

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)

起回事象	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	-	-
		-	-
	中破断LOCA+高圧注入失敗	加速度 区分5	①1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +使用済燃料ピットクーラの構造損傷(地震)
		加速度 区分5	②1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +計器用圧縮空気供給ヘッダ圧力計の機能損傷(地震)
	中破断LOCA+低圧再循環失敗	加速度 区分5	①1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +制御建屋送気ファンの機能損傷(地震)
		加速度 区分5	②1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +チラーユニット操作盤の機能損傷(地震)
	中破断LOCA+高圧再循環失敗	加速度 区分5	①1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +充てん/高圧注入ポンプ室冷却系ダクトの構造損傷(地震)
		加速度 区分5	②余熱除去ポンプ高温側注入配管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +充てん/高圧注入ポンプ室冷却系ダクトの構造損傷(地震)
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	加速度 区分5	①1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +格納容器圧力計(広域)の機能損傷(地震)
		加速度 区分5	②余熱除去ポンプ高温側注入配管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +格納容器圧力計(広域)の機能損傷(地震)
	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	加速度 区分5	①1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +A,B内部スプレクーラ冷却水出口弁 開操作失敗 共通原因故障(ランダム)
		加速度 区分5	②1次冷却材管の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +A,B,C,D内部スプレポンプ入口弁(格納容器再循環サンプ側) 開操作失敗 共通原因故障(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)

起回事象	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5	①原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +蒸気ライン流量計(蒸気ライン差圧計)の機能損傷(地震)
		加速度 区分5	②原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +蒸気発生器水位計(狭域)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) +使用済燃料ピットクーラの構造損傷(地震)
		加速度 区分5	②原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +使用済燃料ピットクーラの構造損傷(地震)
	小破断LOCA+低圧再循環失敗	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) +制御建屋送気ファンの機能損傷(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) +補助建屋よう素除去廃棄空調装置現地計器ラックの機能損傷(地震)
	小破断LOCA+高圧再循環失敗	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) +充てん/高圧注入ポンプ室冷却系ダクトの構造損傷(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) +A,B余熱除去系再循環弁(充てん/高圧注入ポンプ連絡) 開操作失敗 共通原因故障(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4	①原子炉容器の構造損傷(地震) +外部電源喪失(地震) +格納容器圧力計(広域)の機能喪失(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) +格納容器圧力計(広域)の機能喪失(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) +A,B,C,D内部スプレポンプ入口弁(燃料取替用水側) 開操作失敗 共通原因故障(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) +A,B内部スプレクーラ冷却水出口弁 開操作失敗 共通原因故障(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)

起回事象	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次冷却系破断＋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) ＋使用済燃料ピットクーラの構造損傷(地震)
		加速度 区分5	②蒸気発生器の構造損傷(地震) ＋外部電源喪失(地震) ＋使用済燃料ピットクーラの構造損傷(地震)
	2次冷却系破断＋主蒸気隔離失敗	加速度 区分5	①蒸気発生器の構造損傷(地震) ＋外部電源喪失(地震) ＋蒸気ライン流量計(蒸気ライン差圧計)の機能損傷(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) ＋蒸気ライン流量計(蒸気ライン差圧計)の機能損傷(地震)
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	加速度 区分3	①使用済燃料ピットクーラの構造損傷(地震) ＋外部電源喪失(地震)
		加速度 区分4	②使用済燃料ピットクーラの構造損傷(地震) ＋外部電源喪失(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使用済燃料ピットクーラの構造損傷(地震) ＋外部電源喪失(地震) ＋加圧器安全弁B 閉失敗(ランダム)
		加速度 区分3	②使用済燃料ピットクーラの構造損傷(地震) ＋外部電源喪失(地震) ＋加圧器安全弁A 閉失敗(ランダム)
	原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	加速度 区分4	①使用済燃料ピットクーラの構造損傷(地震) ＋外部電源喪失(地震) ＋蒸気ライン流量計(蒸気ライン差圧計)の機能喪失(地震)
		加速度 区分4	②使用済燃料ピットクーラの構造損傷(地震) ＋外部電源喪失(地震) ＋蒸気発生器水位計(狭域)の機能喪失(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3	①外部電源喪失(地震) +蓄電池室排気室排気温度計の機能損傷(地震)
		加速度 区分3	②外部電源喪失(地震) +蓄電池室空調装置現地計器ラックの機能損傷(地震)
	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) +制御建屋送気ファンの機能損傷(地震)
		加速度 区分4	②外部電源喪失(地震) +計器用圧縮空気供給ヘッダ圧力計の機能損傷(地震)
ATWS	起回事象+原子炉トリップ失敗	加速度 区分3	①制御用地震計(保護用地震計)の機能損傷(地震)
		加速度 区分3	②原子炉トリップレバ断器盤の機能損傷(地震)
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 +主蒸気隔離弁 閉失敗(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	事故シーケンス	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	2.4E-06	2.9E-06	12.5%
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	1.1E-09		
	大破断LOCA+低圧再循環失敗	4.3E-07		
中破断LOCA	中破断LOCA+蓄圧注入失敗	ε	2.1E-08	0.1%
	中破断LOCA+高圧注入失敗	2.0E-08		
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	1.2E-10		
	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	ε		
	中破断LOCA+低圧再循環失敗	1.1E-09		
	中破断LOCA+高圧再循環失敗	1.4E-11		
小破断LOCA	小破断LOCA+補助給水失敗	4.7E-07	2.5E-06	11.0%
	小破断LOCA+高圧注入失敗	1.6E-06		
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	4.7E-08		
	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	5.2E-09		
	小破断LOCA+低圧再循環失敗	4.1E-07		
	小破断LOCA+高圧再循環失敗	5.2E-09		
2次冷却系の 破断	2次冷却系の破断+補助給水失敗	6.1E-07	6.6E-07	2.9%
	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	5.1E-08		
主給水流量喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	1.3E-07	1.3E-07	0.6%
外部電源喪失	外部電源喪失+補助給水失敗	1.5E-06	1.3E-05	55.3%
	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	1.1E-05		
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	8.5E-07	9.3E-07	4.1%
	原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	4.4E-09		
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	7.2E-08		
ATWS	原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	3.9E-10	3.9E-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)	2.1E-06	2.1E-06	9.0%
	原子炉建屋損傷	ε	ε	—
	原子炉格納容器損傷	2.5E-07	2.5E-07	1.1%
	原子炉補助建屋損傷	ε	ε	—
	電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	ε	ε	—
	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	3.4E-07	3.4E-07	1.5%
	複数の信号系損傷	8.3E-08	8.3E-08	0.4%
	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	5.7E-10	5.7E-10	0.1%未満
格納容器 バイパス	蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	3.8E-07	3.8E-07	1.7%
合 計		2.3E-05		100.0%

ε : 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)	2.8×10^{-3}	5.9×10^{-7}	3%
区分 2 (0.5G～0.8G)	3.0×10^{-4}	1.6×10^{-7}	1%
区分 3 (0.8G～1.1G)	6.0×10^{-5}	6.7×10^{-6}	29%
区分 4 (1.1G～1.3G)	1.3×10^{-5}	9.8×10^{-6}	43%
区分 5 (1.3G～1.5G)	5.7×10^{-6}	5.7×10^{-6}	25%
全炉心損傷頻度		2.3×10^{-5}	100%

注：四捨五入の関係上、合計が 100%にならない。

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：2.3E-05（／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.使用済燃料ピットクーラ (構造損傷)	1.63	0.97	0.04	すべての事故シーケンス
2.制御建屋送気ファン (機能損傷)	2.25	0.91	0.04	すべての事故シーケンス
3.計器用圧縮空気供給 ヘッダ圧力計 (機能損傷)	1.76	0.97	0.03	すべての事故シーケンス
4.1次系冷却水ポンプ出口 圧力計 (機能損傷)	1.43	0.78	0.03	すべての事故シーケンス
5.吸込風量計 (中間建屋空調系) (機能損傷)	1.43	0.78	0.03	すべての事故シーケンス
6.海水ポンプモータ冷却水 流量計 (機能損傷)	1.43	0.78	0.03	すべての事故シーケンス
7.海水ポンプ出口ヘッダ 圧力計 (機能損傷)	1.43	0.78	0.03	すべての事故シーケンス
8.吸込風量計(6.6kV D G) (機能損傷)	1.43	0.78	0.03	すべての事故シーケンス
9.流量計(制御建屋空調系) (機能損傷)	1.43	0.78	0.03	すべての事故シーケンス
10.蓄電池室排気室排気 温度計 (機能損傷)	1.43	0.78	0.03	すべての事故シーケンス

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 0.03 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(1/3)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	炉心損傷頻度 (/炉年)	全炉心損傷頻度に 対する寄与割合	FV重要度上位の機器	HCLPF (G)	FV重要度
2次冷却系からの除熱機能喪失	外部電源喪失+補助給水失敗	1.5E-06	6.8%	蓄電池室排気室排気温度計	0.78	0.31
				蓄電池室空調装置現地計器ラック	0.99	0.17
				復水タンク	1.04	0.12
				蒸気ライン流量計(蒸気ライン差圧計)	1.06	0.10
				蒸気発生器水位計(狭域)	1.06	0.10
				主蒸気圧力計	0.89	0.08
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	1.1E-05	48.6%	制御建屋送気ファン	0.91	0.08
				計器用圧縮空気供給ヘッダ圧力計	0.97	0.07
				流量計	0.78	0.06
				吸込風量計(中間建屋空調系)	0.78	0.06
				1次系冷却水ポンプ出口圧力計	0.78	0.06
				吸込風量計(6.6kV DG)	0.78	0.05
				海水ポンプ出口ヘッダ圧力計	0.78	0.05
				海水ポンプモータ冷却水流量計	0.78	0.05
				中間建屋空調装置現地計器ラック	0.99	0.04
				ディーゼル発電機室空調装置現地計器ラック	0.99	0.04
				中央制御室外原子炉停止盤 操作表示灯回路テスト盤	0.99	0.03
				海水ポンプモータ冷却水流量 計器収容盤	0.99	0.03
				中央制御室非常用循環空調装置現地計器ラック	0.99	0.03
				制御建屋空調装置現地計器ラック	0.99	0.03
				補助建屋よう素除去廃棄空調装置現地計器ラック	0.99	0.03
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)	2.1E-06	9.0%	チラーユニット操作盤	0.99	0.03
				中間建屋排気ファン	1.09	0.01
				蒸気発生器	0.98	0.70
				冷却材ポンプ	1.12	0.20
				炉内計装引出管	1.30	0.03
				1次冷却材管	1.31	0.03

注) 事故シーケンス別炉心損傷頻度が1E-6を越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-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(2/3)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	炉心損傷頻度 (/炉年)	全炉心損傷頻度に 対する寄与割合	FV重要度上位の機器	HCLPF (G)	FV重要度
ECCS注水機能喪失	大破断LOCA+低圧注入失敗	2.4E-06	10.6%	原子炉容器	0.82	0.61
				制御棒駆動装置	1.04	0.15
				使用済燃料ピットクーラ	0.97	0.13
				計器用圧縮空気供給ヘッダ圧力計	0.97	0.10
				1次冷却材管	1.17	0.06
				加圧器	1.20	0.05
				ディーゼル発電機室空調装置現地計器ラック	0.99	0.04
				中間建屋空調装置現地計器ラック	0.99	0.04
				海水ポンプモータ冷却水流量 計器収容盤	0.99	0.04
				中央制御室外原子炉停止盤 操作表示灯回路テスト盤	0.99	0.04
				海水ポンプ出口ヘッダ圧力計	0.78	0.04
				海水ポンプモータ冷却水流量計	0.78	0.04
				余熱除去出口圧力計	0.78	0.04
				1次系冷却水ポンプ出口圧力計	0.78	0.04
				吸込風量計(中間建屋空調系)	0.78	0.04
				吸込風量計(6.6kV DG)	0.78	0.04
				ほう酸回収装置	1.20	0.03
				中間建屋排気ファン	1.09	0.02
				海水ストレーナ	1.20	0.02
				燃料取替用水タンク	1.19	0.02
ECCS注水機能喪失	大破断LOCA+低圧注入失敗	2.4E-06	10.6%	蓄電池	1.20	0.01
				原子炉コントロールセンタ	1.19	0.01
				ディーゼル発電機コントロールセンタ	1.19	0.01

注) 事故シーケンス別炉心損傷頻度が1E-6を越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-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(3/3)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	炉心損傷頻度 (/炉年)	全炉心損傷頻度に 対する寄与割合	FV重要度上位の機器	HCLPF (G)	FV重要度
ECCS注水機能喪失	小破断LOCA+高圧注入失敗	1.6E-06	7.0%	原子炉容器	0.81	1.00
				使用済燃料ピットクーラ	0.97	0.14
				計器用圧縮空気供給ヘッダ圧力計	0.97	0.11
				海水ポンプモータ冷却水流量計	0.78	0.05
				海水ポンプ出口ヘッダ圧力計	0.78	0.05
				1次系冷却水ポンプ出口圧力計	0.78	0.05
				吸込風量計(中間建屋空調系)	0.78	0.05
				吸込風量計(6.6kV DG)	0.78	0.05
				ディーゼル発電機室空調装置現地計器ラック	0.99	0.05
				中間建屋空調装置現地計器ラック	0.99	0.05
				中央制御室外原子炉停止盤 操作表示灯回路テスト盤	0.99	0.05
				海水ポンプモータ冷却水流量 計器収容盤	0.99	0.05
				ほう酸回収装置	1.20	0.03
				中間建屋排気ファン	1.09	0.03
				燃料取替用水タンク	1.19	0.02
				海水ストレーナ	1.20	0.02
				原子炉コントロールセンタ	1.19	0.01
				ディーゼル発電機コントロールセンタ	1.19	0.01
				メタルクラッドスイッチギア	0.98	0.01

注) 事故シーケンス別炉心損傷頻度が1E-6を越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 不確実さ解析結果

不確実さ	全炉心損傷頻度 (／炉年)
95%上限値	4.3E-05
平均値	2.3E-05
中央値	2.1E-05
5%下限値	6.7E-06
エラーファクター	2.5
点推定値	2.3E-05

第 1.2.1.d-8 表 美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	2.68E-01	1.75E-01	1.76E-01	1.85E-01	1.94E-01	1.96E-01	3.35E-01	3.37E-01	3.52E-01	3.66E-01	3.68E-01
0.02	1.10E-01	7.15E-02	7.47E-02	7.62E-02	7.74E-02	8.09E-02	1.34E-01	1.37E-01	1.44E-01	1.50E-01	1.53E-01
0.03	6.35E-02	4.12E-02	4.18E-02	4.42E-02	4.65E-02	4.71E-02	7.71E-02	8.07E-02	8.28E-02	8.47E-02	8.87E-02
0.04	4.22E-02	2.68E-02	2.72E-02	2.96E-02	3.19E-02	3.23E-02	5.12E-02	5.30E-02	5.49E-02	5.67E-02	5.87E-02
0.05	3.04E-02	1.88E-02	1.94E-02	2.15E-02	2.36E-02	2.42E-02	3.67E-02	3.73E-02	3.94E-02	4.15E-02	4.20E-02
0.06	2.31E-02	1.40E-02	1.46E-02	1.65E-02	1.84E-02	1.90E-02	2.74E-02	2.78E-02	2.97E-02	3.16E-02	3.20E-02
0.07	1.82E-02	1.09E-02	1.15E-02	1.32E-02	1.49E-02	1.54E-02	2.10E-02	2.15E-02	2.32E-02	2.50E-02	2.54E-02
0.08	1.48E-02	8.80E-03	9.26E-03	1.08E-02	1.24E-02	1.28E-02	1.66E-02	1.72E-02	1.87E-02	2.02E-02	2.08E-02
0.09	1.22E-02	7.24E-03	7.66E-03	9.06E-03	1.05E-02	1.09E-02	1.34E-02	1.40E-02	1.54E-02	1.67E-02	1.73E-02
0.10	1.03E-02	6.07E-03	6.46E-03	7.73E-03	9.02E-03	9.40E-03	1.10E-02	1.16E-02	1.29E-02	1.41E-02	1.47E-02
0.12	7.60E-03	4.43E-03	4.80E-03	5.84E-03	6.91E-03	7.25E-03	7.81E-03	8.33E-03	9.35E-03	1.04E-02	1.09E-02
0.14	5.84E-03	3.36E-03	3.72E-03	4.58E-03	5.44E-03	5.68E-03	5.91E-03	6.23E-03	7.07E-03	7.92E-03	8.39E-03
0.16	4.61E-03	2.62E-03	2.97E-03	3.67E-03	4.31E-03	4.51E-03	4.68E-03	4.88E-03	5.51E-03	6.22E-03	6.64E-03
0.18	3.72E-03	2.08E-03	2.43E-03	2.97E-03	3.44E-03	3.63E-03	3.79E-03	3.97E-03	4.42E-03	4.98E-03	5.37E-03
0.20	3.04E-03	1.69E-03	2.02E-03	2.43E-03	2.79E-03	2.96E-03	3.11E-03	3.30E-03	3.62E-03	4.05E-03	4.41E-03
0.25	1.95E-03	1.05E-03	1.33E-03	1.55E-03	1.73E-03	1.87E-03	2.01E-03	2.17E-03	2.34E-03	2.55E-03	2.85E-03
0.31	1.32E-03	6.94E-04	8.97E-04	1.04E-03	1.15E-03	1.25E-03	1.36E-03	1.47E-03	1.59E-03	1.71E-03	1.94E-03
0.36	9.19E-04	4.75E-04	6.21E-04	7.20E-04	8.02E-04	8.78E-04	9.53E-04	1.03E-03	1.11E-03	1.20E-03	1.37E-03
0.41	6.60E-04	3.30E-04	4.40E-04	5.13E-04	5.74E-04	6.30E-04	6.83E-04	7.37E-04	7.96E-04	8.69E-04	9.96E-04
0.46	4.83E-04	2.34E-04	3.18E-04	3.73E-04	4.19E-04	4.61E-04	4.99E-04	5.39E-04	5.84E-04	6.41E-04	7.41E-04
0.51	3.61E-04	1.68E-04	2.34E-04	2.76E-04	3.11E-04	3.42E-04	3.71E-04	4.02E-04	4.37E-04	4.82E-04	5.61E-04
0.61	2.09E-04	8.97E-05	1.31E-04	1.56E-04	1.77E-04	1.96E-04	2.14E-04	2.34E-04	2.56E-04	2.85E-04	3.36E-04
0.71	1.26E-04	4.97E-05	7.59E-05	9.14E-05	1.04E-04	1.16E-04	1.29E-04	1.42E-04	1.57E-04	1.76E-04	2.12E-04
0.82	7.90E-05	2.77E-05	4.46E-05	5.48E-05	6.34E-05	7.15E-05	8.01E-05	8.92E-05	9.95E-05	1.14E-04	1.39E-04
0.92	5.09E-05	1.59E-05	2.65E-05	3.33E-05	3.91E-05	4.50E-05	5.11E-05	5.75E-05	6.53E-05	7.54E-05	9.49E-05
1.02	3.35E-05	9.04E-06	1.60E-05	2.03E-05	2.45E-05	2.87E-05	3.31E-05	3.80E-05	4.37E-05	5.17E-05	6.66E-05
1.22	1.54E-05	2.88E-06	5.73E-06	7.77E-06	9.84E-06	1.20E-05	1.43E-05	1.71E-05	2.05E-05	2.55E-05	3.58E-05
1.43	7.59E-06	9.24E-07	2.13E-06	3.07E-06	4.06E-06	5.15E-06	6.39E-06	7.92E-06	1.01E-05	1.35E-05	2.11E-05

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

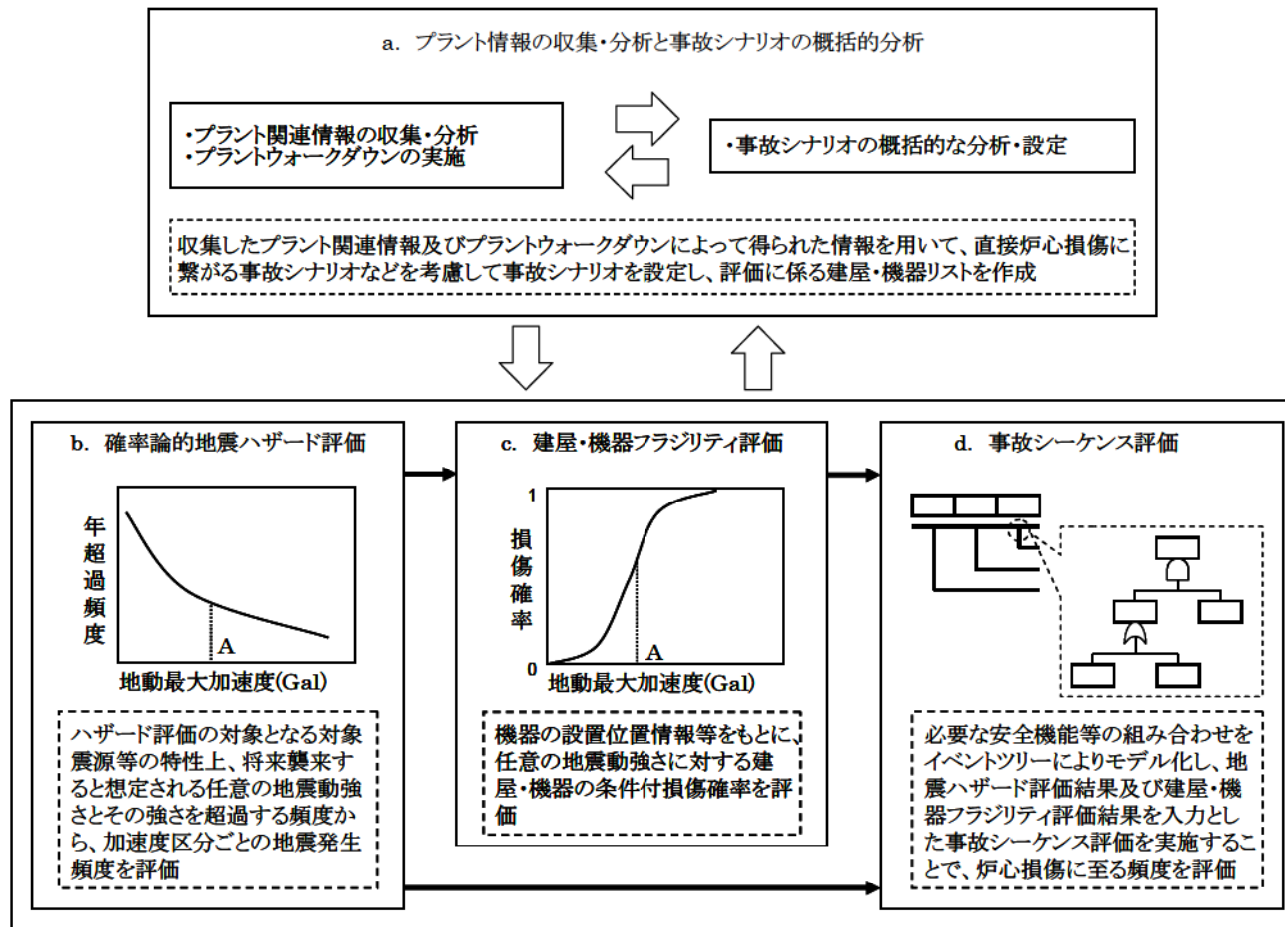
不確実さ	全CDF(／炉年)	地震特有のシーケンス									
		複数の信号系損傷	全 C D F との 比	原子炉補助建屋損傷	全 C D F との 比	蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	全 C D F との 比	原子炉建屋損傷	全 C D F との 比	原子炉格納容器損傷	全 C D F との 比
95%上限値	4.3E-05	3.8E-07	0.009	－	－	1.6E-06	0.037	－	－	1.3E-06	0.030
平均値	2.3E-05	8.5E-08	0.004	－	－	3.8E-07	0.017	－	－	2.5E-07	0.011
中央値	2.1E-05	2.6E-08	0.001	－	－	1.3E-07	0.006	－	－	3.5E-08	0.002
5%下限値	6.7E-06	4.6E-10	0.001 未満	－	－	3.3E-09	0.001 未満	－	－	1.2E-10	0.001 未満
エラーファクター	2.5	28.6	－	－	－	21.8	－	－	－	104.2	－
点推定値	2.3E-05	8.3E-08	0.004	－	－	3.8E-07	0.017	－	－	2.5E-07	0.011

