第3.2.1.a-5表　地震PRA評価対象建屋・機器リスト（9/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉	
				中央値（G） β_r β_u	HCLPF（G）
125V DC 電源	補助建屋直流分電盤	機能損傷	-	3.04 0.14 0.23	1.67
125V DC 電源		構造損傷	取付ボルト	25.34 0.09 0.17	16.99
125V DC 電源(バッテリ)	蓄電池	構造損傷	基礎溶接部	2.59 0.09 0.23	1.58
6.6kV 非常用電源	6.6kV メタクラ	機能損傷	-	3.22 0.22 0.27	1.44
6.6kV 非常用電源		構造損傷	基礎ボルト	7.25 0.19 0.21	3.79
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機	機能損傷	-	1.61 0.13 0.19	0.97
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	中間台取付ボルト	3.41 0.08 0.17	2.32
6.6kV 非常用電源 DG	内燃機関(ディーゼル機関)	機能損傷	-	1.61 0.13 0.19	0.97
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	基礎ボルト	6.89 0.08 0.17	4.69
6.6kV 非常用電源 DG	DG 関連配管 (燃料油配管等)	構造損傷	配管本体	5.48 0.31 0.35	1.85

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（10/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機用励磁機	機能損傷	-	2.08	0.22	0.93
					0.27	
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	基礎ボルト	10.82	0.19	5.66
					0.21	
6.6kV 非常用電源 DG	清水タンク	構造損傷	-	-	-	-
					-	
6.6kV 非常用電源 DG	清水冷却器	構造損傷	-	-	-	-
					-	
6.6kV 非常用電源 DG	燃料油こし器	構造損傷	-	-	-	-
					-	
6.6kV 非常用電源 DG	潤滑油こし器	構造損傷	-	-	-	-
					-	
6.6kV 非常用電源 DG	潤滑油冷却器	構造損傷	-	-	-	-
					-	
6.6kV 非常用電源 DG	潤滑油タンク	構造損傷	-	-	-	-
					-	
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機制御盤	機能損傷	-	2.08	0.22	0.93
					0.27	
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	基礎ボルト	10.82	0.19	5.66
					0.21	

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（11/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機　計器盤-1（潤滑油温度スイッチ）計器盤-2（圧力スイッチ）	機能損傷	-	-	-	-
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	-	-	-
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機コントロールセンタ	機能損傷	-	2.18	0.22	0.97
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	基礎溶接部	9.18	0.19	4.81
6.6kV 非常用電源 DG	燃料油貯油槽タンク室	構造損傷	-	損傷確率極小のためスクリーンアウト		
6.6kV 非常用電源 DG	燃料油貯油槽	構造損傷	基礎ボルト	4.98	0.05	3.54
6.6kV 非常用電源 DG	燃料油移送ポンプ	機能損傷	-	-	-	-
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	-	-	-
6.6kV 非常用電源 DG	燃料油サービスタンク	構造損傷	基礎ボルト	6.65	0.09	4.46

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（12/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
6.6kV 非常用電源 DG	D/G 出力電圧計	機能損傷	-	2.08	0.22	0.93
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	-	-	-
6.6kV 非常用電源 DG	空気だめ	構造損傷	胴板	3.10	0.08	2.11
6.6kV 非常用電源 DG	始動用電磁弁	機能損傷	-	1.61	0.13	0.97
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	-	-	-
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室給気ファン 3VSF39A,B	機能損傷	-	2.06	0.13	1.21
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	原動機取付ボルト	17.06	0.09	11.10
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機建屋	構造損傷	-	4.19	0.40	1.69
6.6kV 非常用電源 DG	原子炉建屋給気ガラリ　3VSG2A	構造損傷	-	-	-	-
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室換気系ダクト	構造損傷	ダクト本体	2.65	0.31	0.91

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（13/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室換気系　空気作動ダンパ	機能損傷	ケーシング	2.50	0.19	1.31
					0.20	
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	-	-	-
					-	
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室換気系　防火ダンパ	機能損傷	ベーン	1.79	0.19	0.94
					0.20	
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	-	-	-
					-	
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室換気系　逆止ダンパ	機能損傷	駆動部	4.49	0.19	2.35
					0.20	
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	-	-	-
					-	
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室室内空気温度計 3TS-2747,2748,2751,2752	機能損傷	-	2.36	0.14	1.28
					0.23	
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	-	-	-
					-	
6.6kV 非常用電源 DG	ディーゼル発電機室外気取入風量調節ダンパ流量設定器　3HC-2741	機能損傷	-	6.81	0.14	3.69
					0.23	
6.6kV 非常用電源 DG		構造損傷	-	-	-	-
					-	

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（14/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
440V 非常用電源	パワーコントロールセンタ　き電盤，き電盤(CLN 限流装置付)	機能損傷	-	2.03	0.22	0.91
440V 非常用電源		構造損傷	基礎ボルト	3.30	0.19	1.73
440V 非常用電源	動力変圧器	機能損傷	-	-	-	-
440V 非常用電源		構造損傷	基礎ボルト	4.14	0.19	2.07
440V 非常用電源	原子炉コントロールセンタ	機能損傷	-	2.18	0.22	0.97
440V 非常用電源		構造損傷	基礎溶接部	9.21	0.19	4.82
125V DC 電源(充電器)	充電器盤	機能損傷	鉛直方向評価	1.21	0.14	0.66
125V DC 電源(充電器)		構造損傷	基礎ボルト	16.10	0.25	7.13
100V 計装用電源	計装用インバータ	機能損傷	鉛直方向評価	1.46	0.14	0.80
100V 計装用電源		構造損傷	-	-	-	-

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（15/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
100V 計装用電源	計装用交流分電盤	機能損傷	-	3.04	0.14	1.67
100V 計装用電源	計装用交流分電盤	構造損傷	取付ボルト	42.24	0.09	28.33
100V 計装用電源	計装用交流電源切換器盤	機能損傷	鉛直方向評価	3.09	0.14	1.69
100V 計装用電源	計装用交流電源切換器盤	構造損傷	取付ボルト	31.68	0.09	21.24
RWSP	高圧注入ポンプ	構造損傷	基礎ボルト	15.68	0.09	10.51
RWSP	余熱除去ポンプ	構造損傷	原動機取付ボルト	9.54	0.09	6.40
RWSP	格納容器スプレイポンプ	構造損傷	原動機取付ボルト	27.44	0.09	18.40
RWSP	高圧注入系配管	構造損傷	配管本体	4.75	0.31	1.60
RWSP	余熱除去系配管	構造損傷	配管本体	4.75	0.31	1.60
RWSP	格納容器スプレイ系配管	構造損傷	配管本体	4.75	0.31	1.60

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（16/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
RWSP	燃料取替用水系配管	構造損傷	配管本体	4.75	0.31	1.60
					0.35	
RWSP	燃料取替用水ピット	構造損傷	-	2.54	0.28	1.25
					0.15	
RWSP	燃料取替用水ポンプ	構造損傷	基礎ボルト	19.95	0.09	13.38
					0.17	
RWSP	燃料取替用水加熱器	構造損傷	支持脚	3.44	0.19	1.62
					0.27	
原子炉トリップ	原子炉トリップ遮断器盤	機能損傷	-	2.28	0.22	1.02
					0.27	
原子炉トリップ		構造損傷	基礎ボルト	24.38	0.19	12.77
					0.21	
原子炉トリップ	制御用地震計	機能損傷	-	2.23	0.14	1.22
					0.23	
原子炉トリップ		構造損傷	-	-	-	-
					-	
安全注入信号	格納容器圧力計	機能損傷	鉛直方向評価	3.17	0.14	1.74
					0.23	
安全注入信号		構造損傷	-	-	-	-
					-	

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（17/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
安全注入信号	加圧器圧力計	機能損傷	鉛直方向評価	1.76	0.14	0.96
					0.23	
安全注入信号		構造損傷	-	-	-	-
					-	
補機冷却系	原子炉補機冷却水ポンプ	機能損傷	-	1.72	0.13	1.03
					0.19	
補機冷却系		構造損傷	原動機取付ボルト	9.14	0.09	6.13
					0.17	
補機冷却系	補機冷却水系配管	構造損傷	配管本体	5.48	0.31	1.85
					0.35	
補機冷却系	原子炉補機冷却水サージタンク	構造損傷	基礎ボルト	2.79	0.09	1.87
					0.17	
補機冷却系	余熱除去冷却器	構造損傷	胴	2.31	0.09	1.55
					0.17	
補機冷却系	格納容器スプレイ冷却器	構造損傷	胴	2.25	0.09	1.51
					0.17	
補機冷却系	使用済燃料ピット冷却器	構造損傷	胴板	2.87	0.09	1.92
					0.17	
補機冷却系	サンプル冷却器	構造損傷	溶接部	2.37	0.19	1.14
					0.26	

