝 播経路があるか (施設、ボイレン、 出入口、その他)	1. 対象機器開口 部の固定(配管固 等)と損傷点はない か	
1	変圧器	Y	Y(廊)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(廊)	N/A	問題箇所見当たらず
2	計器用電源装置	Y	Y(廊)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(廊)	N/A	問題箇所見当たらず
3	ソレノイド分電盤	Y	Y(廊)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(廊)	N/A	問題箇所見当たらず
4	蓄電池	Y	Y(廊)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(廊)	N/A	問題箇所見当たらず
5	メタルクラッド開閉装置	Y	Y(廊)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(廊)	N/A	問題箇所見当たらず
6	パワーセンタ	Y	Y(廊)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(廊)	N/A	問題箇所見当たらず
7	ディーゼル発電機	Y	Y(廊)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(廊)	N/A	問題箇所見当たらず
8	燃料油移送ポンプ	Y	Y(廊)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(廊)	N/A	問題箇所見当たらず
9	電動補助給水ポンプ	Y	Y(床開口)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
10	空調用冷水設備	Y	Y(床開口)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
11	原子炉補機冷却水ポンプ	Y	Y(廊)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(廊)	N/A	問題箇所見当たらず
12	タービン補助給水ポンプ	Y	Y(廊)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
13	格納容器外制圧用空気圧縮機	Y	Y(床開口)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
14	蓄電池直送機ファン	Y	Y(廊)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(廊)	N/A	問題箇所見当たらず
15	中間補機送気ファン	Y	Y(床開口)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
16	海水ポンプ	N/A	N/A	Y	Y	Y	Y	N/A	N/A	問題箇所見当たらず
17	主変圧器	N/A	N/A	Y	Y	Y	Y	N/A	N/A	問題箇所見当たらず

Y: YES, N: NO, N/A: 対象外

第 1.2.2.a-2 表 津波 PRA プラントウォークダウン結果 (2/2)

No.	機器名称	①-1 影響を受ける可能性のある機器の 確認(屋内設置の機器)		①-2 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋外設置の機器)				② 津波伝播経路 の確認 (屋内設置の機器)	③ 敷設開口部の 確認(敷設開口 部)	総合評価
		1. 対象機器の設置 (配管箇所)と特 徴点(配管、その他)	2. 対象機器の設置 位置に湧水口があ るか(露、溢流管、 その他)	1. 対象機器の設置 (配管箇所)と特 徴点(配管、その他)	2. 基礎ポルト(又は 設置面浮体等)、及び支持機 造物に外見上の異常 (腐食・亀裂等) は無いかが(ポルト の場合は締め付け についても確認)	3. 対象機器周辺の 配管に外見上の 異常(腐食・亀裂 等)は無いかが	4. 対象機器周辺 に、間接的な影響 を及ぼす対象物が 無いかが	1. 対象機器の設置 位置への津波 伝播経路があるか (露管、浮ドレン、 溢流口、その他)	1. 対象機器開口 部の確認(配管箇 所)と特徴点(配 管、その他)	
18	A 非常用ディーゼル室⇨屋外 置	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
19	B 非常用ディーゼル室⇨屋外 置	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
20	補助給水ポンプ室給気ファン室 ⇨屋外 置	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
21	配管室⇨屋外 置	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N	当初設置高さを 4.0m と想定していたが、PWO にて設置高さは 3.0m であることを確認した。よって、③ 敷設開口部の確認(敷設開口部)の 1 項目を「N」とする。(なお、仮に本置から湧水があっても、評価に有意な影響を及ぼさないことは確認済。)
22	通路(3号機)⇨T/B 置	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
23	通路(出入管理室側)⇨T/B 置	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N	機器調査は当初時の図面で行っていたため、当該置は対象としていたが、PWO にて確認を確認したため、本評価では開口部として考慮しない。よって、③ 敷設開口部の確認(敷設開口部)の 1 項目を「N」とする。(なお、仮に本置から湧水があっても、評価に有意な影響を及ぼさないことは確認済。)
24	出入管理室⇨T/B 置(1)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N	機器調査は当初時の図面で行っていたため、当該置は対象としていたが、PWO にて確認を確認したため、本評価では開口部として考慮しない。よって、③ 敷設開口部の確認(敷設開口部)の 1 項目を「N」とする。(なお、仮に本置から湧水があっても、評価に有意な影響を及ぼさないことは確認済。)
25	出入管理室⇨T/B 置(2)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
26	安全確認開始警報室空調エリア ⇨T/B 置	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
27	機器出入口室⇨T/B 置	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
28-1 28-2	海水管トレンチ⇨ 海水管トレンチ(供給母管)貫通部 海水管トレンチ⇨ 海水管トレンチ(供給母管)貫通部	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N	当初、海水管トレンチ⇨ 海水管トレンチ(供給母管)貫通部を開口部として対象としていたが、PWO にて確認を確認したため、本評価では開口部として考慮しない。よって、③ 敷設開口部の確認(敷設開口部)の 1 項目を「N」とする。

Y: YES, N: NO, N/A: 対象外

第 1.2.2.a-3 表 考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因及び対象 SSC の種類 (1/2)

考慮すべき津波による 損傷・機能喪失要因	左記要因の対象となる SSC の種類 (主要な SSC)
被水・没水	電気設備 (ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器 (ポンプ、電動弁) タービン駆動ポンプ
津波波力	建物・構築物 (海水取水口も含む) 防潮堤・防波堤 [※] 電気設備 (ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器 (ポンプ、電動弁) タービン駆動ポンプ 静的機器 (配管、タンク等) 建屋開口部建具 (扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 建屋内の水密扉 [※]
流体力	建物・構築物 (海水取水口も含む) 防潮堤・防波堤 [※] 電気設備 (ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器 (ポンプ、電動弁) タービン駆動ポンプ 静的機器 (配管、タンク等) 建屋開口部建具 (扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 建屋内の水密扉 [※]
浮力	建物・構築物 (海水取水口も含む) 静的機器 (空気を保有するタンク等)
引き津波による水位低下	海水を水源とするポンプ

※：事故シーケンス選定のための PRA では、防潮堤・防波堤及び建屋内の水密扉はないものとして評価しても影響なし

第 1.2.2.a-3 表 考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因及び対象 S S C の種類 (2/2)

考慮すべき津波による 損傷・機能喪失要因	左記要因の対象となる S S C の種類 (主要な S S C)
漂流物衝撃力	建物・構築物 (海水取水口も含む) 防潮堤・防波堤 [※] 電気設備 (ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器 (ポンプ、電動弁等) タービン駆動ポンプ 静的機器 (配管、タンク等) 建屋開口部建具 (扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 建屋内の水密扉 [※]
海底砂移動	建物・構築物 (海水取水口も含む)
洗掘	建物・構築物 (海水取水口も含む) 防潮堤・防波堤 [※]

※：事故シーケンス選定のための P R A では、防潮堤・防波堤及び建屋内の水密扉はないものとして評価しても影響なし

第 1.2.2.a-4 表 津波による損傷・機能喪失要因と対象設備

対象となる設備・機器		設置場所	津波による 損傷・機能喪失要因	「事故シナリオの概括的な分析・設定」に おけるフラジリティ評価対象選定結果 ※津波PRA学会標準では6.1項-6.2項	「建屋・機器フラジリティ評価」における検討結果 ※津波PRA学会標準では8章	本評価における 評価対象
動的・ 電氣的な SSC	ポンプ、電 動弁、電気 盤等	屋内 屋外	被水・没水	フラジリティ評価対象	機器の損傷高さに水位が達した時点で、確率 1.0 で損傷する ステップ状の関数でフラジリティとする。	○
			波力	フラジリティ評価対象	機器の損傷高さに水位が達した時点で機能喪失すると仮定し ているため、それ以上の津波高さでしか発生しないこれらの 損傷・機能喪失要因は、被水・没水の評価で包含できる。	—
			流体力	フラジリティ評価対象		—
			浮力	フラジリティ評価対象		—
			漂流物衝撃力	フラジリティ評価対象		—
	海水ポン プ、循環水 ポンプ等海 水を水源と する設備	屋外	海底砂移動及び洗掘	フラジリティ評価対象外 (諸元が特定できず、評価が現時点では困 難であると判断されるため、津波PRA学 会標準 6.2 項の記載に準じて対象外とす る。)	左記で既にスクリーニング済。	—
			引き津波による 水位低下	フラジリティ評価対象外 (今回の目的のためには必須ではないと 判断し、対象外とする。)	左記で既にスクリーニング済。	—
静的な SSC	配管、タン ク等	屋内 屋外	波力	フラジリティ評価対象	対象となるSSCが他の構造物等に囲まれていること等によ り、津波が直接衝突する位置にないことをウォークダウンや 図面等により確認しているため、評価対象外とする。	—
			流体力	フラジリティ評価対象	原子力プラント内のSSCの耐震性の観点(基礎との設置、 ボルトの固定)から、影響はないものと想定できるため、損 傷・機能喪失要因の評価対象外とする。	—
			浮力	フラジリティ評価対象		—
			漂流物衝撃力	フラジリティ評価対象	波力に関する検討に包絡できるため、評価対象外とする。 (補足：漂流物が対象SSCまで到達する確率、対象SSC の評価対象部位に衝突する確率、及び衝突による損傷確率(フ ラジリティ)を考慮すると、漂流物がCDFに与える影響は、 被水・没水による影響に比べて非常に小さいものと予想され る。)	—
	各建屋	屋外	波力 流体力 浮力 漂流物衝撃力	フラジリティ評価対象	PRAで対象となるのは耐震Sクラスの非常に強固な建屋で あり、これらのモードにおいて損傷に至ることは考えにくい。 具体的に記載すると、高浜3号炉においては波高が4.0mに達 した時点で主変圧器等の外部電源の水没によりSBOシナリ オが発生する。ここで、GLが3.5mであるため、建屋に衝突 する水位は1m足らずであり、このような津波により耐震S クラスの建屋が損傷に至ることは考えられない。したがって、 建屋そのものに対する津波の影響は、今回の評価結果に影響 を与えるものではないと言えるため、対象外とした。 (仮に損傷に至ったとしても建屋が全面的に崩壊するとは考 えにくく、浸水による建屋内機器の損傷で包絡されると考え られる。)	—

第 1.2.2.a-5 表 津波により発生する起回事象の選定 (1/2)

起回事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	検討内容
大破断LOCA	×	LOCA事象は、原子炉格納容器内の1次系圧力バウダリの破損により発生する。原子炉格納容器内への海水の流入は起こらないことと、プラント内部であるため津波波力の影響を受けないことより配管破断は起こりえない。したがって、本事象は対象外となる。
中破断LOCA	×	同上
小破断LOCA	×	制御回路の誤動作により加圧器逃し弁が誤開して、再開止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる制御用端子台収納盤等が水没する高さ(10.8m)の津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、直接炉心損傷に至る事象に包絡可能なため対象外とする。
極小LOCA	×	原子炉格納容器内への海水の流入は起こりえないこと、及びプラント内部であるため津波波力の影響を直接的に受けないことから、配管破断は起こりえないため対象外とした。
インターフェイスシステムLOCA	×	制御回路の誤動作により余熱除去隔離弁が誤開した場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉コントロールセンタ等が水没する高さ(10.8m)の津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、直接炉心損傷に至る事象に包絡可能なため対象外とする。
主給水流量喪失	○	タービン建屋が浸水し、主給水ポンプ、復水ポンプあるいは常用系の電源設備等が損傷した場合に主給水系が機能喪失する。
外部電源喪失	○	変圧器等の外部電源設備は屋外に設置されており、津波による浸水で当該設備が損傷した場合には外部電源喪失となる。
2次冷却系の破断	×	2次冷却系の破断は、主給水管や主蒸気管がプラント内部にあるため津波波力の影響を直接受けないことから、配管破断は起こりえない。また、制御回路の誤動作により主蒸気逃し弁が誤開して、再開止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させるソレノイド分電盤等が水没する高さ(10.8m)の津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至っている。したがって、当該起回事象は直接炉心損傷に至る事象に包絡可能であるため対象外とする。

第 1.2.2.a-5 表 津波により発生する起因事象の選定 (2/2)

起因事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	検討内容
蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)	×	浸水の影響で蒸気発生器の伝熱管が破損することは考えられないため、本事象は対象外とする。
原子炉補機冷却機能喪失	○	海水ポンプや原子炉補機冷却水ポンプ等が損傷した場合に、原子炉補機冷却機能喪失事象となる。
過渡事象	○	循環水ポンプや復水器真空ポンプ等が損傷した場合に、過渡事象となる。
手動停止 ^{※1}	×	大津波警報等により運転員が手動停止することも考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には内部事象 PRA の範疇となる。一方、津波によりプラントに影響を与える可能性がある場合には、原子炉は自動トリップする、又は、津波到達までに原子炉を手動停止できる可能性も高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも、その影響ごとに起因事象に分類可能なため、対象外とする。
A T W S	×	原子炉の停止機能は要求される使命時間が短いので、実際の津波を想定した場合、「要因となった地震」又は「津波警報を受けての手動停止」として達成される機能と考えられるが、トリップの有無に関わらず、これらの機能喪失シーケンスは内部事象、地震のイベントツリーで代表されることから、津波においては対象外とする。
直接炉心損傷に至る事象	○	津波により建屋全体が浸水して、重要な設備・機器が複数損傷して直接炉心損傷に至る事象である。本評価の想定では制御・保護機能で重要な電気盤の損傷や中央制御室の水没により直接炉心損傷となる。

※1：津波 PRA 学会標準附属書 N に、

“津波 PRA で対象とするような津波来襲時には、以下の理由によって、原子炉が停止している可能性が高いものと考えられる。

- ・ 近地津波の場合、津波発生の起因となる地震動を原子炉施設が感知し、自動停止する可能性がある。
- ・ 原子炉施設に対して影響が発生する高さ以上の津波警報が発せられた場合、津波到達までに原子炉を手動停止する可能性がある。”