全CDFとの比:同じ不確実さパラメータ(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

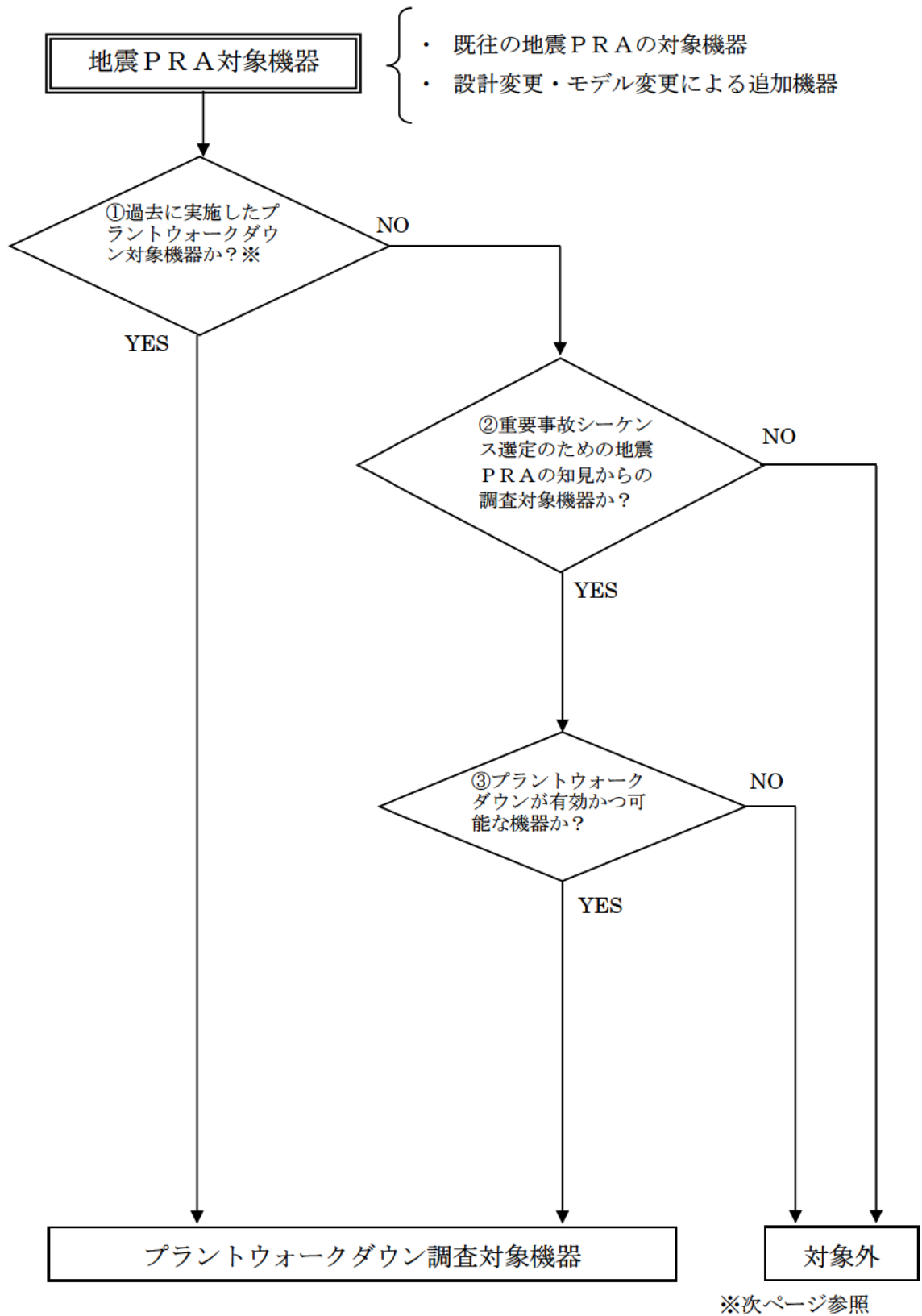
第 1.2.1.d-10 表 相関性を考慮した感度解析結果

起回事象/影響緩和系	FV重要度の高い冗長機器		加速度 中央値 (G)	β _R	β _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	1.1～1.3	1.3～1.5
QCR:バッテリー室空調系	蓄電池室排気室排気温度計（冗長2基）	機能	1.43	0.13	0.23	-	2.97E-05	7.57E-03	3.38E-02	6.36E-02
						-	8.80E-10	5.73E-05	1.14E-03	4.05E-03
QCR:バッテリー室空調系	蓄電池室空調装置現地計器ラック（冗長2基）	機能	2.23	0.22	0.27	-	-	3.13E-03	3.60E-02	8.78E-02
						-	-	9.81E-06	1.30E-03	7.71E-03
QE:6.6kV DG	吸込風量計（冗長4基）	機能	1.43	0.13	0.23	-	2.97E-05	7.57E-03	3.38E-02	6.36E-02
						-	7.75E-19	3.28E-09	1.31E-06	1.64E-05
QE:6.6kV DG	ディーゼル発電機室空調装置現地計器ラック（冗長2基）	機能	2.23	0.22	0.27	-	-	3.13E-03	3.60E-02	8.78E-02
						-	-	9.81E-06	1.30E-03	7.71E-03
QQ:海水系	海水ポンプモータ冷却水流量計（冗長2基）	機能	1.43	0.13	0.23	-	2.97E-05	7.57E-03	3.38E-02	6.36E-02
						-	8.80E-10	5.73E-05	1.14E-03	4.05E-03
QQ:海水系	海水ポンプ出口ヘッダ圧力計（冗長2基）	機能	1.43	0.13	0.23	-	2.97E-05	7.57E-03	3.38E-02	6.36E-02
						-	8.80E-10	5.73E-05	1.14E-03	4.05E-03
QQ:海水系	中央制御室外原子炉停止盤 操作表示灯回路テスト盤（冗長2基）	機能	2.23	0.22	0.27	-	-	3.13E-03	3.60E-02	8.78E-02
						-	-	9.81E-06	1.30E-03	7.71E-03
Q2:中間建屋空調系	1次系冷却水ポンプ出口圧力計（冗長2基）	機能	1.43	0.13	0.23	-	2.97E-05	7.57E-03	3.38E-02	6.36E-02
						-	8.80E-10	5.73E-05	1.14E-03	4.05E-03
Q2:中間建屋空調系	吸込風量計（冗長2基）	機能	1.43	0.13	0.23	-	2.97E-05	7.57E-03	3.38E-02	6.36E-02
						-	8.80E-10	5.73E-05	1.14E-03	4.05E-03
Q2:中間建屋空調系	中間建屋空調装置現地計器ラック（冗長2基）	機能	2.23	0.22	0.27	-	-	3.13E-03	3.60E-02	8.78E-02
						-	-	9.81E-06	1.30E-03	7.71E-03
Q3:空調用冷水設備	チラーユニット操作盤（冗長2基）	機能	2.23	0.22	0.27	-	-	3.13E-03	3.60E-02	8.78E-02
						-	-	9.81E-06	1.30E-03	7.71E-03
Q4:制御建屋空調系	制御建屋送気ファン（冗長2基）	機能	2.25	0.25	0.31	-	-	1.03E-02	5.49E-02	1.13E-01
						-	-	1.05E-04	3.01E-03	1.29E-02
Q4:制御建屋空調系	流量計（冗長2基）	機能	1.43	0.13	0.23	-	2.97E-05	7.57E-03	3.38E-02	6.36E-02
						-	8.80E-10	5.73E-05	1.14E-03	4.05E-03
Q4:制御建屋空調系	中央制御室非常用循環空調装置現地計器ラック（冗長2基）	機能	2.23	0.22	0.27	-	-	3.13E-03	3.60E-02	8.78E-02
						-	-	9.81E-06	1.30E-03	7.71E-03
Q4:制御建屋空調系	補助建屋よう素除去廃棄空調装置現地計器ラック（冗長2基）	機能	2.23	0.22	0.27	-	-	3.13E-03	3.60E-02	8.78E-02
						-	-	9.81E-06	1.30E-03	7.71E-03
Q4:制御建屋空調系	制御建屋空調装置現地計器ラック（冗長2基）	機能	2.23	0.22	0.27	-	-	3.13E-03	3.60E-02	8.78E-02
						-	-	9.81E-06	1.30E-03	7.71E-03
QT:計器用空気系	計器用圧縮空気供給ヘッダ圧力計（冗長2基）	機能	1.76	0.13	0.23	-	-	5.93E-03	7.02E-02	1.86E-01
						-	-	3.52E-05	4.93E-03	3.47E-02
全炉心損傷頻度			合計	2.3E-05	5.9E-07	1.6E-07	6.7E-06	9.8E-06	5.7E-06	
				1.3E-05	5.9E-07	1.0E-07	1.4E-06	5.4E-06	5.7E-06	

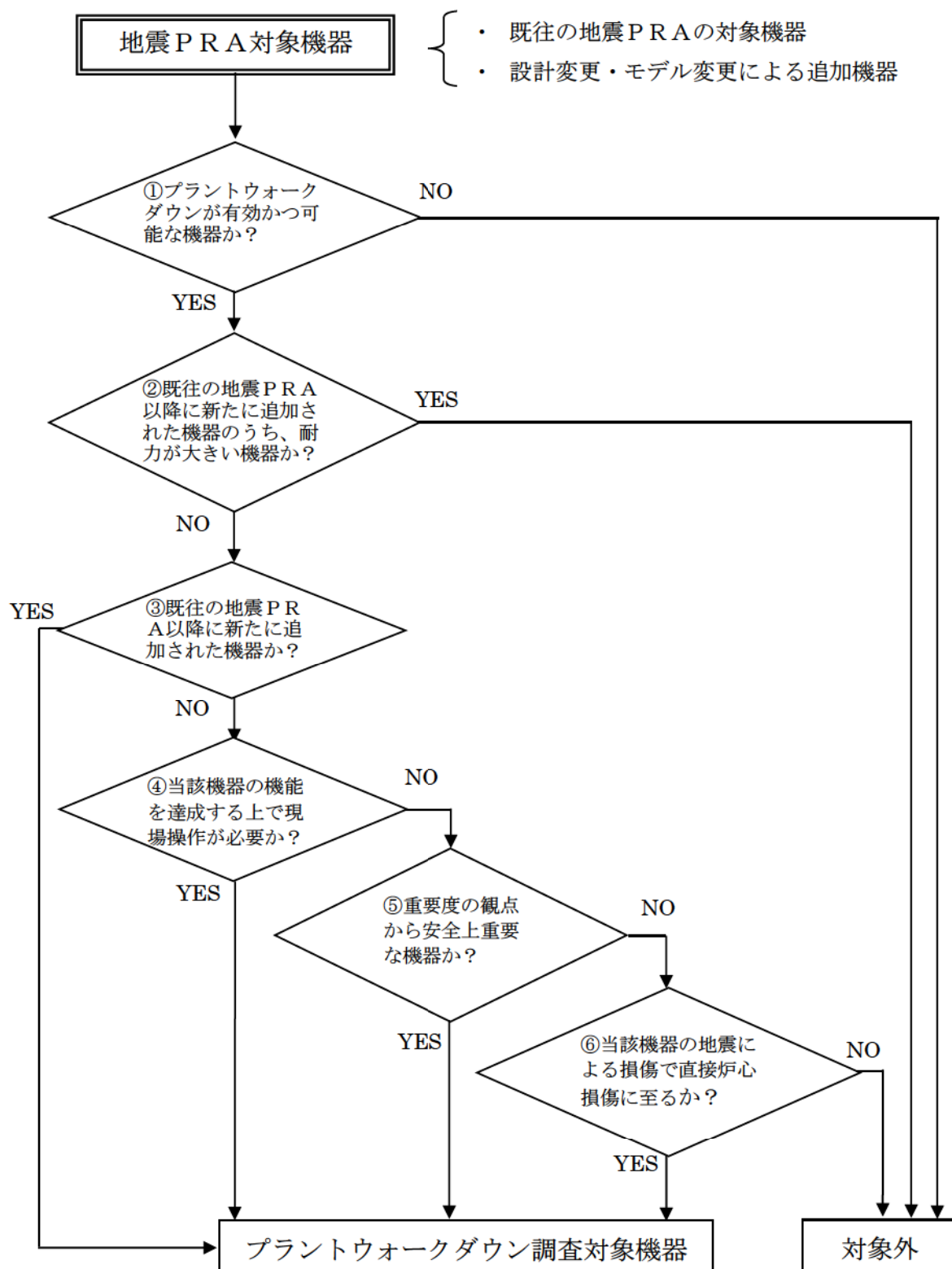
注) 上段:冗長機器を完全相関として評価した場合の条件付き損傷確率及び全炉心損傷頻度
 下段:冗長機器を完全独立として評価した場合の条件付き損傷確率及び全炉心損傷頻度



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)

美浜3号炉 プラントウォークダウンチェックシート

機器名称： 4-3EC 予変受電【メタルクラッドスイッチギア】

機器 I D： E-MC 4-3C, E-MC 4-3D 耐震クラス： S

建屋： A/B 床E L： 4.0m 区画： K-200E012

形状： 自立盤 支持タイプ： 溶接 通り芯： K-200E012

二次的影響を考慮する設備： —

アクセス性(ルート：

系統図番号： 1-3-1-2-1 機器配置図番号： K-200E012

モデル化の前提条件（リカバリー条件の概要）／ロジック
条件①
条件②
・
・
・

[チェック対象項目]

- A) 耐震安全性の確認（二次的影響について） ☒
- B) リカバリー操作の確認 ☐
- C) モデル化の前提条件の確認 ☐

総合評価（モデルへの反映方法、取り扱いについての記載）
・地震PRAとして特記事項なし。

実施日： 2015 年 1 月 14 日

実施者：_____

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	☐	☐	☐	☒
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	☐	☐	☐	☒
3. 配管接合部と図面に外見上の相違点はない	☐	☐	☐	☒
4. 配管接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）はない	☐	☐	☐	☒

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	☐	☐	☐	☒
2. 外見上の異常（腐食・亀裂等）はない	☐	☐	☐	☒
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）	☐	☐	☐	☒

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	☒	☐	☐	☐
2. 倒壊により被害を与えう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)	☒	☐	☐	☐
3. 無筋のブロック壁が近傍にない	☒	☐	☐	☐
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	☒	☐	☐	☐
5. 周辺に仮置の火災源はない	☒	☐	☐	☐

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 1.2.1.a-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	☐	☐	☐	☒
2. 周辺設備からの被害を受けない	☐	☐	☐	☒
3. 可動部分のある器具は存在しない	☐	☐	☐	☒
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	☐	☐	☐	☒

現場操作性

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

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	☐	☐	☐	☒
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	☐	☐	☐	☒
3. モデル化の前提条件②が適切である	☐	☐	☐	☒
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	☐	☐	☐	☒
・				
・				
・				

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



C メタルクラッドスイッチギア 銘板



C メタルクラッドスイッチギア 外観

第 1.2.1.a-2 図 プラントウォークダウン結果 (4/5)

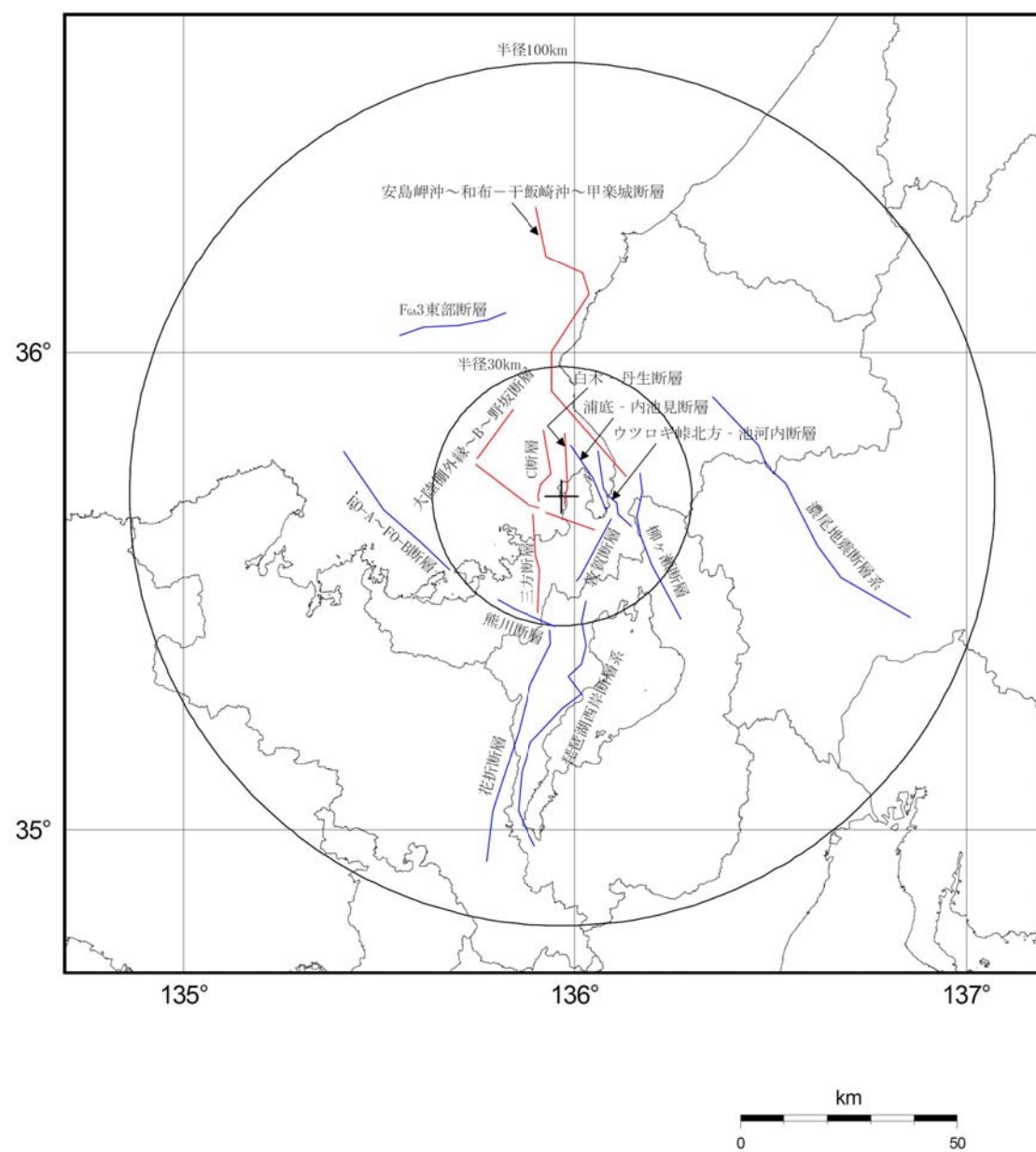


D メタルクラッドスイッチギア 銘板

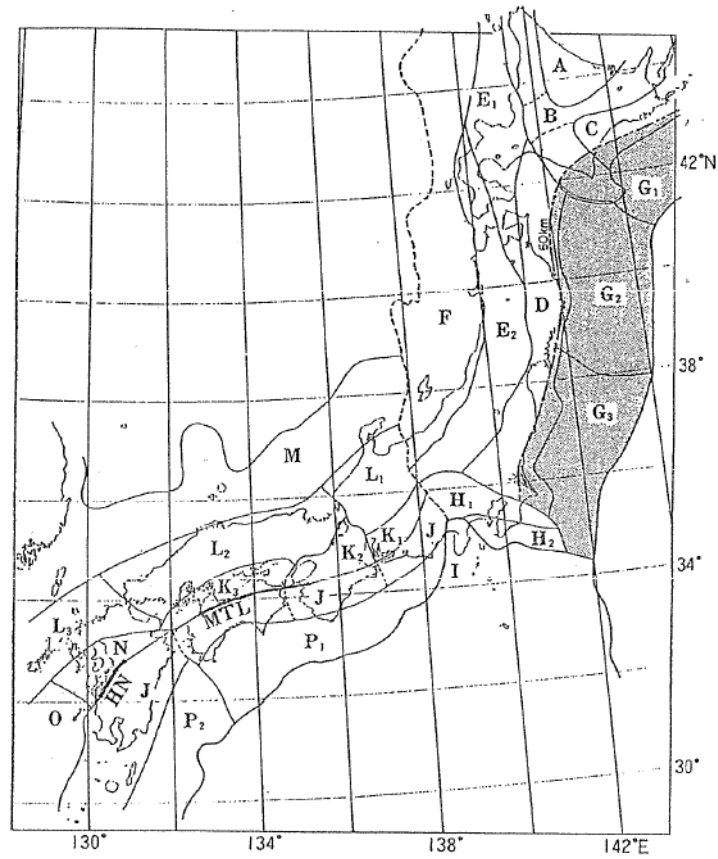


D メタルクラッドスイッチギア 外観

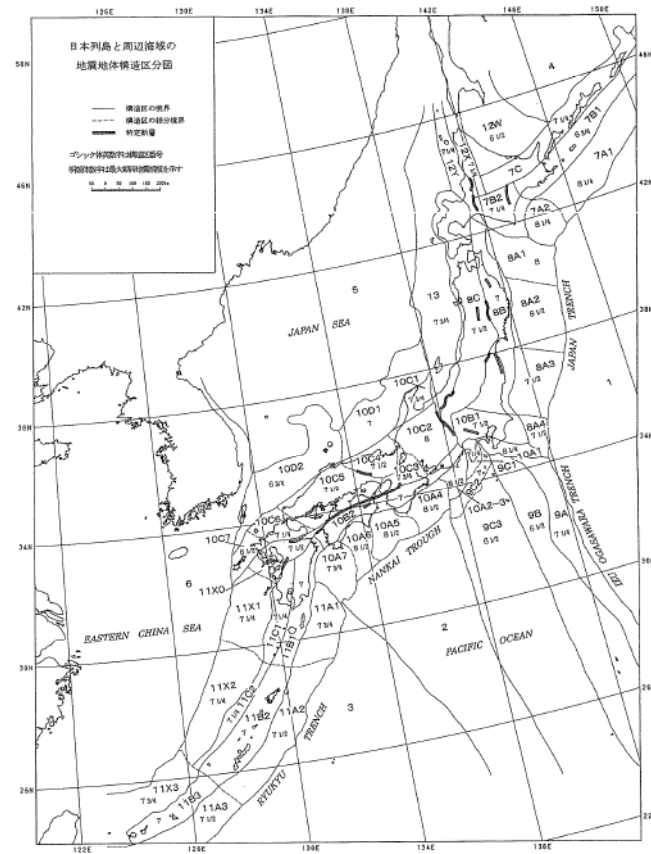
第 1.2.1.a-2 図 プラントウォークダウン結果 (5/5)



第 1.2.1.b-1 図 敷地周辺の主な活断層

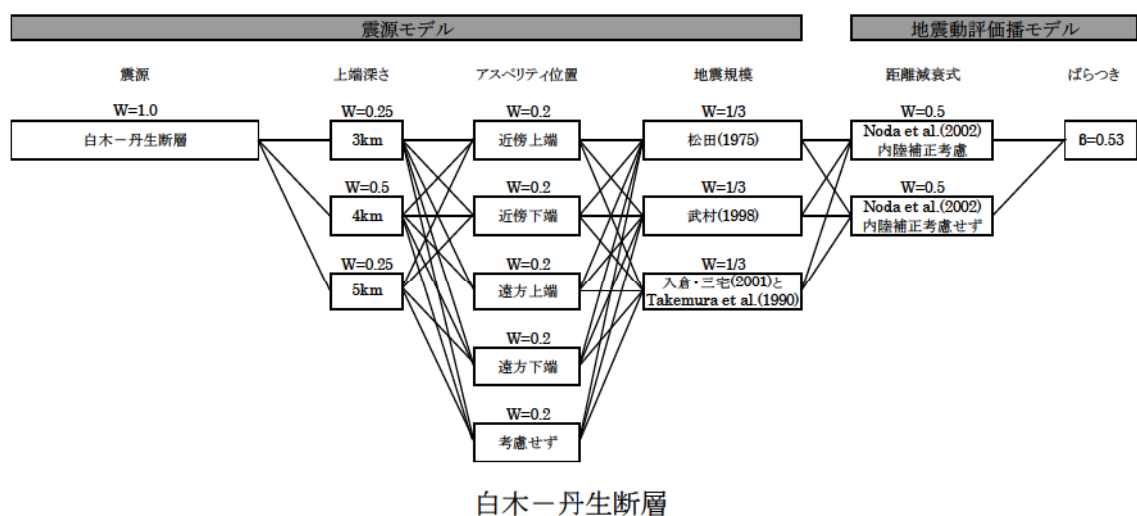
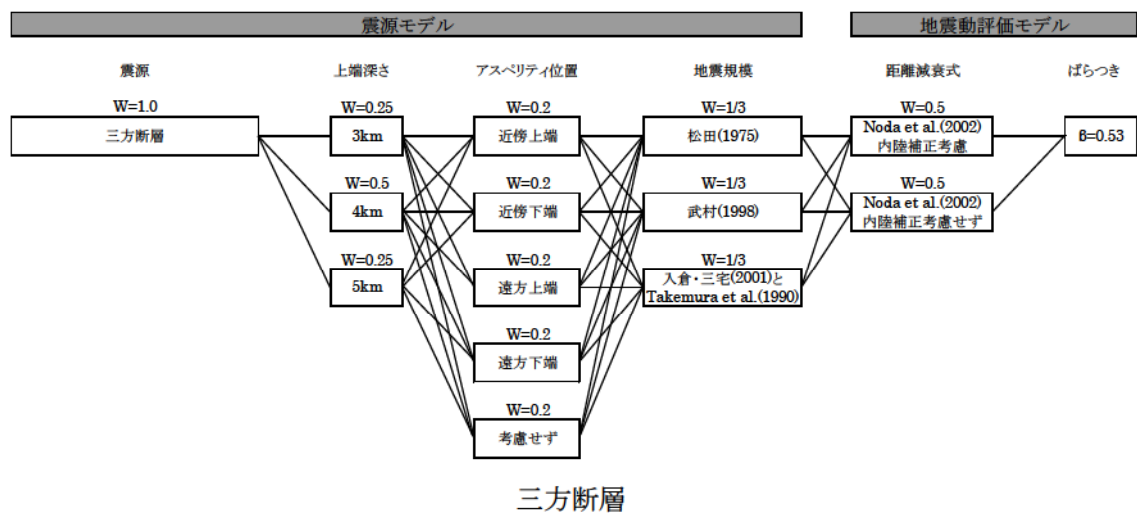
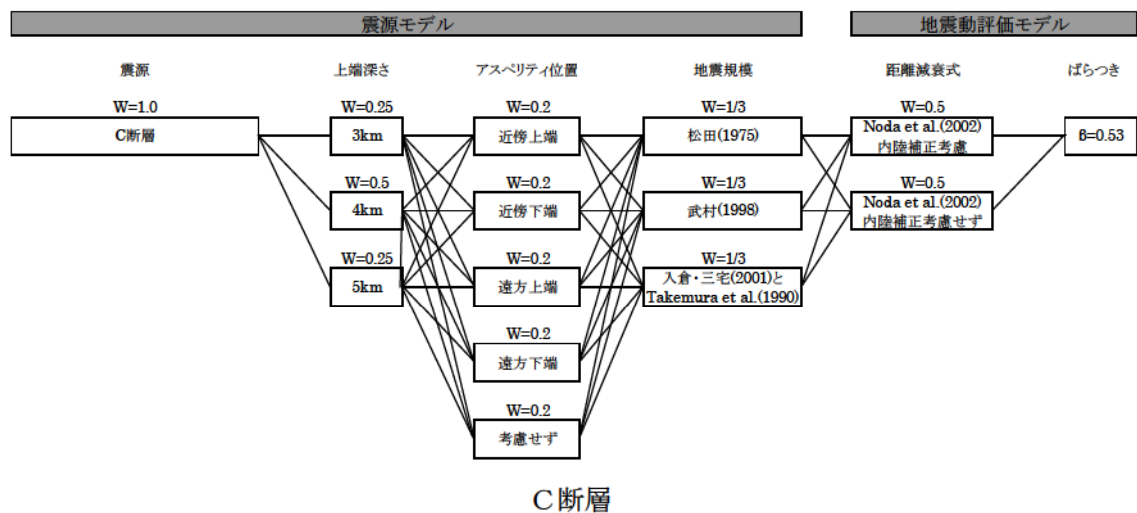


萩原(1991)による地震地体構造区分図

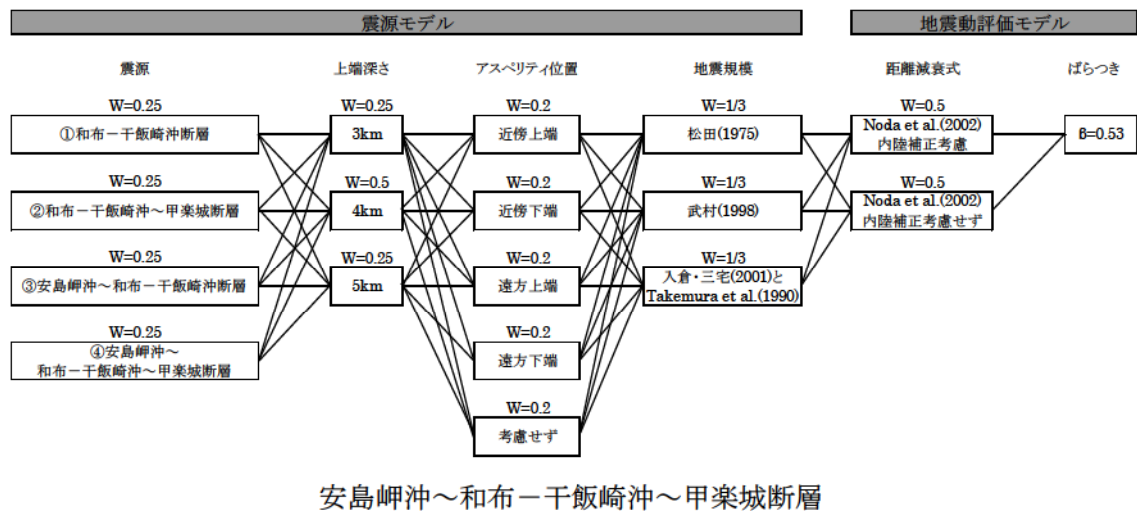
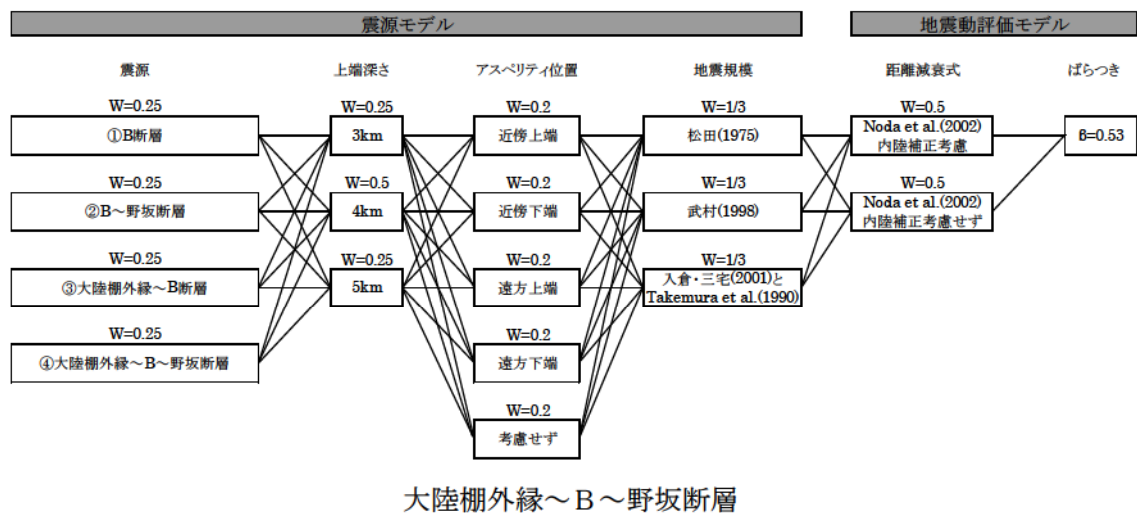