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（18/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊3号炉 中央値（G） β_r	泊3号炉 中央値（G） β_u	泊3号炉 HCLPF（G）
補機冷却系	格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器	構造損傷	溶接部	3.07	0.19	1.47
					0.26	
補機冷却系	制御用空気圧縮機	構造損傷	基礎ボルト	15.68	0.09	10.51
					0.17	
低圧注入系	余熱除去ポンプ	機能損傷	-	1.74	0.13	1.04
					0.19	
低圧注入系	余熱除去ポンプ出口流量計	機能損傷	鉛直方向評価	2.88	0.14	1.57
					0.23	
低圧注入系		構造損傷	-	-	-	-
					-	
格納容器スプレイ注入系	格納容器圧力計	機能損傷	鉛直方向評価	3.17	0.14	1.74
					0.23	
格納容器スプレイ注入系		構造損傷	-	-	-	-
					-	
格納容器スプレイ注入系	格納容器スプレイリング	構造損傷	配管本体	4.75	0.31	1.60
					0.35	
格納容器スプレイ注入系	格納容器スプレイポンプ	機能損傷	-	1.74	0.13	1.04
					0.19	
格納容器スプレイ注入系	よう素除去薬品タンク	構造損傷	基礎ボルト	4.14	0.09	2.77
					0.17	

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（19/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
補助給水系	補助給水系配管	構造損傷	配管本体	5.48	0.31	0.35	1.85
補助給水系	補助給水ピット	構造損傷	-	2.54	0.28	0.15	1.25
補助給水系	蒸気発生器水位計（狭域）	機能損傷	鉛直方向評価	1.76	0.14	0.23	0.96
補助給水系	蒸気発生器水位計（狭域）	構造損傷	-	-	-	-	-
補助給水系	電動補助給水ポンプ	構造損傷	ポンプ取付ボルト	19.25	0.09	0.17	12.91
補助給水系	３Ａ，Ｂ，Ｃ－主蒸気隔離弁（電磁弁を含む）（空気作動弁 3V-MS-528A,B,C）	機能損傷	-	2.83	0.27	0.26	1.18
補助給水系	タービン動補助給水ポンプ	構造損傷	基礎ボルト	18.29	0.09	0.17	12.26
補助給水系	主蒸気ライン圧力計	機能損傷	鉛直方向評価	1.67	0.14	0.23	0.91
補助給水系	主蒸気ライン圧力計	構造損傷	-	-	-	-	-
海水系	海水系配管	構造損傷	配管本体	5.48	0.31	0.35	1.85

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（20/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
海水系	原子炉補機冷却水冷却器	構造損傷	側板	4.35	0.19	2.20
海水系	原子炉補機冷却海水ポンプ	機能損傷	電動機上部軸受	2.33	0.23	1.02
海水系	原子炉補機冷却海水ポンプ	構造損傷	電動機支え台取合ボルト	13.81	0.23	6.02
海水系	空調用冷凍機　3CHE1A,B	構造損傷	基礎(取付)ボルト	9.97	0.09	6.69
海水系	海水取水ライン構造物（取水ピットポンプ室，原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ室，原子炉補機冷却海水管ダクト）	構造損傷	-	3.72	0.15	2.04
海水系	原子炉補機冷却水冷却器海水入口ストレーナ，出口ストレーナ	構造損傷	基礎ボルト	6.94	0.17	4.31
再循環切替	燃料取替用水ピット水位計	機能損傷	鉛直方向評価	1.89	0.14	1.04
再循環切替	燃料取替用水ピット水位計	構造損傷	-	-	-	-
再循環切替	格納容器再循環サンプ	構造損傷	-	2.54	0.28	1.25
再循環切替	格納容器再循環サンプ配管	構造損傷	配管本体	4.75	0.31	1.60

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（21/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
再循環切替	格納容器再循環サンプスクリーン	構造損傷	モジュール テンションロッド	1.97	0.09	1.20
再循環切替	安全補機室冷却ファン　3VSF70A	機能損傷	-	2.30	0.13	1.35
再循環切替		構造損傷	基礎(取付)ボルト	6.62	0.09	4.31
再循環切替	安全補機室冷却系ダクト(手動ダンパ含む)	構造損傷	ダクト本体	2.65	0.31	0.91
再循環切替	安全補機室空調系　空気作動ダンパ	機能損傷	ケーシング	2.50	0.19	1.31
再循環切替		構造損傷	-	-	-	-
再循環切替	安全補機室空調系　防火ダンパ	機能損傷	ベーン	1.79	0.19	0.94
再循環切替		構造損傷	-	-	-	-
再循環切替	安全補機室空調系　逆止ダンパ	機能損傷	駆動部	4.49	0.19	2.35
再循環切替		構造損傷	-	-	-	-

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（22/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
再循環切替	安全補機室空調系　逆止弁　3V-VS-921A	機能損傷	-	2.83	0.27	1.18
					0.26	
再循環切替		構造損傷	-	-	-	-
					-	
再循環切替	余熱除去冷却器室室内空気温度計 3TS-2631, 2632	機能損傷	-	4.30	0.14	2.33
					0.23	
再循環切替		構造損傷	-	-	-	-
					-	
再循環切替	格納容器スプレイポンプ室室内空気温度計 3TS-2633	機能損傷	-	5.47	0.14	2.97
					0.23	
再循環切替		構造損傷	-	-	-	-
					-	
高圧注入系	高圧注入ポンプ	機能損傷	-	1.74	0.13	1.04
					0.19	
高圧注入系	ほう酸注入タンク循環ライン出口第１止め弁(空気作動弁 3V-SI-145)，第２止め弁(空気作動弁 3V-SI-146)	機能損傷	-	2.83	0.27	1.18
					0.26	
高圧注入系		構造損傷	-	-	-	-
					-	
高圧注入系	ほう酸注入タンク	構造損傷	基礎ボルト	2.32	0.19	1.21
					0.21	

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（23/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉	
				中央値（G） β_r β_u	HCLPF（G）
制御用空気系	制御用空気除湿装置	構造損傷	胴板	8.17 0.09 0.17	5.48
制御用空気系	制御用空気圧縮機盤	機能損傷	鉛直方向評価	3.66 0.14 0.23	2.01
制御用空気系		構造損傷	取付ボルト	63.37 0.09 0.17	42.49
制御用空気系	制御用空気圧縮機容量調節盤	機能損傷	-	4.40 0.14 0.23	2.42
制御用空気系		構造損傷	取付ボルト	42.24 0.09 0.17	28.33
制御用空気系	制御用空気系配管	構造損傷	配管本体	5.48 0.31 0.35	1.85
制御用空気系	制御用空気だめ	構造損傷	胴板	5.30 0.09 0.17	3.55
制御用空気系	制御用空気圧縮機	機能損傷	-	2.41 0.13 0.19	1.45
制御用空気系	制御用空気ヘッダ圧力計	機能損傷	鉛直方向評価	2.27 0.14 0.23	1.24
制御用空気系		構造損傷	-	- - -	-

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（24/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
制御用空気系	制御用空気圧縮機室給気ファン 3VSF42A	機能損傷	-	2.06	0.13	1.21
制御用空気系		構造損傷	原動機取付ボルト	27.09	0.09	17.63
制御用空気系	制御用空気圧縮機室空調系　空気作動ダンパ	機能損傷	ケーシング	2.50	0.19	1.31
制御用空気系		構造損傷	-	-	-	-
制御用空気系	制御用空気圧縮機室給排気系ダクト	構造損傷	ダクト本体	2.65	0.31	0.91
制御用空気系	制御用空気圧縮機室空調系　防火ダンパ	機能損傷	ベーン	1.79	0.19	0.94
制御用空気系		構造損傷	-	-	-	-
制御用空気系	制御用空気圧縮機室空調系　逆止ダンパ　3G-VS-431A	機能損傷	駆動部	4.49	0.19	2.35
制御用空気系		構造損傷	-	-	-	-