との記載がある。本津波 PRA では、この記載に則り、検討した結果を上表にまとめた。

第 1.2.2.a-6 表 機器リスト (主要な機器) (1/2)

系統・機能/ 起因事象	設 備	設置建屋	設置高さ	浸水口高さ	機器損傷 高さ
海水系	海水ポンプ	屋外	EL. 1.55M	EL. 3.85m (ポンプモータ下端)	EL. 3.85M
	:				
125V DC電源	直流き電盤	I/B	EL. 4.0M	EL. 10.5M	EL. 10.5M
	:				
バッテリー	蓄電池	I/B	EL. 4.0M	EL. 10.5M	EL. 10.5M
	:				
外部電源	主変圧器	屋外 (T/B隣接)	EL. 4.0M	EL. 4.0M	EL. 4.0M
	:				
格納容器スプレイ注入系/ 再循環	格納容器スプレイポンプ	A/B	EL. -2.0M	EL. 10.5M	EL. 10.5M
	:				
換気空調系 (ディーゼル発電機室換 気系)	ディーゼル発電機室温度計	D/G	EL. 4.0M	EL. 6.2M	EL. 6.2M
	ディーゼル発電機室給気ファン	D/G	EL. 12.5M	EL. 6.2M	EL. 12.5M
	:				
換気空調系 (安全補機室)	余熱除去ポンプ室冷却ファン	A/B	EL. 4.0M	EL. 10.5M	EL. 10.5M
	:				
換気空調系 (蓄電池室)	蓄電池室排気ファン	I/B	EL. 4.0M	EL. 10.5M	EL. 10.5M
	:				
換気空調系 (中央制御室)	中央制御室非常用循環ファン	I/B	EL. 4.0M	EL. 10.5M	EL. 10.5M
	:				
換気空調系 (中間建屋)	中間建屋排気ファン	I/B	EL. -2.0M	EL. 10.5M	EL. 10.5M
	:				
空調用冷水設備	空調用冷凍機	I/B	EL. -2.0M	EL. 10.5M	EL. 10.5M
	:				
低圧注入系/再循環	余熱除去ポンプ	A/B	EL. -2.0M	EL. 10.5M	EL. 10.5M
	:				
高圧注入系/再循環	余熱除去ポンプ	A/B	EL. -2.0M	EL. 10.5M	EL. 10.5M
	充てん/高圧注入ポンプ	A/B	EL. 10.5M	EL. 10.5M	EL. 10.5M
	:				
主給水喪失	復水ポンプ	T/B	EL. -2.65M	EL. 4.0M	EL. 4.0M
	:				
制御用空気系	格納容器外制御用空気圧縮機	I/B	EL. -2.0M	EL. 10.5M	EL. 10.5M
	:				
直接炉心損傷	原子炉盤	C/T	EL. 17.5M	EL. 10.5M	EL. 17.5M
	:				

I/B : 中間建屋, A/B : 補助一般建屋, E/B : 原子炉周辺建屋, C/T : 制御建屋, D/G : ディーゼル建屋

第 1.2.2.a-6 表 機器リスト (主要な機器) (2/2)

系統・機能/ 起因事象	設 備	設置建屋	設置高さ	浸水口高さ	機器損傷 高さ
非常用所内電源	燃料油移送ポンプ	D/G	EL. 0.0M	EL. 6.2M	EL. 6.2M
	非常用ディーゼル発電機	D/G	EL. 4.0M	EL. 6.2M	EL. 6.2M
補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ	I/B	EL. 3.8M	EL. 10.8M	EL. 10.8M
	：				
補助給水による蒸気発生器への給水(タービン動補助給水ポンプ)	タービン動補助給水ポンプ	I/B	EL. -2.0M	EL. 10.8M	EL. 10.8M
	：				
補助給水による蒸気発生器への給水(電動補助給水ポンプ)	電動補助給水ポンプ	I/B	EL. -2.0M	EL. 10.8M	EL. 10.8M
	：				
過渡	復水器真空ポンプ	T/B	EL. 4.0M	EL. 4.0M	EL. 4.0M
	：				
換気空調系 (安全補機開閉器室)	安全補機開閉器室空調ファン	I/B	EL. 4.0M	EL. 10.8M	EL. 10.8M
	：				
115V計装用電源	計器用電源装置	C/T	EL. 10.8M	EL. 10.8M	EL. 10.8M
	：				
主蒸気隔離	端子台収納盤 制御トレン	C/T	EL. 10.8M	EL. 10.8M	EL. 10.8M
	主蒸気隔離弁	E/B	EL. 24.8M	EL. 10.8M	EL. 24.8M
主蒸気逃がし弁による熱放出	端子台収納盤 制御トレン	C/T	EL. 10.8M	EL. 10.8M	EL. 10.8M
	主蒸気逃がし弁	E/B	EL. 24.8M	EL. 10.8M	EL. 24.8M
小破断LOCA	端子台収納盤 制御トレン	C/T	EL. 10.8M	EL. 10.8M	EL. 10.8M
	：				
440V AC電源	パワーセンタ	I/B	EL. 10.8M	EL. 10.8M	EL. 10.8M
	：				
6.6kV AC電源	メタルクラッド開閉装置	I/B	EL. 10.8M	EL. 10.8M	EL. 10.8M
	：				
安全注入信号 格納容器スプレイ信号	格納容器広域圧力計	E/B	EL. 17.8M	EL. 10.8M	EL. 17.8M
	：				

I/B：中間建屋，A/B：補助一般建屋，E/B：原子炉周辺建屋，C/T：制御建屋，D/G：ディーゼル建屋

第 1.2.2.a-7 表 重要事故シーケンス評価用の津波シナリオ区分

津波シナリオ区分 (津波高さ)	津波シナリオの概要	津波によって損傷する 主要な機器	起回事象*
1 (3.85m 以上～4.0m 未満)	<ul style="list-style-type: none"> 4.0m 未満に設置されている屋外機器が水没。 海水ポンプの水没によって、補機冷却機能が喪失することから、RCPシールLOCAが発生する。 	海水ポンプ	<u>原子炉補機冷却機能喪失</u> (主給水流量喪失) <u>(過渡事象)</u>
2 (4.0m 以上～10.8m 未満)	<ul style="list-style-type: none"> シナリオ区分1までの高さの津波で水没した屋外機器に加え、タービン建屋の開口部(4.0m)から浸水が始まるためタービン建屋に設置されている機器がすべて水没する。 屋外に設置されている海水ポンプ及び主変圧器等の屋外変圧器の水没により全交流動力電源喪失が発生する。 	主変圧器 復水ポンプ 復水器真空ポンプ 燃料油移送ポンプ ディーゼル発電機室温度計 2次系補助リレー盤 等	原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 <u>外部電源喪失</u>
3 (10.8m 以上)	<ul style="list-style-type: none"> シナリオ区分2までの高さの津波で水没した機器に加え、10.8m 以下に設置されている機器がすべて水没。 高さ 10.8m の津波により、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の電気盤が複数水没することにより、直接炉心損傷に至る。 	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 余熱除去ポンプ 中央制御室非常用循環ファン メタルクラッド開閉装置 パワーセンタ 等	原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 外部電源喪失 <u>直接炉心損傷に至る事象</u>

※下線の起回事象は、当該津波シナリオで新たに発生する起回事象である。また、() 内の起回事象については、原子炉補機冷却機能喪失が発生するとした際に従属的に発生する起回事象である。

第 1.2.2.d-1 表 津波シナリオ区分ごとの津波発生頻度及び炉心損傷頻度

津波シナリオ 区分番号	津波高さ	津波発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
1	3.85m 以上～4.0m 未満	3.1E-06	3.1E-06	16.3
2	4.0m 以上～10.8m 未満	1.6E-05	1.6E-05	83.6
3	10.8m 以上	1.6E-08	1.6E-08	0.1
全炉心損傷頻度			1.9E-05	100

第 1.2.2.d-2 表 成功基準

機能	原子炉トリップ	補助給水			非常用 所内電源	加圧器逃がし弁/ 安全弁 LOCA なし	RCP シール LOCA なし
	制御棒挿入	ポンプ	SG への給水	主蒸気安全弁 による蒸気放出	非常用 DG	弁再閉止、 隔離弁動作	RCP シール 健全
原子炉補機冷却機能喪失	○	1/3	2/3	2 弁/1SG	—	○	○
外部電源喪失	○	1/3	2/3	2 弁/1SG	1/2	—	—
主給水流量喪失	○	1/3	2/3	2 弁/1SG	—	—	—
過渡事象	○	1/3	2/3	2 弁/1SG	—	—	—

第 1.2.2.d-3 表 フロントライン系とサポート系の依存性

サポート系 フロントライン系	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
	補助給水系／主蒸気圧力制御系	○	○		○	

サポート系 (影響を受ける側)	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
	サポート系 (影響を与える側)					
電源系		○		○	○	
信号系	○					
制御用空気系	○	○		○		○
換気空調系	○	○	○		○	
原子炉補機冷却海水系	○	○				
原子炉補機冷却水系	○	○			○	

第 1.2.2.d-4 表 津波シナリオ区分ごとの評価結果と主要なミニマルカットセット

津波シナリオ区分	津波高さ	事故シーケンス		CDF (／炉年)	主要なミニマルカットセット	CDF (／炉年)	寄与割合
1	3.85m 以上～ 4.0m 未満	原子炉補機 冷却機能喪失	RCPシールLOCA	3.1E-06	RCPシールLOCA	3.1E-06	100%
			加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	1.4E-08	加圧器安全弁 055(056,057) 再閉止失敗	1.4E-08	100%
			補助給水失敗	1.2E-10	復水タンク閉塞	3.8E-11	33.0%
					補助給水ポンプ起動信号失敗 CCF	3.1E-11	26.8%
					復水タンク破損	3.6E-12	3.1%
2	4.0m 以上～ 10.8m 未満	外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失		1.6E-05	津波による全交流動力電源喪失	1.6E-05	100%
3	10.8m 以上	複数の信号系損傷		1.6E-08	津波による複数の信号系損傷	1.6E-08	100%

第 1.2.2.d-5 表 起因事象別 CDF 結果

起因事象	事故シーケンス	シーケンス別 CDF (／炉年)	起因事象別 CDF (／炉年)
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	3.1E-06	3.1E-06
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	1.4E-08	
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	1.2E-10	
外部電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	1.6E-05	1.6E-05
	外部電源喪失+補助給水失敗	—※1	
直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷	1.6E-08	1.6E-08
主給水流量喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	—※2	
過渡事象	過渡事象+補助給水失敗	—※2	