垣見他(2003)による地震地体構造区分図

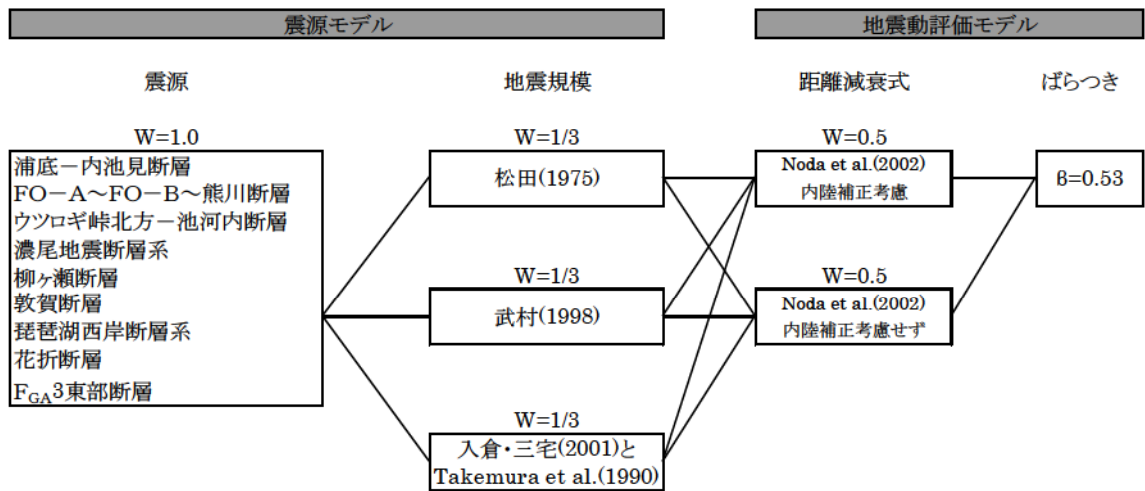
第 1.2.1.b-2 図 萩原(1991)及び垣見他(2003)による領域区分



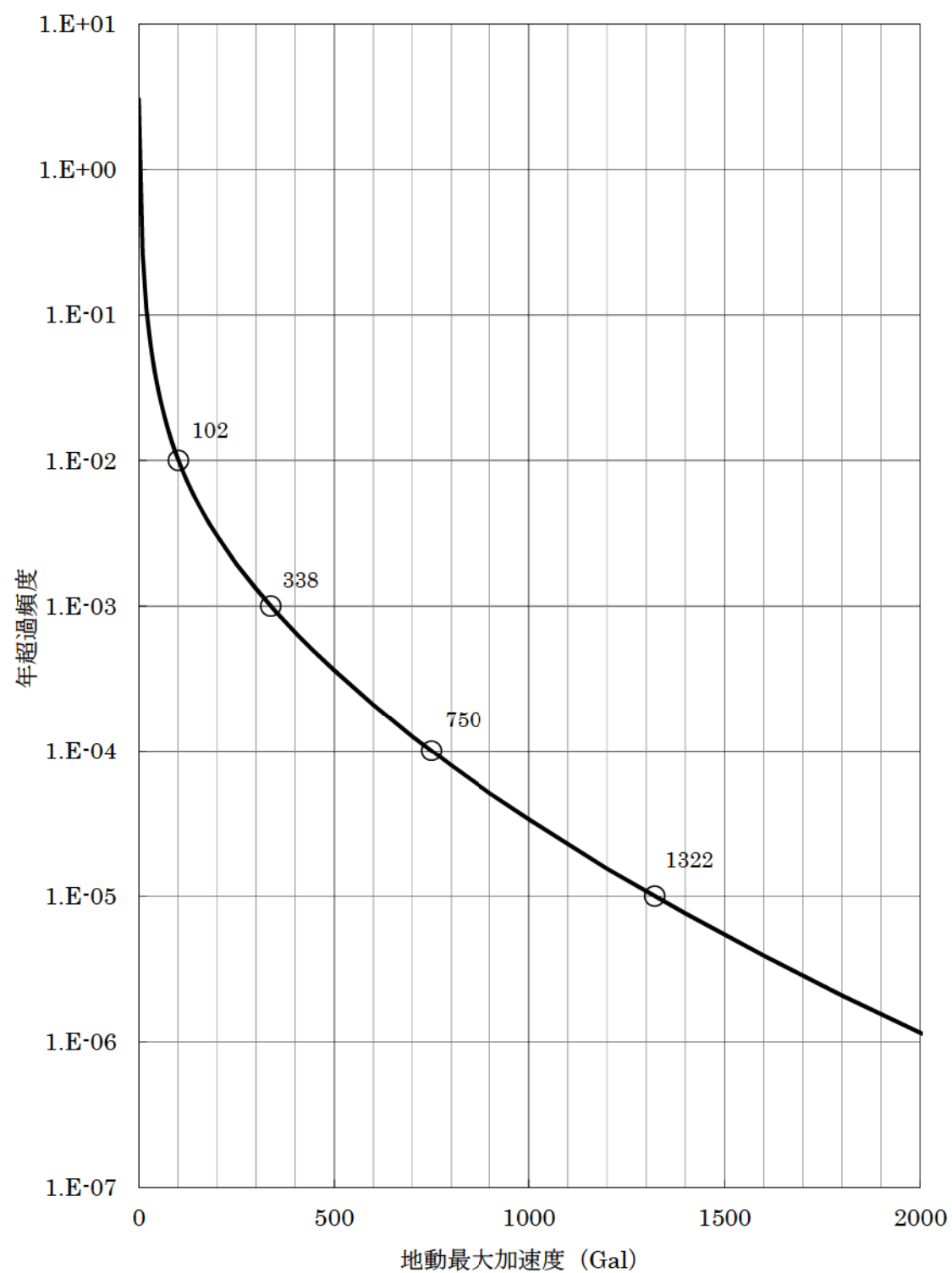
第 1.2.1.b-3 図(1) 主要活断層モデル(A)のロジックツリー



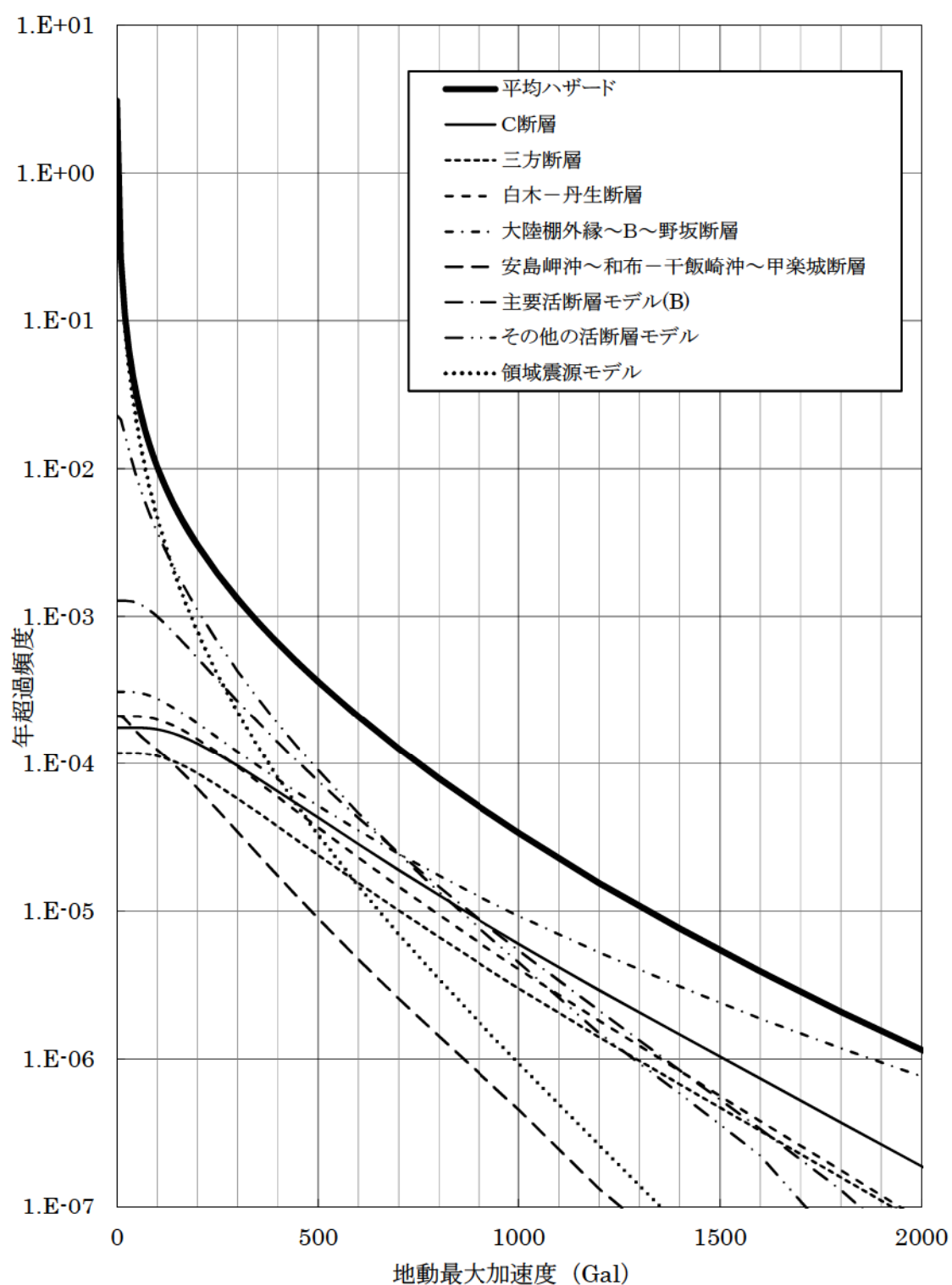
第 1.2.1.b-3 図(2) 主要活断層モデル(A)のロジックツリー



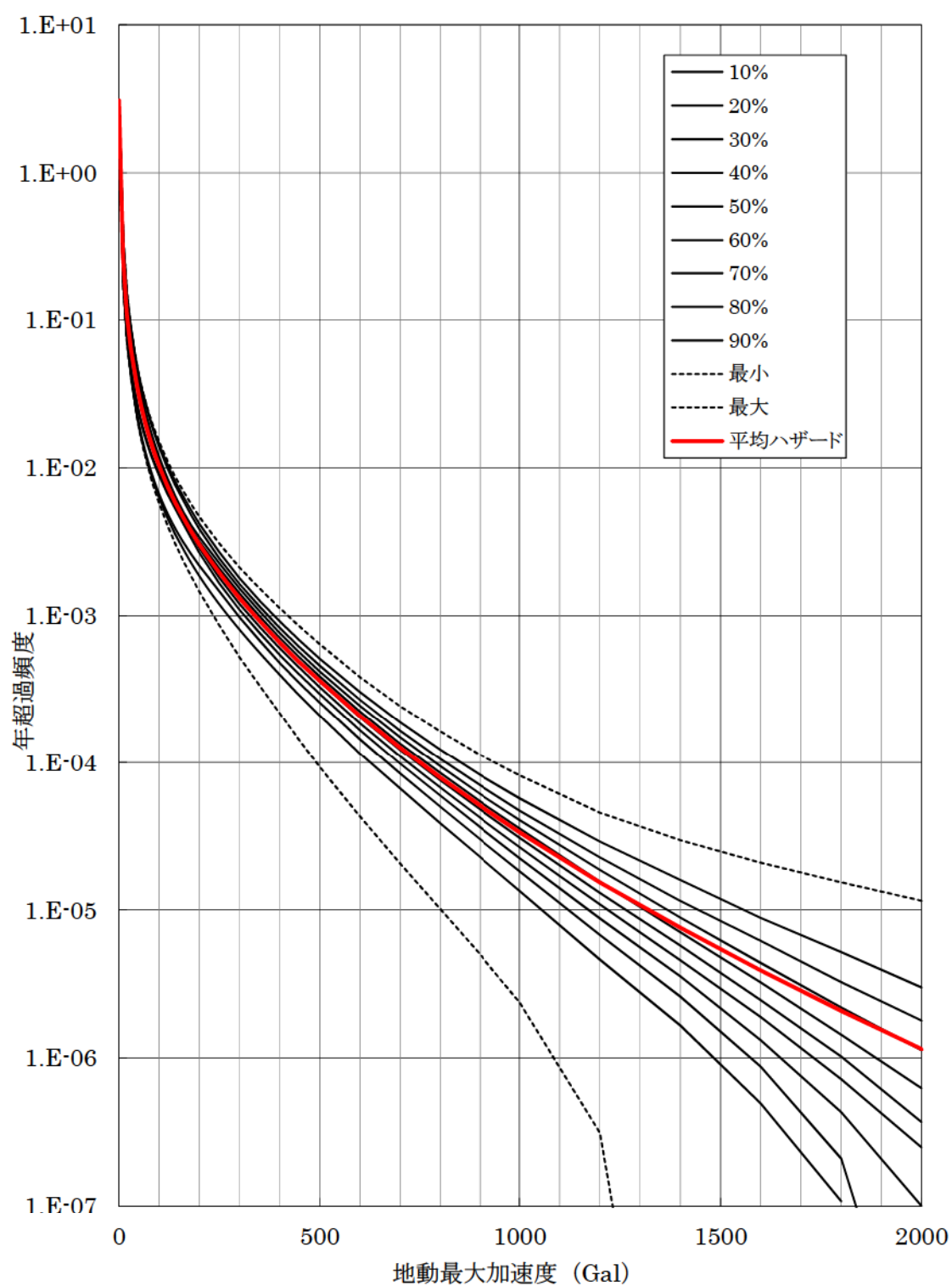
第 1.2.1.b-4 図 主要活断層モデル(B)のロジックツリー



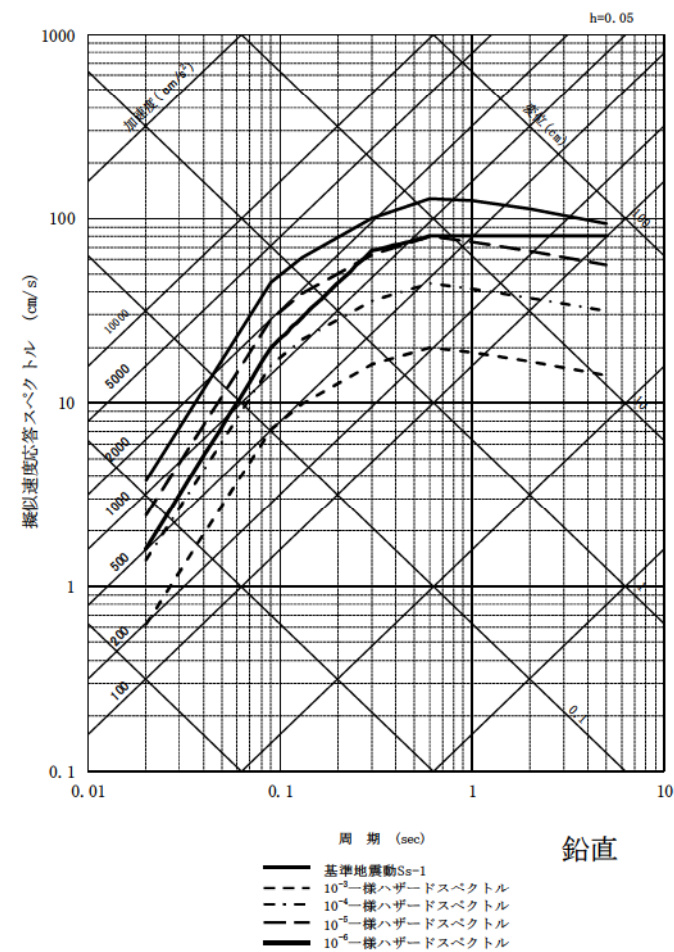
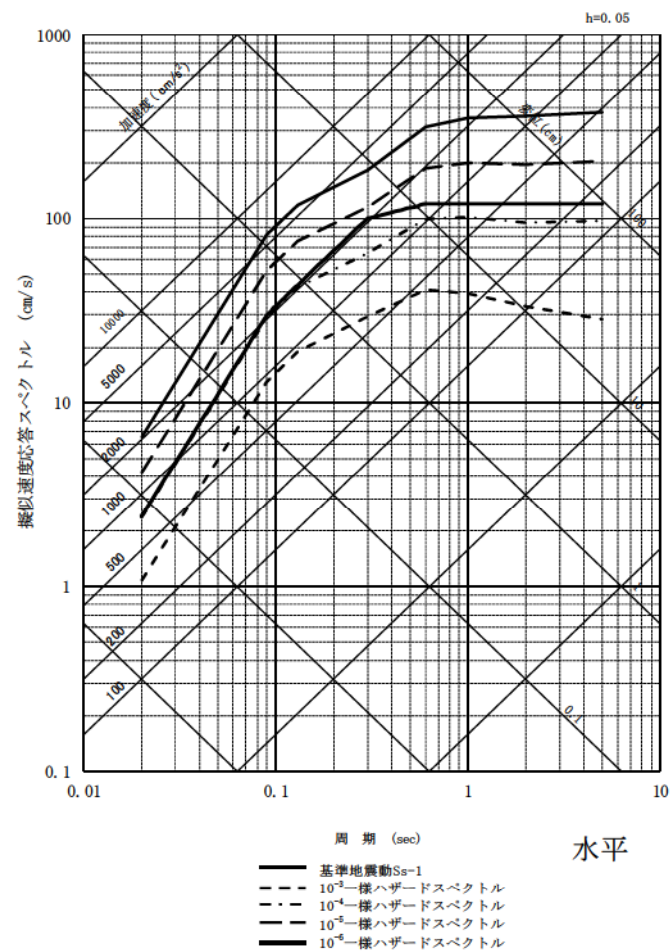
第 1.2.1.b-5 図 平均地震ハザード曲線 (周期 0.02 秒)



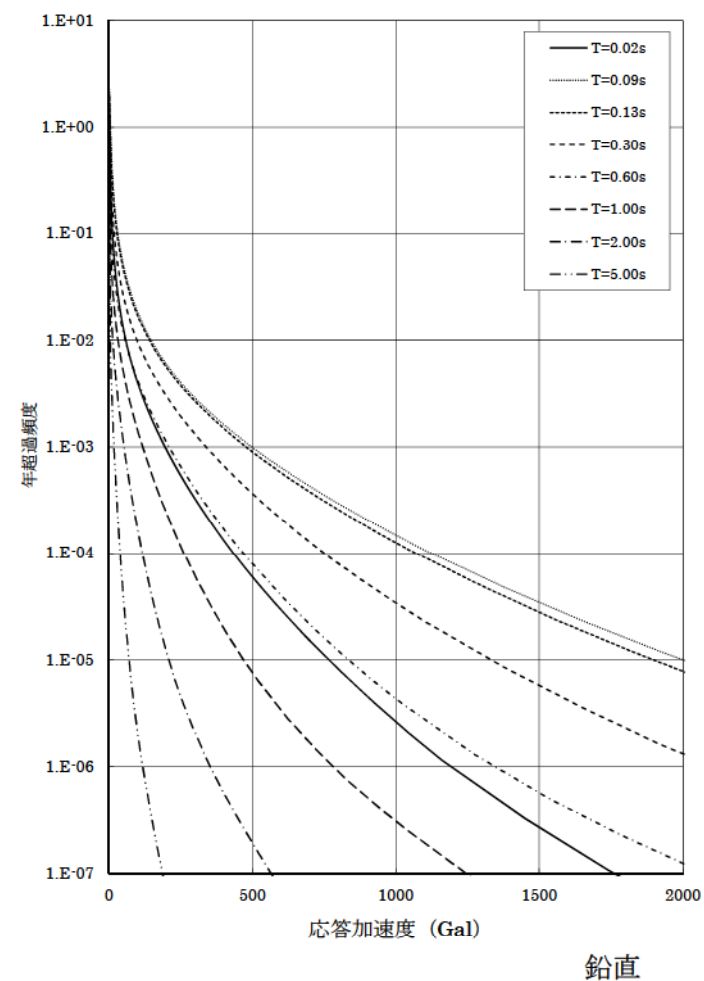
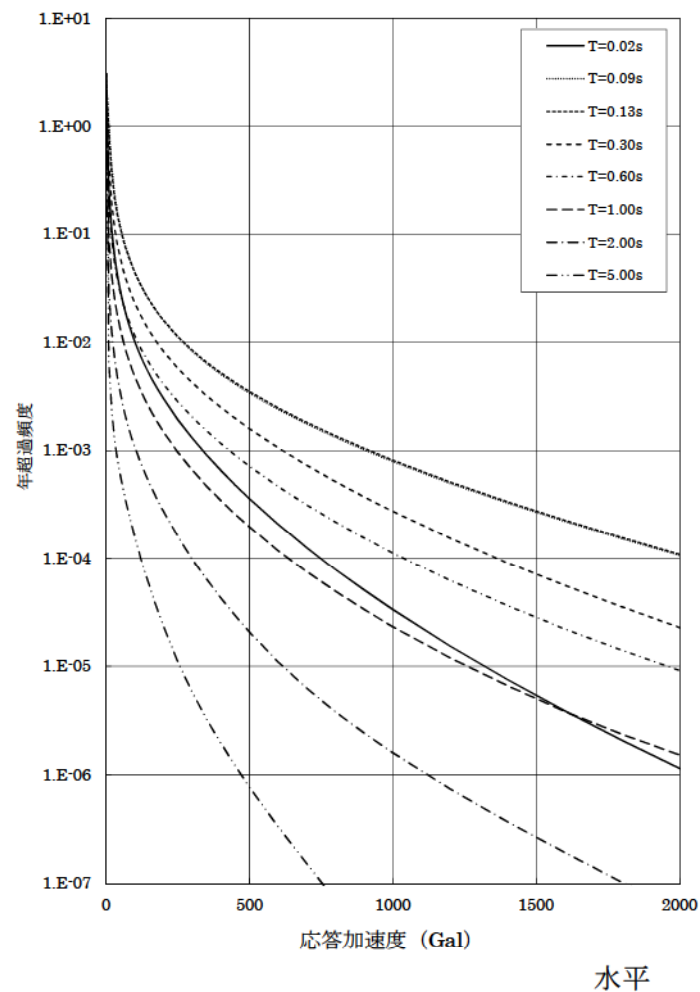
第 1.2.1.b-6 図 震源ごとの地震ハザード曲線 (周期 0.02 秒)



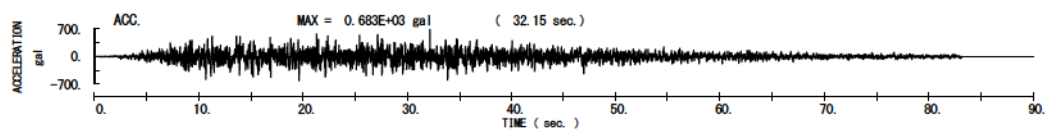
第 1.2.1.b-7 図 フラクタイル地震ハザード曲線 (周期 0.02 秒)



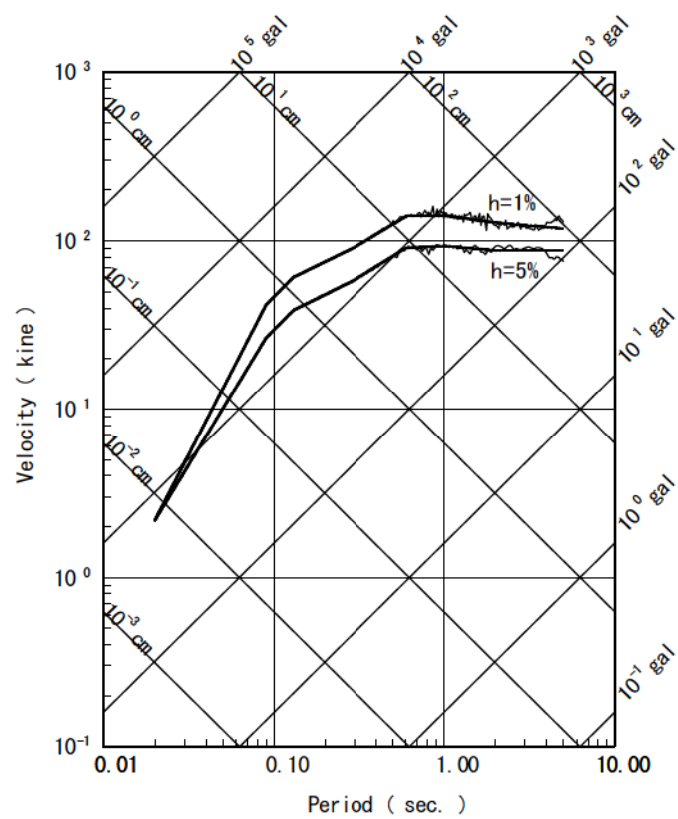
第 1.2.1.b-8 図 一様ハザードスペクトルと基準地震動 Ss-1 の応答スペクトルの比較