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（25/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
制御用空気系	制御用空気圧縮機室室内空気温度計 3TS-2702, 2703	機能損傷	-	4.10	0.14	2.22
					0.23	
制御用空気系		構造損傷	-	-	-	-
					-	
制御用空気系	制御用空気圧縮機室外気取入風量調節ダンパ流量設定器　3HC-2701	機能損傷	-	7.53	0.14	4.08
					0.23	
加圧器圧力制御系	加圧器安全弁（安全弁 3V-RC-055, 056, 057）	機能損傷	-	3.73	0.27	1.59
					0.26	
加圧器圧力制御系	加圧器逃がし弁（空気作動弁 3PCV-452A, B）	機能損傷	-	2.83	0.27	1.18
					0.26	
主蒸気圧力制御系	３Ａ，Ｂ，Ｃ－主蒸気逃がし弁（空気作動弁 3PCV-3610, 3620, 3630）	機能損傷	-	2.28	0.27	0.89
					0.31	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ	機能損傷	-	1.72	0.13	1.03
					0.19	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ出口流量調節弁盤	機能損傷	鉛直方向評価	4.02	0.14	2.21
					0.23	
電動補助給水ポンプ		構造損傷	基礎ボルト	27.90	0.19	14.61
					0.21	

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（26/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室給気ファン 3VSF40A	機能損傷	-	2.06	0.13	1.21
電動補助給水ポンプ		構造損傷	原動機取付ボルト	27.09	0.09	17.63
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室給排気系ダクト（手動ダンパ含む）	構造損傷	ダクト本体	2.65	0.31	0.91
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室換気系　空気作動ダンパ	機能損傷	ケーシング	2.50	0.19	1.31
電動補助給水ポンプ		構造損傷	-	-	-	-
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室換気系　防火ダンパ	機能損傷	ベーン	1.79	0.19	0.94
電動補助給水ポンプ		構造損傷	-	-	-	-
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室換気系　逆止ダンパ	機能損傷	駆動部	4.49	0.19	2.35
電動補助給水ポンプ		構造損傷	-	-	-	-

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（27/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室室内空気温度計　3TS-2671, 2672	機能損傷	-	4.10	0.14	2.22
					0.23	
電動補助給水ポンプ		構造損傷	-	-	-	-
					-	
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室外気取入風量調節ダンパ流量設定器　3HC-2670	機能損傷	-	7.53	0.14	4.08
					0.23	
電動補助給水ポンプ		構造損傷	-	-	-	-
					-	
タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ	機能損傷	-	1.72	0.13	1.03
					0.19	
タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ起動盤	機能損傷	鉛直方向評価	4.02	0.14	2.21
					0.23	
タービン動補助給水ポンプ		構造損傷	基礎ボルト	31.36	0.09	21.02
					0.17	
タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ計器盤	機能損傷	鉛直方向評価	3.66	0.14	2.01
					0.23	
タービン動補助給水ポンプ		構造損傷	取付ボルト	21.12	0.09	14.16
					0.17	
タービン動補助給水ポンプ	３－タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁Ａ，Ｂ（電動弁 3V-MS-582A, B）	機能損傷	-	2.83	0.27	1.18
					0.26	

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（28/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気逆止弁(逆止弁 3V-MS-576A,B)	機能損傷	-	2.83	0.27	1.18
					0.26	
タービン動補助給水ポンプ		構造損傷	-	-	-	-
					-	
タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動用タービン	機能損傷	-	1.59	0.13	0.96
					0.19	
主蒸気隔離	３Ａ，Ｂ，Ｃ－主蒸気隔離弁(電磁弁を含む)(空気作動弁 3V-MS-528A,B,C)	機能損傷	-	2.83	0.27	1.18
					0.26	
主蒸気隔離	主蒸気ライン圧力計	機能損傷	鉛直方向評価	1.67	0.14	0.91
					0.23	
主蒸気隔離		構造損傷	-	-	-	-
					-	
蓄圧注入系	蓄圧タンク	構造損傷	基礎ボルト	3.33	0.19	1.75
					0.21	
蓄圧注入系	蓄圧タンク注入配管	構造損傷	配管本体	4.82	0.31	1.63
					0.35	
空調用冷水設備	空調用冷凍機　3CHE1A,B	機能損傷	-	2.41	0.13	1.45
					0.19	

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（29/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
空調用冷水設備	空調用冷凍機盤（3VCPA,B）	機能損傷	鉛直方向評価	2.73	0.14	1.48
空調用冷水設備		構造損傷	取付ボルト	11.77	0.09	7.66
空調用冷水設備	空調用冷水ポンプ　3CHP1A,B	機能損傷	-	1.72	0.13	1.03
空調用冷水設備		構造損傷	ポンプ取付ボルト	36.31	0.09	24.35
空調用冷水設備	空調用冷水膨張タンク　3CHT1	構造損傷	基礎ボルト	2.52	0.09	1.69
空調用冷水設備	中央制御室給気ユニット（冷却コイルを含む）　3VSA4A,B	構造損傷	基礎(取付)ボルト	4.39	0.09	2.94
空調用冷水設備	空調用冷水設備　流量調節弁	機能損傷	-	2.83	0.27	1.18
空調用冷水設備		構造損傷	-	-	-	-
空調用冷水設備	空調用冷水設備　隔離弁	機能損傷	-	2.83	0.27	1.18
空調用冷水設備		構造損傷	-	-	-	-

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（30/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
空調用冷水設備	空調用冷水設備　逆止弁	機能損傷	-	2.83	0.27	1.18
					0.26	
空調用冷水設備		構造損傷	-	-	-	-
					-	
空調用冷水設備	空調用冷水配管(手動弁含む)	構造損傷	配管本体	5.79	0.31	1.94
					0.35	
空調用冷水設備	安全補機室冷却ユニット（冷却コイルを含む）　3VSA18A,B	構造損傷	基礎(取付)ボルト	13.72	0.09	9.20
					0.17	
空調用冷水設備	安全補機開閉器室給気ユニット 3VSA6A（冷却コイルを含む）	構造損傷	基礎(取付)ボルト	2.58	0.09	1.73
					0.17	
安全補機開閉器室空調系	安全補機開閉器室給気ファン 3VSF27A	機能損傷	ケーシング	2.80	0.25	1.14
					0.29	
安全補機開閉器室空調系		構造損傷	基礎(取付)ボルト	2.55	0.19	1.23
					0.25	
安全補機開閉器室空調系	安全系計装盤室蒸気加熱コイル 3VSH6A,B	構造損傷	蒸気コイル	7.24	0.09	4.85
					0.17	
安全補機開閉器室空調系	常用系計装盤室蒸気加熱コイル 3VSH7	構造損傷	蒸気コイル	8.64	0.09	5.79
					0.17	
安全補機開閉器室空調系	計算機室加湿器　3VSM2	構造損傷	ケーシング	4.30	0.19	2.29
					0.20	

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（31/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉 中央値（G） β_r	泊３号炉 中央値（G） β_u	泊３号炉 HCLPF（G）
安全補機開閉器室空調系	計算機室蒸気加熱コイル　3VSH9	構造損傷	蒸気コイル	7.08	0.19	3.78
					0.20	
安全補機開閉器室空調系	SWGR 室空調系ダクト(手動ダンパ含む)	構造損傷	ダクト本体	2.65	0.31	0.91
					0.35	
安全補機開閉器室空調系	１次系補機操作室蒸気加熱コイル 3VSH8	構造損傷	蒸気コイル	8.98	0.09	6.02
					0.17	
安全補機開閉器室空調系	２次系計装盤室蒸気加熱コイル 3VSH15	構造損傷	蒸気コイル	6.75	0.19	3.55
					0.21	
安全補機開閉器室空調系	安全補機開閉器室空調系　防火ダンパ	機能損傷	ベーン	1.79	0.19	0.94
					0.20	
安全補機開閉器室空調系		構造損傷	-	-	-	-
					-	
安全補機開閉器室空調系	安全補機開閉器室空調系　逆止ダンパ　3G-VS-531A,B	機能損傷	駆動部	4.49	0.19	2.35
					0.20	
安全補機開閉器室空調系		構造損傷	-	-	-	-
					-	
安全補機開閉器室空調系	安全補機開閉器室空調系　逆止弁 3V-VS-971A,B	機能損傷	-	2.83	0.27	1.18
					0.26	
安全補機開閉器室空調系		構造損傷	-	-	-	-
					-	

第 3.2.1.a-5 表　地震 PRA 評価対象建屋・機器リスト（32/32）

起因事象／影響緩和機能	機器名称	損傷モード	評価部位	泊３号炉	
				中央値（G）	HCLPF（G）
				β_r	
				β_u	
安全補機開閉器室空調系	安全系計装盤室室内空気温度計 3TS-2790	機能損傷	-	3.91	2.12
				0.14	
				0.23	
安全補機開閉器室空調系		構造損傷	-	-	-
				-	
				-	
主蒸気安全弁	主蒸気安全弁（安全弁 3V-MS-521A,B,C～525A,B,C）	機能損傷	-	2.28	0.89
				0.27	
				0.31	
換気空調系（Q3,Q4）	換気空調系集中現場盤	機能損傷	-	10.26	5.63
				0.14	
				0.23	
換気空調系（Q3,Q4）		構造損傷	取付ボルト	14.08	9.44
				0.09	
				0.17	