※1：全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスで代表して評価

※2：原子炉補機冷却機能喪失で代表して評価

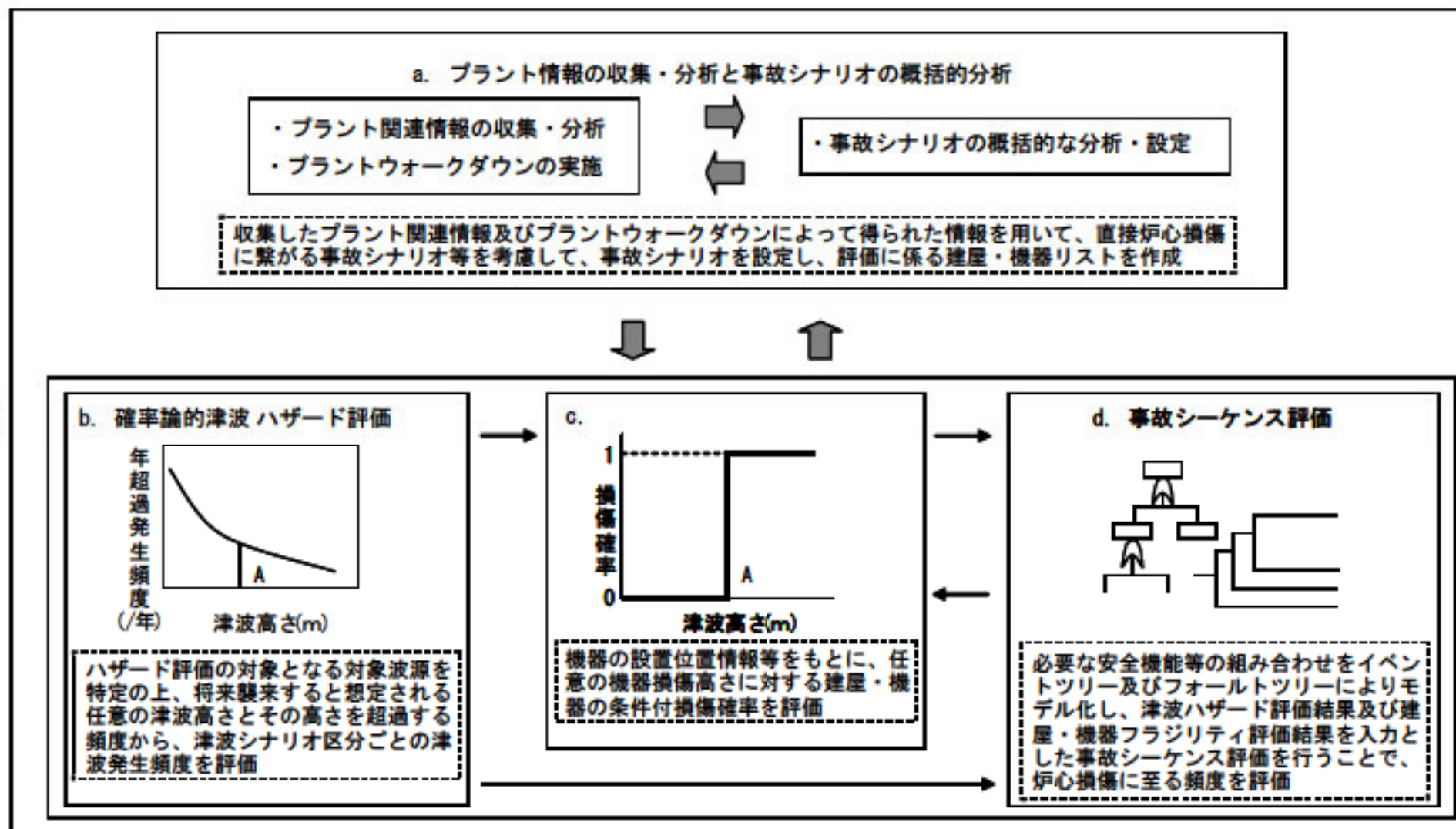
第 1.2.2.d-6 表 重要度整理結果

津波シナリオ区分	津波高さ	津波によって損傷する主要な機器	起回事象※	津波シナリオの概要	津波発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	シナリオ重要度
1	3.85m 以上 ～ 4.0m 未満	海水ポンプ	<u>原子炉補機冷却機能喪失</u> (主給水流量喪失) <u>(過渡事象)</u>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 4.0m 未満に設置されている屋外機器が水没 ・ 海水ポンプが水没し、原子炉補機冷却機能喪失によって RCP シール LOCA が発生する 	3.1E-06	3.1E-06	16.3	海水ポンプ：約 1.0
2	4.0m 以上 ～ 10.8m 未満	主変圧器 所内変圧器 起動変圧器 復水ポンプ 復水器真空ポンプ 等	原子炉補機冷却機能喪失 過渡事象 主給水流量喪失 <u>外部電源喪失</u>	<ul style="list-style-type: none"> ・ シナリオ区分 1 までの高さの津波で水没した機器に加え、タービン建屋の開口部(4.0m)から浸水が始まる。(本シナリオ区分では屋外及びタービン建屋の 10.8m 未満に設置されているすべての機器が水没) ・ 外部電源設備が水没した時点で既に原子炉補機冷却機能喪失が発生しているため全交流動力電源喪失となる 	1.6E-05	1.6E-05	83.6	
3	10.8m 以上	メタルクラッド開閉装置 パワーセンタ 原子炉コントロールセンタ 動力変圧器 等	原子炉補機冷却機能喪失 過渡事象 主給水流量喪失 外部電源喪失 <u>直接炉心損傷に至る事象</u>	<ul style="list-style-type: none"> ・ シナリオ区分 2 までの高さの津波で水没した機器に加え、中間建屋及び制御建屋の開口部 (10.8m) から浸水が始まり、10.8m 以下に設置されているすべての機器が水没 ・ 高さ 10.8m の津波により、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の電気盤が複数水没することにより、直接炉心損傷に至る 	1.6E-08	1.6E-08	0.1	メタルクラッド開閉装置、 パワーセンタ、 原子炉コントロールセンタ、 動力変圧器：0.1 未満

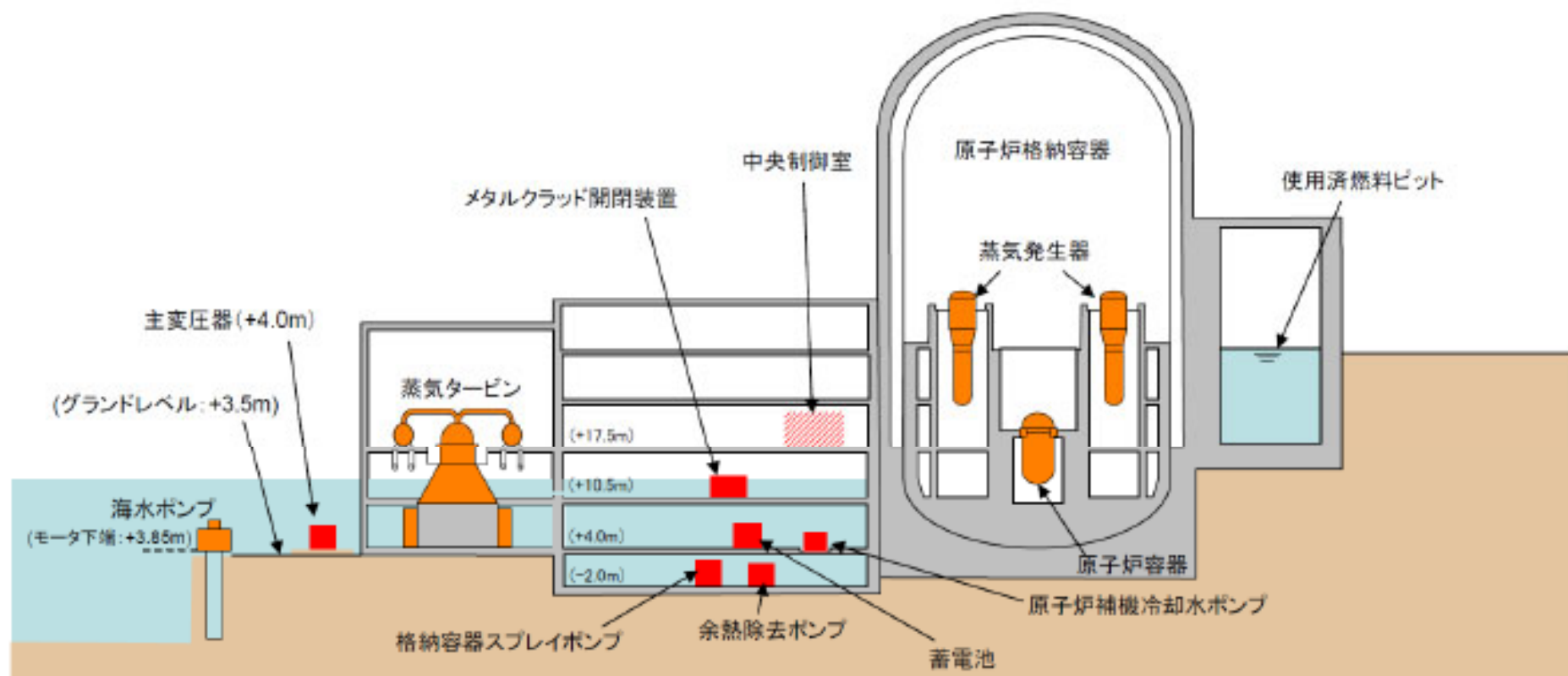
※下線の起回事象は当該津波シナリオで新たに発生する起回事象である。また、() 内の起回事象については、原子炉補機冷却機能喪失が発生すると同時に従属的に発生する起回事象である。

第 1.2.2.d-7 表 感度解析結果

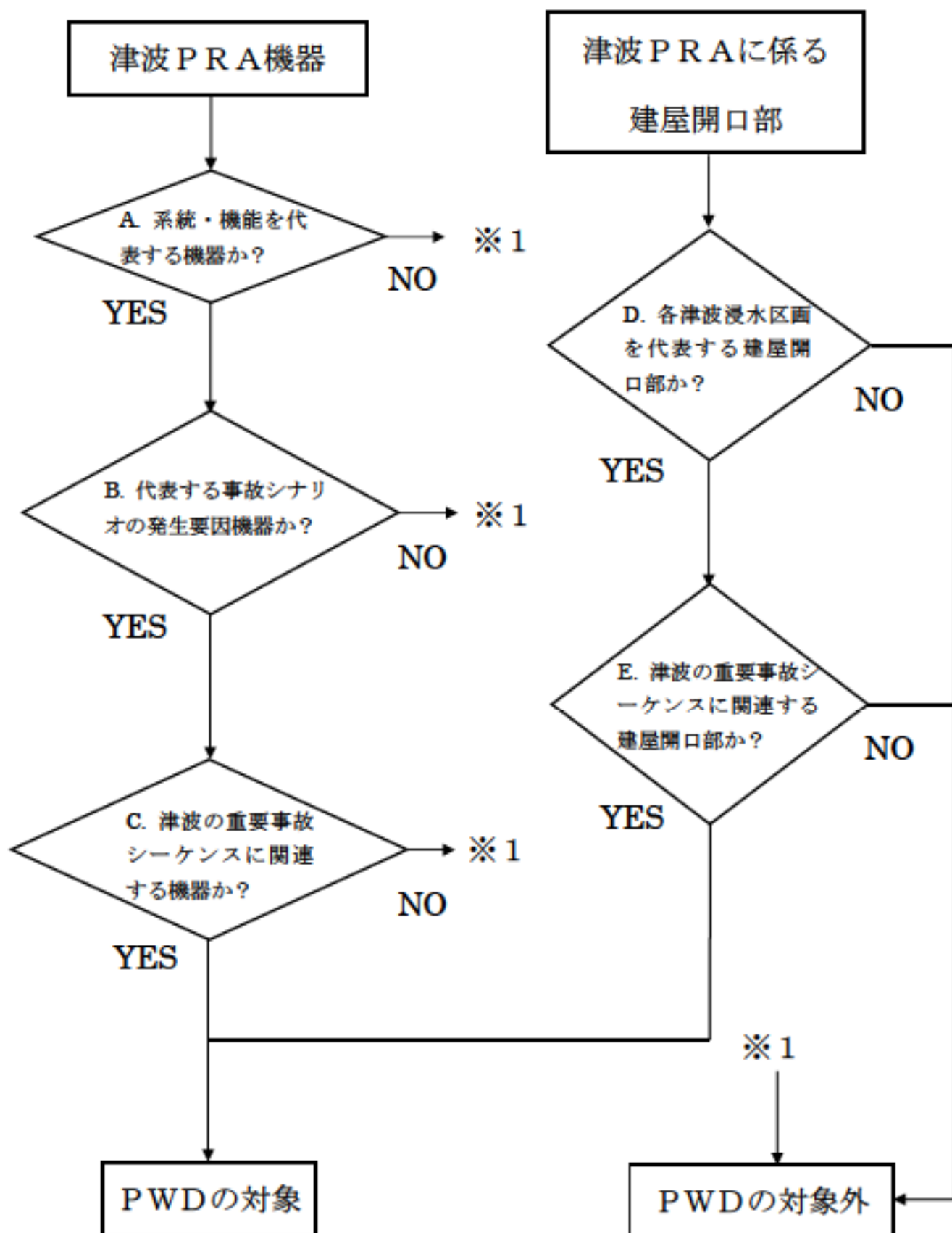
起回事象	事故シーケンス	基本ケース (／炉年)		感度解析 (／炉年)	
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	3.1E-06	3.1E-06	3.6E-07	3.7E-07
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	1.4E-08		1.4E-08	
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	1.2E-10		1.2E-10	
外部電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	1.6E-05		3.1E-06	
直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷	1.6E-08		1.6E-08	
合 計		1.9E-05		3.5E-06	



第 1.2.2-1 図 津波レベル1 PRAの評価フロー



第 1.2.2.a-1 図 プラント概要



第 1.2.2.a-2 図 プラントウォークダウンの調査対象機器の選定フロー

高浜発電所 3号機 プラントウォークダウンチェックシート

対象機器 : 屋内設置の機器、屋外設置の機器、建屋開口部
 機器名称 : 海水ポンプ
 機器ID : 3SWP1
 建屋 : 屋外
 床E.L. : 1.55m
 機器配置図番号 : 付図A.2.2-7
 系統図番号 : 付図A.2.3-9
 機器設置室 : 屋外
 津波伝播経路 : 地面(3.5m) → 海水ポンプエリア外壁部境界(3.5m→1.55m) → (*)
 (*) → A海水ポンプ(1.55m)
 (*) → B海水ポンプ(1.55m)
 (*) → C海水ポンプ(1.55m)

【チェック対象項目】

- ① 影響を受ける可能性のある機器の確認
 ② 津波伝播経路の確認
 ③ 建屋開口部の確認

総合評価

・海水ポンプと漂流物について、海水ポンプ設置高さに相当する程度の波高の津波までであれば、漂流物が海水ポンプに到達して、損傷を及ぼす可能性はないと考えられる。

実施日 : 2013年7月31日

実施者 :

(枠囲みの範囲は機密に係る事項であり公開することはできません。)

第 1.2.2.a-3 図 プラントウォークダウンチェックシート (例 1/2)

<u>①-1 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋内設置の機器)</u>				
	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の図面 (配置図等) と相違点は無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. 対象機器の設置室に浸水口があるか (扉、連絡路、その他_____)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
<u>①-2 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋外設置の機器)</u>				
	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の図面 (配置図・構造図等) と相違点は無いか	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 基礎ボルト (又は設置面溶接部)、及び支持構造物に外見上の異常 (腐食・亀裂等) は無いか (ボルトの場合は締め付けについても確認)	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 対象機器周辺の配管に外見上の異常 (腐食・亀裂等) は無いか	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
4. 対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無いか	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
<u>② 津波伝播経路の確認 (屋内設置の機器)</u>				
	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の設置区画への津波伝播経路があるか (階段、床ドレン、床開口、その他_____)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
<u>③ 建屋開口部の確認 (建屋開口部)</u>				
	Y	N	U	N/A
1. 対象建屋開口部の図面 (配置図等) と相違点は無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