第 1.2.1.b-9 図 周期ごとの平均地震ハザード曲線

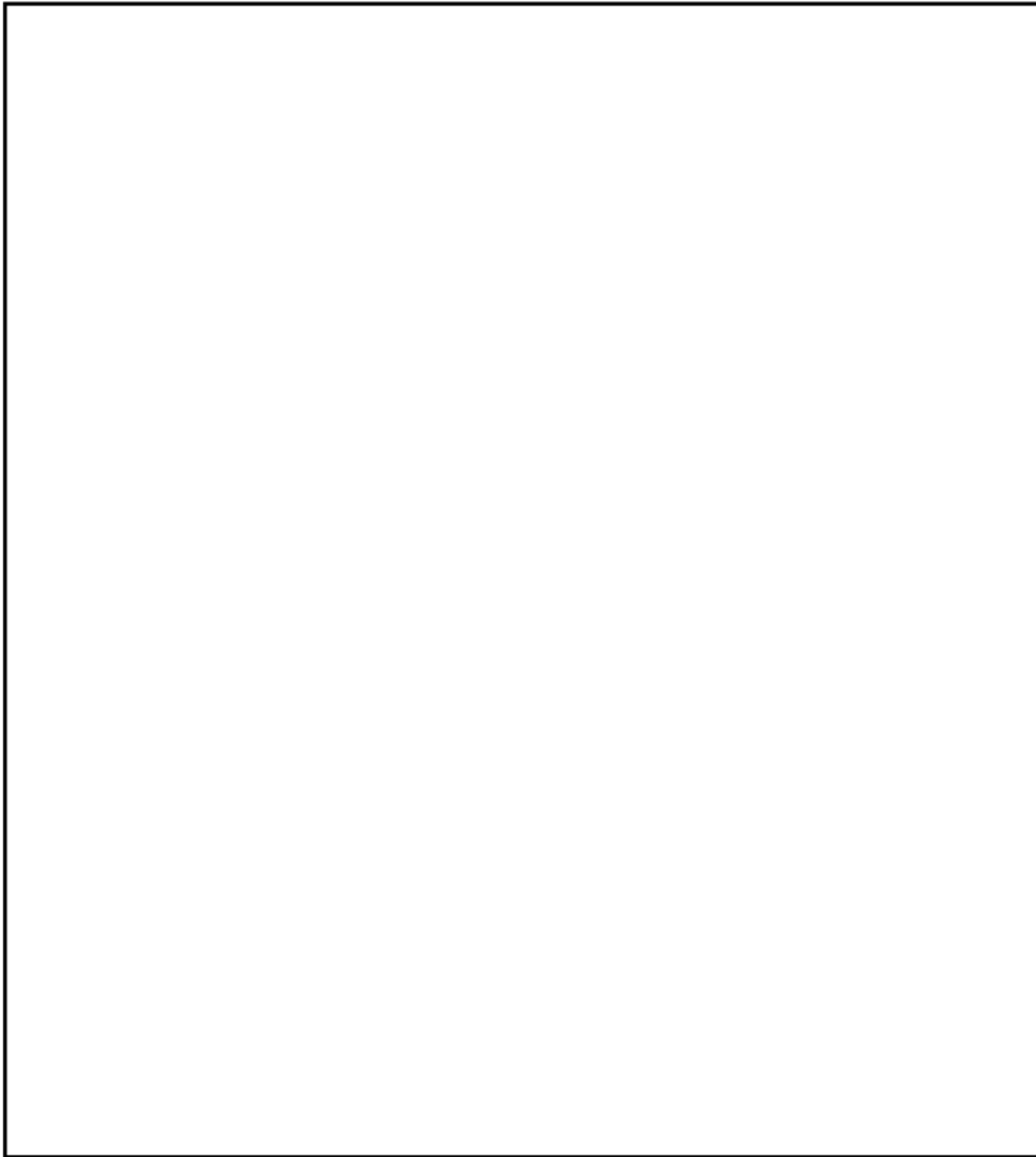


(1) 加速度時刻歴波形



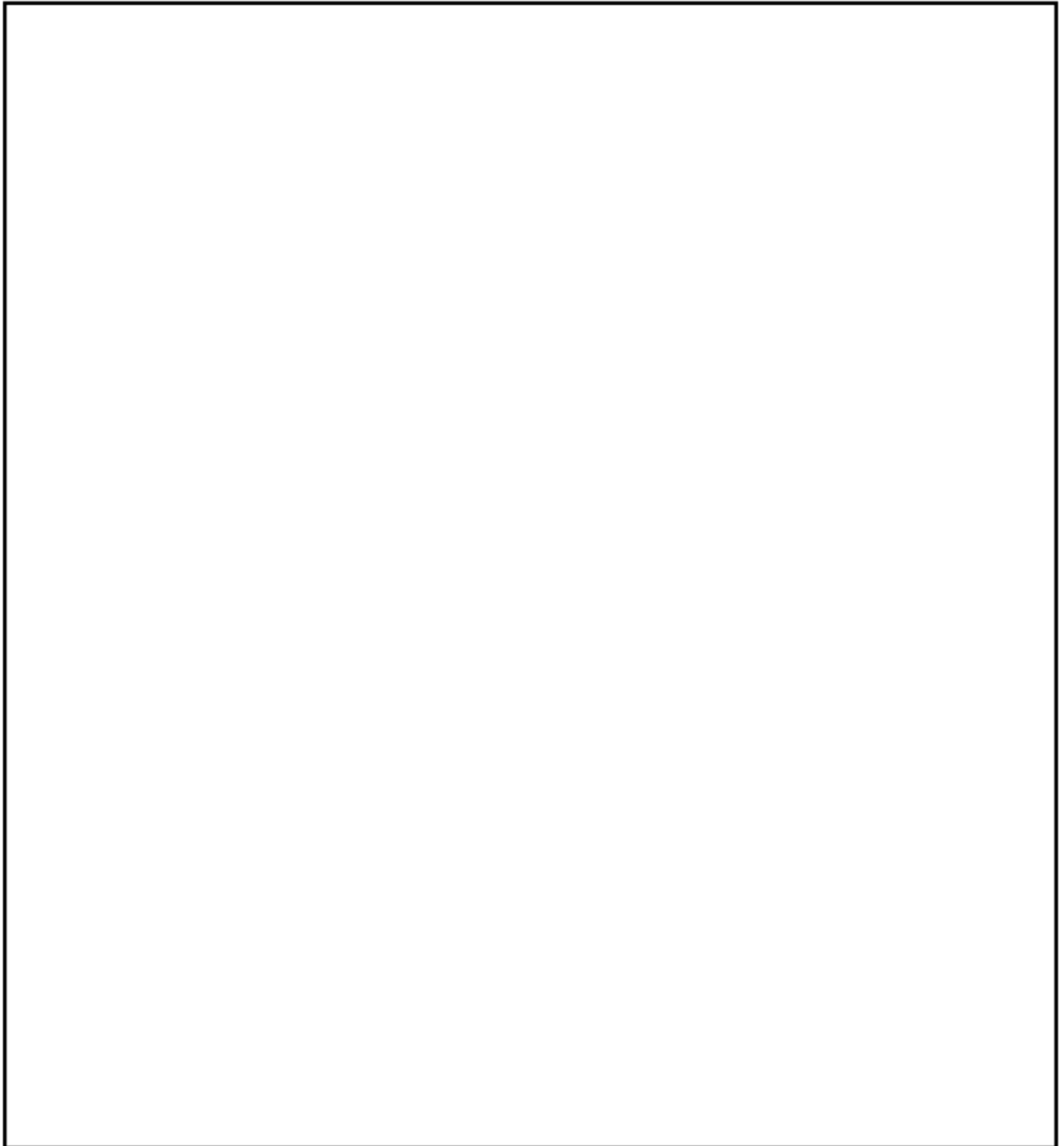
(2) 応答スペクトル

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



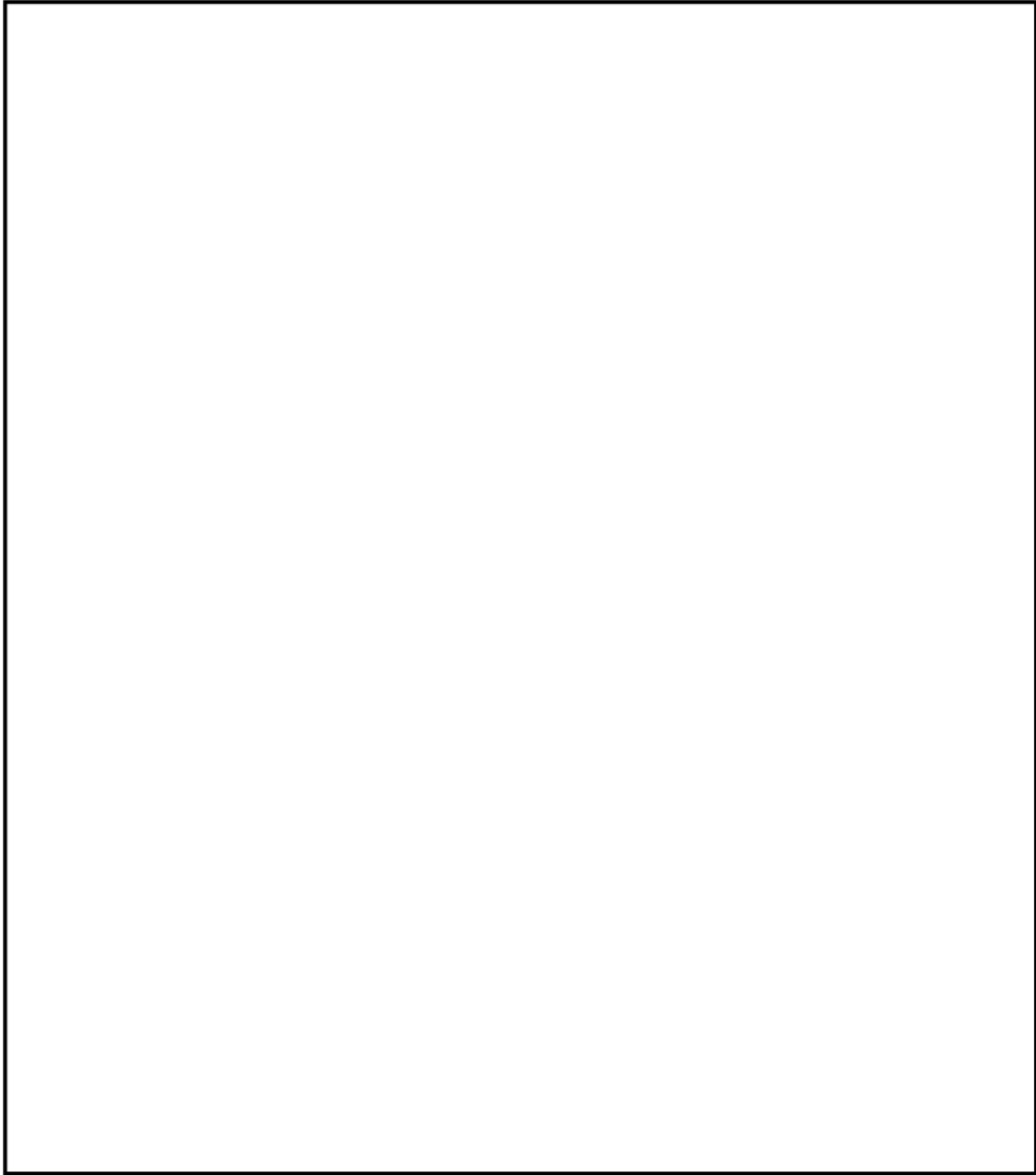
第 1.2.1.c-1-1 図 原子炉建屋の概略平面図(E.L.24.0m)

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。



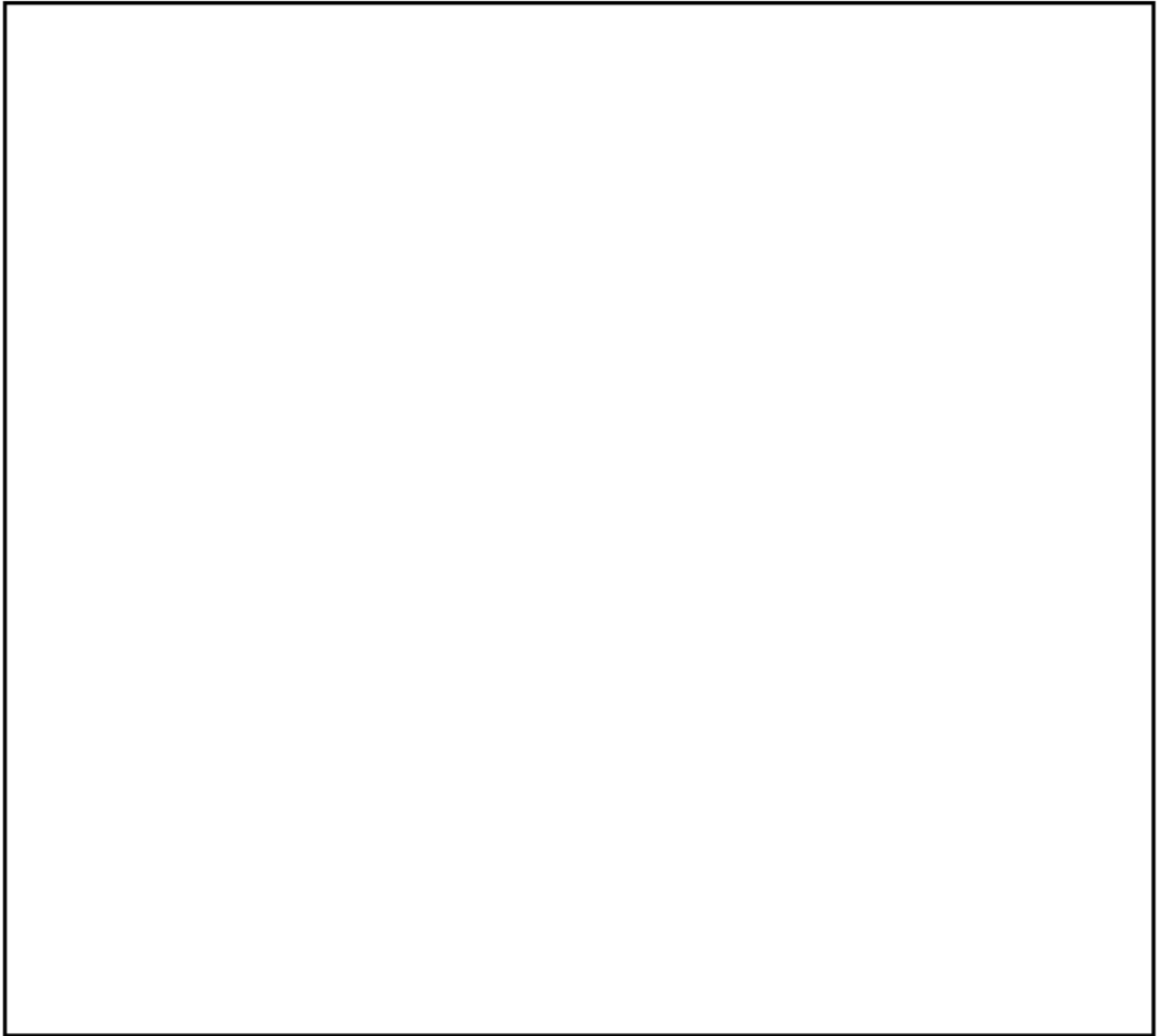
第 1.2.1.c-1-2 図 原子炉建屋の概略断面図（A-A 断面）

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。



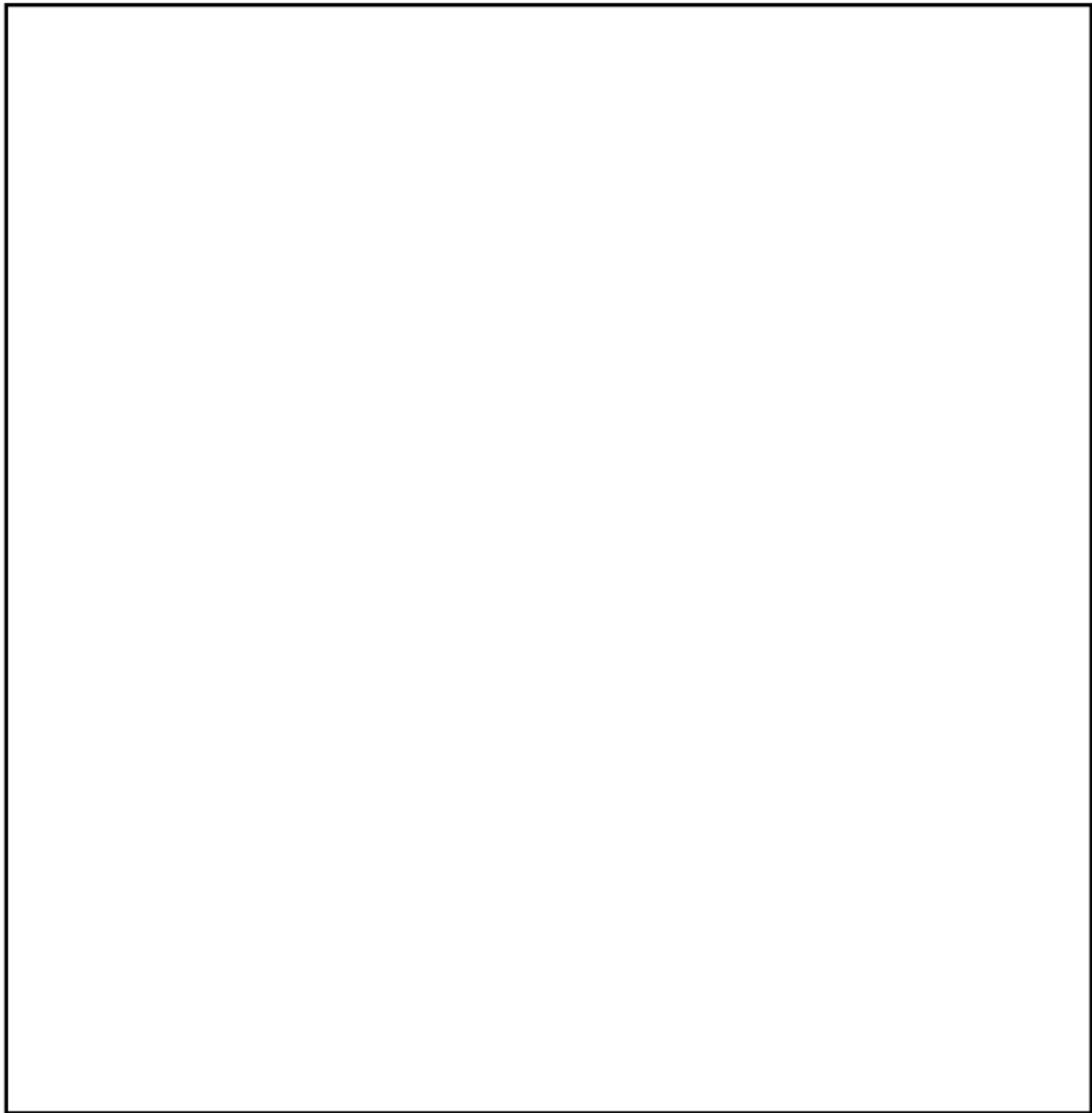
第 1.2.1.c-1-3 図 原子炉建屋の概略断面図 (B・B 断面)

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。



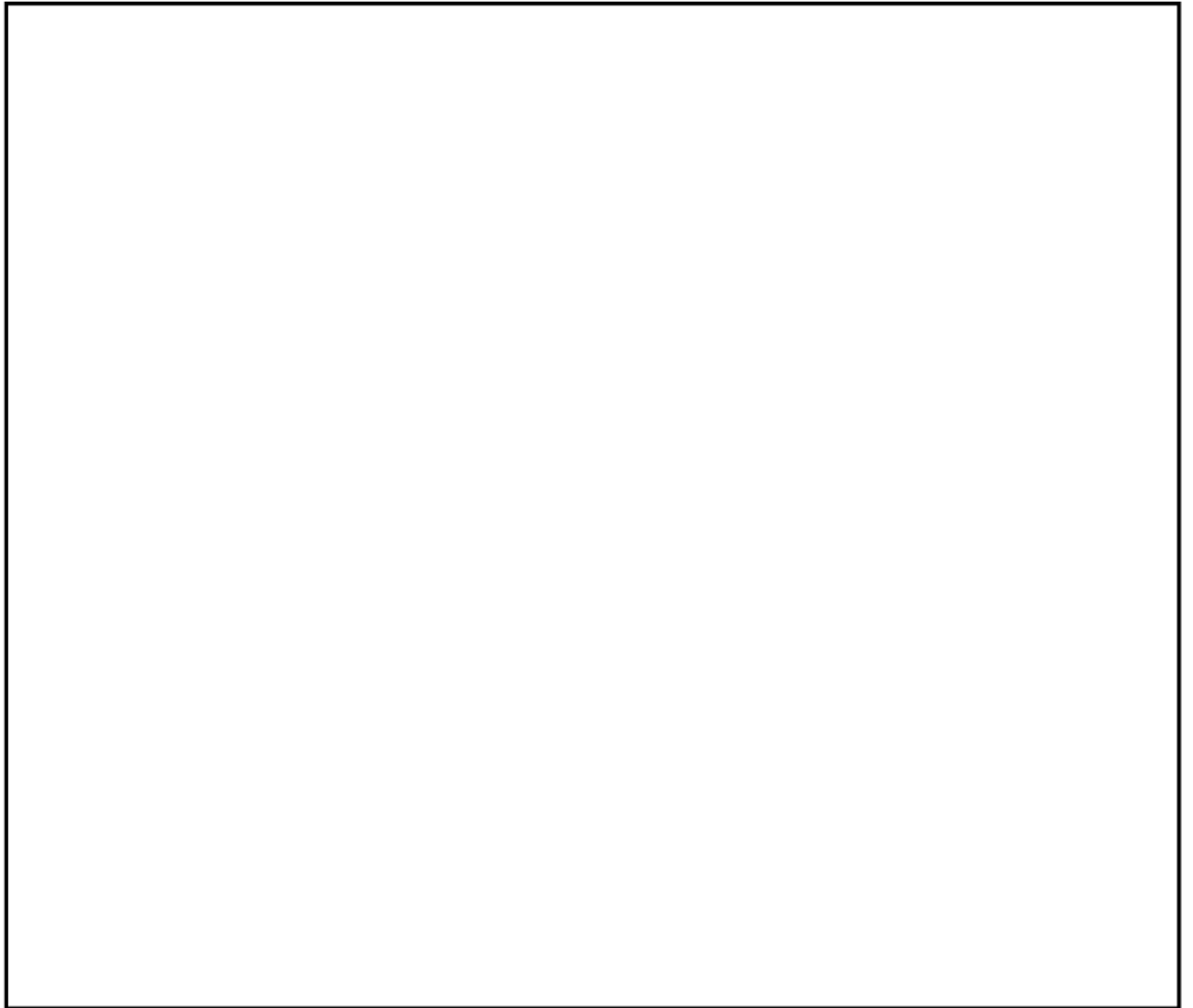
第 1.2.1.c-1-4 図 原子炉補助建屋の概略平面図(E.L.17.0m)

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。



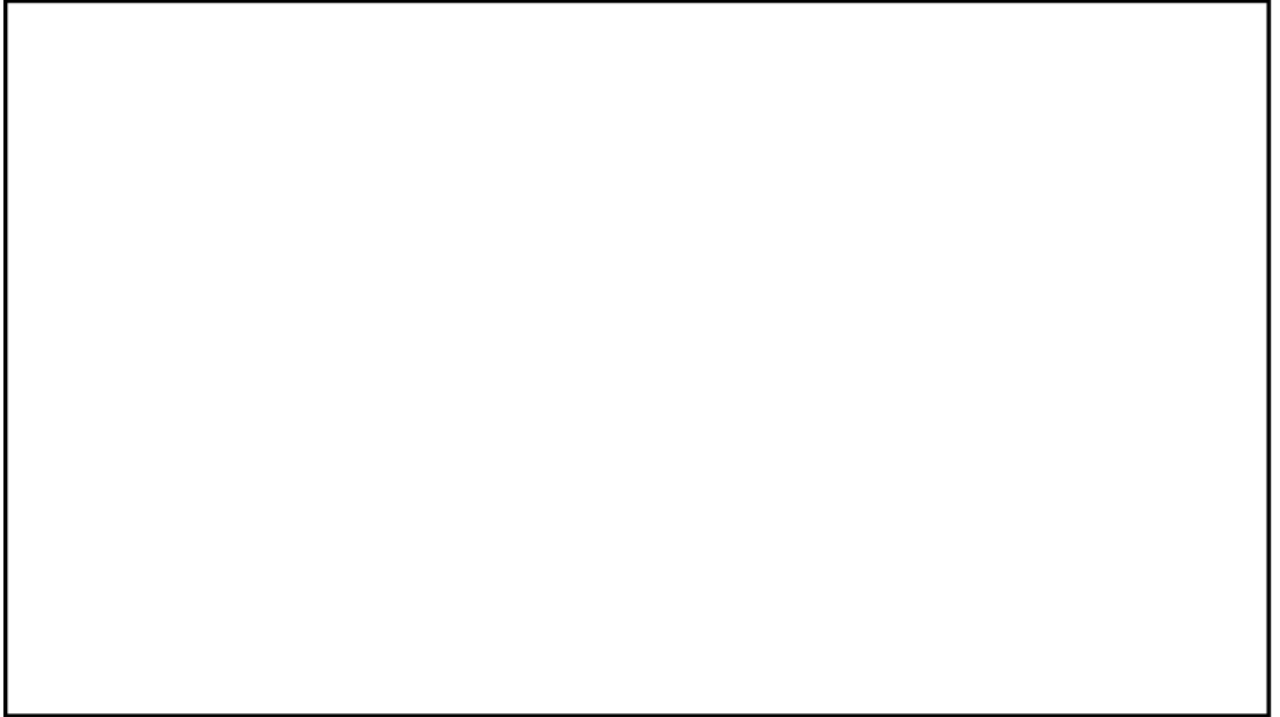
第 1.2.1.c-1・5 図 原子炉補助建屋の概略断面図（A-A 断面）

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。



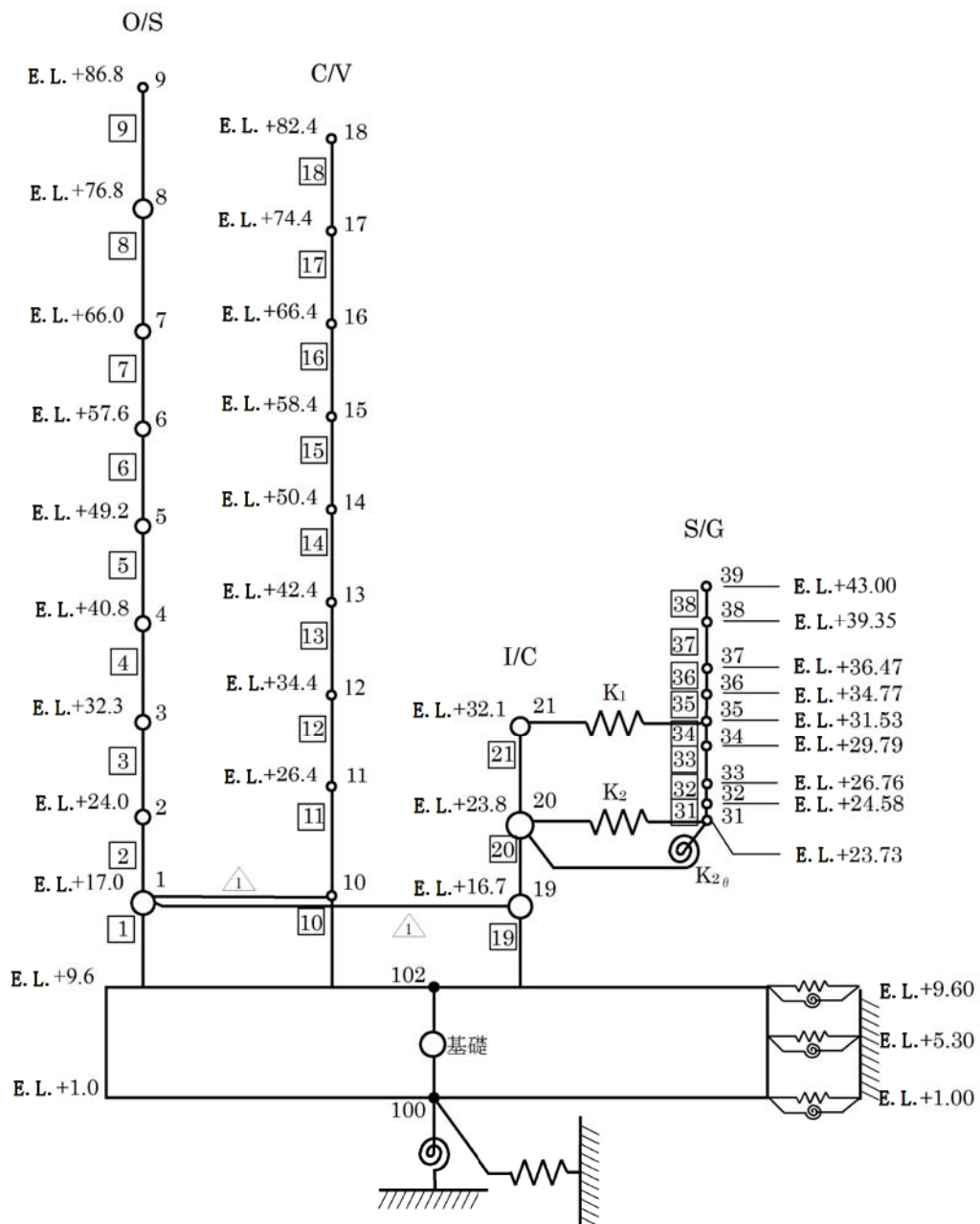
第 1.2.1.c-1・6 図 原子炉補助建屋の概略断面図（B・B 断面）

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。



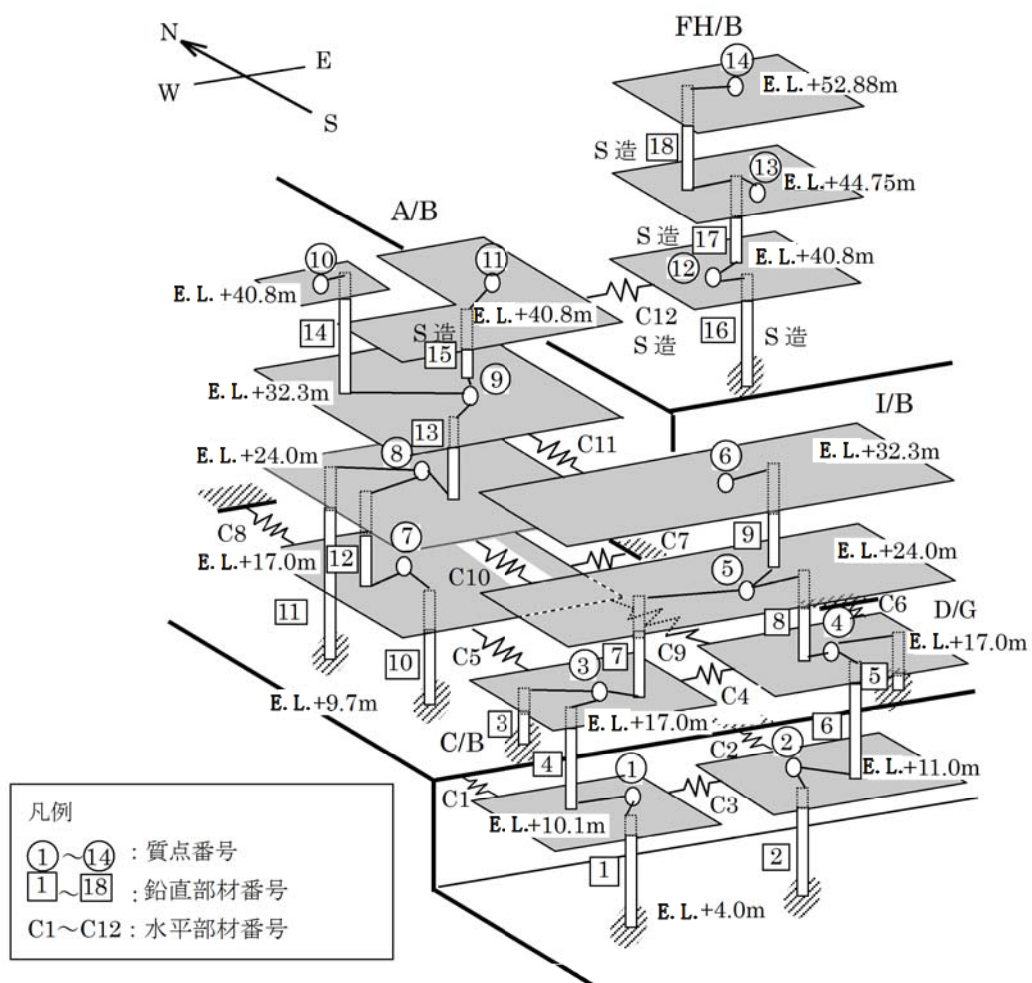
第 1.2.1.c-1-7 図 原子炉補助建屋の概略断面図（C・C 断面）

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。

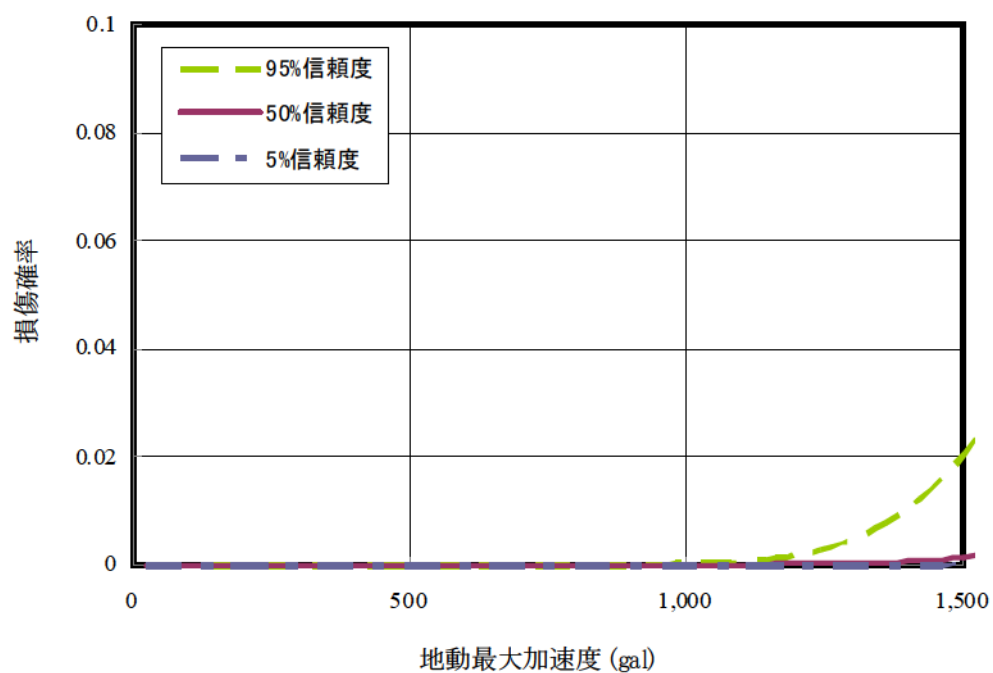


(単位 : m)