第3.2.1.b-1表　主要活断層の震源モデルの諸元（1/3）

断層名		断層長さ（km）	地震規模M				Xeq（km）	活動度	年発生確率
			松田（1975）*3	武村（1998）*4	入倉・三宅（2001）*5 武村（1990）*6	大竹ほか（2002）*7			
尻別川断層	基本震源モデル	22.6	7.1	7.2	7.2	—	28	C	2.58E-05
	不確かさ考慮モデル（断層の傾斜角）	32.0	7.3	7.5	—		34		1.96E-05
F_S-10断層～岩内堆東撓曲～岩内堆南方背斜	基本震源モデル	100.4	8.2	8.3	8.2	—	46	B	3.01E-05
	不確かさ考慮モデル（断層の傾斜角）	100.0	8.2	8.3	8.3		49		3.01E-05
積丹半島北西沖の断層	走向0°ケース　基本震源モデル	22.6	7.1	7.2	7.2	—	21	B	1.37E-04
	走向0°ケース 不確かさ考慮モデル（断層の傾斜角）	32.0	7.3	7.5	—		17		1.04E-04
	走向20°ケース　基本震源モデル	22.6	7.1	7.2	7.2		21		1.37E-04
	走向20°ケース 不確かさ考慮モデル（断層の傾斜角）	32.0	7.3	7.5	—		17		1.04E-04
	走向40°ケース　基本震源モデル	22.6	7.1	7.2	7.2		23		1.37E-04
	走向40°ケース 不確かさ考慮モデル（断層の傾斜角）	32.0	7.3	7.5	—		20		1.04E-04
F_B-2断層	基本震源モデル	101	8.2	8.3	—	7.6	98	B	3.01E-05
	不確かさ考慮モデル（断層の傾斜角）	101	8.2	8.3		7.6	107		3.01E-05

第3.2.1.b-1表　主要活断層の震源モデルの諸元（2/3）

断層名	断層長さ (km)	地震規模M	Xeq (km)	活動度	年発生確率
神威海脚西側の断層	31.5	7.3	53	B	1.04E-04
F_D-1断層～岩内堆北方の断層	39	7.5	57	B	7.91E-05
F_S-12断層	6.7	7.1	38	B	1.37E-04
寿都海底谷の断層	42	7.5	54	B	7.91E-05
神恵内堆の断層群	-	7.1	38	B	1.37E-04
F_A-2断層	65	7.9	90	B	4.55E-05
F_A-3断層	45	7.6	103	B	6.89E-05
F_C-1断層	27	7.2	62	A	1.15E-03
赤井川断層	5	7.1	29	B	1.37E-04
目名付近の断層	5	7.1	36	C	2.58E-05

第3.2.1.b-1表　主要活断層の震源モデルの諸元（3/3）

断層名	断層長さ (km)	地震規模M	Xeq (km)	平均発生間隔	最新活動時期	年発生確率
黒松内低地帯の断層	51	7.7	66	3,600年	5,900年前	1.87E-03
				3,600年	4,900年前	1.62E-03
				5,000年	5,900年前	9.83E-04
				5,000年	4,900年前	7.02E-04

*3 松田時彦（1975）：活断層から発生する地震の規模と周期について，地震 第2輯，第28巻，269-283

*4 武村雅之（1998）：日本列島における地殻内地震のスケーリング則—地震断層の影響および地震被害との関連—，地震，第2輯，第51巻，211-228

*5 入倉孝次郎・三宅弘恵（2001）：シナリオ地震の強震動予測，地学雑誌，110，849-875

*6 武村雅之（1990）：日本列島およびその周辺地域におこる浅発地震のマグニチュードと地震モーメントの関係，地震，第2輯，第43巻，257-265

*7 大竹政和，平朝彦，太田陽子（2002）：日本海東縁部の活断層と地震テクトニクス，東京大学出版会

第 3.2.1.c-1-1 表　考慮する不確実さ要因の例

評価方法		偶然的不確実さ（β_r）	認識論的不確実さ（β_u）
建屋	現実的耐力	・構造材料定数 ・損傷限界時ひずみ	・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	・構造材料定数 ・地盤材料定数	・モデル形態 ・剛性評価の仮定 ・復元力特性のモデル化 ・耐震要素の評価範囲

第 3.2.1.c-1-2 表　損傷限界点の現実的な値（地震 PSA 学会標準）

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

第3.2.1.c-1-3表　物性値（原子炉建屋）

部　位		使用材料	ヤング係数 E (N/mm²)	せん断弾性係数 G (N/mm²)	減衰定数 h (%)
外部遮へい建屋	T.P.33.1m を超える部分	コンクリート： F_c=30 (N/mm²) 鉄筋：SD345	2.44×10^4	1.02×10^4	5
	T.P.33.1m 以下	コンクリート： F_c=24 (N/mm²) 鉄筋：SD345	2.27×10^4	0.94×10^4	5
燃料取扱棟 及び 周辺補機棟	T.P.47.6m 以下	コンクリート： F_c=24 (N/mm²) 鉄筋：SD345	2.27×10^4	0.94×10^4	5
内部コンクリート		コンクリート： F_c=36 (N/mm²) 鉄筋：SD390	2.59×10^4	1.08×10^4	5
燃料取扱棟 (鉄骨部)	T.P.47.6m～55.0m	SS400，SN490B	2.05×10^5	0.79×10^5	2
原子炉格納容器		SGV480	1.96×10^5	7.53×10^4	1
蒸気発生器	部材番号 31,32 及び 34～37	SQV2B	1.85×10^5	7.12×10^4	3 (水平) 1 (鉛直)
	部材番号 33	SFVQ1A	1.77×10^5	6.81×10^4	
	部材番号 38	SQV2A	1.80×10^5	6.92×10^4	

第3.2.1.c-1-4表　物性値（原子炉補助建屋）

部　位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm²)	せん断弾性係数 G (N/mm²)	減衰定数 h (%)
原子炉補助建屋	コンクリート： F_c=24 (N/mm²) 鉄筋：SD345	2.27×10^4	0.94×10^4	5

第3.2.1.c-1-5表　物性値（ディーゼル発電機建屋）

部　位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm²)	せん断弾性係数 G (N/mm²)	減衰定数 h (%)
ディーゼル発電機建屋	コンクリート： F_c=24 (N/mm²) 鉄筋：SD345	2.27×10^4	0.94×10^4	5

第3.2.1.c-1-6表　物性値（Ａ１，Ａ２－燃料油貯油槽タンク室）

部　位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm²)	せん断弾性係数 G (N/mm²)	減衰定数 h (%)
Ａ１，Ａ２－燃料油貯油槽タンク室	コンクリート： F_c＝24 (N/mm²) 鉄筋：SD345	2.27×10^4	0.94×10^4	5

第3.2.1.c-1-7表　物性値（Ｂ１，Ｂ２－燃料油貯油槽タンク室）

部　位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm²)	せん断弾性係数 G (N/mm²)	減衰定数 h (%)
Ｂ１，Ｂ２－燃料油貯油槽タンク室	コンクリート： F_c＝30 (N/mm²) 鉄筋：SD345	2.44×10^4	1.02×10^4	5

第3.2.1.c-1-8表　地盤物性値

		A_I級	A_{III}級	A級	B級	C級
地盤の物性値	S波速度（km/s）	1.8	1.4	1.4	1.3	1.2
	P波速度（km/s）	3.8	2.9	3.0	2.7	2.5
	密度（g/cm³）	2.67	2.62	2.20	2.19	2.01
	ポアソン比	0.36	0.35	0.36	0.35	0.35

第3.2.1.c-1-9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　$s\sigma y$	平均値：1.1×規格降伏点 変動係数：０（考慮しない）
地盤材料定数	地盤のせん断　V_s	平均値：設計値 変動係数：0.10