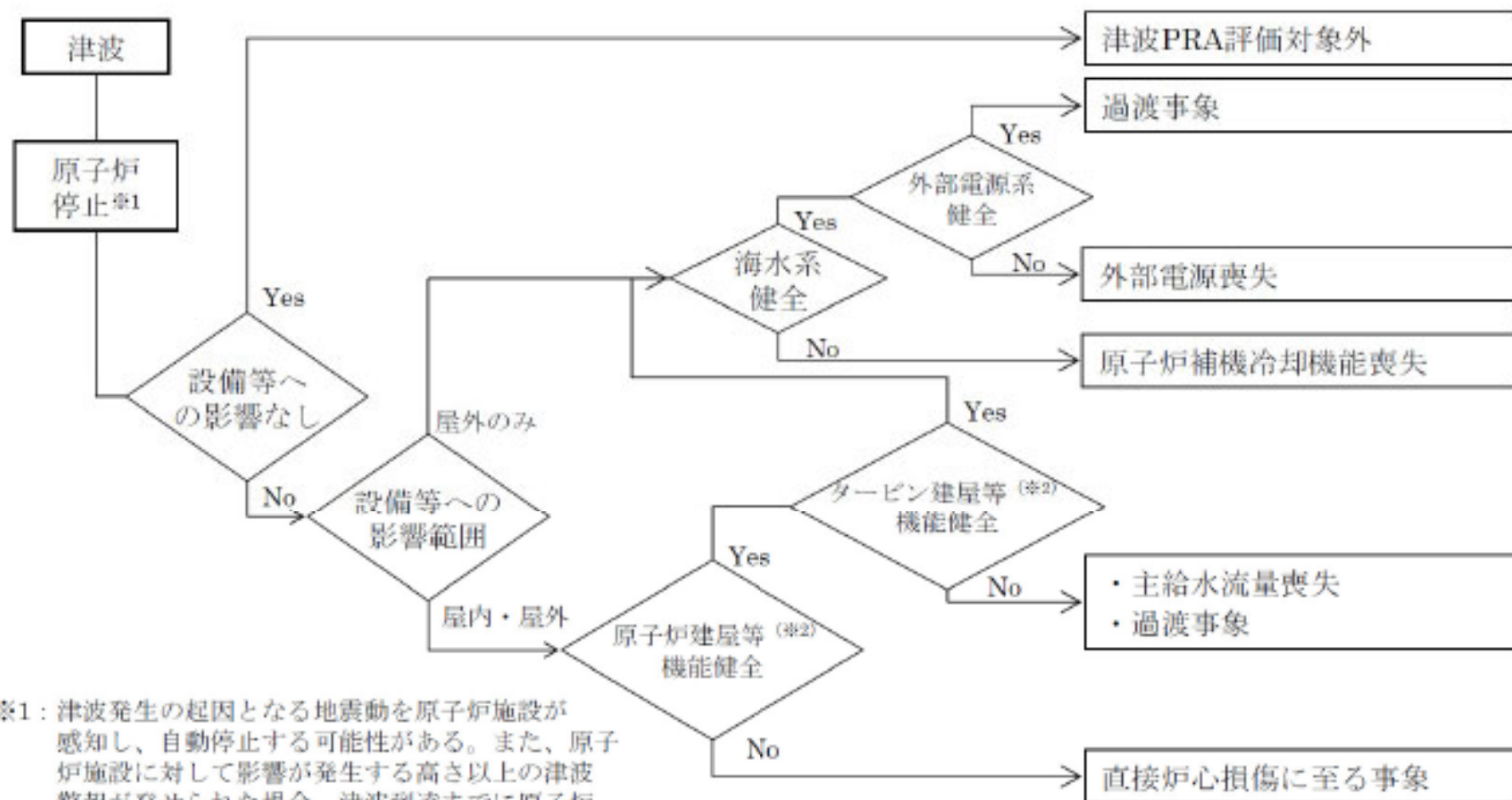
(記号の説明) Y: YES, N: NO, U: 調査不可, N/A: 対象外

第 1.2.2.a-3 図 プラントウォークダウンチェックシート (例 2/2)



第 1.2.2.a-4 図 現場機器 (例 海水ポンプ)

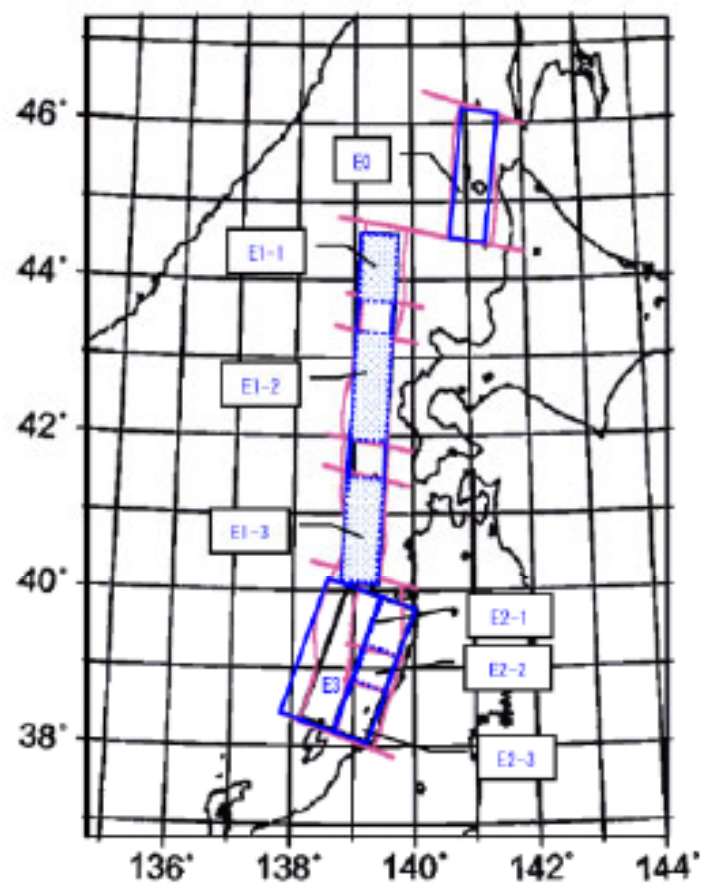
(マスクングの範囲は機密に係る事項のため公開できません。)



※1：津波発生の起因となる地震動を原子炉施設が感知し、自動停止する可能性がある。また、原子炉施設に対して影響が発生する高さ以上の津波警報が発せられた場合、津波到達までに原子炉を手動停止する可能性がある。

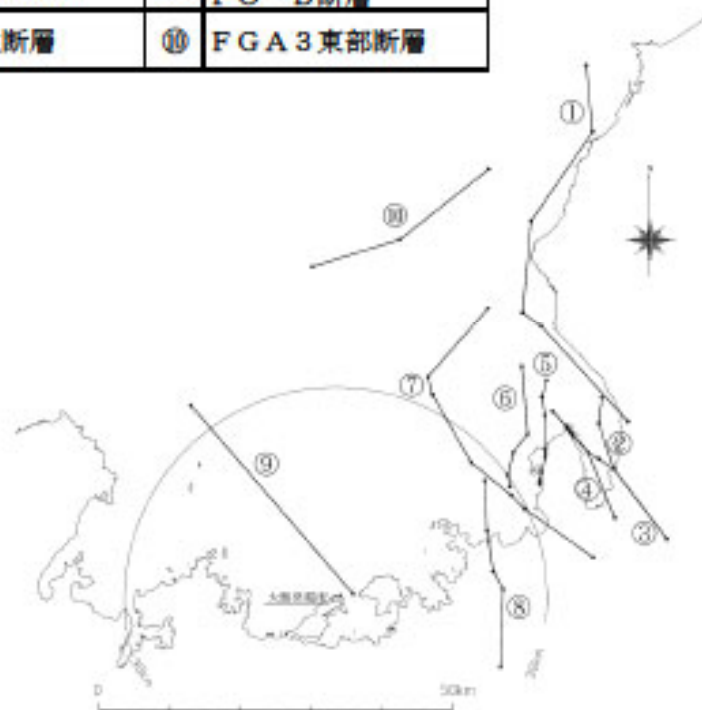
※2：各建屋内に設置されている各機器も含む。 注) 起因事象は、津波の影響範囲により、単独もしくはそれらの組合せで発生する。

第 1.2.2.a-5 図 起因事象の抽出フロー

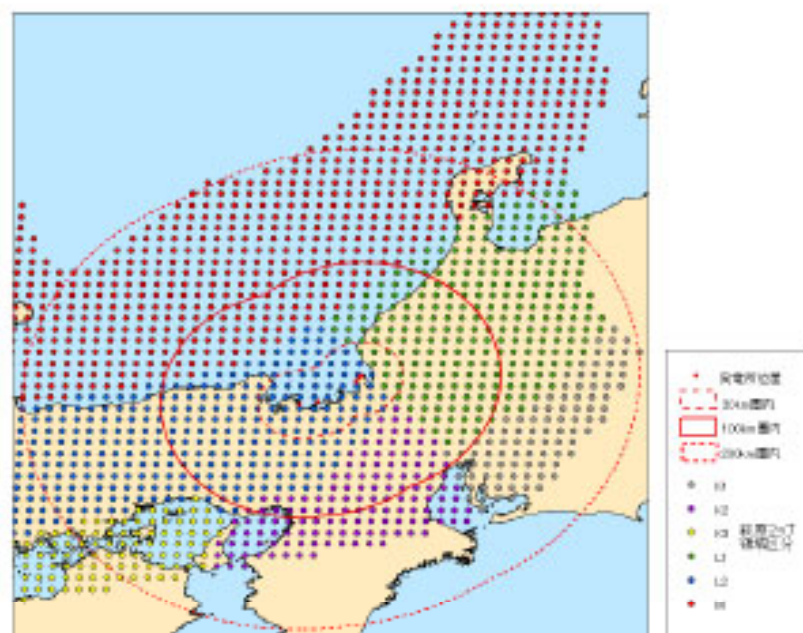


第 1.2.2.b-1 図 検討対象波源 (日本海東縁部)

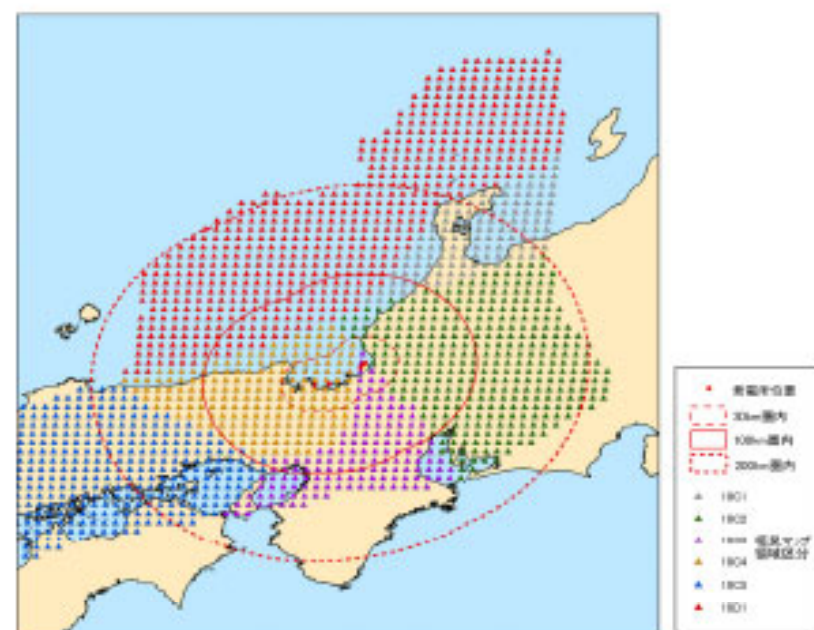
① 和布-干飯崎沖～ 甲斐城断層	⑥ C断層
② ウツロギ峠北方～ 池河内断層	⑦ 大陸棚外縁～B～ 野坂断層
③ 浦底-池河内断層	⑧ 三方断層
④ 浦底-内池見断層	⑨ FO-A～ FO-B断層
⑤ 白木-丹生断層	⑩ FGA3 東部断層



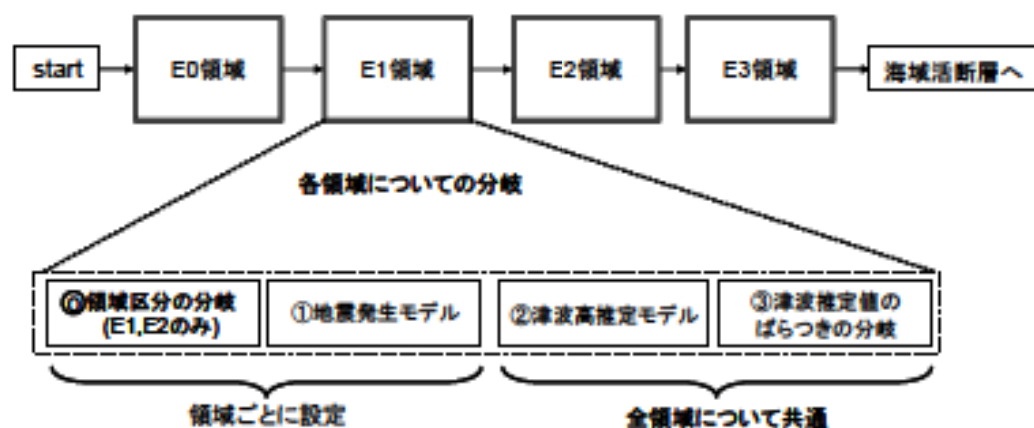
第 1.2.2.b-2 図 検討対象波源 (海域活断層)



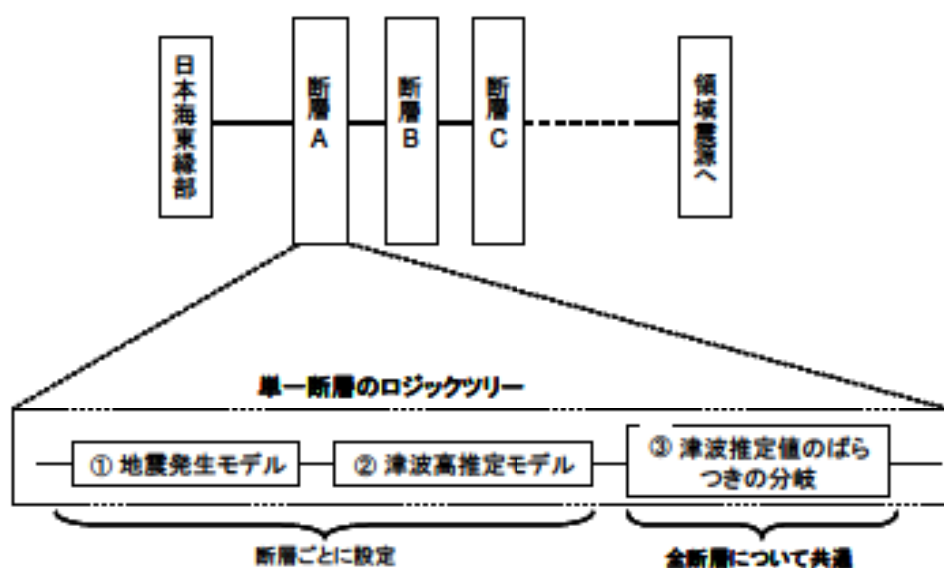
第 1.2.2.b-3 図 検討対象波源 (領域震源: 萩原 (1991))