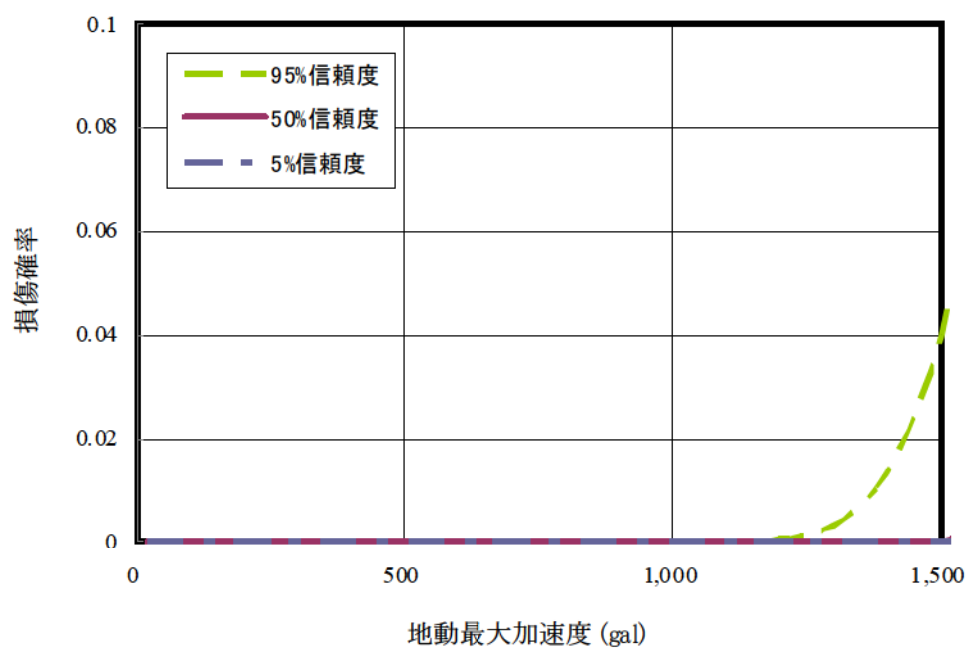
第 1.2.1.c-1-8 図 解析モデル (原子炉建屋)



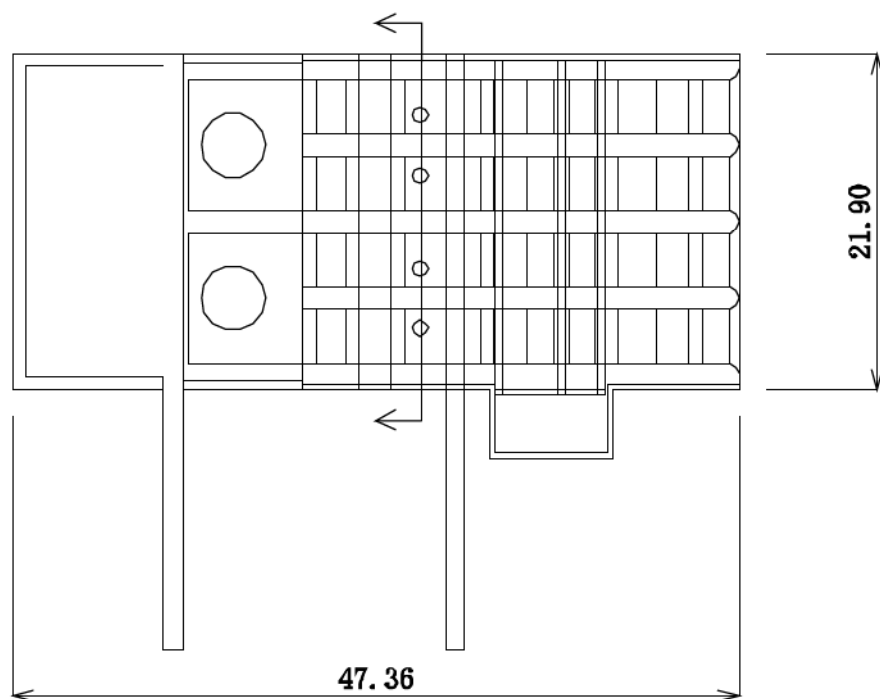
第 1.2.1.c-1-9 図 解析モデル (原子炉補助建屋)



第1.2.1.c-1-10図 建屋フラジリティ曲線（原子炉建屋 O／S NS方向）

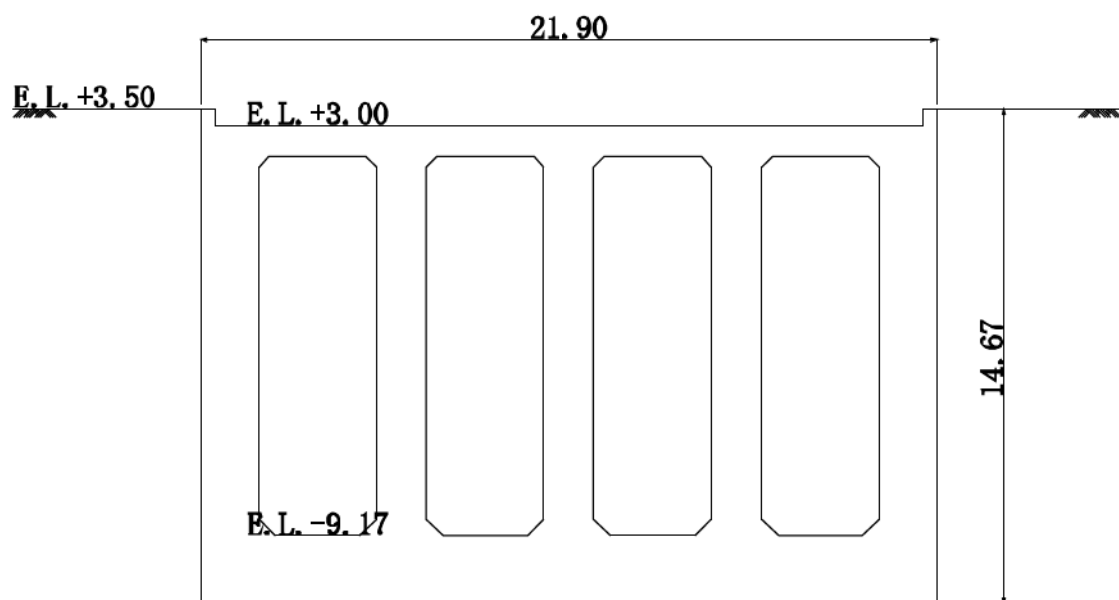


第1.2.1.c-1-11図 建屋フラジリティ曲線（原子炉補助建屋 A／B EW方向）



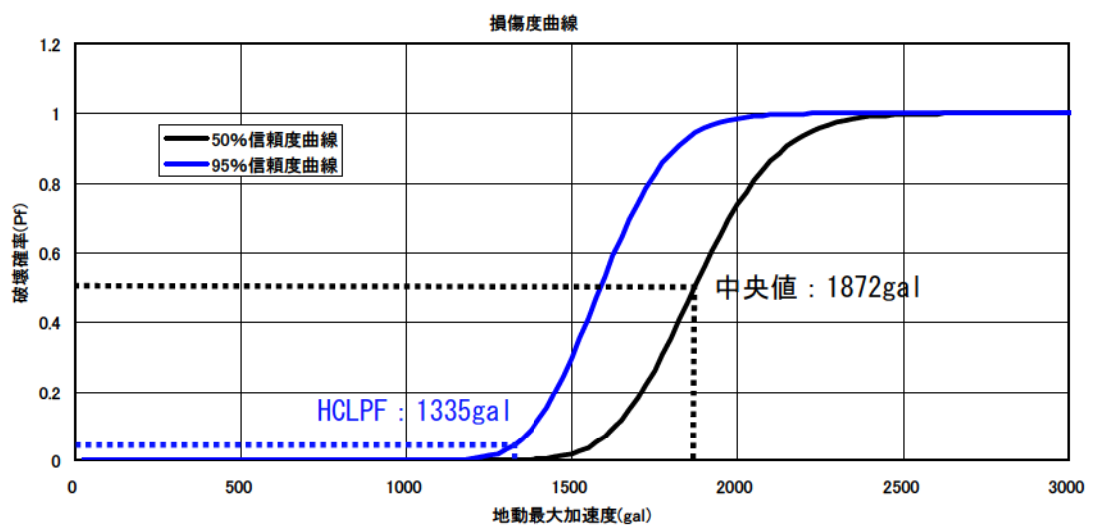
(単位 : m)

第 1.2.1.c-2-1 図 海水ポンプ室平面図

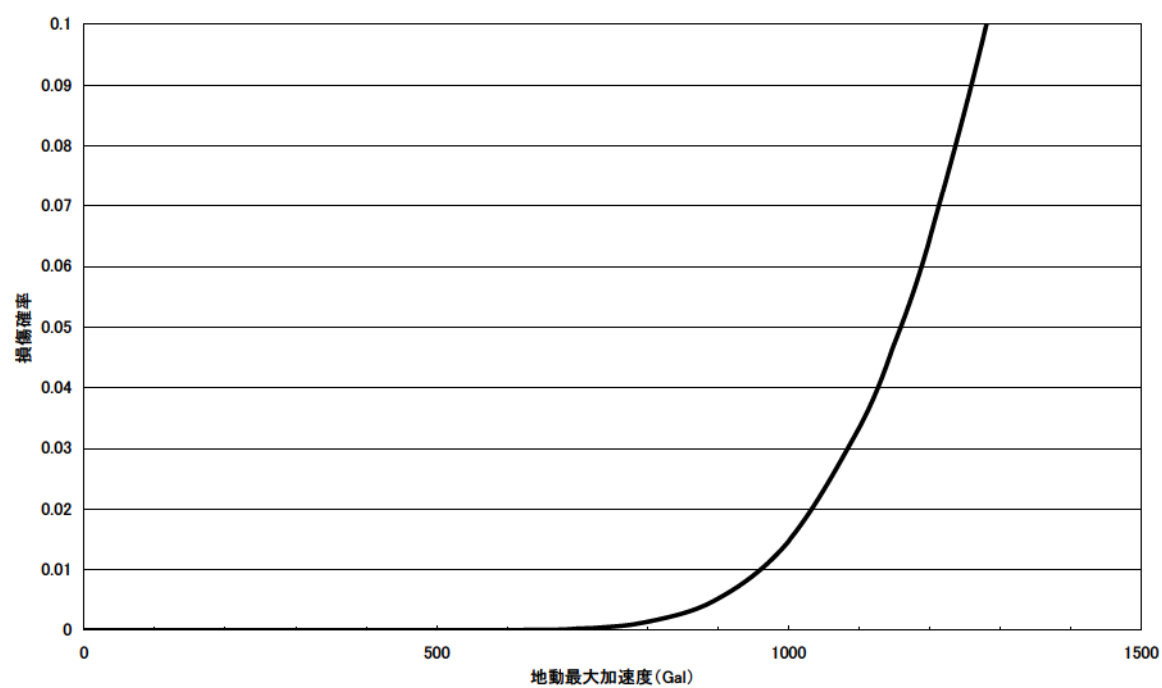


(単位 : m)

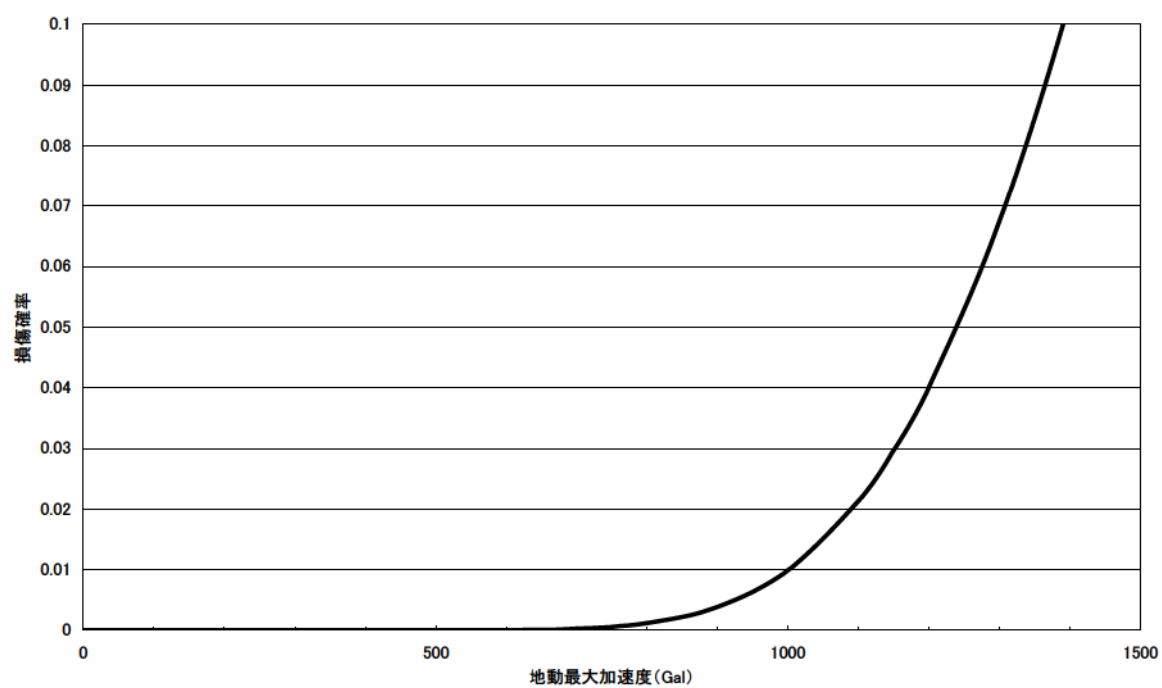
第 1.2.1.c-2-2 図 海水ポンプ室断面図



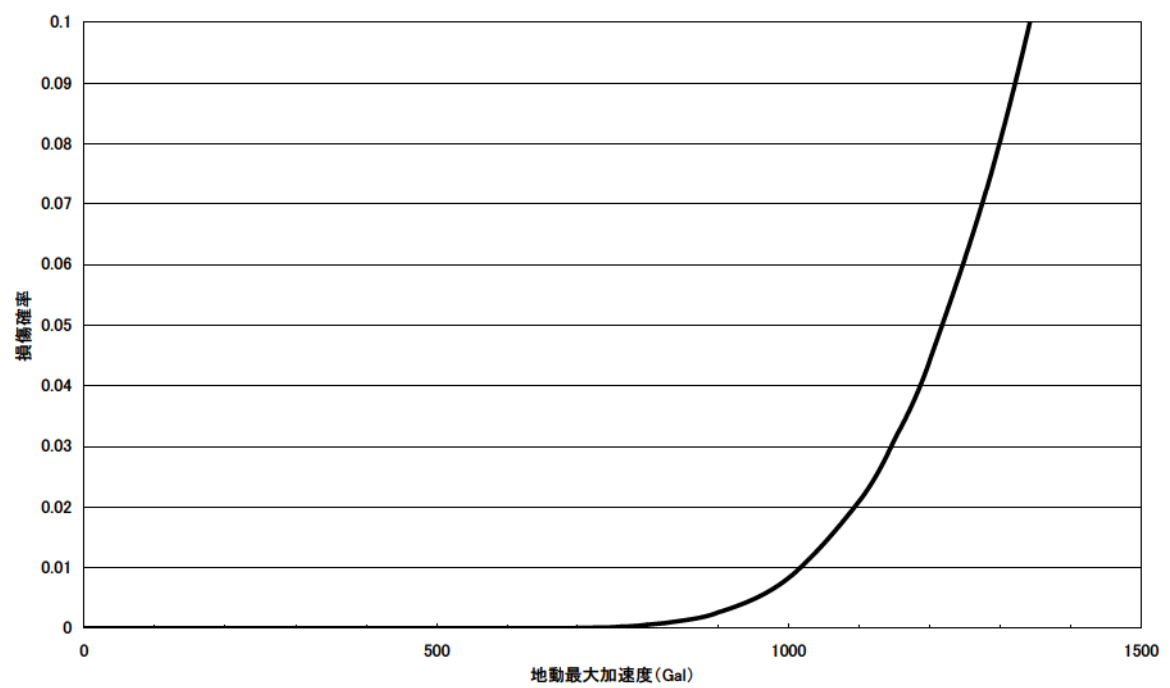
第 1.2.1.c-2-3 図 海水ポンプ室 フラジリティ曲線



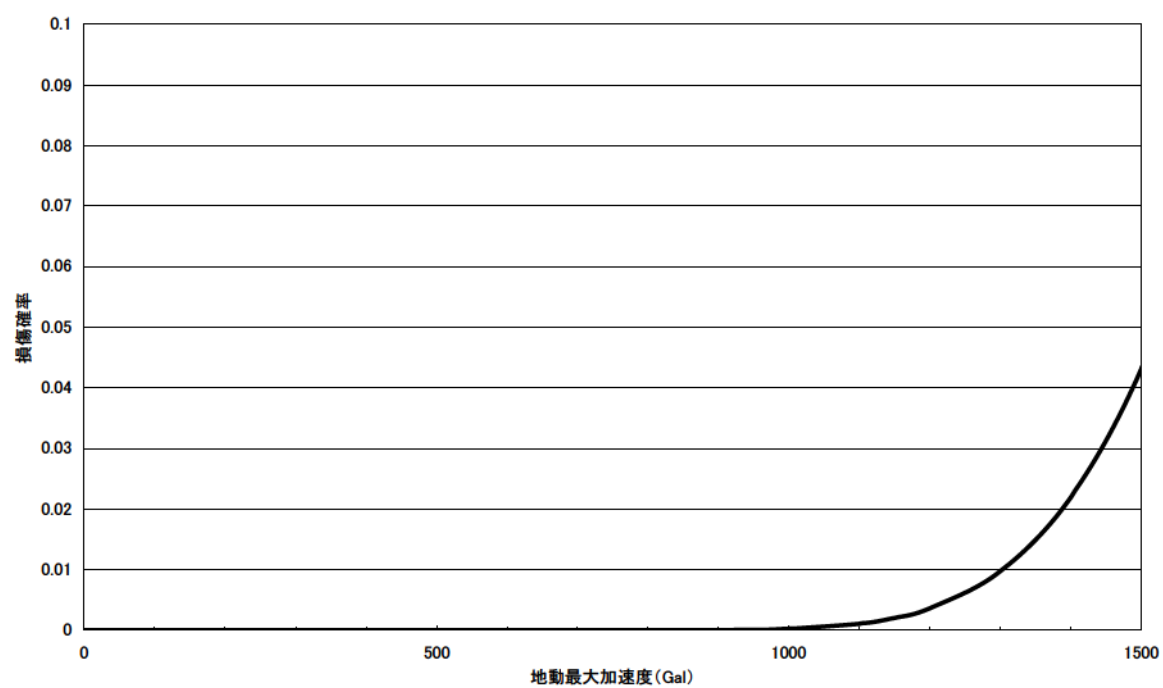
第1.2.1.c-3-1図 蒸気発生器 平均フラジリティ曲線



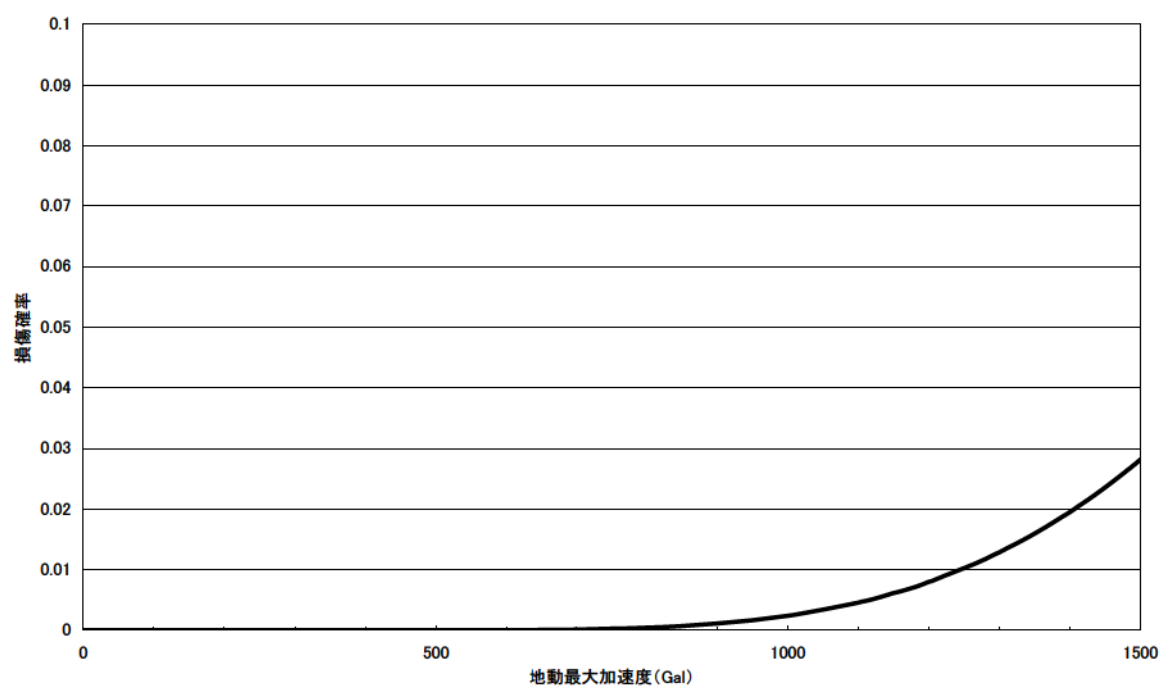
第1.2.1.c-3-2図 復水タンク 平均フラジリティ曲線



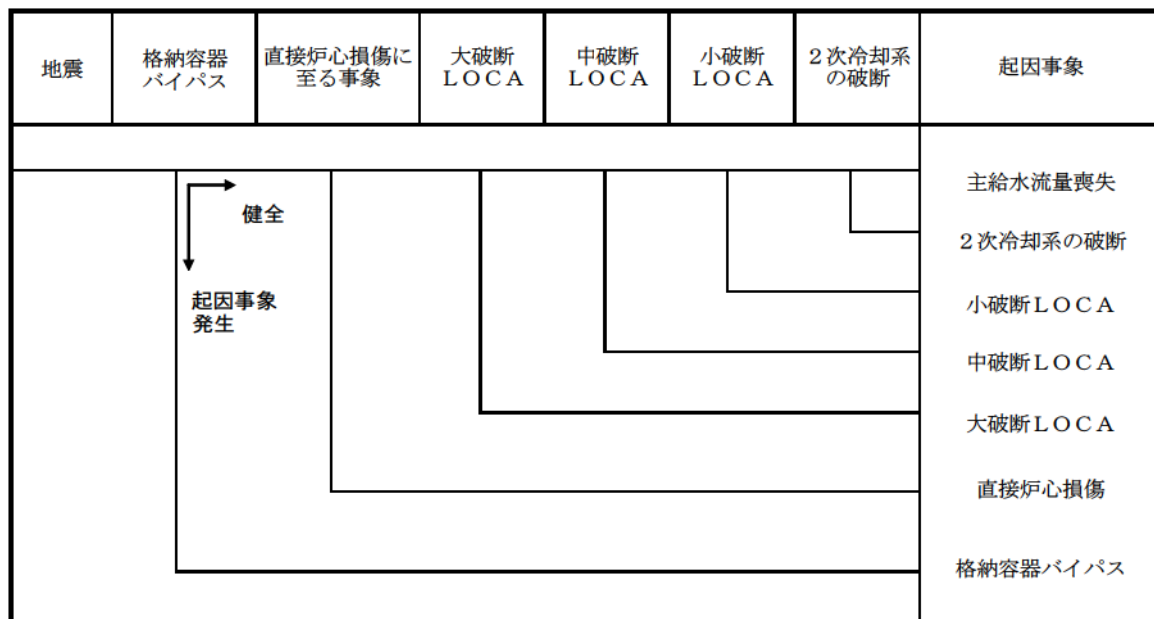
第1.2.1.c-3-3図 蒸気発生器水位計（狭域） 平均フラジリティ曲線



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 炉内計装引出管 平均フラジリティ曲線



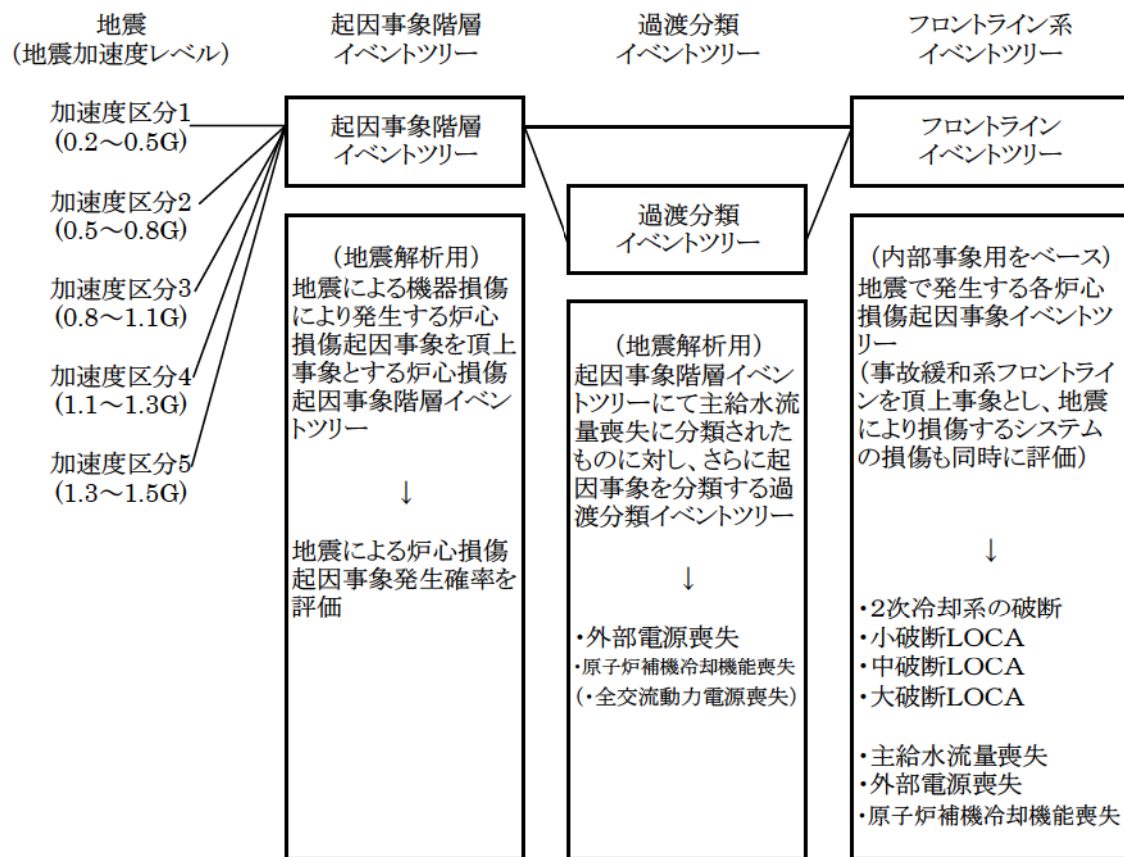
【直接炉心損傷】

- ・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
- ・原子炉補助建屋損傷
- ・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)