第 3.2.1.c-1-10 表　原子炉建屋の地震応答解析モデル諸元（1/3）

構造物	質点番号 （　）節点	質点高さ T.P.(m)	重　量 (kN)	重量回転慣性(kN・m²)	
				EW方向	NS方向
外部遮へい建屋	1	83.10	1,150	—	—
	2	81.38	5,860		
	3	76.48	13,210		
	4	69.15	22,120		
	5	60.5	24,140		
	6	56.2	14,360		
	7	51.9	14,360		
	8	47.6	18,180		
	9	41.0	24,720		
	10	33.1	28,470		
	11	24.8	27,670		
	12	17.8	16,430		
	13	17.0	41,560		
燃料取扱棟 周辺補機棟	21	55.0	9,420	—	—
	22	47.6	53,650	1.89×10^{7}	3.95×10^{7}
	23	41.0	122,410	5.35×10^{7}	8.20×10^{7}
	24	33.1	221,700	9.13×10^{7}	1.88×10^{8}
	25	24.8	234,220	8.00×10^{7}	2.10×10^{8}
	26	17.8	210,310	7.84×10^{7}	1.68×10^{8}
蒸気発生器	31	42.7700	1,111	—	—
	32	39.3000	2,857		
	33	36.7983	674		
	34	35.1003	1,500		
	35	32.3000	2,348		
	36	30.1688	673		
	37	26.9865	3,151		
	38	24.9058	373		
	39	23.9600	1,237		
コンクリート 内部	41	44.3	4,160	—	—
	42	38.8	14,900		
	(43)	33.1	—		
	44	33.1	49,200		
	45	24.8	57,900		
	46	21.3	30,790		
	47	17.8	55,190		
原子炉格納容器	51	80.51	153	—	—
	52	77.83	1,171		
	53	70.5	1,982		
	54	60.489	1,945		
	55	56.9	8,803		
	56	50.68	3,679		
	57	43.24	3,599		
	58	35.8	3,584		
	59	30.3	2,484		
	60	24.8	3,052		
基礎版	(61)	12.1	—	—	—
	(62)	10.3	—	—	—
	63	6.91	983,040	2.88×10^{8}	4.57×10^{8}
	(64)	2.8	—	—	—
総重量			2,343,496		

第 3.2.1.c-1-10 表　原子炉建屋の地震応答解析モデル諸元（2/3）

構造物	部材番号	EW方向		NS方向	
		せん断断面積 (m²)	断面２次モーメント (m⁴)	せん断断面積 (m²)	断面２次モーメント (m⁴)
外部遮へい建屋	1	22.4	694	22.4	694
	2	29.7	4,796	29.7	4,796
	3	43.1	14,890	43.1	14,890
	4	60.5	28,690	60.5	28,690
	5	69.5	33,930	69.5	33,930
	6	69.5	33,930	69.5	33,930
	7	69.5	33,930	69.5	33,930
	8	69.5	33,930	69.5	33,930
	9	69.5	33,930	69.5	33,930
	10	69.5	33,930	69.5	33,930
	11	69.5	33,930	69.5	33,930
	12	174	79,230	174	79,230
	13	307	126,800	307	126,800
周辺補機棟 燃料取扱棟	21	0.382	—	0.0542	—
	22	87.4	55,010	54.4	53,550
	23	175	102,000	207	208,300
	24	355	167,100	314	474,700
	25	310	140,000	312	513,400
	26	288	139,200	287	472,900
蒸気発生器	31	2.00	9.59	2.00	9.59
	32	2.00	9.59	2.00	9.59
	33	1.85	6.98	1.85	6.98
	34	1.35	3.84	1.35	3.84
	35	1.35	3.84	1.35	3.84
	36	1.40	3.98	1.40	3.98
	37	1.40	3.98	1.40	3.98
	38	10.60	54.34	10.60	54.34
内部コンクリート	41	15.3	11.0	23.0	12.3
	42	45.2	178	51.5	266
	44	82.5	1,482	121	3,154
	45	79.1	5,761	137	6,742
	46	79.1	5,761	137	6,742
	47	126	22,100	97.3	30,990
原子炉格納容器	51	0.365	9.84	0.365	9.84
	52	1.000	211.4	1.000	211.4
	53	1.365	511.0	1.365	511.0
	54	2.800	1,122	2.800	1,122
	55	2.800	1,122	2.800	1,122
	56	2.800	1,122	2.800	1,122
	57	2.800	1,122	2.800	1,122
	58	2.800	1,122	2.800	1,122
	59	2.800	1,122	2.800	1,122
	60	2.800	1,122	2.800	1,122

第 3.2.1.c-1-10 表　原子炉建屋の地震応答解析モデル諸元（3/3）

	部材番号	ばね定数	EW 方向	NS 方向
周辺補機棟	61	水平ばね (kN/m)	1.79×10^{6}	3.35×10^{7}
	62	水平ばね (kN/m)	1.55×10^{7}	6.82×10^{7}
	63	水平ばね (kN/m)	7.78×10^{7}	1.44×10^{8}
	64	水平ばね (kN/m)	6.54×10^{7}	9.08×10^{7}
	65	水平ばね (kN/m)	5.08×10^{7}	1.27×10^{8}
蒸気発生器	71	水平ばね (kN/m)	2.94×10^{6}	2.94×10^{6}
	72	水平ばね (kN/m)	9.90×10^{6}	2.40×10^{7}
	73	水平ばね (kN/m)	1.06×10^{7}	9.80×10^{6}
	73	回転ばね (kN·m/rad)	4.98×10^{7}	3.53×10^{7}
	73	鉛直ばね (kN/m)	－	－
内部コンクリート	74	水平ばね (kN/m)	2.41×10^{8}	2.41×10^{8}
	75	回転ばね (kN·m/rad)	4.64×10^{9}	5.39×10^{9}

第 3.2.1.c-1-11 表　地盤ばね定数と減衰係数（原子炉建屋）

		ばね定数	減衰係数
水平	EW 方向	1.249×10^{9} (kN/m)	1.898×10^{7} (kN·s/m)
	NS 方向	1.218×10^{9} (kN/m)	1.805×10^{7} (kN·s/m)
回転	EW 方向	1.261×10^{12} (kN·m/rad)	7.000×10^{9} (kN·m·s/rad)
	NS 方向	1.843×10^{12} (kN·m/rad)	1.447×10^{10} (kN·m·s/rad)

第 3.2.1.c-1-12 表　原子炉補助建屋の地震応答解析モデル諸元（1/2）

構造物	質点番号 （　）節点	質点高さ T.P.(m)	重　量 (kN)	重量回転慣性 (kN･m²)	
				ＥＷ方向	ＮＳ方向
上部構造物	1	47.6	6,840	2.18×10^5	2.45×10^5
	2	43.3	5,890	1.89×10^5	2.21×10^5
	3	40.3	10,120	3.44×10^5	5.68×10^5
	4	42.2	6,770	1.66×10^5	2.36×10^5
	5	38.1	10,640	6.60×10^5	9.14×10^5
	6	33.1	116,650	3.74×10^7	3.43×10^7
	7	24.8	197,500	6.57×10^7	7.37×10^7
	8	17.8	221,080	7.21×10^7	8.16×10^7
	9	10.3	213,440	7.29×10^7	7.44×10^7
基礎版	(10)	2.8	－	－	－
	11	1.1	399,540	1.28×10^8	1.41×10^8
	(12)	0.3	－	－	－
総重量			1,188,470		

第 3.2.1.c-1-12 表　原子炉補助建屋の地震応答解析モデル諸元（2/2）

構造物	部材番号	EW方向		NS方向	
		せん断断面積 (m²)	断面２次モーメント (m⁴)	せん断断面積 (m²)	断面２次モーメント (m⁴)
上部構造物	1	13.4	807	12.1	717
	2	15.2	823	14.9	787
	3	24.1	1,543	25.7	1,572
	4	16.3	642	17.9	976
	5	22.4	1,050	20.8	1,940
	6	117	36,310	105	38,960
	7	255	77,420	205	79,390
	8	214	80,280	224	73,980
	9	248	73,610	294	91,880

第 3.2.1.c-1-13 表　地盤ばね定数と減衰係数（原子炉補助建屋）

		ばね定数	減衰係数
水平	EW 方向	1.027×10^{9}（kN/m）	1.805×10^{7}（kN・s/m）
	NS 方向	1.025×10^{9}（kN/m）	1.800×10^{7}（kN・s/m）
回転	EW 方向	9.259×10^{11}（kN・m/rad）	4.894×10^{8}（kN・m・s/rad）
	NS 方向	9.709×10^{11}（kN・m/rad）	5.439×10^{9}（kN・m・s/rad）

第 3.2.1.c-1-14 表　ディーゼル発電機建屋の地震応答解析モデル諸元（1/2）

構造物	質点番号 （ ）節点	質点高さ T.P.（m）	重 量 （kN）	重量回転慣性（kN・m²）	
				EW 方向	NS 方向
上部 構造物	1	18.8	15,340	8.1240×10^{5}	8.6240×10^{5}
	2	10.3	23,030	1.0530×10^{5}	1.2430×10^{6}
基礎版	（3）	6.2	－	－	－
	4	5.74	33,270	1.3070×10^{6}	1.5570×10^{6}
	（5）	4.2	－	－	－
総重量			71,640		