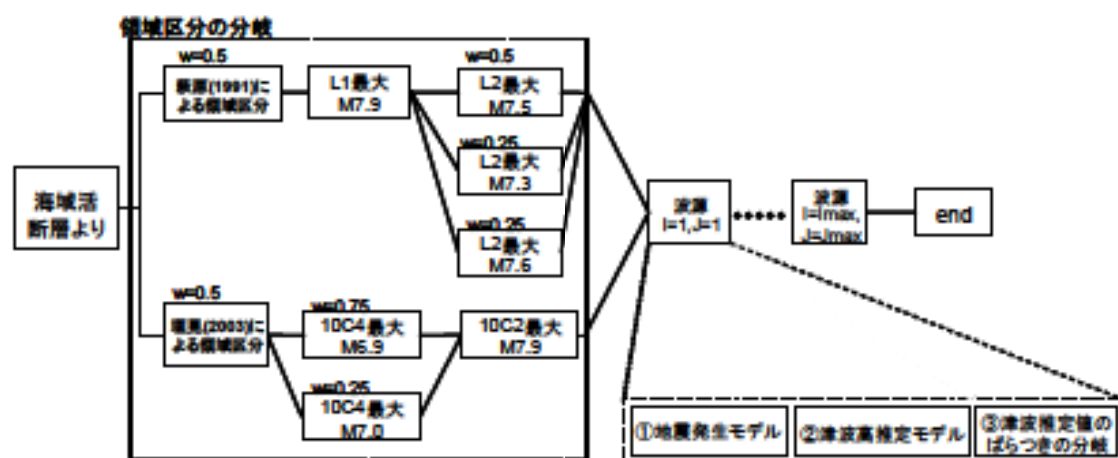
第 1.2.2.b-4 図 検討対象波源 (領域震源: 垣見ほか (2003))



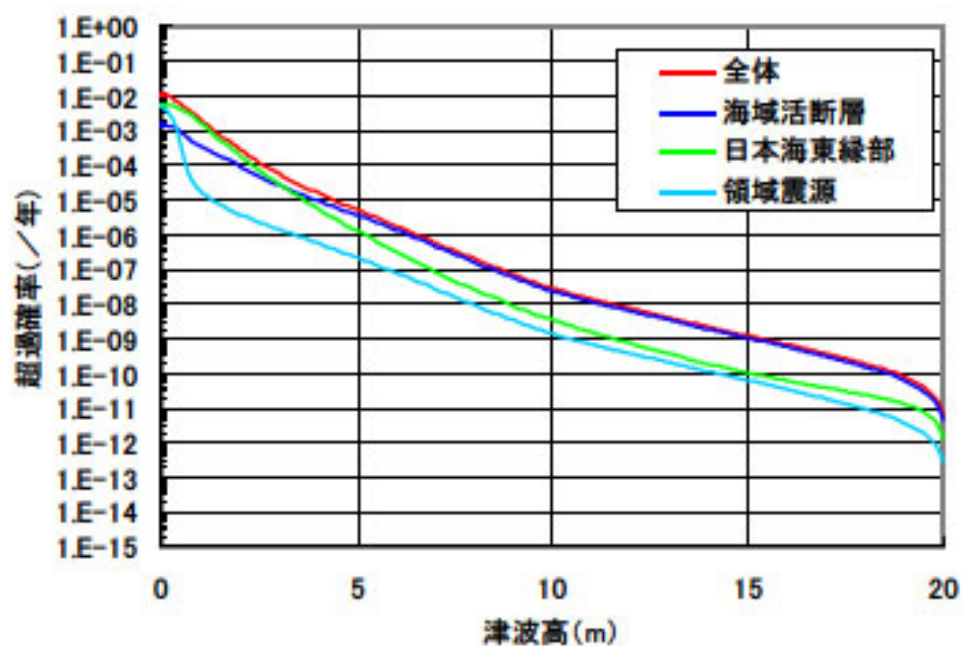
第 1.2.2.b-5 図 日本海東縁部のロジックツリー



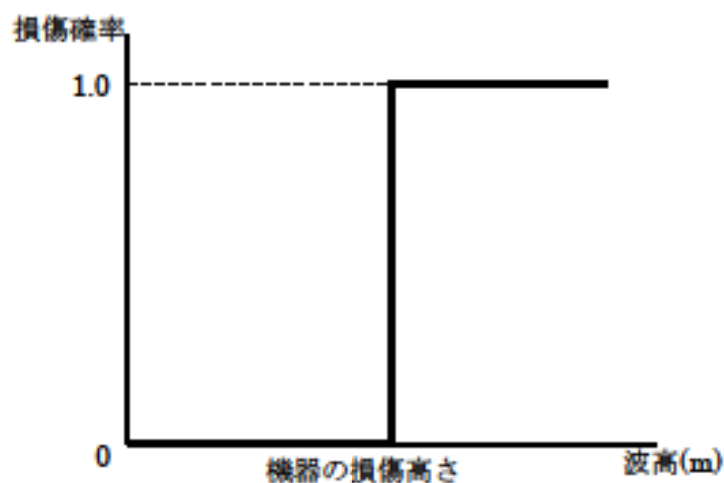
第 1.2.2.b-6 図 海城活断層のロジックツリー



第 1.2.2.b-7 図 領域震源のロジックツリー

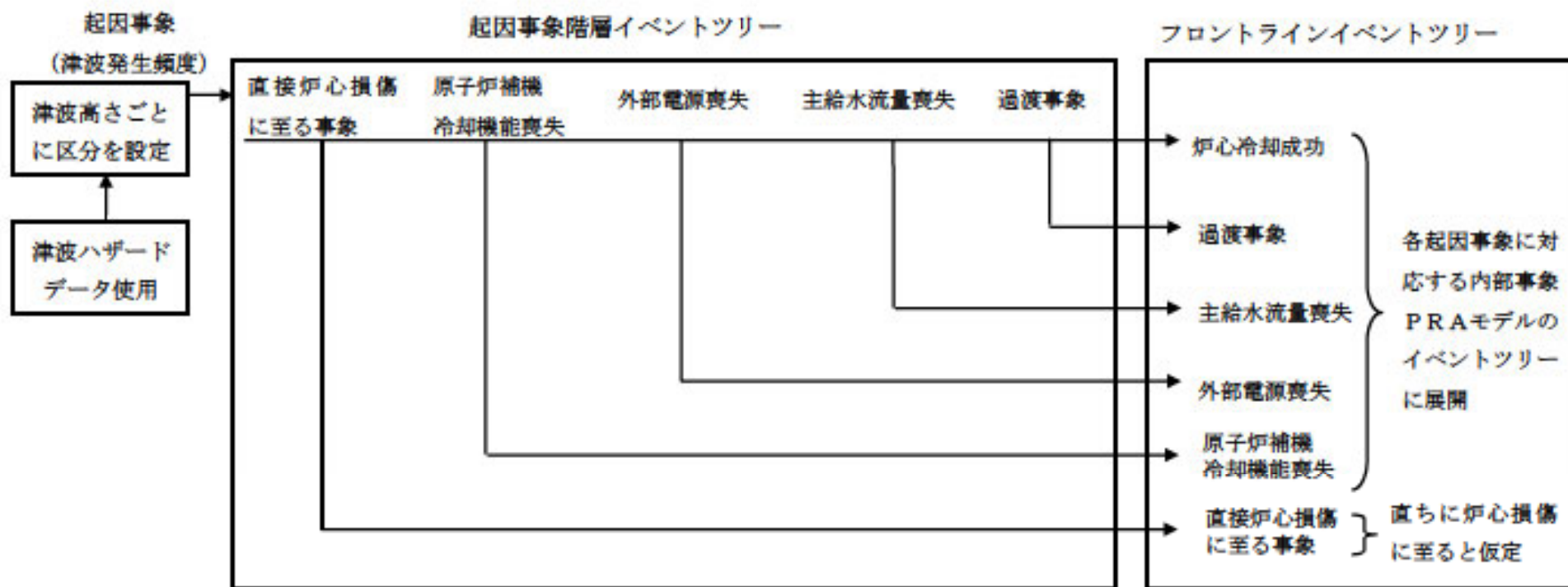


第 1.2.2.b-8 図 評価地点における水位と年超過確率の関係



※機器の損傷高さは浸水口高さ又は機器の設置高さの大きい方の値

第 1.2.2.c-1 図 被水・没水に関するフラジリティ曲線



起因事象	津波で損傷することにより起因事象発生要因となる機器
直接炉心損傷に至る事象	メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等
原子炉補機冷却機能喪失	海水ポンプ等
外部電源喪失	主変圧器等
主給水流量喪失	主給水ポンプ、復水ポンプ等
過渡事象	循環水ポンプ等

建屋・機器フラジリティデータ

第 1.2.2.d-1 図 津波 PRA 階層イベントツリー

原子炉補機冷却機能喪失	補助給水	加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	RCPシールLOCA	事故シーケンス
				炉心冷却成功
				原子炉補機冷却機能喪失 +RCPシールLOCA
				原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器逃がし弁/安全弁LOCA
				原子炉補機冷却機能喪失 +補助給水失敗

第 1.2.2.d-2(a)図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

外部電源喪失	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス
			炉心冷却成功
			外部電源喪失+補助給水失敗
			外部電源喪失 +非常用所内交流電源喪失

第 1.2.2.d-2(b)図 外部電源喪失イベントツリー

主給水流量喪失	補助給水	事故シーケンス
		炉心冷却成功
		主給水流量喪失+補助給水失敗

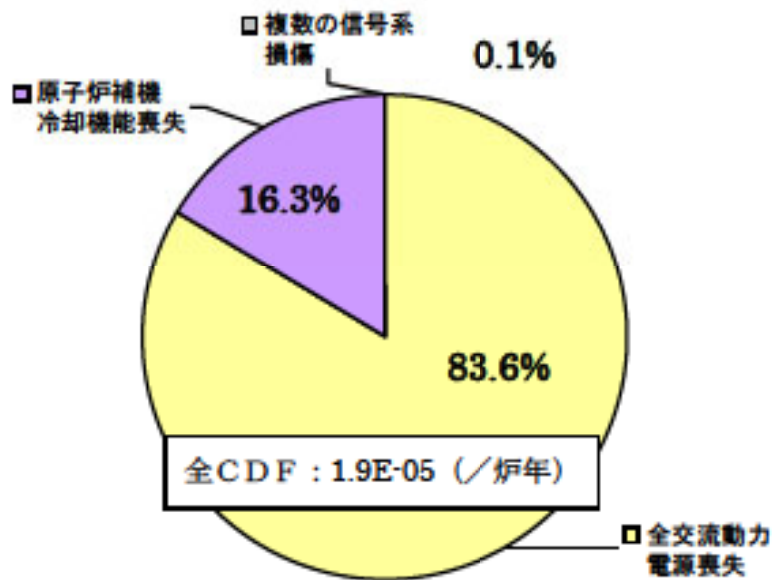
第 1.2.2.d-2(c)図 主給水流量喪失イベントツリー

過渡事象	補助給水	事故シーケンス
		炉心冷却成功
		過渡事象+補助給水失敗

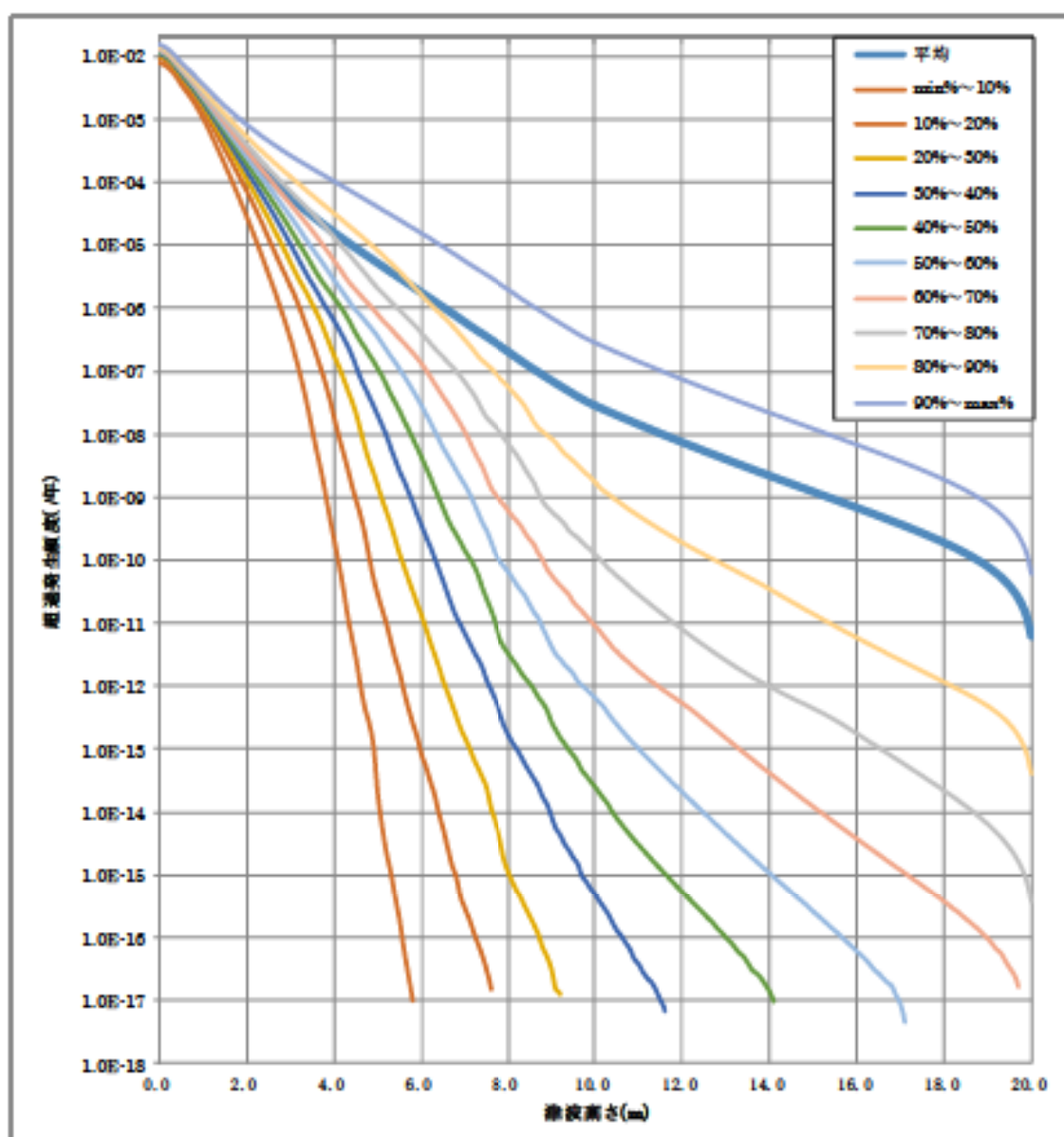
第 1.2.2.d-2(d)図 過渡事象イベントツリー

直接炉心損傷に至る事象	事故シーケンス
	炉心損傷(緩和手段なし)