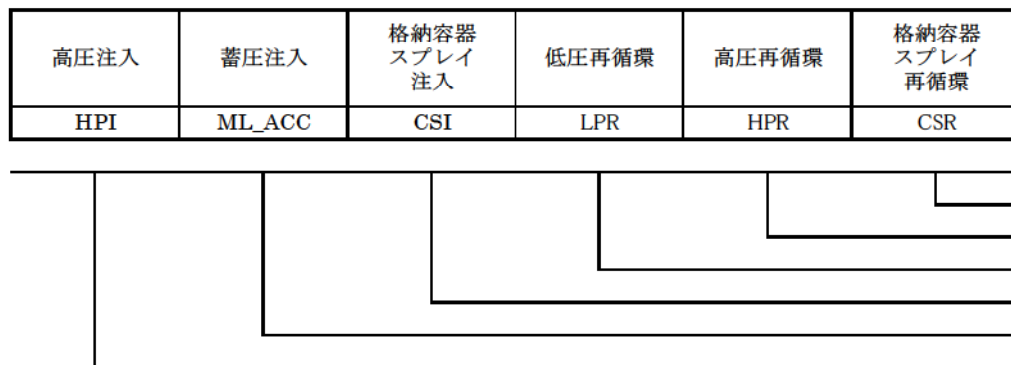
第 1.2.1.d-1 図 地震PRA階層イベントツリー



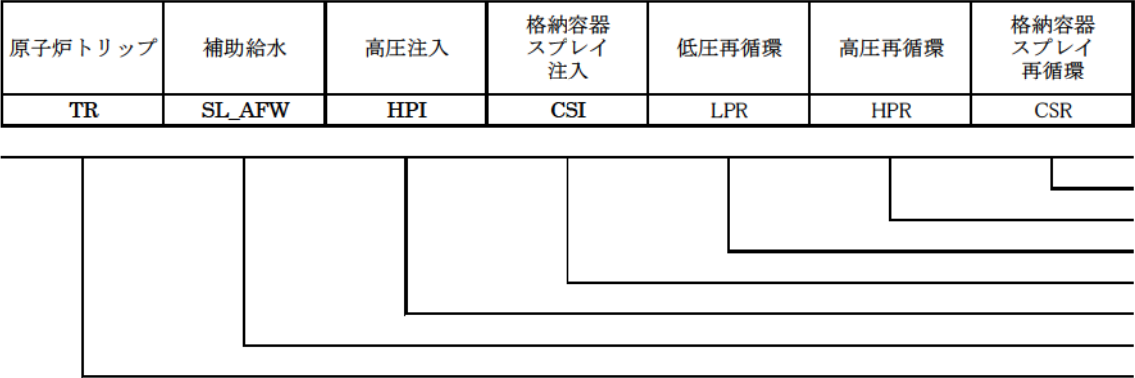
第 1.2.1.d-2 図 地震システム解析モデル (小イベントツリー)



第 1.2.1.d-4 図 大破断 L O C A イベントツリー



第 1.2.1.d-5 図 中破断 L O C A イベントツリー



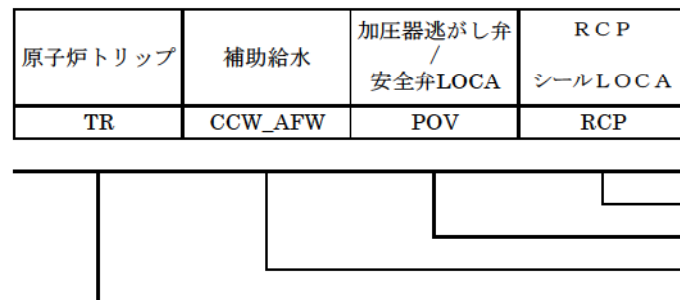
第 1.2.1.d-6 図 小破断LOCAイベントツリー



第 1.2.1.d-7 図 2次冷却系の破断イベントツリー



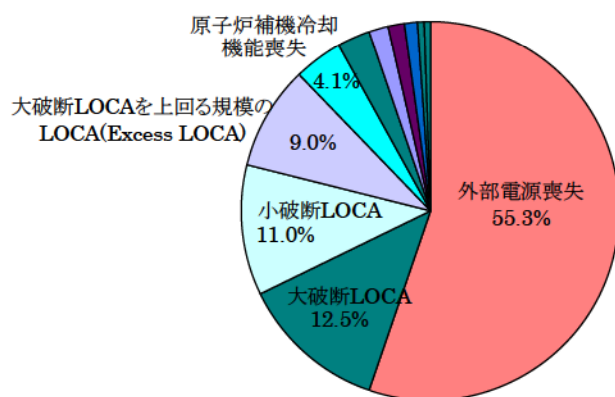
第 1.2.1.d-8 図 外部電源喪失イベントツリー



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

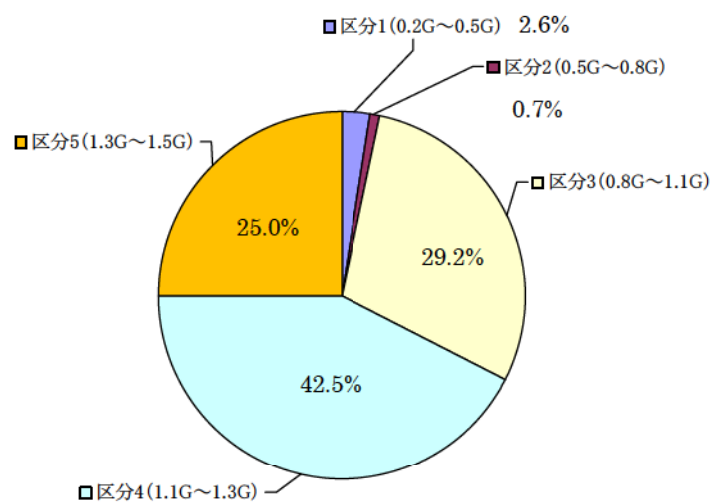


第 1.2.1.d-10 図 主給水流量喪失イベントツリー



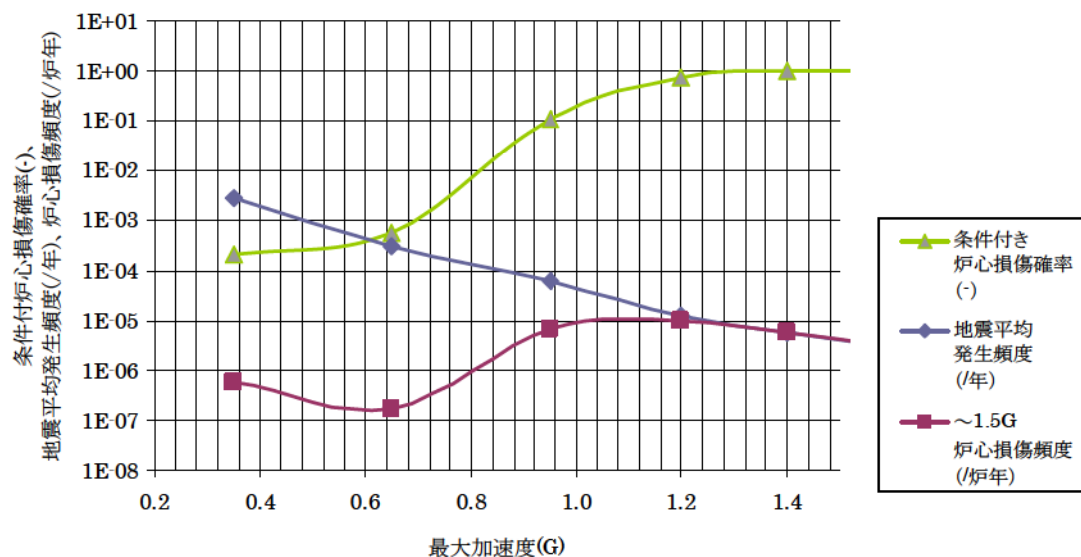
全炉心損傷頻度： $2.3\text{E-}5$ （／炉年）

第 1.2.1.d-11 図 起因事象別炉心損傷頻度 寄与割合

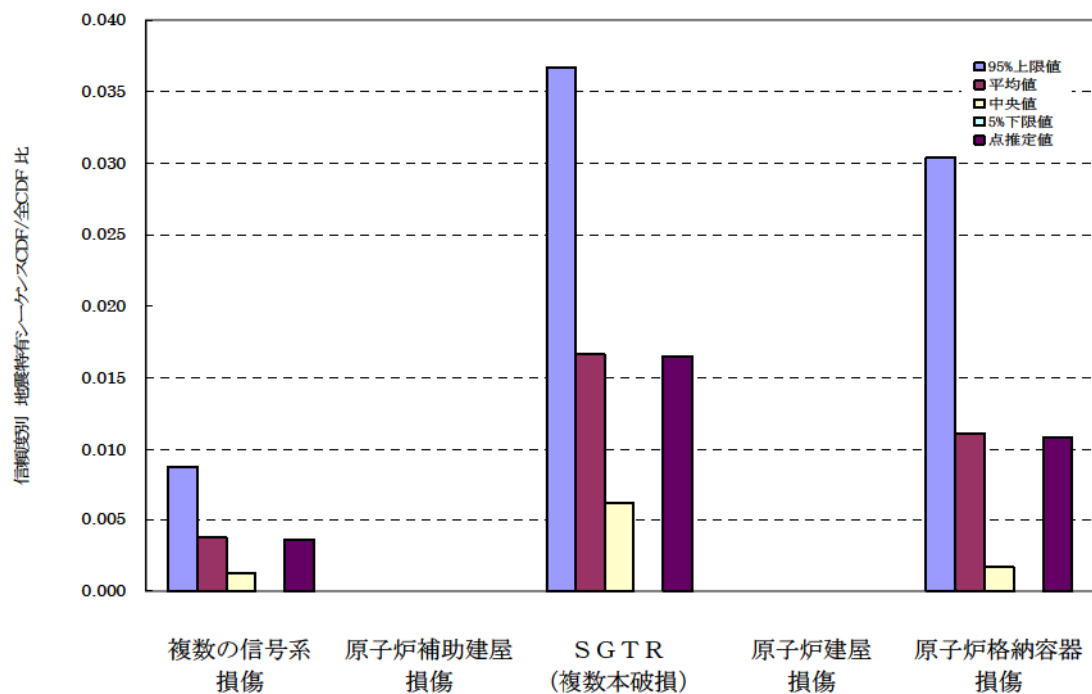


全炉心損傷頻度： $2.3\text{E-}5$ （／炉年）

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実さ解析結果

1.2.2 津波 P R A

津波 P R A 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 P R A 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「P R A 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 27 年 3 月 17 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 P R A 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・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 P R A」での記載と同様である。

また、第 1.2.2.a-1 図に津波 P R A 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 P R A では、機器の設置高さや建屋開口部の高さを基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 P R A 対象機器及び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 P R A 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 P R A 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 P R A の前提条件等について

今回実施した津波 P R A 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

- (a) 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。
- (b) 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。）。
- (c) 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。

- (d) 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。
- (e) 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。
- (f) 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及び方針

- (a) 内部事象レベル 1 P R Aにおいて、当該系統及び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及び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、津波により損傷及び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、損傷及び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及び設定

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 P R

A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. 機器の損傷及び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での脆弱性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（ただし防潮堤及び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及び海底での洗掘量とそれらの不確実さ並びに現実的耐力

としてポンプが損傷に至るピット内の砂の量及びピットが損傷に至る洗掘量とそれらの不確実さが必要となる。しかし、現状ではこれらのデータや、データを活用したフラジリティ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及び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付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 P R A 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. 建屋及び機器リストの作成

重要事故シーケンス確認のための津波 P R A 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、床及び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 E.L.+11.1m 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 4.0m 以上～4.94m 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。

(b) 津波シナリオ区分 2 (津波高さ 4.94m 以上～11.1m 未満)

本シナリオ区分では、海水ポンプの水没に伴う原子炉補機冷却機能の喪失により従属的にディーゼル発電機が機能喪失し非常用所内交流電源喪失が発生する。既に起因事象「外部電源喪失」が発生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 11.1m 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 P R A 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

その他、行政機関による波源として、日本海東縁部の断層（秋田県モデル）、若狭海丘列付近断層及び越前堆列付近断層（福井県モデル）を考慮している。

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、津波により海水ポンプの全台が機能喪失した場合必ず炉心損傷に至る事象となり、津波 P R A 結果への影響の大きさという観点から、評価地点として 3 号炉取水口前地点を選定した。

1.2.2.c. 建屋及び機器の脆弱性

(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、屋外及び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。結果として動的及び電氣的な S S C に対する「被水及び没水」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、動的及び電氣的な S S C に対する「被水及び没水」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 P R A のシステムモデルを基とし、内部事象レベル 1 P R A の評価条件の適用性及び津波 P R A 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 P R A 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11.1m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、重要な設備及び機器（制御及び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シーラ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次冷却系の減温及び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 次冷却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象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 E T の最後に設定する。

なお、外部電源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外部電源喪失の緩和設備で代表できることから、外部電源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 1 P R A と津波 P R A では相違がないため、内部事象レベル 1 P R A 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 1 P R A 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。

・スプレ余熱除去ポンプ室冷却空調装置

評価対象となる起因事象では、スプレ余熱除去ポンプ室冷却空調装置による冷却を必要とする余熱除去ポンプ及び内部スプ

レポンプを緩和設備として期待しない。したがって、津波 P R A では、スプレ余熱除去ポンプ室冷却空調装置のモデル化は不要である。

- ・ 充てん／高圧注入ポンプ室冷却空調装置

評価対象となる起因事象では、充てん／高圧注入ポンプ室冷却空調装置による冷却を必要とする充てん／高圧注入ポンプを緩和設備として期待しない。したがって、津波 P R A では、充てん／高圧注入ポンプ室冷却空調装置のモデル化は不要である。

- ・ 中間建屋空調装置

評価対象となる起因事象において、中間建屋空調装置は補助給水系（電動補助給水ポンプ）等の機能維持に必要となるが、当該空調装置が津波により機能喪失する場合にはそれらの設備も機能喪失しているためモデル化は不要である。

- ・ ディーゼル発電機室空調装置

評価対象となる起因事象において、ディーゼル発電機室空調装置はディーゼル発電機の機能維持に必要となるが、内部事象 P R A において既にモデル化されているため、津波 P R A として新たなモデル化は不要である。

- ・ 制御建屋空調装置

評価対象となる起因事象において、制御建屋空調装置は安全補機開閉器室等の冷却に必要となるが、当該空調装置が津波により機能喪失する場合には当該空調装置に期待する設備も機能喪失しているためモデル化は不要である。

- ・ バッテリー室空調装置

評価対象となる起因事象において、バッテリー室空調装置は

蓄電池等の機能維持に必要となるが、当該空調装置が津波により機能喪失する場合にはそれらの設備も機能喪失しているため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 E T（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

建屋及び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 1 P R A 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 1 P R A 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、以下の前提条件にしたがいモデル化方法を検討した。

- ・ 建屋内の壁、床及び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 P R A 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、R C P シール L O C A 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 1 P R A では事故前と事故後の人的過誤を T H E R P 手法を用いて評価している。これを基に津波 P R A 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 1 P R A 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 P R A では内部事象レベル 1 P R A の評価対象から津波 P R A 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 1 P R A の人的過誤確率を用いる。津波 P R A 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。

系統名	運転操作エラー	H E P ※
原子炉補機冷却水系 (注入)	1 次系冷却水ポンプ出口弁戻し忘れ	1.6E-03
原子炉補機冷却海水系 (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

※ H E P : 人的過誤確率

b. 事故後の人的過誤

津波 P R A 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 1 P R A と同様であるため、内部事象レベル 1 P R A 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 1 P R A 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 1 P R A 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。

起因事象	運転操作エラー	操作場所	H E P ※
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 手動停止	海水ポンプ出口圧力低 警報読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	B (D) 海水ポンプ 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	2次系冷却水クーラ海水入口第 1 (2) しゃ断弁 閉操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	1次系冷却水タンク水位注意 警報読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	1次系冷却水タンク水位 読取失敗	中央制御室	1.4E-03
	1次系冷却水クーラ出口海水流量低 警報読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	充てん/高圧注入ポンプ軸受温度高 警報読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	1次系冷却水温度上昇 読取失敗	中央制御室	1.4E-03
	C 1次系冷却水クーラ海水入口 弁 開操作失敗	現場	5.5E-03
	C 1次系冷却水クーラ出口弁 開操作失敗	現場	5.5E-03
	中間建屋排気ファン風量低 警報読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	A 中間建屋送気ファン 停止操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	A 中間建屋排気ファン 停止操作失敗	中央制御室	8.6E-04

※ H E P : 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 E T と各起因事象の E T 及び E T のヘディングごとのフォールトツリー (F T) を用いた F T 結合法により炉心損傷頻度 (C D F) 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 P R A モデルを用いて C D F 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 C D F は 3.2×10^{-7} (／炉年) となり、津波シナリオ区分 2 (津波高さ 4.94m 以上～11.1m 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 4.0m 以上～4.94m 未満)
津波シナリオ区分 1 の C D F は 6.9×10^{-10} (／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。

- ・ 津波シナリオ区分 2 (津波高さ 4.94m 以上～11.1m 未満)
津波シナリオ区分 2 の C D F は 3.2×10^{-7} (／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従属的にディーゼル発電機が機能喪失し非常用所内交流電源喪失が発生する。既に起因事象「外部電源喪失」が発生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 11.1m 以上)
津波シナリオ区分 3 の C D F は 3.1×10^{-10} (／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) 起因事象ごとの評価結果

起因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 P R A では起因事象を階層化して評価しており、4.0m 以上の津波で発生する外部電源喪失、11.1m 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、原子炉補機冷却機能喪失、主給水流量喪失、過渡事象による C D F

は定量化されない。

(3) 評価結果の分析

起因事象別 C D F 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 P R A では全 C D F は 3.2×10^{-7} (／炉年) と評価され、そのうち、「外部電源喪失」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しており、津波シナリオ区分 1 (E.L.+4.0m 以上～E.L.+4.94m 未満) では外部電源喪失の緩和機能としてディーゼル発電機に期待できる一方、津波シナリオ区分 2 (E.L.+4.94m 以上～E.L.+11.1m 未満) では海水ポンプの水没に伴いディーゼル発電機が機能喪失し「全交流動力電源喪失」が発生することから、シナリオ区分 2 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 (E.L.+11.1m 以上) として整理しているが、シナリオ区分 2 (E.L.+4.94m 以上～E.L.+11.1m 未満) の段階で海水ポンプのポンプモータ部 (E.L.+4.94m) が水没して従属的にディーゼル発電機が機能喪失することで「全交流動力電源喪失」が発生し、他の緩和設備の有無にかか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主な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 P R A では、全津波 C D F に対して支配的とな

る津波高さ E.L.+4.94m 以上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 1 PRA 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 4.94m 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 1.2×10^3 及び 2.0×10^5 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 6.6×10^{-10} （／炉年）及び 3.1×10^{-7} （／炉年）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%～40%）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 C D F の約 99% を占める津波シナリオ区分 2 の不確実さ解析結果が、全 C D F 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 P R A の不確実さ幅は、内部事象レベル 1 P R A 及び地震 P R A 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 P R A 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 C D F 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 次冷却系強制冷却）」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。

(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 C D F 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」への対策が全 C D F の低減に効果が大きいことを示しているが、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」が外部電源喪失後の海水ポンプ機能喪失で発生することを考慮すると、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 C D F 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、美浜 3 号炉の津波レベル 1 P R A を実施した。炉心損傷頻度は 3.2×10^{-7} （／炉年）となり、不確実さ解析の結果得られたエラーファクター(E F)は全 C D F に対して支配的であるシナリオ区分 2 において 2.0×10^5 であった。津波シナリオとしては、主変圧器等の屋外変圧器が津波で機能喪失することにより外部電源喪失が発生し、さらに、海水ポンプが水没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 C D F 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で、全ＣＤＦに対して大きな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

	P R A 作業		情 報	主な情報源
1	プラントの設計及び運転の把握		P R A 実施に当たり必要とされる設計、運転管理に関する情報	・ 内部事象出力時レベル 1 P R A 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、海水ポンプウエル全体図、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	・ 文献調査結果 ・ 地質調査結果
3	建屋及び機器フラジリティ評価		プラント固有の建屋及び機器の耐力評価並びに応答評価に関する情報	・ 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	・ 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	・ 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	・ 上記 1 の情報源 ・ 既往の P R A 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 P R A プラントウォークダウン結果

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建屋開口部の確認(建屋開口部)	総合評価
		1. 対象機器の図面(配置図等)と相違点はないか	2. 対象機器の設置室に浸水口があるか(扉、連絡路、その他)	1. 対象機器の図面(配置図・構造図等)と相違点はないか	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(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)は無い	4. 対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無い	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)	1. 対象建屋開口部の図面(配置図等)と相違点はないか	
1	燃料油移送ポンプ	Y	Y(扉)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(扉)	N/A	問題箇所見当たらず
2	中央制御室退避時制御盤	Y	Y(扉)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
3	電動補助給水ポンプ	Y	Y(扉)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
4	タービン動補助給水ポンプ	Y	Y(扉)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
5	非常用ディーゼル発電機	Y	Y(階段)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(階段)	N/A	問題箇所見当たらず
6	パワーセンタ	Y	Y(扉)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
7	メタルクラッド開閉装置	Y	Y(扉)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
8	計器用空気圧縮機	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
9	チラーユニット	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	1次系冷却水ポンプ	Y	Y(扉)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
11	復水ポンプ	Y	Y(扉)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(扉)	N/A	問題箇所見当たらず
12	復水器真空ポンプ	Y	Y(扉)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(扉)	N/A	問題箇所見当たらず
13	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
14	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
15-1	B 海水管トレンチ 海水管貫通部	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
15-2	B ディーゼル発電機補機室 ⇔ 海水管室 扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
16	電動補助給水ポンプ室 ⇔ タービン建屋 扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
17	2次系冷却水海水管貫通部	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず

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 S S C 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 S S C の種類 (主要な S S C)
被水及び没水	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	建物及び構築物 (海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤※ 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※
流体力	建物及び構築物 (海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤※ 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※
浮力	建物及び構築物 (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 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-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	建物及び構築物 (海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤※ 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	建物及び構築物 (海水取水口も含む)
洗掘	建物及び構築物 (海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤※

※：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

対象となる設備及び機器		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及び設定」 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	「建屋及び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
動的及び 電氣的な SSC	ポンプ、電 動弁、電気 盤等	屋内 屋外	被水及び没水	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、被水及び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ワークダウンや 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、 被水及び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、美浜 3 号炉においては波高が 4.94m に 達した時点で海水ポンプ等の水没により 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 1.4m 程度であり、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因事象の選定 (1/2)

起因事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	検討内容
大破断 L O C A	×	L O C A 事象は、原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウン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 L O C A	×	同上
小破断 L O C A	×	制御回路の誤動作により加圧器逃し弁が誤開して、再閉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プロセス計測制御ラック（保護用）等が水没する高さ(11.1m)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 L O C A	×	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 L O C A	×	制御回路の誤動作により余熱除去ポンプ入口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盤等が水没する高さ(17.0m)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がし弁が誤開して、再閉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プロセス計測制御ラック（保護用）等が水没する高さ(11.1m)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、当該起因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回事象の選定 (2/2)

起回事象	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1次系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、その影響ごとに起回事象に分類可能なため、対象外とする。
ATWS	×	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。
DC母線1系列喪失	×	直流電源に関連する電気盤は、両トレンとも同じ高さに設置されており、津波の影響でDC母線1系列のみ喪失することはないと考えられるため、対象外とした。
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、重要な設備及び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及び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	E. L. +3. 0m	E. L. +4. 94m (ポンプモータ下端)	E. L. +4. 94m
	：				
125V DC電源	リレー室直流分電盤	A/B	E. L. +10. 1m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	：				
バッテリー	蓄電池	A/B	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	：				
外部電源系	主変圧器	屋外 (T/B隣接)	E. L. +4. 0m	E. L. +4. 0m	E. L. +4. 0m
	：				
格納容器スプレイ注入系/ 再循環	内部スプレポンプ	A/B	E. L. -1. 6m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	：				
換気空調系 (制御建屋)	中央制御室非常用循環ファン	A/B	E. L. +17. 0m	E. L. +11. 1m	E. L. +17. 0m
	：				
換気空調系 (バッテリー室)	バッテリー室換気ファン	A/B	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	：				
換気空調系 (中間建屋)	中間建屋排気ファン	A/B	E. L. +17. 0m	E. L. +11. 1m	E. L. +17. 0m
	：				
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冷却ファン	A/B	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	：				
換気空調系 (スプレ余熱除去ポンプ室 換気系)	スプレ余熱除去ポンプ室冷却ファン	A/B	E. L. -1. 6m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	：				
換気空調系 (充てん/高圧注入ポンプ室 換気系)	充てん/高圧注入ポンプ室冷却ファン	A/B	E. L. +20. 9m	E. L. +11. 1m	E. L. +20. 9m
	：				
空調用冷水設備	チラーユニット	A/B	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	：				
低圧注入系/再循環	余熱除去ポンプ	A/B	E. L. -1. 6m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	：				
高圧注入系/再循環	余熱除去ポンプ	A/B	E. L. -1. 6m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	充てん/高圧注入ポンプ	A/B	E. L. +17. 0m	E. L. +11. 1m	E. L. +17. 0m
	：				
主給水喪失	復水ポンプ	T/B	E. L. +1. 85m	E. L. +4. 0m	E. L. +4. 0m
	：				
制御用空気系	計器用空気圧縮機	A/B	E. L. +4. 0m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	：				
直接炉心損傷	安全防護ロジックラック	A/B	E. L. +10. 1m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	：				

A/B：原子炉補助建屋，T/B：タービン建屋

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	A/B	E. L. +1. 0m	E. L. +6. 1m	E. L. +6. 1m
	非常用ディーゼル発電機	A/B	E. L. +4. 0m	E. L. +6. 1m	E. L. +6. 1m
	：				
補機冷却水系	1次系冷却水ポンプ	A/B	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	：				
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	A/B	E. L. +4. 0m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	：				
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	A/B	E. L. +4. 0m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	：				
過渡	復水器真空ポンプ	T/B	E. L. +4. 0m	E. L. +4. 0m	E. L. +4. 0m
	：				
115V計装用電源	計器用電源盤	A/B	E. L. +10. 1m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	：				
主蒸気隔離	主蒸気圧力計	A/B	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	主蒸気隔離弁（電磁弁を含む）	A/B	E. L. +11. 7m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 7m
	：				
主蒸気逃がし弁による熱放出	主蒸気逃がし弁	A/B	E. L. +11. 7m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 7m
	：				
小破断LOCA	プロセス計測制御ラック（保護用）	A/B	E. L. +10. 1m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	：				
440V AC電源	パワーセンタ	A/B	E. L. +4. 0m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	：				
6. 6kV AC電源	メタルクラッド開閉装置	A/B	E. L. +4. 0m	E. L. +11. 1m	E. L. +11. 1m
	：				
安全注入信号 内部スプレ信号	格納容器圧力計（広域）	A/B	E. L. +17. 0m	E. L. +11. 1m	E. L. +17. 0m
	：				