第 3.2.1.c-1-14 表　ディーゼル発電機建屋の地震応答解析モデル諸元（2/2）

構造物	部材 番号	EW方向		NS方向	
		せん断 断面積 (m²)	断面２次 モーメント (m⁴)	せん断 断面積 (m²)	断面２次 モーメント (m⁴)
上部 構造物	1	28.8	2,512	10.4	2,276
	2	154	5,230	154	3,988

第 3.2.1.c-1-15 表　地盤ばね定数と減衰係数（ディーゼル発電機建屋）

		ばね定数	減衰係数
水平	EW 方向	3.547×10^{8}（kN/m）	1.105×10^{6}（kN・s/m）
	NS 方向	3.538×10^{8}（kN/m）	9.226×10^{5}（kN・s/m）
回転	EW 方向	4.623×10^{10}（kN・m/rad）	2.023×10^{7}（kN・m・s/rad）
	NS 方向	4.987×10^{10}（kN・m/rad）	1.597×10^{7}（kN・m・s/rad）

第3.2.1.c-1-16表　Ａ１，Ａ２－燃料油貯油槽タンク室の地震応答解析モデル諸元（1/2）

構造物	質点番号 （ ）節点	質点高さ T.P.（m）	重 量 (kN)	重量回転慣性（kN･m²）	
				EW 方向	NS 方向
上部 構造物	1	8.8	12,100	2.63×10^5	1.88×10^5
	2	5.7	7,820	1.51×10^5	1.18×10^5
基礎版	（3）	3.1	－	－	－
	4	2.6	8,770	1.61×10^5	1.32×10^5
	（5）	2.1	－	－	－
総重量			28,690		

第3.2.1.c-1-16表　Ａ１，Ａ２－燃料油貯油槽タンク室の地震応答解析モデル諸元（2/2）

構造物	部材 番号	EW方向		NS方向	
		せん断 断面積 (m²)	断面２次 モーメント (m⁴)	せん断 断面積 (m²)	断面２次 モーメント (m⁴)
上部 構造物	1	29.4	1,105	17.6	497
	2	29.4	1,105	17.6	497

第3.2.1.c-1-17表　地盤ばね定数と減衰係数（Ａ１，Ａ２－燃料油貯油槽タンク室）

			ばね定数	減衰係数
水平	EW 方向		3.031×10^8 (kN/m)	6.453×10^5 (kN･s/m)
	NS 方向		3.042×10^8 (kN/m)	7.110×10^5 (kN･s/m)
回転	EW 方向		1.729×10^{10} (kN･m/rad)	1.340×10^7 (kN･m･s/rad)
	NS 方向		1.505×10^{10} (kN･m/rad)	9.694×10^6 (kN･m･s/rad)
側面 ばね	EW 方向	T.P.8.8m	9.802×10^7 (kN/m)	1.037×10^6 (kN･s/m)
		T.P.5.7m	1.016×10^8 (kN/m)	1.075×10^6 (kN･s/m)
		T.P.3.1m	5.525×10^7 (kN/m)	5.846×10^5 (kN･s/m)
		T.P.2.6m	1.782×10^7 (kN/m)	1.886×10^5 (kN･s/m)
		T.P.2.1m	8.911×10^6 (kN/m)	9.428×10^4 (kN･s/m)
	NS 方向	T.P.8.8m	9.802×10^7 (kN/m)	1.040×10^6 (kN･s/m)
		T.P.5.7m	1.016×10^8 (kN/m)	1.078×10^6 (kN･s/m)
		T.P.3.1m	5.525×10^7 (kN/m)	5.861×10^5 (kN･s/m)
		T.P.2.6m	1.782×10^7 (kN/m)	1.891×10^5 (kN･s/m)
		T.P.2.1m	8.911×10^6 (kN/m)	9.453×10^4 (kN･s/m)

第3.2.1.c-1-18表　Ｂ１，Ｂ２－燃料油貯油槽タンク室の地震応答解析モデル諸元（1/2）

構造物	質点番号 （ ）節点	質点高さ T.P.（m）	重 量 (kN)	重量回転慣性（kN･m²）	
				EW 方向	NS 方向
上部 構造物	1	8.8	12,520	2.45×10^5	2.03×10^5
	2	5.8	9,430	1.83×10^5	1.51×10^5
基礎版	（3）	3.0	－	－	－
	4	2.5	10,390	2.02×10^5	1.67×10^5
	（5）	2.0	－	－	－
総重量			32,340		

第3.2.1.c-1-18表　Ｂ１，Ｂ２－燃料油貯油槽タンク室の地震応答解析モデル諸元（2/2）

構造物	部材 番号	EW方向		NS方向	
		せん断 断面積 (m²)	断面２次 モーメント (m⁴)	せん断 断面積 (m²)	断面２次 モーメント (m⁴)
上部 構造物	1	37.8	1,444	24.7	725
	2	37.8	1,444	24.7	725

第3.2.1.c-1-19表　地盤ばね定数と減衰係数（Ｂ１，Ｂ２－燃料油貯油槽タンク室）

			ばね定数	減衰係数
水平	EW 方向		2.084×10^8 (kN/m)	5.627×10^5 (kN･s/m)
	NS 方向		2.117×10^8 (kN/m)	5.497×10^5 (kN･s/m)
回転	EW 方向		1.180×10^{10} (kN･m/rad)	7.246×10^6 (kN･m･s/rad)
	NS 方向		1.015×10^{10} (kN･m/rad)	5.113×10^6 (kN･m･s/rad)
側面 ばね	EW 方向	T.P.8.8m	4.103×10^7 (kN/m)	6.115×10^5 (kN･s/m)
		T.P.5.8m	4.407×10^7 (kN/m)	6.568×10^5 (kN･s/m)
		T.P.3.0m	2.508×10^7 (kN/m)	3.737×10^5 (kN･s/m)
		T.P.2.5m	7.599×10^6 (kN/m)	1.132×10^5 (kN･s/m)
		T.P.2.0m	3.800×10^6 (kN/m)	5.662×10^4 (kN･s/m)
	NS 方向	T.P.8.8m	4.103×10^7 (kN/m)	6.122×10^5 (kN･s/m)
		T.P.5.8m	4.407×10^7 (kN/m)	6.575×10^5 (kN･s/m)
		T.P.3.0m	2.508×10^7 (kN/m)	3.741×10^5 (kN･s/m)
		T.P.2.5m	7.599×10^6 (kN/m)	1.134×10^5 (kN･s/m)
		T.P.2.0m	3.800×10^6 (kN/m)	5.669×10^4 (kN･s/m)

第 3.2.1.c-1-20 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		
		F_c	h	Vs
RC 部	E	○	－	－
	G	○	－	－
	h	－	○	－
	Q－γスケルトン	○	－	－
	M－φスケルトン	○	－	－
地盤ばね	ばね値	－	－	○
	減衰	○	－	○

第 3.2.1.c-1-21 表　２点推定法による解析ケース

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

第 3.2.1.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
埋戻土の初期せん断剛性 G_0	平 均 値：室内試験結果に基づき設定 変動係数：試験結果のばらつきから設定
岩盤のせん断剛性 G	平 均 値：PS 検層結果に基づき設定 変動係数：試験結果のばらつきから設定

第 3.2.1.c-3-1 表　不確実さ要因整理表

評価方法		偶然的不確実さ（β_r）	認識論的不確実さ（β_u）
機器 配管系	現実的耐力	・機能試験データの統計的精度	・機能データの統計的精度 ・材料物性値
	現実的応答	・水平・上下地震荷重組合せ方法 ・モード合成法	・減衰定数 ・床応答スペクトル ・解析モデル化

第 3.2.1.c-3-2 表　建屋の応答係数

建屋	方向	係数		中央値	β_r	β_u
原子炉建屋	水平	F_{ss}	入力地震動のスペクトル形状に関する係数	1.01	0.00	0.00
		F_δ	建屋の減衰に関する係数	0.99	0.08	0.00
		F_M	建屋のモデル化に関する係数	0.99	0.01	0.15
		F_{NL}	建屋の非線形応答に関する係数	※	※	※
	鉛直	F_{ss}	入力地震動のスペクトル形状に関する係数	0.93	0.00	0.00
		F_δ	建屋の減衰に関する係数	0.99	0.08	0.00
		F_M	建屋のモデル化に関する係数	1.00	0.01	0.15
		F_{NL}	建屋の非線形応答に関する係数	※	※	※