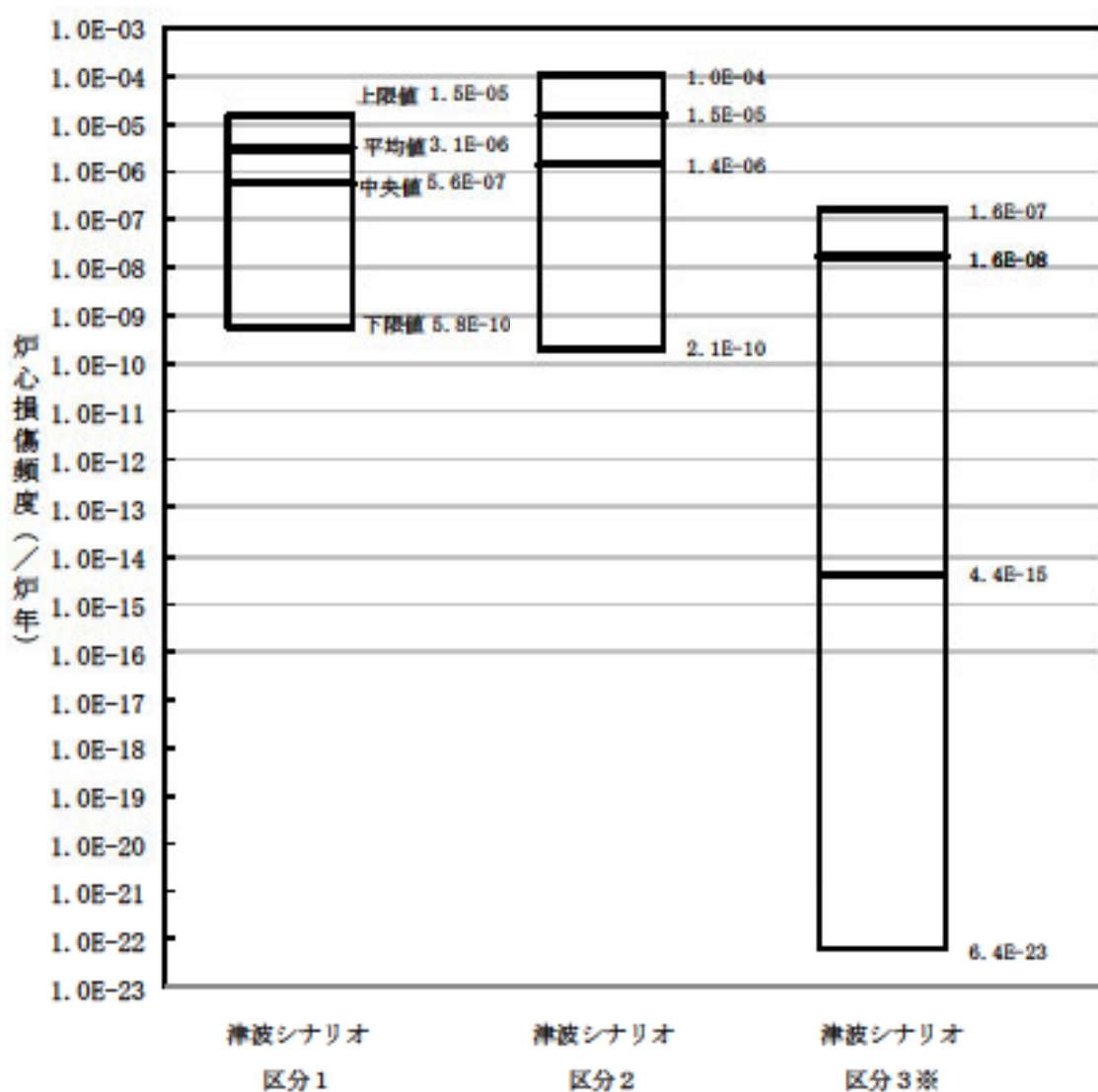
第 1.2.2.d-2(e)図 直接炉心損傷に至る事象



第 1.2.2.d-3 図 起因事象別炉心損傷頻度 寄与割合

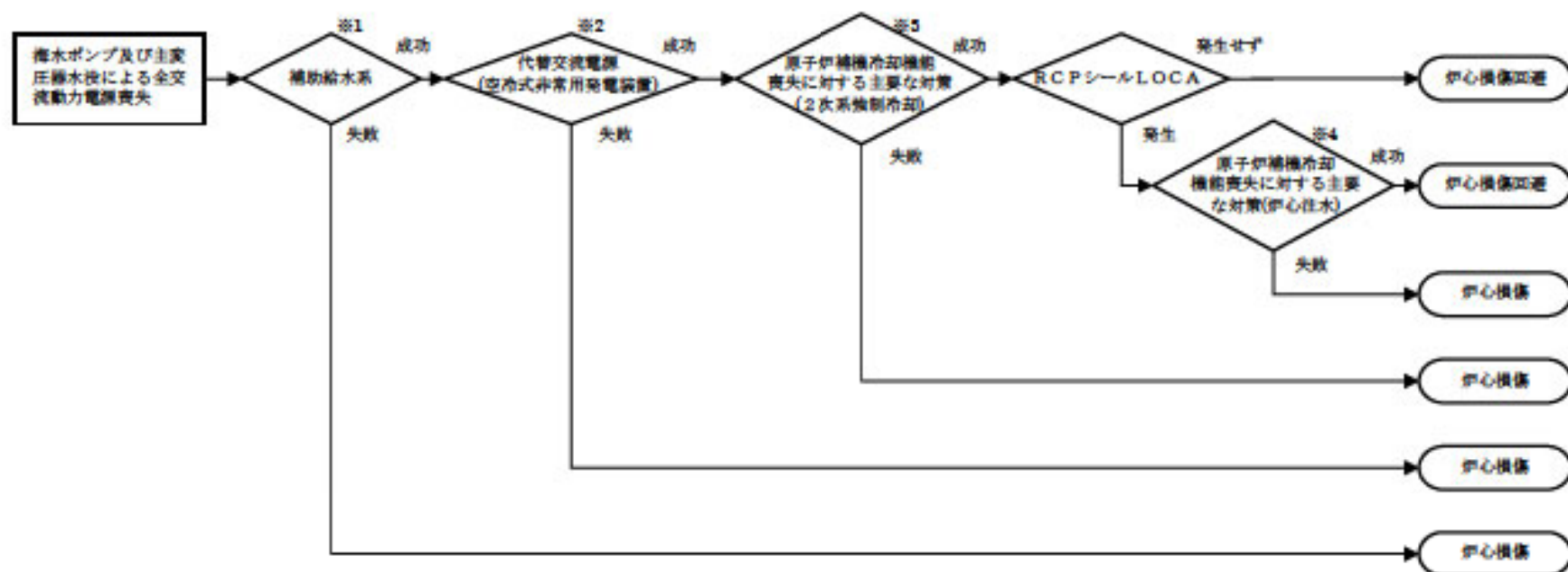


第 1.2.2.d-4 図 評価地点における 10%ごとの津波フラクタイルハザード



※：津波シナリオ区分3の30%以下の信頼度のデータは、30%～40%信頼度から2桁ずつ小さくした値を入力

第 1.2.2.d-5 図 津波シナリオ区分ごとの不確かさ解析結果



※1：原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策の2次系強制冷却に補助給水系が用いられているため、補助給水系に失敗すると炉心損傷に至る。

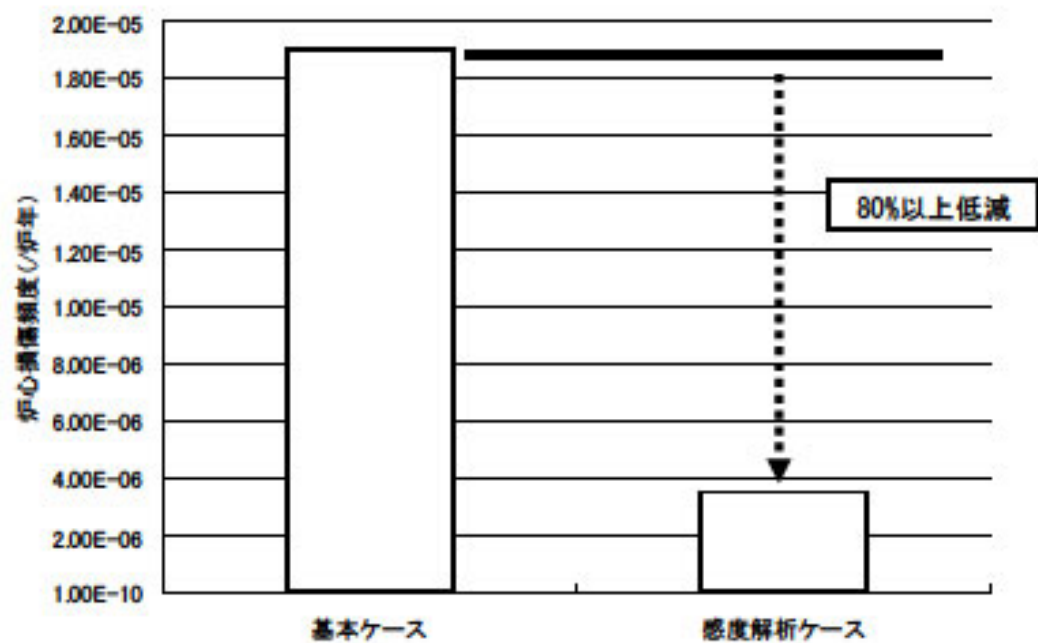
非信頼度は内部事象PRAのモデルを用いる。

※2：代替交流電源（空冷式非常用発電装置）は全交流動力電源喪失後直ちに起動させることを想定する。

※3：ここでの原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策とは、2次系強制冷却による1次系の冷却・減圧、及び蓄圧注入での炉心冷却である。

※4：ここでの原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策とは、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水及び大容量ポンプを用いた炉心除熱手段の確保である。

第 1.2.2.d-6 図 対策を考慮した「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」のシナリオの整理



第 1.2.2.d-7 図 全炉心損傷頻度に対する感度解析結果

2. レベル1.5 PRA

2.1 内部事象PRA

2.1.1 出力運転時PRA

出力運転時レベル1.5 PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル2 PSA編）：2008（以下「レベル2 PSA学会標準」という。）」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。

2.1.1.a. プラントの構成・特性

① 対象プラントに関する説明

(1) 機器・システムの配置及び形状・設備容量

主要な機器・システムの配置及び形状・設備容量は「1.レベル1 PRA」での記載と同様である。

(2) 事故の緩和操作

事故時の熱水力的事故進展解析では、運転員による事故時影響緩和操作も事故進展に大きく影響するが、本評価では格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、事故時の緩和操作については考慮していない。

(3) 燃料及び溶融炉心の移動経路

事故時の燃料及び溶融炉心等の熱源の移動は、水素発生、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）、原子炉格納容器内の熱水力学挙動及び核分裂生成物（FP）移行挙動に影響する。燃料及び溶融炉心の移

動経路を以下に示す。

	原子炉容器(RV) 破損時放出先	移動経路	移動先区画
重力による移動	原子炉下部 キャビティ	最下区画のため 移動なし	なし
1次系圧力による 分散放出	原子炉下部 キャビティ	シールテーブル	下部一般部

2.1.1.b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度

内部事象レベル1 PRA（出力運転時）で得られた炉心損傷に至るすべ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プラント損傷状態(PDS)を定義し、PDSの分類及び発生頻度を評価する。

① プラント損傷状態の一覧

(1) プラント損傷状態の考え方、定義

PDSは熱水力挙動の類似性として、事故進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ及び1次系圧力、並びに炉心損傷時期により分類する。さらに、事故の緩和操作の類似性として、溶融炉心の冷却手段及び除熱手段を踏まえた原子炉格納容器(CV)内の事故進展により分類する。

a. 事故のタイプと1次系圧力

事故進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ(LOCA(RCPシールLOCAを含む)、トランジェント(LOCAの発生がない過渡事象等)、格納容器先行破損、格納容器バイパス事象)により分類する。また、原子炉容器破損時の原子炉格納容器圧力上昇や、溶融炉心の飛散とその冷却性への影響の観点から原子炉容器破損前の1次系圧力状態(高圧状態あるいは低圧状態)でも分類する。

b. 炉心損傷時期

炉心損傷時に放出される放射性物質の量、炉心損傷後の原子炉容器破損時期、又は原子炉格納容器圧力や温度上昇による原子炉格納容器の破損時期への影響の観点から、炉心損傷時期が事故発生後短期か長期かで分類する。

c. 原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器の破損時期、溶融炉心の冷却手段）

原子炉格納容器内の事故進展では放射性物質放出挙動の観点から原子炉格納容器の破損時期が炉心損傷前か炉心損傷後かで分類する。また、原子炉格納容器内に流出した溶融炉心を冷却する観点でECCSや格納容器スプレイ系の使用可否により分類する。