A/B：原子炉補助建屋，T/B：タービン建屋

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	起因事象
1 (4.0m 以上～4.94m 未満)	・ 4.94m 未満に設置されている屋外機器が水没。 ・ 主変圧器等が水没し、外部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 等	<u>外部電源喪失</u> <u>主給水流量喪失</u> <u>過渡事象</u>
2 (4.94m 以上～11.1m 未満)	・ 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、11.1m 未満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。	海水ポンプ 等	外部電源喪失 主給水流量喪失 過渡事象 <u>原子炉補機冷却機能喪失</u>
3 (11.1m 以上)	・ 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、11.1m 以下に設置されている機器がすべて水没。 ・ 高さ 11.1m 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 メタルクラッド開閉装置 パワーセンタ 等	外部電源喪失 主給水流量喪失 過渡事象 原子炉補機冷却機能喪失 <u>直接炉心損傷に至る事象</u>

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	4.0m 以上～4.94m 未満	2.0E-06	6.9E-10	0.2
2	4.94m 以上～11.1m 未満	3.2E-07	3.2E-07	99.7
3	11.1m 以上	3.1E-10	3.1E-10	0.1 未満
全炉心損傷頻度			3.2E-07	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 交流電源	加圧器逃がし弁/ 安全弁 L O C A なし	R C P シール L O C A 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	R C P 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 (影響を与える側) 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
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	4.0m 以上～ 4.94m 未満	外部電源喪失	補助給水失敗	5.6E-11	復水タンク 閉塞	2.5E-11	43.7%
					復水タンク 破損	2.3E-12	4.1%
					安全弁 DW-030A 内部リーク	1.6E-12	2.8%
		外部電源喪失	非常用所内交流電源喪失	6.4E-10	3A,3B ディーゼル発電機 起動失敗 CCF	3.2E-11	5.1%
					3A ディーゼル発電機 継続運転失敗 3B ディーゼル発電機 待機除外(試験)	3.2E-11	5.0%
					3B ディーゼル発電機 継続運転失敗 3A ディーゼル発電機 待機除外(試験)	3.2E-11	5.0%
2	4.94m 以上～ 11.1m 未満	外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失		3.2E-07	津波による全交流動力電源喪失	3.2E-07	100%
3	11.1m 以上	複数の信号系損傷		3.1E-10	津波による複数の信号系損傷	3.1E-10	100%

第 1.2.2.d-5 表 起因事象別 C D F 結果

起因事象	事故シーケンス	シーケンス別 C D F (／炉年)	起因事象別 C D F (／炉年)
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失＋R C P シール L O C A	— ※1	
	原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A	— ※1	
	原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	— ※1	
外部電源喪失	外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	3.2E-07	3.2E-07
	外部電源喪失＋補助給水失敗	5.6E-11	
直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷	3.1E-10	3.1E-10
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：外部電源喪失で代表して評価

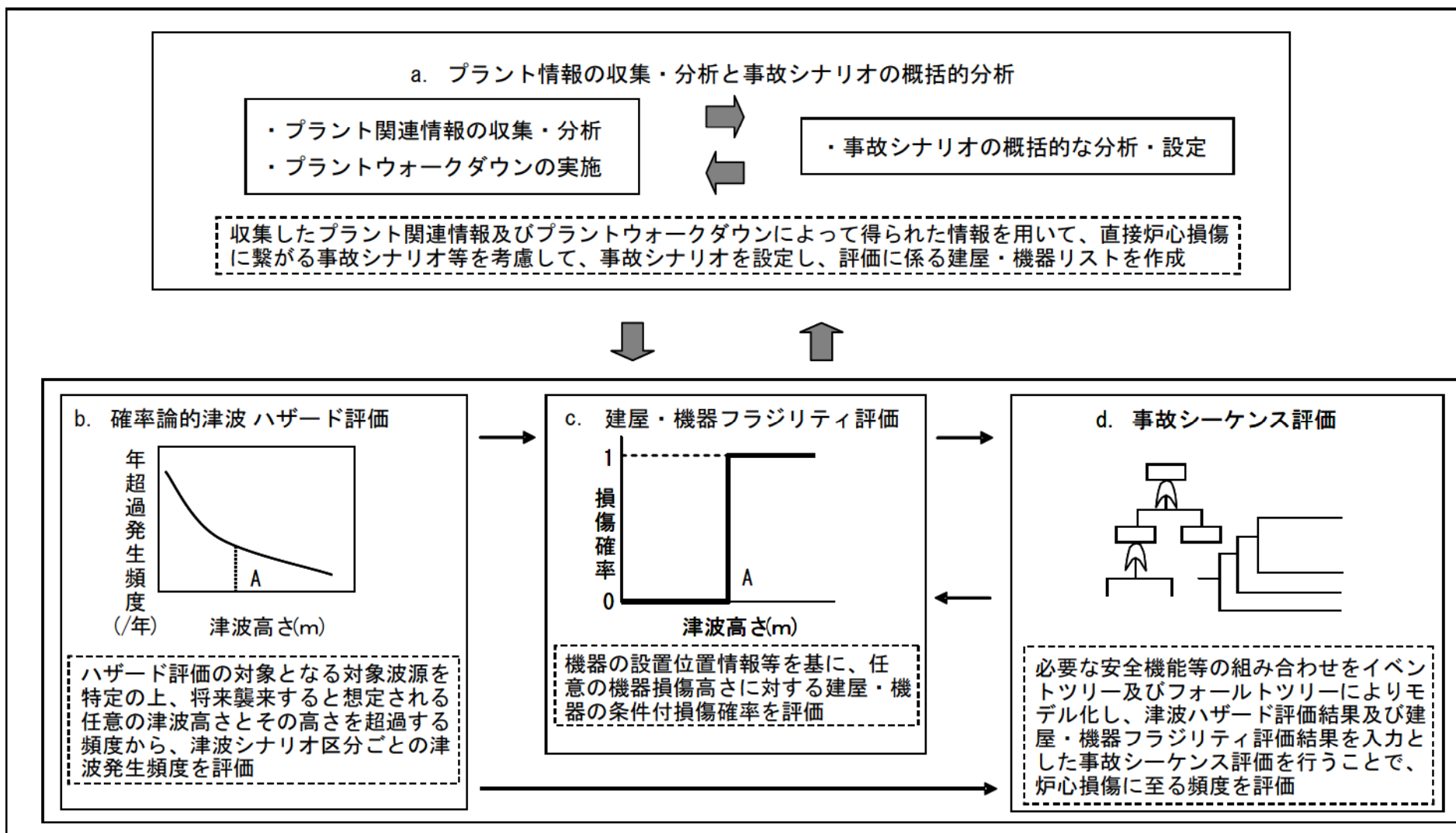
第 1.2.2.d-6 表 重要度整理結果

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	4.0m 以上 ～ 4.94m 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	外部電源喪失 主給水流量喪失 過渡事象	・4.94m 未満に設置されている屋外機器 が水没 ・主変圧器等が水没し、外部電源喪失が 発生する	2.0E-06	6.9E-10	0.2	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：0.1 未満
2	4.94m 以上 ～ 11.1m 未満	等	外部電源喪失 主給水流量喪失 過渡事象 <u>原子炉補助冷却機能喪失</u>	・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、11.1m 未満に設置 されている機器がすべて水没する・海 水ポンプが水没した時点で既に外部 電源喪失が発生しているため全交流 動力電源喪失となる	3.2E-07	3.2E-07	99.7	海水ポンプ：約 1.0
3	11.1m 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	外部電源喪失 主給水流量喪失 過渡事象 原子炉補助冷却機能喪失 <u>直接炉心損傷に至る事象</u>	・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、原子炉補助建屋の 開口部（11.1m）から浸水が始まり、 11.1m 以下に設置されているすべて の機器が水没 ・高さ 11.1m 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	3.1E-10	3.1E-10	0.1 未満	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

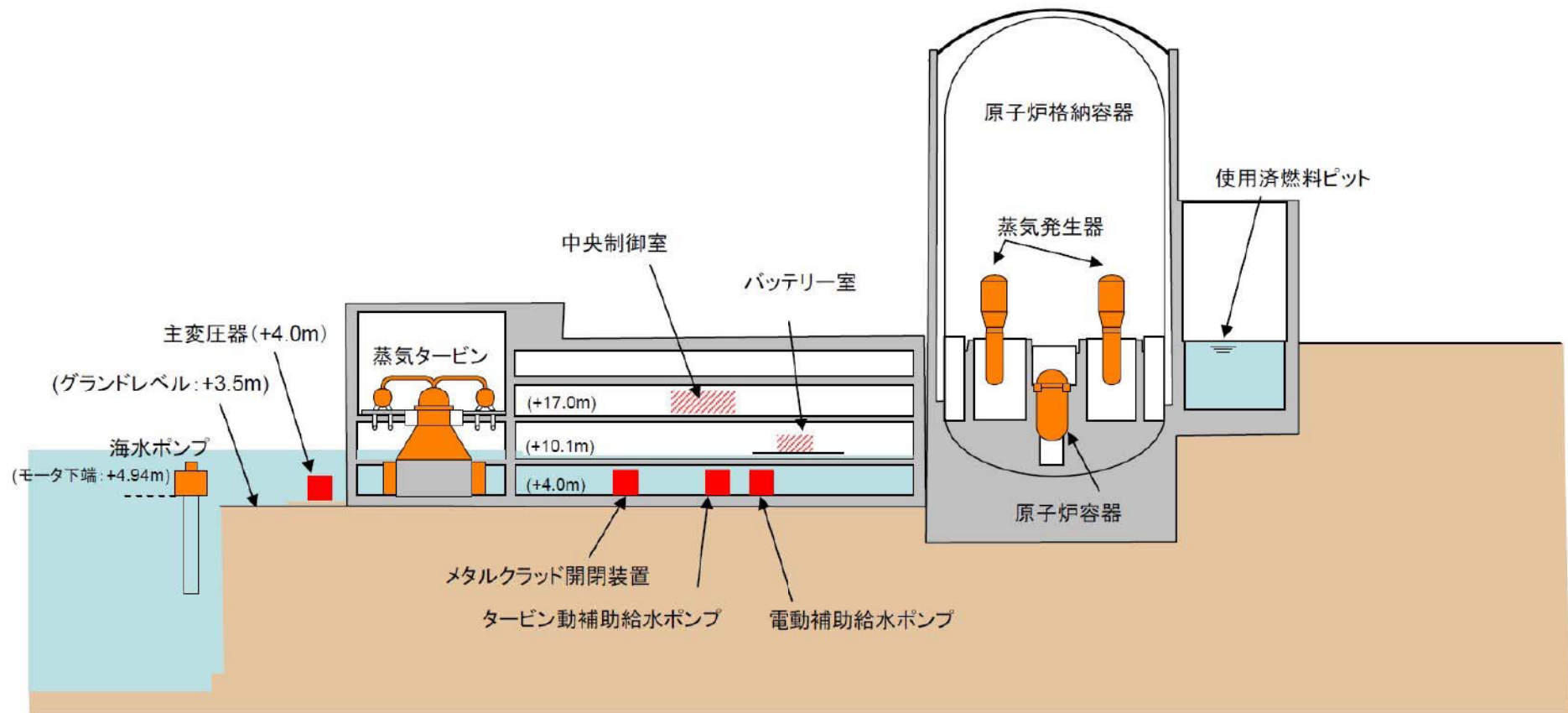
※下線の起回事象は当該津波シナリオで新たに発生する起回事象である。

第 1.2.2.d-7 表 感度解析結果

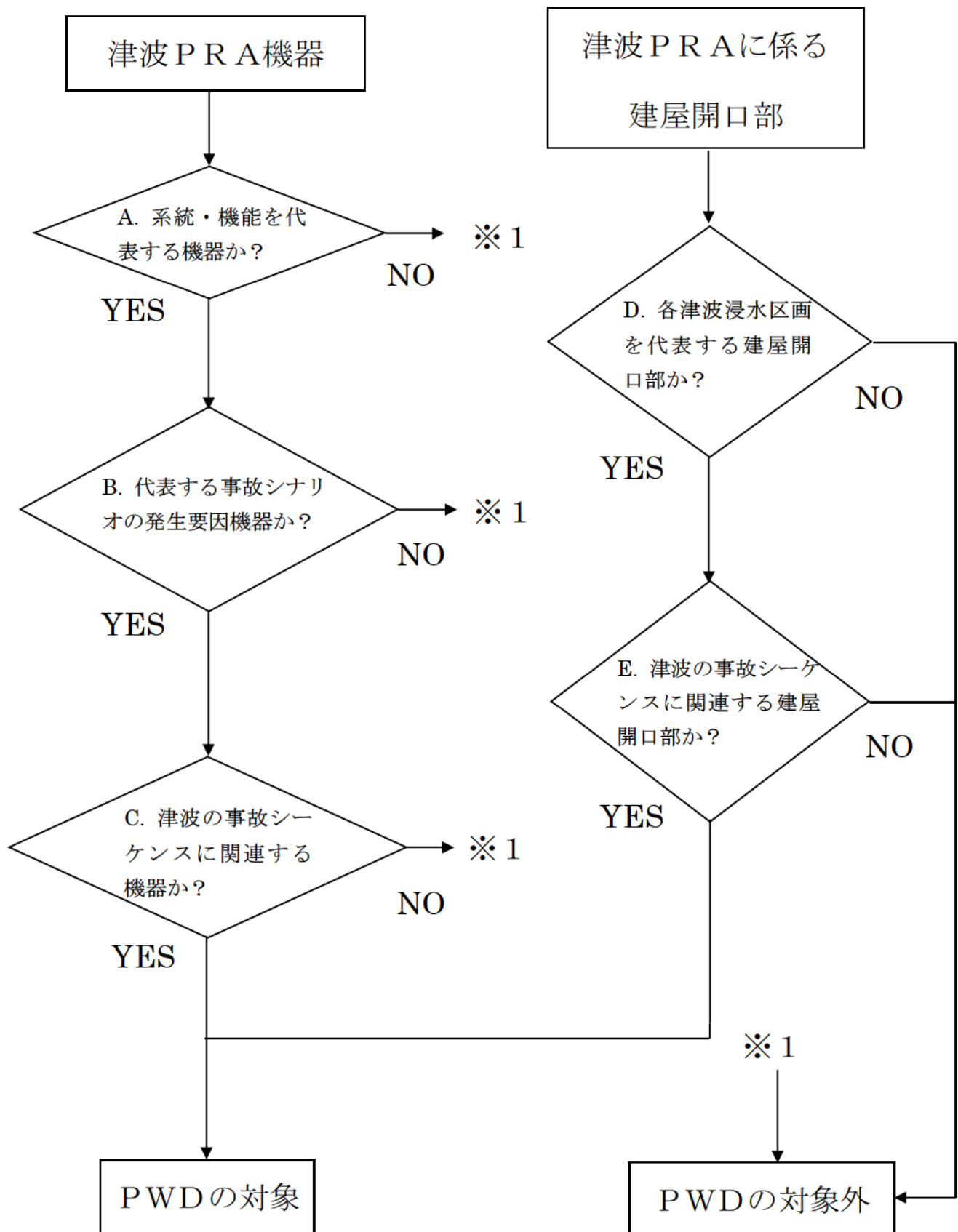
起因事象	事故シーケンス	基本ケース（／炉年）		感度解析（／炉年）	
外部電源喪失	外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	3.2E-07	3.2E-07	6.3E-08	6.4E-08
	外部電源喪失＋補助給水失敗	5.6E-11		5.6E-11	
直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷	3.1E-10		3.1E-10	
合 計		3.2E-07		6.4E-08	



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

美浜 3 号炉 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 I D : TF1PU-01A, B, C, D
 建屋 : 屋外
 床 E L : 3.0m
 機器配置図番号 : 3-1-1, 22
 系統図番号 : 1-2-4-1
 機器設置室 : 屋外
 津波伝播経路 : 海水ポンプピット底面 (3.0m) → (*)
 (*) → A 海水ポンプ (3.0m)
 (*) → B 海水ポンプ (3.0m)
 (*) → C 海水ポンプ (3.0m)
 (*) → D 海水ポンプ (3.0m)

[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極めて低いと考えられる。
--

実施日 : 2015 年 1 月 13 日

実施者 :

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)

機器 I D : TF1PU-01A, B, C, D

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)

	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	☐	☐	☐	☒
2. 対象機器の設置室に浸水口があるか (扉、連絡路、その他_____)	☐	☐	☐	☒

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)

	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	☒	☐	☐	☐
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)	☒	☐	☐	☐
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	☒	☐	☐	☐
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	☒	☐	☐	☐

② 津波伝播経路の確認 (屋内設置の機器)

	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_____)	☐	☐	☐	☒

③ 建屋開口部の確認 (建屋開口部)

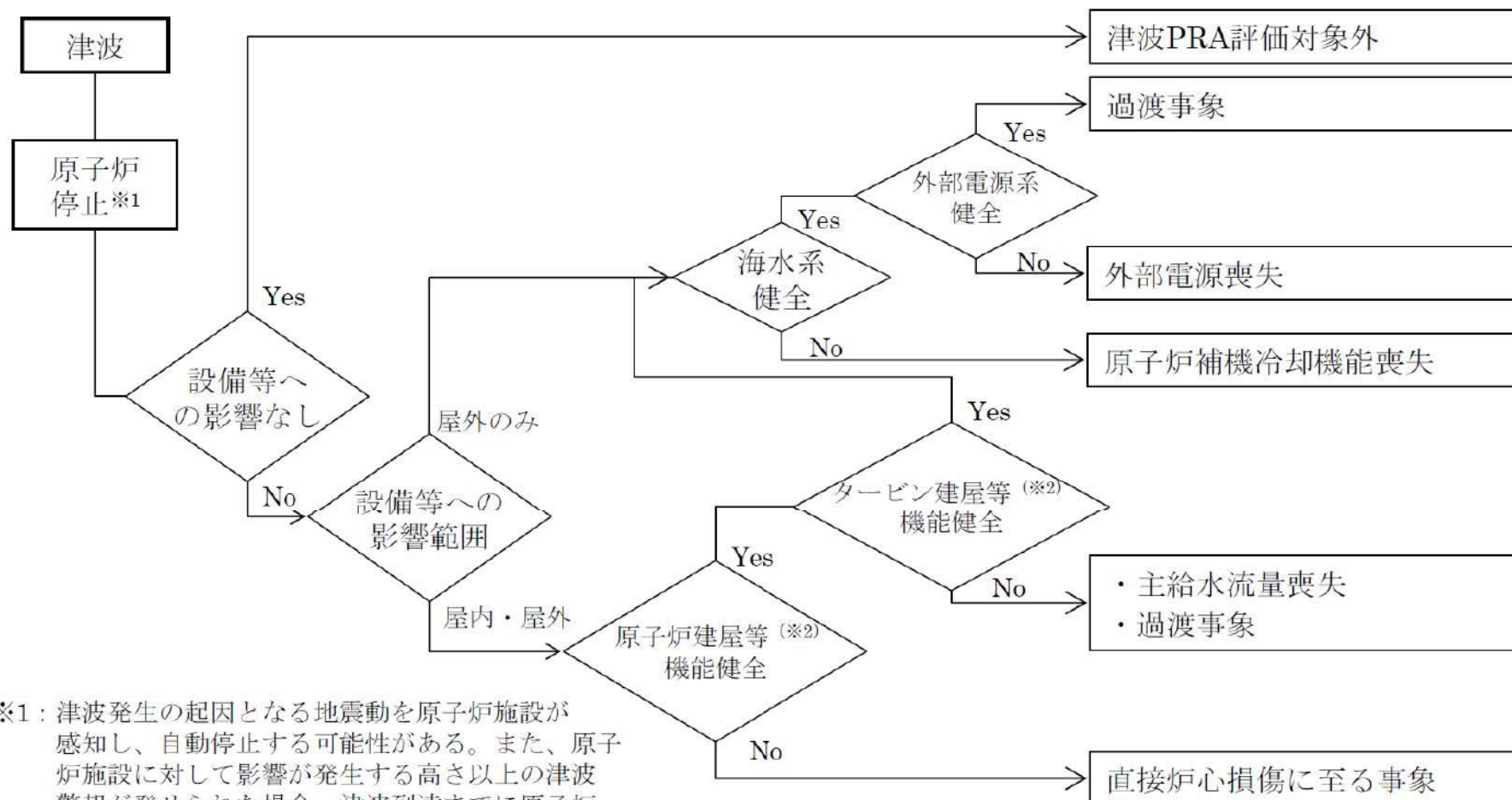
	Y	N	U	N/A
1. 対象建屋開口部の図面 (配置図等) と相違点は無いか	☐	☐	☐	☒

(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)



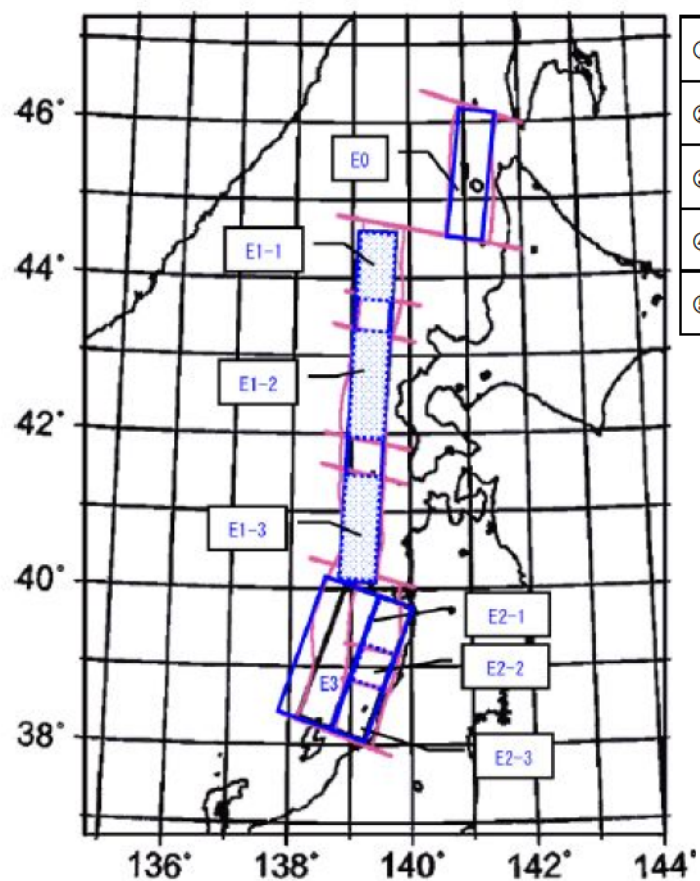
第 1.2.2.a-4 図 現場機器（例 海水ポンプ）



※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

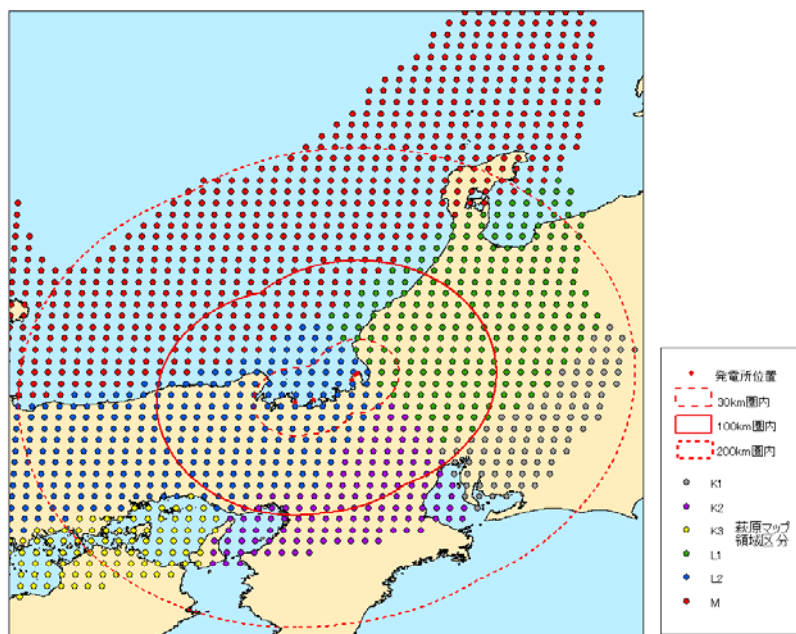


① 安島岬沖～和布～干飯崎沖～ 甲斐城断層	⑥ 大陸棚外縁～B～ 野坂断層
② ウツロギ岬北方～ 池河内断層	⑦ 三方断層
③ 浦底～内池見断層	⑧ FO-A～FO-B～ 熊川断層
④ 白木～丹生断層	⑨ F _{GA} 3 東部断層
⑤ C断層	