建屋	方向	係数		中央値	β_r	β_u
原子炉補助建屋	水平	F_{ss}	入力地震動のスペクトル形状に関する係数	1.01	0.00	0.00
		F_δ	建屋の減衰に関する係数	0.99	0.08	0.00
		F_M	建屋のモデル化に関する係数	0.99	0.01	0.15
		F_{NL}	建屋の非線形応答に関する係数	※	※	※
	鉛直	F_{ss}	入力地震動のスペクトル形状に関する係数	0.92	0.00	0.00
		F_δ	建屋の減衰に関する係数	0.99	0.08	0.00
		F_M	建屋のモデル化に関する係数	1.01	0.03	0.15
		F_{NL}	建屋の非線形応答に関する係数	※	※	※

建屋	方向	係数		中央値	β_r	β_u
ディーゼル発電機建屋	水平	F_{ss}	入力地震動のスペクトル形状に関する係数	0.92	0.00	0.00
		F_δ	建屋の減衰に関する係数	0.99	0.07	0.00
		F_M	建屋のモデル化に関する係数	1.03	0.01	0.15
		F_{NL}	建屋の非線形応答に関する係数	※	※	※
	鉛直	F_{ss}	入力地震動のスペクトル形状に関する係数	0.98	0.00	0.00
		F_δ	建屋の減衰に関する係数	1.00	0.02	0.00
		F_M	建屋のモデル化に関する係数	1.01	0.03	0.15
		F_{NL}	建屋の非線形応答に関する係数	※	※	※

※建屋の非線形応答に関する係数については，機器の固有周期により個別に算定する

第 3.2.1.c-3-3 表　1 次冷却材ポンプの耐震評価結果

評価部位	材料	評価応力	許容値 (MPa)	発生応力 (MPa)	裕度
上部支持構造物	SM490B	組合せ	1	0.71	1.40
		せん断	193	21	9.19
		曲げ	336	175	1.92

第 3.2.1.c-3-4 表　1 次冷却材ポンプ　安全係数評価結果の一覧

F_s	F_μ	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_δ	F_M	F_{NL}	A_m	
β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	HCLPF
β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	
1.40	2.24	1.30	1.00	1.00	1.00	1.01	0.99	0.99	1.00	2.25	
0.00	0.19	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.01	0.17	0.27	0.94
0.00	0.19	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.27	

第 3.2.1.c-3-5 表　余熱除去冷却器の耐震評価結果

評価部位	材料	評価応力	許容値 (MPa)	発生応力 (MPa)	裕度
胴板	SGV410	一次応力	334	118	2.83
支持脚	SS400	組合せ	255	30	8.50
基礎ボルト	SNB7	引張	451	117	3.85

第 3.2.1.c-3-6 表　余熱除去冷却器　安全係数評価結果の一覧

F_s	F_μ	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_δ	F_M	F_{NL}	A_m	
β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	HCLPF
β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	
3.47	1.00	1.20	1.00	1.00	1.00	1.01	0.99	0.99	1.00	2.31	
0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.01	0.00	0.09	1.55
0.06	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.17	

第 3.2.1.c-3-7 表　内燃機関（ディーゼル発電機）の耐震評価結果

評価位置	水平		鉛直		水平・鉛直 SRSS	
	応答加速度 (m/s^2)	機能維持確認済加速度 (m/s^2)	応答加速度 (m/s^2)	機能維持確認済加速度 (m/s^2)	応答加速度 (m/s^2)	機能維持確認済加速度 (m/s^2)
機関重心位置	6.3	10.7	3.90	9.80	7.409	14.51

第 3.2.1.c-3-8 表　内燃機関（ディーゼル発電機）　安全係数評価結果の一覧

F_s	F_μ	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_δ	F_M	F_{NL}	A_m	
β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	HCLPF
β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	
2.72	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.92	0.99	1.03	1.00	1.61	
0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.07	0.01	0.00	0.13	0.97
0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.19	

第 3.2.1.c-3-9 表　パワーコントロールセンタの耐震評価結果

評価位置	水平		鉛直	
	応答加速度 (m/s^2)	機能維持確認済加速度 (m/s^2)	応答加速度 (m/s^2)	機能維持確認済加速度 (m/s^2)
盤頂部	25.90	40.9	4.40	19.60

第 3.2.1.c-3-10 表　パワーコントロールセンタ　安全係数評価結果の一覧

F_s	F_μ	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_δ	F_M	F_{NL}	A_m	
β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	HCLPF
β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	
3.00	1.00	1.00	1.22	1.00	1.00	1.01	0.99	0.99	1.00	2.03	
0.11	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.01	0.17	0.22	0.91
0.17	0.00	0.00	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.27	

第 3.2.1.c-3-11 表　一般代表弁の耐震評価結果

評価位置	水平		鉛直		水平・鉛直 SRSS	
	応答加速度 (m/s^2)	機能維持確認済加速度 (m/s^2)	応答加速度 (m/s^2)	機能維持確認済加速度 (m/s^2)	応答加速度 (m/s^2)	機能維持確認済加速度 (m/s^2)
駆動部	19.62	58.8	4.91	58.8	20.225	83.16

第 3.2.1.c-3-12 表　一般代表弁　安全係数評価結果の一覧

F_s	F_μ	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_δ	F_M	F_{NL}	A_m	
β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	β_r	HCLPF
β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	β_u	
5.71	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.01	0.99	0.99	1.00	3.16	
0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.08	0.01	0.17	0.27	1.35
0.10	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.26	

第 3.2.1.d-1 表　起因事象発生頻度

起因事象	発生頻度［／年］
格納容器バイパス	1.5E-07
大破断 LOCA を上回る規模の LOCA（Excess LOCA）	5.2E-07
原子炉建屋損傷	1.6E-08
原子炉格納容器損傷	2.4E-08
原子炉補助建屋損傷	ε
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	1.6E-08
１次系流路閉塞による２次系除熱機能喪失	6.1E-08
複数の信号系損傷	1.8E-07
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	1.7E-07
大破断 LOCA	3.8E-07
中破断 LOCA	1.1E-06
小破断 LOCA	5.1E-07
２次冷却系の破断	1.5E-08
原子炉補機冷却機能喪失	8.0E-08
外部電源喪失	5.0E-04
主給水流量喪失	6.1E-04
ATWS	1.4E-10

ε：1.0E-15 未満

第3.2.1.d-2表　事故シーケンスグループ

事故シーケンス	事故シーケンスグループ
小破断 LOCA＋補助給水失敗	２次冷却系からの除熱機能喪失
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	
２次冷却系の破断＋補助給水失敗	
２次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗	
１次系流路閉塞による２次系除熱機能喪失	
外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	全交流動力電源喪失
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
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	
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	
大破断 LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	原子炉格納容器の除熱機能喪失
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＋格納容器スプレイ注入失敗	
中破断 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	
小破断 LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	
原子炉トリップが必要な起因事象＋原子炉トリップ失敗	原子炉停止機能喪失
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	
大破断 LOCA＋低圧注入失敗	ECCS 注水機能喪失
大破断 LOCA＋蓄圧注入失敗	
中破断 LOCA＋蓄圧注入失敗	
中破断 LOCA＋高圧注入失敗	
小破断 LOCA＋高圧注入失敗	
大破断 LOCA を上回る規模の LOCA（Excess LOCA）	
大破断 LOCA＋低圧再循環失敗＋高圧再循環失敗	ECCS 再循環機能喪失
中破断 LOCA＋高圧再循環失敗	
小破断 LOCA＋高圧再循環失敗	
蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）	蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）
原子炉建屋損傷	原子炉建屋損傷
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器損傷
原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋損傷
複数の信号系損傷	複数の信号系損傷

第3.2.1.d-3表　評価対象システム一覧

分類	評価対象
起因事象	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
	原子炉補助建屋損傷
	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
	原子炉補機冷却機能喪失
	外部電源喪失
	主給水流量喪失
緩和系	非常用所内交流電源
	原子炉トリップ
	高圧注入
	高圧再循環
	蓄圧注入
	低圧注入
	低圧再循環
	格納容器スプレイ注入
	格納容器スプレイ再循環
	補助給水
	主蒸気隔離
	１次冷却材ポンプ封水LOCA
	加圧器逃がし弁／安全弁LOCA

第3.2.1.d-4表　起因事象発生前の人的過誤確率

起因事象発生前の人的過誤	ストレスファクタ	過誤確率	EF
３Ａ－原子炉補機冷却海水ポンプ出口弁(3V-SW-503B)戻し忘れ	1	1.6E-03	4
３Ｂ－原子炉補機冷却海水ポンプ出口弁(3V-SW-503D)戻し忘れ	1	1.6E-03	4