第2.1.1.b-1表に上記の考え方に基づく分類記号・状態、第2.1.1.b-2表に各分類の組み合わせにより定義されるPDSの一覧を示す。

(2) レベル1PRAの事故シーケンスのプラント損傷状態への分類結果

レベル1PRAのイベントツリーでは炉心損傷に至るシーケンスに対し、それ以上の分岐をモデル化していないが、レベル1.5PRAでは原子炉格納容器内での事故進展を把握することが重要となることから、炉心損傷評価用のレベル1PRAのイベントツリーでは不要としていた分岐・ヘディングを考慮したレベル1.5PRA用のイベントツリーを構築する。

具体的には炉心損傷時の原子炉格納容器内の状態への影響の観点で、高圧注入／再循環、格納容器スプレイ注入／再循環の分岐・ヘディングを考慮しており、その結果を第2.1.1.b-1図に、また、構築したイベント

ツリーから抽出されるPDSと事故シーケンスの対応を第2.1.1.b-3表に示す。

② プラント損傷状態ごとの発生頻度

PDSごとに炉心損傷頻度を整理した結果を第2.1.1.b-4表に示す。レベル1PRAにて全炉心損傷頻度への寄与が大きい以下の事故シーケンスグループが支配的となっている。原子炉補機冷却機能喪失が約70%を占める理由は、レベル1PRAにおいて原子炉補機冷却機能喪失に伴い一定の確率で発生するRCPシールLOCA（小破断LOCAに分類）が発生すると、使用可能な緩和策がなくそのまま炉心損傷となるためである。レベル1PRAにおいて、炉心損傷頻度への寄与が高かった事故シーケンスグループについてその寄与割合及びPDSの内訳を以下に示す。

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失（寄与：約70%、PDS：SED、TED）
- ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失
（寄与：約25%、PDS：SED、SEW、SEI、TED、TEW、TEI、G）

2.1.1.c. 格納容器破損モード

① 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明

原子炉格納容器の破損に至る事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損形態を分類するため、原子炉格納容器の破損に至る負荷の分析から格納容器破損モードを設定する。

第2.1.1.c-1図にPWRのシビアアクシデントで考えられている事故進展を示す。事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷を抽出した結果を第2.1.1.c-1表に示す。また、これらの負荷を事

故のタイプと発生時期に着目して系統的に整理したものを第2.1.1.c-2表に示す。さらに、選定した格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準を第2.1.1.c-3表に整理する。

事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響する負荷から整理される物理的破損事象に加え、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象も考慮して選定した破損モードは以下のとおり。

(1) 水蒸気爆発 (α モード、 η モード)

高温の溶融炉心と水が接触して生じる水蒸気爆発又は圧カスパイクにより原子炉格納容器の健全性が脅かされる事象であり、原子炉容器内での水蒸気爆発 (α モード) と原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は圧カスパイク (η モード) に分類する。

(2) 可燃性ガス (水素) の燃焼、爆轟

(γ モード、 γ' モード、 γ'' モード)

燃料被覆管と水蒸気の反応 (ジルコニウム-水反応)、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素等の可燃性ガスが、大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象や、さらにガス濃度が高い場合に爆燃又は爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象であり、発生時期により原子炉容器破損以前 (γ モード)、直後 (γ' モード)、長時間経過後 (γ'' モード) に分類する。

(3) 水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧 (δ モード)

溶融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気及び溶融炉心・コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガス (CO_2 等) の蓄積によって、原子炉格納容器が過圧破損する事象として分類する。

(4) 水蒸気（崩壊熱）による過圧（ θ モード）

溶融炉心の崩壊熱により水蒸気の発生が継続し、原子炉格納容器圧力が徐々に上昇し原子炉格納容器が炉心損傷前に過圧破損する事象として分類する。

(5) 格納容器雰囲気直接加熱（ σ モード）

1次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、溶融炉心が原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程及びエントレインメント現象で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧により原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

(6) 格納容器への直接接触（ μ モード）

1次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、溶融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納容器壁に付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

(7) ベースマット溶融貫通（ ϵ モード）

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

(8) 過温破損（ τ モード）

原子炉格納容器内温度が異常に上昇して過熱している状態で貫通部の熱的に脆弱な部分が過温破損する事象として分類する。

(9) 格納容器隔離機能喪失 (β モード)

事故時には原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能維持のために原子炉格納容器の隔離を行うが、この隔離操作に失敗する事象として分類する。

(10) 格納容器バイパス (gモード、vモード)

蒸気発生器伝熱管破損事故 (gモード) 又はインターフェイスシステム LOCA (vモード) を起因事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器外へ放射性物質が放出される事象を想定して分類する。炉心損傷後の限定的な条件下で発生する温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (TI-SGTR) も gモードに含める。

さらに、原子炉格納容器の物理的破損事象を、原子炉容器破損までに破損する早期格納容器破損とそれ以降に破損する後期格納容器破損に分類して選定した格納容器破損モードを第2.1.1.c-4表に示す。

2.1.1.d 事故シーケンス

① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス

PDSごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全施設等の緩和設備の作動状態及び物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組み合わせから事故の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。

② 格納容器イベントツリー

- (1) 格納容器イベントツリー構築に当たって検討した重要な物理化学現象、対処設備の作動及び不作動、運転員操作、ヘディング間の従属性

a. 重要な物理化学現象、対処設備の作動及び不作為

格納容器イベントツリーの構築に際し、炉心損傷から原子炉格納容器の破損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ついて各PDSを考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事故進展を検討した。

第2.1.1.d-1表に示す検討結果に基づき、PDSごとにシステムの動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析し、格納容器イベントツリーのヘディングとその定義を第2.1.1.d-2表のとおり選定した。

b. 運転員操作

事故の緩和及び格納容器破損防止に係る運転員操作については考慮していない。

c. ヘディング間の従属性

第2.1.1.d-2表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、他の複数のヘディングの状態に従属して決定される場合があるため、ヘディングの順序及び分岐確率の設定に際してヘディング間の従属性を調査しており、結果を第2.1.1.d-3表に示す。

(2) 格納容器イベントツリー

選定したヘディングについてヘディング間の従属性を考慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表す物理事象ヘディングをイベントツリーの終端として破損モードに対応付けすることで第2.1.1.d-1図のとおり格納容器イベントツリーを作成した。

なお、イベントツリーは扱いを容易にするため以下の3つの期間で分割して作成している。

T1：事故発生から原子炉容器破損まで

T2：原子炉容器破損直後

T3：原子炉容器破損後長時間経過後

2.1.1.e. 事故進展解析

① 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明

プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損等の事象の発生時期、シビアアクシデント現象による原子炉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計算に必要なデータを得る事を目的として、各PDSを代表する事故進展解析を実施する。

(1) 解析対象事故シーケンスの選定

a. 解析対象PDSの選定

事故進展解析の対象とするPDSとして

- ・全CDFに対する割合の大きいPDS
- ・物理化学現象に係るヘディングの推定に必要となる代表的なPDSを選定した。具体的には全CDFへの寄与の観点からSED（約70%）、TEI（約16%）、TEW（約7%）、TED（約3%）を選定し、事故進展が早く他のPDSによる解析からの推定が困難であるAED、AEW、AEIについても解析対象として選定しており、PDSごとに代表する事故シーケンスを選定している。

b. 解析対象事故シーケンスの選定

事故シーケンスの選定に際しては

- ・CDFが大きく確率的にそのPDSを代表する
- ・事故進展が相対的に速い（安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなるため）

の2点を考慮し選定した。上記の観点から選定した事故シーケンスを第2.1.1.e-1表に示す。

(2) 事故進展解析の解析条件

プラント構成及び特性の調査より、すべての事故シーケンスに対し共通するプラント構成及び特徴に依存した基本解析条件を第2.1.1.e-2表に示す。また、解析対象の事故シーケンスの事故状態及び設備作動状況に関する解析条件を第2.1.1.e-3表に示す。

なお、事故進展解析には、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、機器及びシステムの動作を模擬することができるMAAP4コードを使用した。

② 事故シーケンスの解析結果

選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果及び事故進展例を第2.1.1.e-1～e-14図に示す。1次冷却系内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事故進展を表す主要事象発生時刻を第2.1.1.e-4表に示す。

また、格納容器イベントツリーの定量化に必要なシビアアクシデント時の水素燃焼、格納容器雰囲気直接加熱(DCH)、水蒸気爆発及びベースマツト溶融貫通等の物理化学現象に伴う負荷の確率評価に必要な解析結果の情報を第2.1.1.e-5表に示す。

それぞれの事故シーケンスの解析結果から読み取った特徴的な事故進展を以下に整理する。

(1) プラント損傷状態：AED

AEDのシーケンスは、大・中破断LOCAが発生する一方、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク(以下「RWST」という。)水の移送がな

いため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約9.5時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約170℃、ベースマツト侵食深さは約0.2mである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

・水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。

⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、に適用されるを設定

・原子炉下部キャビティ室に水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、
に適用されるを設定

・ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、

に適用されるを設定

・貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、

に適用されるを設定

(2) プラント損傷状態：AEW

AEWのシーケンスは、大・中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内へのRWS T水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱

(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約4秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約14時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内の温度は約158℃、ベースマット侵食はごくわずかである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・ 水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。

⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、に適用されるを設定

- ・ 原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性はある。

⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、
に適用されるを設定

- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

⇒ ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、
に適用されるを設定

- ・ 貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、
に適用される
を設定

(3) プラント損傷状態：AEI

AEIのシーケンスは、大・中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWS T水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行

(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

われるため、溶融炉心は冷却され原子炉格納容器圧力は低く維持される。
また、ベースマットの侵食はない。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・水素濃度は事故早期から事故後期にかけて4vol%以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。

⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として

て [] に適用される [] を設定。なお、

HB3（水素燃焼：RV破損後長期）については、 []

[]

[] と設定しており、この場合には []

[] を考慮しHB3の分岐確率は [] を設定

- ・原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性はある。

⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、 []

[] に適用される [] を設定

- ・ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

⇒ ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、 []

[] を設定（前段となる

原子炉格納容器内除熱のヘディングNCCで溶融炉心冷却失敗の

分岐確率として、 []

[] に適用される [] を設定）

- ・格納容器スプレイで雰囲気除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。

⇒ ヘディングNCC（原子炉格納容器気相部冷却）の失敗確率を []

[]

[] に適用される [] を設定

(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

(4) プラント損傷状態：SED

SEDのシーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWS T水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約13時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内の温度は約167℃、ベースマツト侵食深さは約0.2mである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。

⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、に適用される
を設定

- ・原子炉下部キャビティに水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、
に適用される
を設定

- ・ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、
に適用される
を設定

- ・貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、

に適用される
を設定

(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

(5) プラント損傷状態：TED

TEDのシーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWS T水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生から約16時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約175℃、ベースマツト侵食深さは約0.2mである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・ 水素濃度は、事故早期は約4vol%以上であるが、水蒸気濃度が高く水素燃焼の可能性は低い。RV破損直後から事故後期にかけて水素濃度は4vol%未満となり水素燃焼の可能性は低い。

⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、
[] に適用される
[] を設定

- ・ 原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、
[] に適用される
[] を設定

- ・ ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、
[] に適用される
[] を設定

- ・ 貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、
[]

(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

[redacted]
[redacted]に適用される [redacted] を設定

(6) プラント損傷状態：TEW

TEWのシーケンスでは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWS T水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生から約3時間で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約19時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内温度は約170℃、ベースマツト侵食はごくわずかである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・ 水素濃度は、事故早期からRV破損直後にかけては4vol%以上であり水素燃焼の可能性はある。事故後期には水素濃度は4vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。

⇒ ヘディングHB 1（水素燃焼：RV破損前）、HB 2（水素燃焼：RV破損直後）の分岐確率として、[redacted] [redacted]に適用される [redacted] を設定。HB 3（水素燃焼：RV破損後長期）の分岐確率として [redacted] [redacted]に適用される [redacted] を設定

- ・ 原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、[redacted] [redacted]に適用される [redacted] を設定

- ・ ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。

(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、
に適用され
るを設定

・貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、

に適用されるを設定

(7) プラント損傷状態：TEI

TEIのシーケンスでは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWS T水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマツトの侵食はない。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

・水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて4vol%以上であり、水素燃焼の可能性が高い。

⇒ ヘディングHB 1、HB 2、HB 3（水素燃焼）の分岐確率として、に適用されるを設定。

・原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、
に適用され
るを設定

・格納容器スプレイによる雰囲気除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。

(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

⇒ ヘディングNCC（格納容器気相部冷却）の失敗確率を []
[] に適用される []
[] を設定

なお、事故進展解析の対象外としたPDSにおける分岐確率については類似のPDSの解析結果から第2.1.1.e-6表のとおり推定して設定している。

2.1.1.f 格納容器破損頻度

① 格納容器破損頻度の評価方法

格納容器イベントツリーのヘディングに、シビアアクシデント解析コードによる事故進展解析結果、シビアアクシデントの各物理化学現象に対する研究成果に関する知見等により分岐確率を設定し、格納容器破損頻度を算出する。

② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率

ヘディングの分岐確率は、シビアアクシデント現象に関する知見や事故進展解析結果及び工学的判断により設定した。十分に解明されていない物理化学現象に対する分岐確率のあてはめ方法として、NUREG/CR-4700手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ、分岐確率を定量化する手法を採用した。



評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を第2.1.1.f-1表に示す。また、格納容器イベントツリーの分岐確率の設定について第2.1.1.f-2表に示す。

(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません)