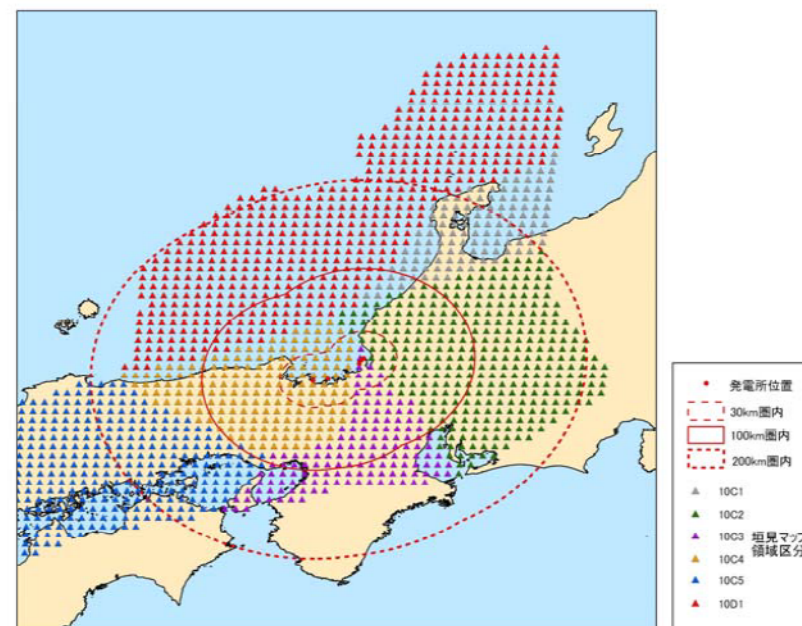


第 1.2.2.b-1 図 検討対象波源（日本海東縁部）

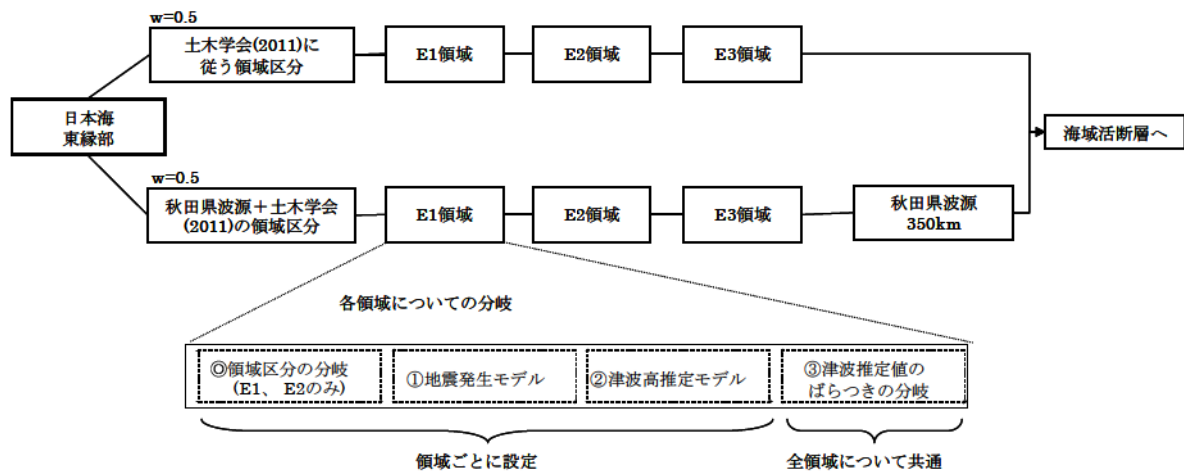
第 1.2.2.b-2 図 検討対象波源（海域活断層）



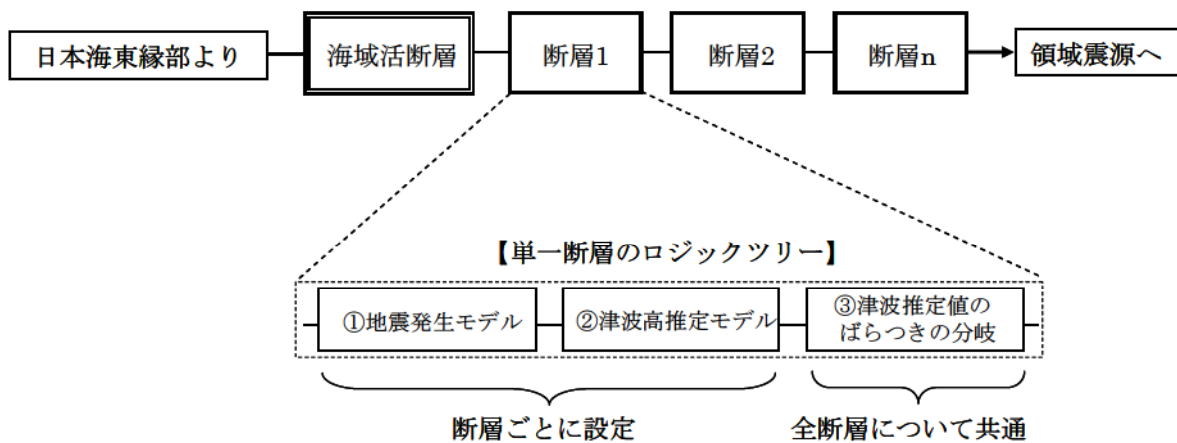
第 1.2.2.b-3 図 検討対象波源（領域震源：萩原(1991)）



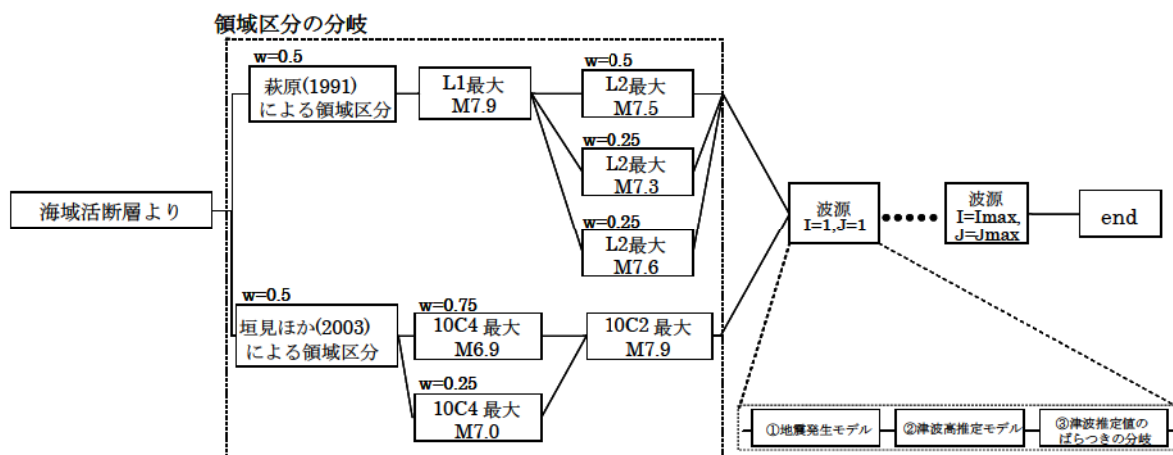
第 1.2.2.b-4 図 検討対象波源（領域震源：垣見ほか(2003)）



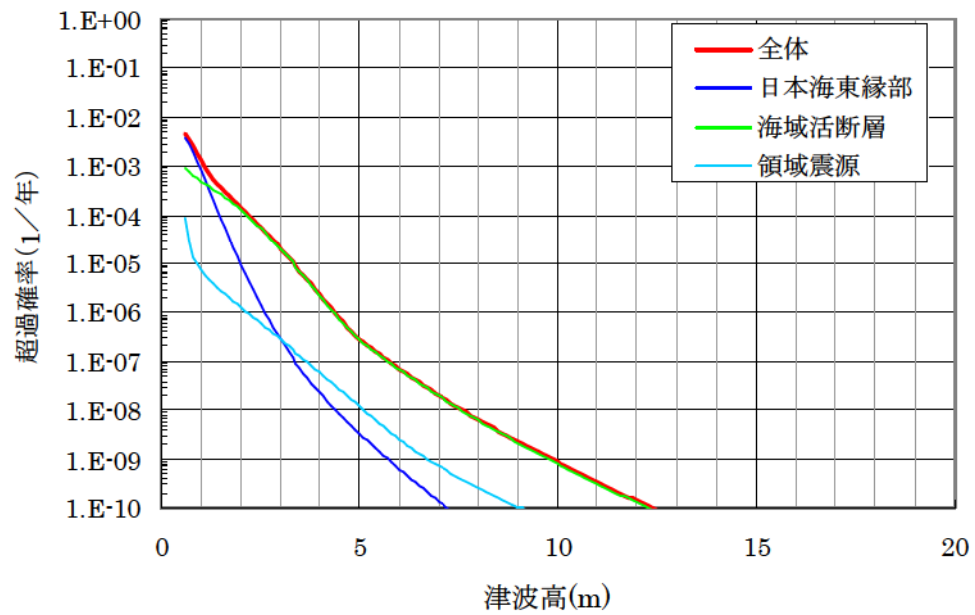
第 1.2.2.b-5 図 日本海東縁部のロジックツリー



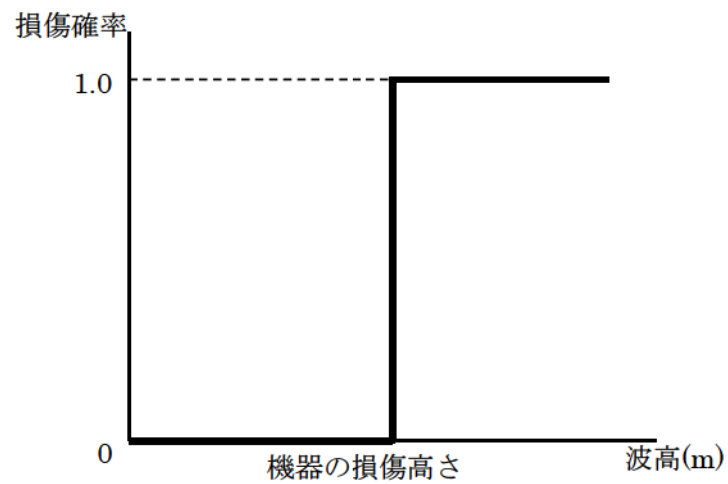
第 1.2.2.b-6 図 海域活断層のロジックツリー



第 1.2.2.b-7 図 領域震源のロジックツリー

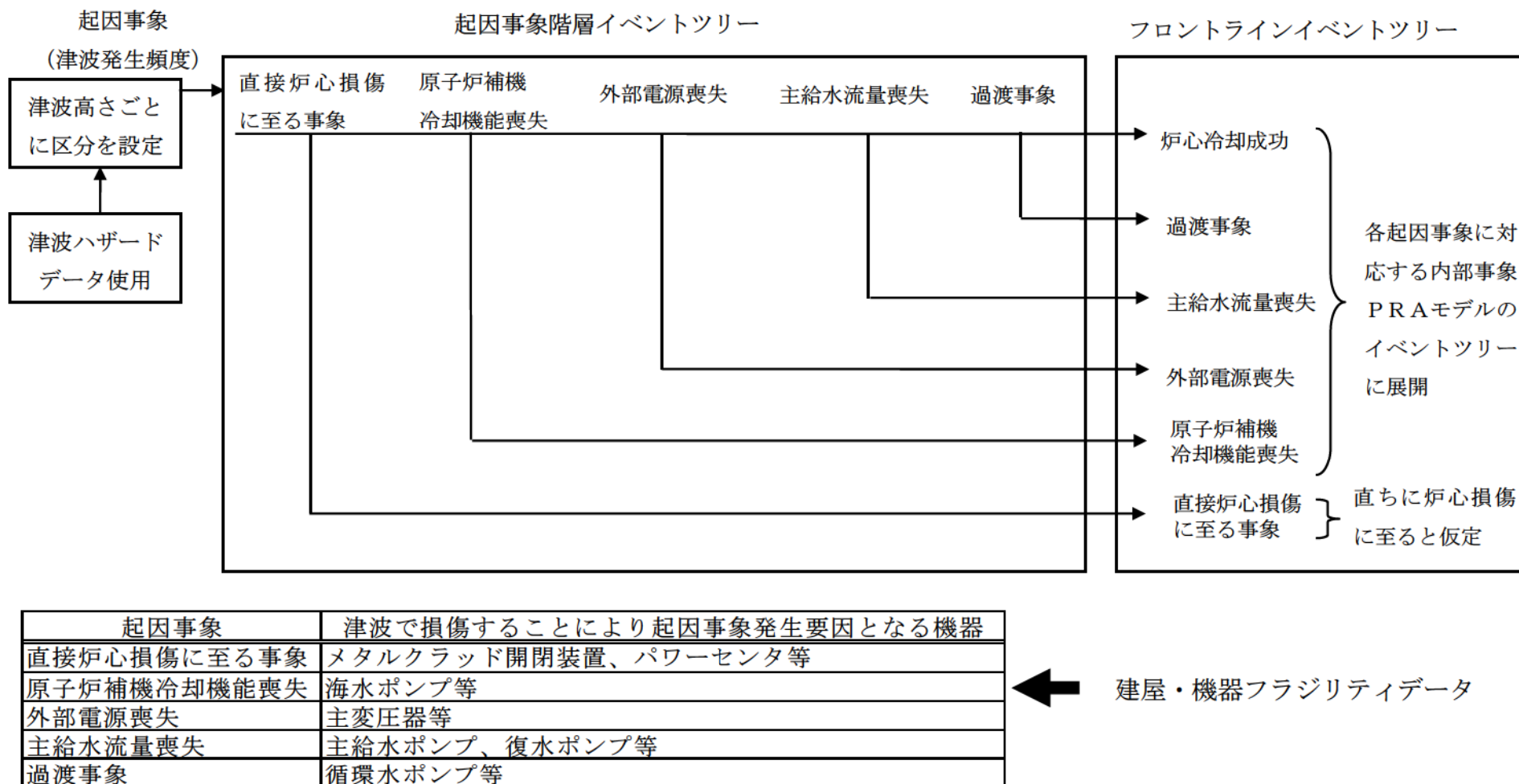


第 1.2.2.b-8 図 評価地点における水位と年超過確率の関係



※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



第 1.2.2.d-1 図 津波 P R A 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

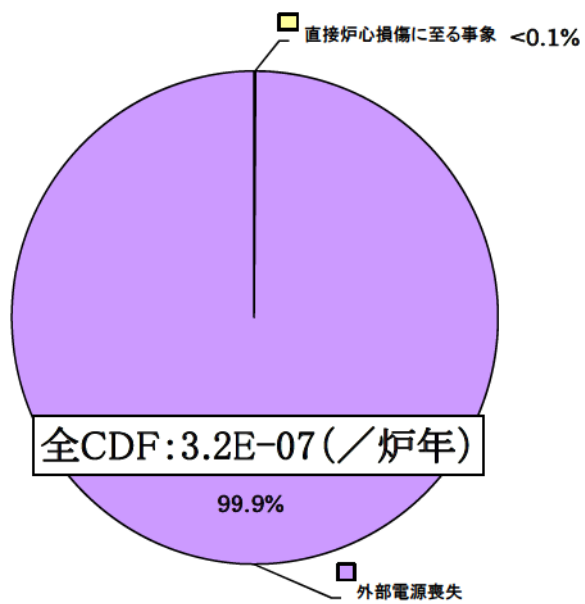
第 1.2.2.d-2(c)図 主給水流量喪失イベントツリー

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

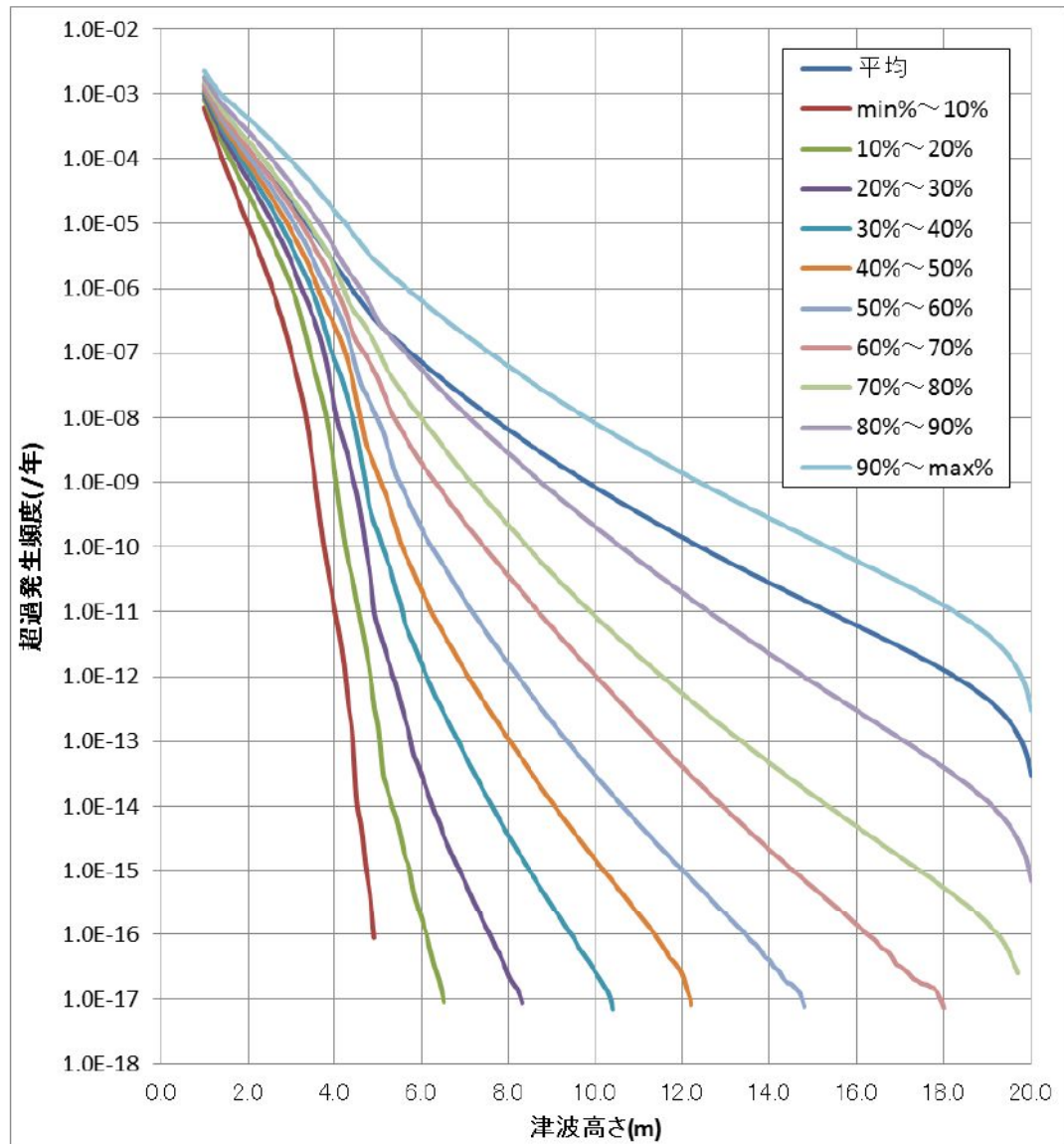
第 1.2.2.d-2(d)図 過渡事象イベントツリー

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）

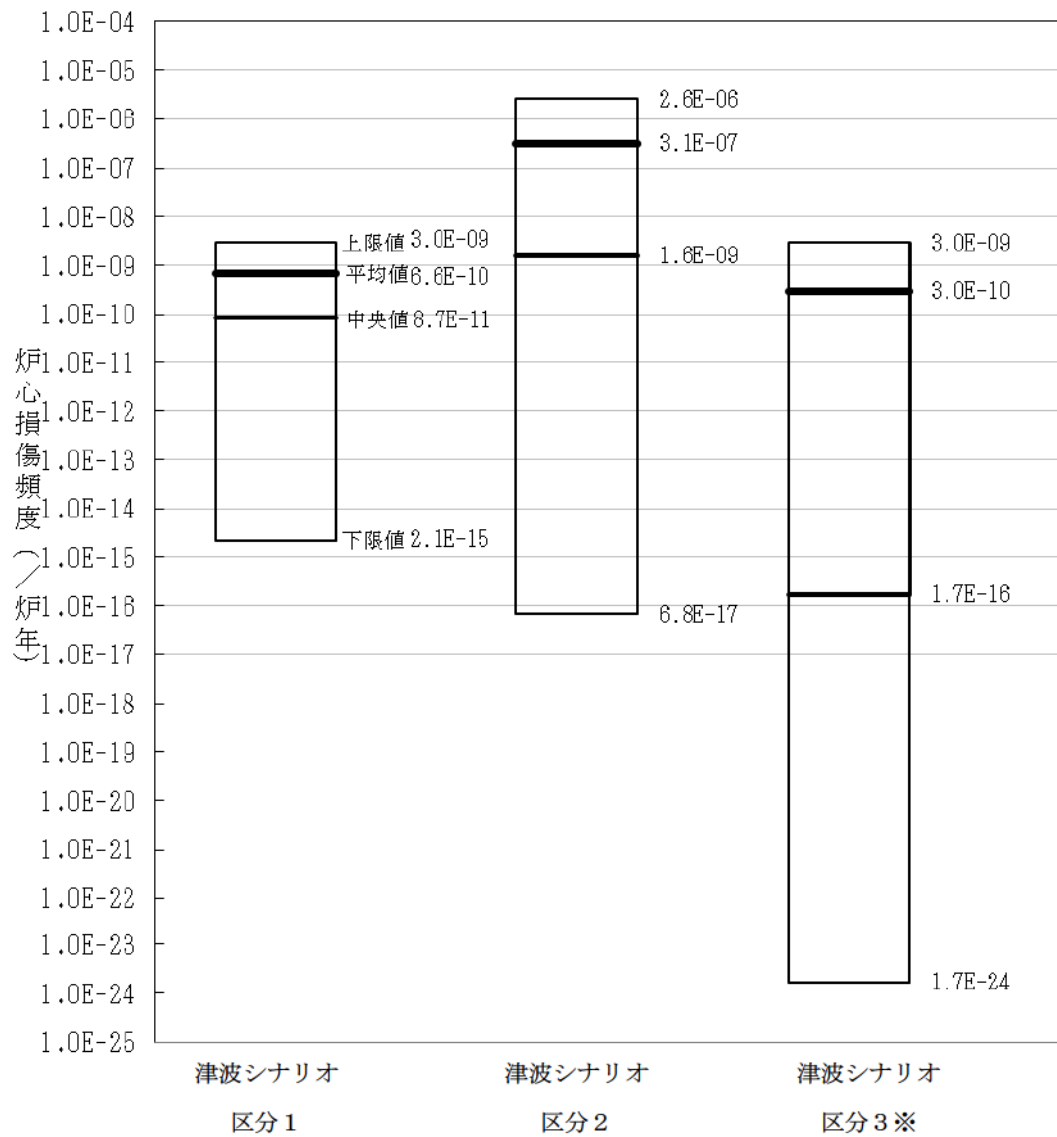
第 1.2.2.d-2(e)図 直接炉心損傷に至る事象



第 1.2.2.d-3 図 起因事象別炉心損傷頻度 寄与割合

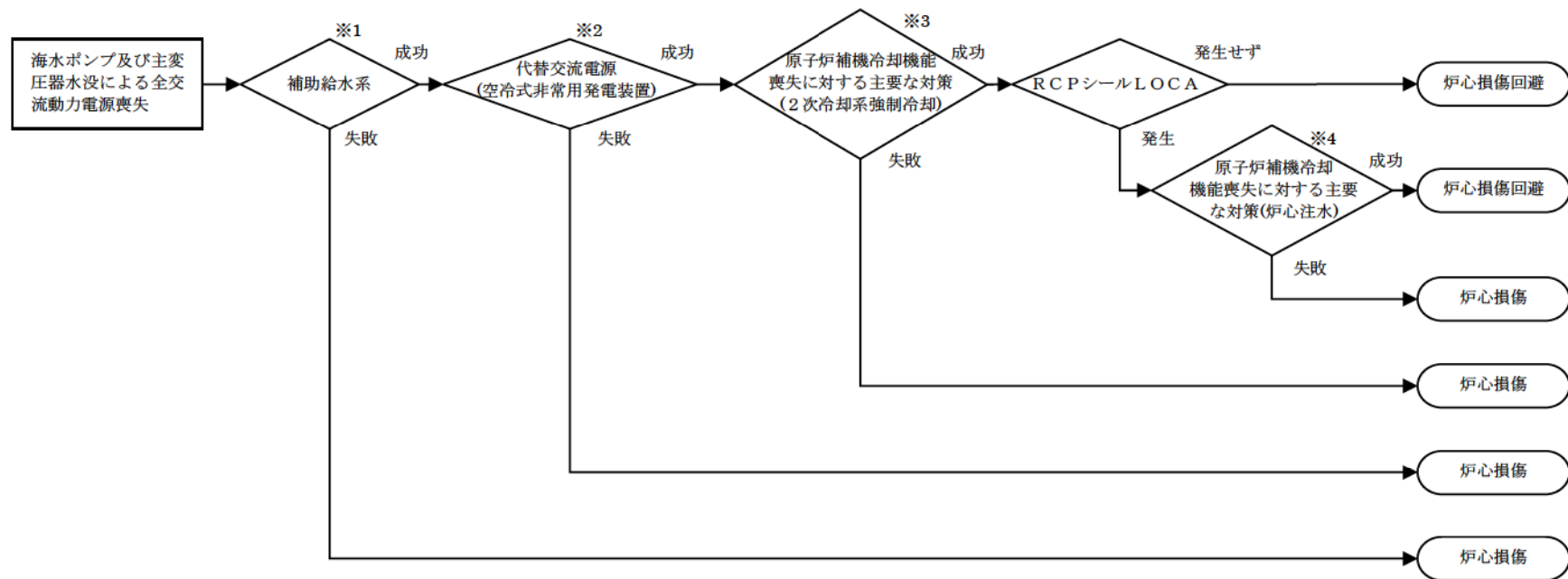


第 1.2.2.d-4 図 評価地点における 10%ごとの津波フラクタイルハザード



※：津波シナリオ区分 3 の 40%以下の信頼度のデータは、40%～50%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実さ解析結果



※1：原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策の2次冷却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。

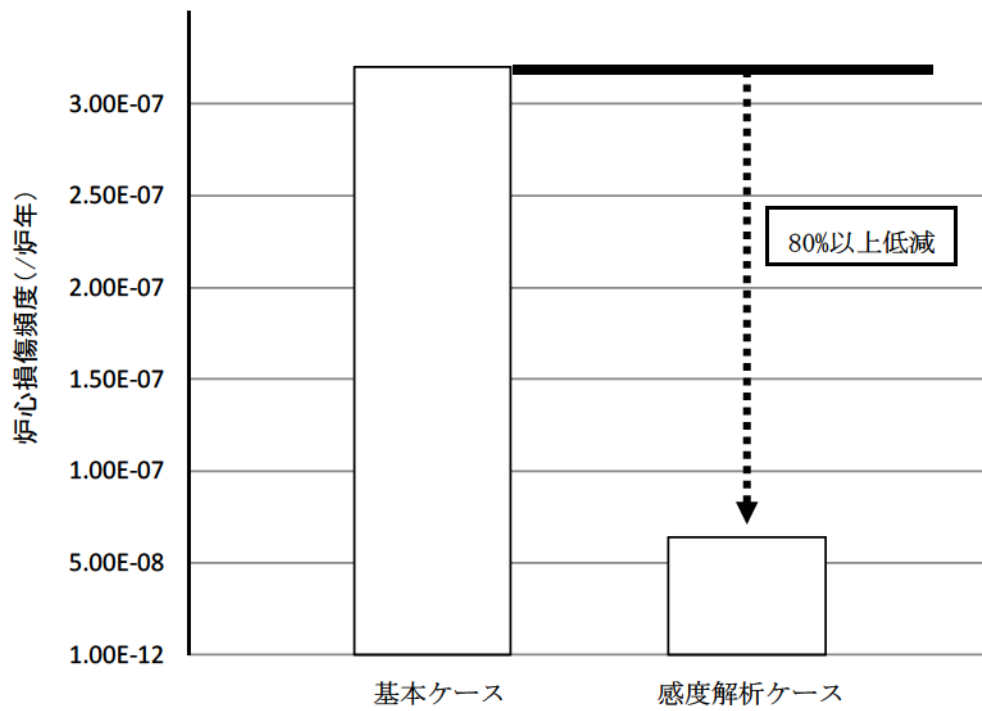
非信頼度は内部事象PRAのモデルを用いる。

※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次冷却系強制冷却による1次冷却系の冷却及び減圧、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 P R A

2.1 内部事象 P R A

2.1.1 出力運転時 P R A

出力運転時レベル 1. 5 P R A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 P S A編）：2008（以下「レベル 2 P S A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「P R A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・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.レベル 1 P R A」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、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（M C C I）、原子炉格納容器内の熱水力挙動及び核分裂生成物（F P）移行挙動に影響する。燃料、溶融炉心等の移

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次冷却材圧力に 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及び定義

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次冷却材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次冷却材圧力

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次冷却系の圧力状態(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、熔融炉心の冷却手段）

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熔融炉心を冷却する観点でE C C S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P D Sの一覧を示す。

(2) レベル1 P R A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1 P R A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1.5 P R A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1 P R Aのイベントツリーでは不要としていた分岐及びヘディングを考慮したレベル1.5 P R A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、低圧注入、高圧注入／再循環、格納容器スプレイ注入／再循環の分岐及び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 P D S 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

P D S 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 1 P R A 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72%を占める理由は、レベル 1 P R A 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 R C P シール L O C A （小破断 L O C A 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 1 P R A 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 P D S の内訳を以下に示す。

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失（寄与：約72%、P D S：S E D、T E D）
- ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失

（寄与：約20%、P D S：S E D、S E W、S E I、T E D、T E W、T E I、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 P W R 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力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力スパイク (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）

熔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次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔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及び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次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔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) ベースマット熔融貫通（ ε モード）

熔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 L O C A（ 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（T I - S G T R）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

P D S 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並びに対処設備の作動及び不作動

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 P D S 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、P D S 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、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19%）及びTED（約4%）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及び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並びに機器及び系統の動作を模擬することができるMAAP 4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-12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、ベースマッ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「RWS T」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10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187℃、ベースマット侵食深さは約0.3m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HB 1、HB 2及び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

- ・ ベースマッ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

(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

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。

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。事故発生後約4秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約12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177℃、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HB 1、HB 2及び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

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。

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、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%未満であり、水素燃焼の可能性は低い。

⇒ ヘディングHB 1、HB 2及びHB 3（水素燃焼）の分岐確率として、に適用されるを設定。なお、HB 3（水素燃焼：RV破損後長期）については、
と設定しており、
を考慮しHB 3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の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

(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14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179℃、ベースマツト侵食深さは約0.5m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%以上であり水素燃焼の可能性が考えられる。

⇒ ヘディングHB 1、HB 2及び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、

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

(5) プラント損傷状態：T E D

T E D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R W S 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18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186℃、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%以上であり水素燃焼の可能性が考えられる。

⇒ ヘディングH B 1、H B 2及びH B 3（水素燃焼）の分岐確率として[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D C（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B M（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、[redacted]
[redacted]に適用される[redacted]を設定

- ・ 貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ ヘディングO T（格納容器過温破損）の分岐確率として、[redacted]
[redacted]

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：T E I

T E I 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R W S 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、事故早期は4vol%未満で水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損直後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H B 1（水素燃焼）の分岐確率として[redacted]
[redacted]に適用される[redacted]を設定。H B 2
及びH B 3（水素燃焼）の分岐確率として、[redacted]
[redacted]に適用される[redacted]を設定。なお、H B 3（水素燃焼：R
V破損後長期）については、[redacted]
[redacted]
と設定しており、この場合には[redacted]を考慮し
H B 3の分岐確率は[redacted]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D C（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

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。

- ・ 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。

⇒ 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、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換え、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、

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。

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.f2 表に示す。

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.f3 表に示す。全格納容器破損頻度 (C F F) は 4.8×10^{-5} (／炉年)、条件付格納容器破損確率 (C C F P) は 0.79 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 P D S (A E I、S E I、S L I 及び T E I) では大部分が原子炉格納容器の破損を回避できる (C C F P が 0.02～0.11) 一方、原子炉格納容器の除熱機能がないその他 P D S の C C F P は 1 となるため、全体の C C F P 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.f4 表に示す。全 C F F 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 91.9%、「 ε モード (ベースマット熔融貫通)」の寄与が約 2.3%を占め、以下、「 g モード (蒸気発生器伝熱管破損)」、「 θ モード (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)」、「 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)」、「 γ ” (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))」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。

P D S 別 C D F で全体の約 70.4%を占める S E D は、原子炉補機冷却機能喪失により R C P シール L O C A が発生する一方、R W S T 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。また、全体の約 3.8%を占める T E D 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