③ 格納容器破損頻度の評価結果

格納容器破損頻度の評価結果を第 2.1.1.f-3 表に示す。全格納容器破損頻度 (CFF) は 5.1×10^{-5} (／炉年)、条件付格納容器破損確率 (CCFP) は 0.82 であった。本評価では AM 策を考慮しておらず、格納容器スプレイ系による格納容器内の除熱が継続される PDS (AEI、SEI、SLI、TEI) では大部分が原子炉格納容器の破損を回避できる (CCFP が 0.01~0.08) 一方、原子炉格納容器の除熱機能がないその他 PDS の CCFP は 1 となるため、全体の CCFP が高くなっている。

また、格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度を第 2.1.1.f-4 表に示す。全 CFF のうち格納容器破損モードについて、「 δ モード (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)」の寄与が約 94.5%、「 ϵ モード (ベースマット溶融貫通)」の寄与が約 2.3%を占め、以下、「 σ モード (格納容器雰囲気直接加熱)」、「 τ モード (過温破損)」、「 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)」の寄与が続き、これら以外の破損モードの寄与は 0.1%以下であった。

PDS別CDFで全体の約 70%を占める SED は、原子炉補機冷却機能喪失により RCP シール LOCA が発生する一方、RWST からの注入がなく炉心及び原子炉格納容器内が除熱されないことから、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇する。事故進展解析の結果から貫通部過温破損より先行して「 δ モード (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)」に至る可能性が高く、「 δ モード (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)」の寄与が非常に高くなっている。次に、PDS別CDFで全体の約 7.3%を占める TEW も事故進展解析の結果から「 δ モード (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)」に至る可能性が高い。また、全体の約 3.4%を占める TED も、事故進展解析の結果から「 δ モード (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)」に至る可能性が高い。(第 2.1.1.f-1

～f-3 図)

なお、PDS別CDFで全体の約 15.8%を占めるTEIは、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱が継続されることから原子炉格納容器の健全性が維持される可能性が高い（CCFPが 0.08）。（第 2.1.1.f-3 表）

(1) SED (CFP: 4.3×10^{-5} (／炉年)、全CFPへの寄与割合: 84.7%)

- ・代表的なシーケンス：原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA (PDS別CDFへの寄与割合: 約98%)

RCPシールLOCAにより小破断LOCA相当の1次冷却材が流出して、炉心損傷に至る。その後もECCSによる炉内へのRWST水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器貫通部の過温破損やベースマットの溶融貫通に至る前に格納容器圧力が 2Pd に到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。

(2) TEW (CFP: 4.5×10^{-6} (／炉年)、全CFPへの寄与割合: 8.8%)

- ・代表的なシーケンス：手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 (PDS別CDFへの寄与割合: 約 68%)

手動停止時の補助給水失敗等のトランジェントが発生する一方、原子炉格納容器内へのRWST水の持ち込みがあるものの、格納容器スプレイ系（再循環）による格納容器内除熱に期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで格納容器破損に至るが、格納容器貫通部の過温破損やベースマットの溶融貫通に至る前に格納容器圧力が 2Pd に到達することで、原子炉格納

容器は過圧破損に至る。

(3) TED (CFE: 2.1×10^{-6} (／炉年)、全CFEへの寄与割合: 4.1%)

・代表的なシーケンス: 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失

(PDS別CDFへの寄与割合: 約 48%)

SBO等が発生する一方、原子炉格納容器内へのRWS T水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器貫通部の過温破損やベースマットの熔融貫通に至る前に格納容器圧力が2Pdに到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。

また、CFEをレベル1PRAの起因事象別に整理したものを第2.1.1.f-5表に示す。この整理結果によると、CFEに支配的な起因事象は原子炉補機冷却機能喪失であり、手動停止がこれに続いている。原子炉補機冷却機能喪失を起因とする事故シーケンスでCDFに寄与が大きい事故シーケンスは、原子炉補機冷却機能の喪失によりRCPシールLOCAが発生する事故シーケンスであり、手動停止を起因とする事故シーケンスでCDFに寄与が大きい事故シーケンスは、手動停止し補助給水に失敗する事故シーケンスである。前者が主に該当するPDSはSEDであり、CFEに寄与が大きいPDSに該当する。また、後者が主に該当するPDSはTEI及びTEWである。TEIについては、格納容器スプレイ系による格納容器内除熱が継続され、条件付格納容器破損確率が減少(0.08)するため、CFEに寄与が大きいPDSに該当せず、TEWが寄与が大きいPDSとなっている。したがって、レベル1PRAでCDFに寄与が大きい事故シーケンスのうち、格納容器スプレイ系に

よる緩和手段に期待できない事故シーケンスがレベル1.5 PRAにおけるCFRに対して大きな寄与率をもっていることが確認される。

④ 重要度評価について

レベル1.5 PRAとして重要度評価は実施していないが、レベル1 PRAで算出された炉心損傷頻度をPDSとして整理して格納容器破損頻度評価の入力としており、特にAM策を考慮しない（条件付格納容器破損確率（CCFR）が大きい）条件下ではレベル1 PRAの結果に強く依存する。

- ・「 δ モード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」ではCFRの約85%がSEDの「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」シーケンスであり、レベル1 PRAの原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様にRCPシール部（シールLOCA発生）、加圧器安全弁（閉失敗）、復水タンク（閉塞）の寄与が大きくなるものとするが、いずれの場合においても代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。
- ・「 ϵ モード（ベースマット熔融貫通）」ではCFRの約33%がTEIの「手動停止+補助給水失敗」シーケンス、約19%がTEWの「手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」であり、レベル1 PRAの「手動停止+補助給水失敗」シーケンスの場合の結果から、復水タンク閉塞、補助給水ポンプ自動起動信号失敗（共通要因故障）の寄与が大きくなるものと考えられるが、いずれの場合においても代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により格納容器破損を防止することができる。

2.1.1.g 不確実さ解析及び感度解析

① 不確実さ解析

(1) プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第 2.1.1.g-1 表及び第 2.1.1.g-1 図に示す。不確実さ解析の結果、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値は不確実さ分布内にあり、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、SED が支配的であることが確認できた。したがって、プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。

(2) 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第 2.1.1.g-2 表及び第 2.1.1.g-2 図に示す。

- ・不確実さ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、過圧破損 (δ) が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。
- ・点推定値が不確実さ分布内にない σ (格納容器雰囲気直接加熱)、 μ (格納容器直接接触)、 τ (過温破損) については、PDS 別の炉心損傷頻度において支配的な SED の溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値に非常

に近く（判断基準 2.0MPa[gage]に対して 2.1MPa[gage]）、溶融物分散放出の不確実さを考慮すると分散放出しない可能性が高いと評価したことによる影響である。ただし、これらの格納容器破損モードの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。

- ・ 今回の P R A を格納容器破損モードの選定に適用する際には、格納容器破損頻度の絶対値よりも相対値に注目している。格納容器破損モードの選定において格納容器破損頻度が小さいことを不採用の理由としている g （温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（T I - S G T R））と α （原子炉容器内水蒸気爆発）は、 g （温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（T I - S G T R））に g （蒸気発生器伝熱管破損）の格納容器破損頻度を加えても、それぞれの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して 2～4 桁小さく、不確実さを考えても全体の格納容器破損頻度に対して十分に小さいことを確認した。

(3) 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第 2.1.1.g-3 表及び第 2.1.1.g-3 図に示す。

- ・ 不確実さ解析の結果、格納容器破損カテゴリ別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損カテゴリ別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。
- ・ 点推定値が不確実さ分布内にない「格納容器への直接接触」、「格

格納容器雰囲気直接加熱」、「貫通部過温」については、PDS別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く（判断基準 2.0MPa[gage]に対して 2.1MPa[gage]）、溶融物分散放出の不確かさを考慮すると分散放出しない可能性が高いと評価したことによる影響である。ただし、これらの格納容器破損カテゴリの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。

② 感度解析

プラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的なプラント損傷状態SEDの溶融物分散放出に対する事故進展解析結果は、判断基準に非常に近い値であった（判断基準 2.0MPa[gage]に対して 2.1MPa[gage]）。SEDはプラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的であり、プラント損傷状態SEDの工学的判断に基づく溶融物分散放出の分岐確率の設定が格納容器破損頻度の内訳を変化させる可能性があることから、感度解析の対象とした。

- ベースケース（ケース1）：プラント損傷状態S**に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として を設定
- 感度解析（ケース2）：プラント損傷状態S**に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として を設定。

格納容器破損頻度の感度解析結果を第2.1.1.g-4表及び第2.1.1.g-4図に示す。本感度解析の結果、全体の格納容器破損頻度はほとんど変化がなく、本現象の全体の格納容器破損頻度に与える影響は小さいことが確認でき

（枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません）

た。また、次のとおり格納容器破損モードごとに多少の増減はあるが、全体的な傾向は変わらず、 δ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）が支配的であり格納容器破損頻度の内訳に与える影響は小さいことが確認できた。

- ・ プラント損傷状態別炉心損傷頻度で支配的なプラント損傷状態 SED において、溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、 σ （格納容器雰囲気直接加熱）、 τ （過温破損）、 μ （格納容器直接接触）が減少した。また、逆に溶融物分散放出の発生により緩和されていた ϵ （ベースマット溶融貫通）が増加した。
- ・ SEDと同じ小破断 LOCA のプラント損傷状態であり、溶融物分散放出に関して SED と同じ分岐確率を設定しているが、原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティ内に水がある SEW、SEI、SLW、SLI において溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、 η （原子炉容器外水蒸気爆発）が増加した。

第 2.1.1.b-1 表 プラント損傷状態の分類記号

(事故のタイプと 1 次系圧力の分類)

分類記号	説明
A	1 次系の破断口径が大きく、1 次系の減圧が遅いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては、大中破断 LOCA で代表される (低圧)
S	1 次系の破断口径が小さく、1 次系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである 起回事象としては小破断 LOCA で代表されるが、事象の類似性及び 1 次系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断 LOCA (RCP シール LOCA 及び加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA) に至る事故シーケンスも含む (中圧)
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。 なお、従属的に LOCA に至ったシーケンスは S の「事故のタイプ」に分類する (高圧)
G	FP の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2 次系から大気中に FP が直接放出される SGTR シーケンスである (中圧)
V	FP の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中に FP が直接放出されるインターフェイスシステム LOCA シーケンスである (低圧)

(炉心損傷時期の分類)

分類記号	説明
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの

(格納容器内事故進展の分類)

分類記号	説明
D	ECCS や格納容器スプレイ系による格納容器内注水がなく、熔融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に格納容器破損に至る可能性があるもの
W	ECCS や格納容器スプレイ系による格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。格納容器内熱除去が行われていない状態で、炉心損傷後に格納容器破損に至る可能性があるもの
I	ECCS や格納容器スプレイ系による格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。格納容器内熱除去が行われている状態で、炉心損傷後に格納容器破損に至る可能性があるもの
C	ECCS や格納容器スプレイ系による格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。格納容器内熱除去が行われていない状態で、格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの

第 2.1.1.b-2 表 プラント損傷状態の定義

No	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷 時期	格納容器内事故進展		
					RWST水の 原子炉格納 容器への移送	原子炉 格納容器 破損時期	原子炉 格納容器内 熱除去手段
1	AED	大中破断LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	AEW	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	AEI	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	ALC	大中破断LOCA	低圧	長期	○	炉心損傷前	×
5	SED	小破断LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	SEW	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	SEI	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	SLW	小破断LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	×
9	SLI	小破断LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	○
10	SLC	小破断LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷前	×
11	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	V	インターフェイス システムLOCA	低圧			—	
15	G	SGTR	中圧			—	

第 2.1.1.b-3 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される

事故シーケンス(1/2)

PDS	事故シーケンス
AED	中破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
AEW	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	大破断LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	中破断LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
AEI	中破断LOCA+高圧注入失敗
	中破断LOCA+低圧再循環失敗
	中破断LOCA+高圧再循環失敗
	大破断LOCA+低圧再循環失敗
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗
	大破断LOCA+低圧注入失敗
中破断LOCA+蓄圧注入失敗	
ALC	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗
SED	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA
	極小LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	小破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	小破断LOCA+補助給水失敗+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
極小LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	
SEW	極小LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	極小LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	極小LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	小破断LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
極小LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	

第 2.1.1.b-3 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される

事故シーケンス(2/2)

PDS	事故シーケンス
SEI	小破断 LOCA + 高圧注入失敗
	極小 LOCA + 補助給水失敗
	極小 LOCA + 高圧注入失敗
	小破断 LOCA + 補助給水失敗
	小破断 LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗
	極小 LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗
SLW	小破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
SLI	小破断 LOCA + 低圧再循環失敗
	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗
SLC	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗
TED	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	外部電源喪失 + 非常用所内交流電源の喪失
	主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗
	ATWS + 格納容器スプレイ注入失敗
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	
TEW	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	ATWS + 格納容器スプレイ再循環失敗
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	主給水流量喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	外部電源喪失 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
TEI	手動停止 + 補助給水失敗
	過渡事象 + 補助給水失敗
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗
	主給水流量喪失 + 補助給水失敗
	外部電源喪失 + 補助給水失敗
	ATWS
G	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗
	蒸気発生器伝熱管破損 + 破損側蒸気発生器の隔離失敗
V	蒸気発生器伝熱管破損 + 補助給水失敗
	インターフェイスシステム LOCA

第 2.1.1.b-4 表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

プラント 損傷状態	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合
A E D	3.4E-09	0.0%
A E W	4.3E-09	0.0%
A E I	4.0E-07	0.7%
A L C	1.2E-08	0.0%
S E D	4.3E-05	69.8%
S E W	3.2E-08	0.1%
S E I	1.4E-06	2.3%
S L W	6.6E-09	0.0%
S L I	6.8E-08	0.1%
S L C	3.9E-08	0.1%
T E D	2.1E-06	3.4%
T E W	4.5E-06	7.3%
T E I	9.7E-06	15.8%
V	3.0E-11	0.0%
G	2.9E-07	0.5%
合 計	6.1E-05	100.0%