第 3.2.1.d-5 表　起因事象発生後の人的過誤確率

起因事象発生後の人的過誤	ストレスファクタ	余裕時間	過誤確率	EF
低温再循環自動切替信号許可（A）操作器操作失敗	2	—	8.6E-04	8
低温再循環自動切替信号許可（B）操作器操作失敗	2	—	8.6E-04	8
３Ｂ－補助給水隔離弁（3V-FW-589B）閉ロック操作失敗	2	—	8.6E-04	8
３Ｂ－電動補助給水ポンプ出口流量調節弁（3V-FW-582B）の操作器「全開」操作失敗	2	—	8.6E-04	8
３Ｂ－余熱除去冷却器補機冷却水出口弁（3V-CC-117B）開操作失敗	2	—	8.6E-04	8
３Ｂ－格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁（3V-CC-177B）開操作失敗	2	—	8.6E-04	8
Ｂヘッダ　３Ｂ－余熱除去冷却器補機冷却水出口弁（3V-CC-117B）又は３Ｂ－格納予期スプレイ冷却器補機冷却水出口弁（3V-CC-177B）　負荷制御操作失敗	2	—	8.6E-04	8
３Ａ－余熱除去冷却器補機冷却水出口弁（3V-CC-117A）開操作失敗	2	—	8.6E-04	8
３Ａ－格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁（3V-CC-177A）開操作失敗	2	—	8.6E-04	8
３Ｂ－安全補機開閉器室給気ファン（3VSF27B）起動操作失敗	2	—	8.6E-04	8
３Ｃ－空調用冷水ポンプ（3CHP1C）起動操作失敗	2	—	8.6E-04	8
３Ｄ－空調用冷水ポンプ（3CHP1D）起動操作失敗	2	—	8.6E-04	8
３－空調用冷水Ｂ母管入口隔離弁（3V-CH-012B）開操作失敗	2	—	8.6E-04	8
３Ｃ－空調用冷凍機(3CHE1C) 起動操作失敗	2	—	8.6E-04	8
３Ｄ－空調用冷凍機(3CHE1D) 起動操作失敗	2	—	8.6E-04	8
３Ａ－安全補機開閉器室給気ファントリップ警報　読取失敗	2	—	8.3E-04	4
１次冷却材の喪失診断失敗	下限値	30 分	2.7E-04	10
２次系破断の発生診断失敗	下限値	20 分	2.7E-03	10
補機冷却系故障診断失敗	下限値	20 分	2.7E-03	10

第 3.2.1.d-6 表　起因事象別炉心損傷頻度（1/2）

起因事象	主要な事故シナリオ	CDF（／炉年）	寄与割合（%）	主要なミニマルカットセット
格納容器バイパス	地震により蒸気発生器伝熱管が複数本破損した場合には，格納容器バイパスが発生する。緩和設備により，ある程度の炉心冷却を継続することはできるが，格納容器外への冷却材流出が継続するため，保守的に炉心損傷に至ると想定する。	1.5E-07	4.1	蒸気発生器内部構造物の損傷
大破断 LOCA を上回る規模の LOCA（Excess LOCA）	地震により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器等の大規模な損傷が発生する。ECCS 容量を超える LOCA であるため，炉心損傷に至る。	5.2E-07	14.7	原子炉容器（サポートシュ）の損傷
原子炉建屋損傷	地震により原子炉建屋が損傷した場合には，建屋内の緩和設備への影響の程度を厳密に判断することが困難であるため，保守的にすべての緩和系が機能喪失し，炉心損傷に至ると想定する。	1.6E-08	0.5	原子炉建屋の損傷
原子炉格納容器損傷	地震により原子炉格納容器が損傷した場合には，緩和設備への影響の程度を厳密に判断することが困難であるため，保守的にすべての緩和系が機能喪失し，炉心損傷に至ると想定する。	2.4E-08	0.7	原子炉格納容器の損傷
原子炉補助建屋損傷	地震により原子炉補助建屋が損傷した場合には，緩和設備への影響の程度を厳密に判断することが困難であるため，保守的にすべての計測・制御系が機能喪失し，プラントの制御が不能となり炉心損傷に至ると想定する。	ε	＜0.1	—
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	地震により原子炉補機冷却水系統の C ヘッダに設置されている隔離弁が損傷し，原子炉補機冷却系の機能喪失が発生する。RCP シール LOCA が従属的に発生し，炉心損傷に至る。	1.6E-08	0.5	電動弁の損傷
１次系流路閉塞による２次系除熱機能喪失	地震により炉心構造部等が損傷し，原子炉冷却系の流路が阻害され２次系からの除熱機能喪失が発生する。損傷の程度を厳密に判断することが困難であるため，保守的に炉心損傷に至ると想定する。	6.1E-08	1.7	炉心支持構造物の損傷
複数の信号系損傷	地震により信号系が機能喪失した場合には，緩和設備への影響の程度を厳密に判断することが困難であるため，保守的に複数の信号系が機能喪失し，プラントの制御が不能となり炉心損傷に至ると想定する。	1.8E-07	5.2	運転コンソールの損傷

第 3.2.1.d-6 表　起因事象別炉心損傷頻度（2/2）

起因事象	主要な事故シナリオ	CDF（／炉年）	寄与割合（%）	主要なミニマルカットセット
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	地震により燃料集合体や制御棒クラスタが損傷し，制御棒が挿入性に影響がある場合には，原子炉停止機能喪失が発生する。損傷の程度を厳密に判断することが困難であるため，保守的に炉心損傷に至ると想定する。	1.7E-07	4.7	燃料集合体の損傷
大破断 LOCA	地震により原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器等の損傷が発生する。地震により炉心冷却や格納容器スプレイも機能喪失することで，炉心損傷に至る。	2.6E-07	7.4	一次冷却材管（1 次冷却材管加圧器サージ管台）の損傷＋外部電源系の損傷＋ディーゼル発電機の損傷
中破断 LOCA		4.1E-07	11.6	一次冷却材管(安全注入管台)の損傷＋外部電源系の損傷＋ディーゼル発電機の損傷
小破断 LOCA		2.3E-07	6.6	原子炉容器（空気抜管）の損傷＋外部電源系の損傷＋ディーゼル発電機の損傷
２次冷却系の破断	地震により２次冷却系を構成する機器等の損傷が発生する。地震により補助給水も機能喪失することで，炉心損傷に至る。	9.7E-09	0.3	蒸気発生器（給水入口管台）の損傷＋安全補機開閉器室空調系防火ダンパの損傷
原子炉補機冷却機能喪失	地震により原子炉補機冷却設備の損傷が発生する。RCP シール LOCA が従属的に発生し，炉心損傷に至る。	2.3E-08	0.6	原子炉補機冷却水ポンプの損傷
外部電源喪失	地震により外部電源設備の損傷が発生する。地震により非常用所内交流電源も機能喪失することで，炉心損傷に至る。	1.4E-06	39.2	外部電源系の損傷＋ディーゼル発電機の損傷
主給水流量喪失	地震により主給水設備の損傷が発生する。地震により補助給水も機能喪失することで，炉心損傷に至る。	7.8E-08	2.2	外部電源系健全＋補助給水ピットランダム故障
ATWS	地震により原子炉トリップが必要な起因事象が発生する。地震により原子炉トリップ機能も喪失することで，炉心損傷に至る。	1.4E-10	＜0.1	外部電源系健全＋ベーシックソフトウェアランダム故障
合計		3.3E-06	100.0※	

※四捨五入処理のため寄与割合の合計が 100.0 とならないことがある。

ε：1.0E-15 未満

第3.2.1.d-7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	事故シーケンス	事故シーケンス別CDF（／炉年）	全CDFに対する寄与割合（%）	事故シーケンスグループ別CDF（／炉年）	全CDFに対する寄与割合（%）	主要なミニマルカットセット
２次冷却系からの除熱機能喪失	小破断LOCA＋補助給水失敗	6.1E-08	1.7	2.5E-07	7.1	炉心支持構造物の損傷
	主給水流量喪失＋補助給水失敗	7.8E-08	2.2			
	外部電源喪失＋補助給水失敗	4.0E-08	1.1			
	２次冷却系の破断＋補助給水失敗	8.0E-09	0.2			
	２次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗	1.7E-09	<0.1			
	１次系流路閉塞による２次系除熱機能喪失	6.1E-08	1.7			
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	1.3E-06	38.1	1.3E-06	38.1	外部電源系の損傷＋ディーゼル発電機の損傷
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	2.2E-08	0.6	3.8E-08	1.1	原子炉補機冷却水ポンプの損傷
	原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	1.6E-10	<0.1			
	原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	6.3E-10	<0.1			
	電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	1.6E-08	0.5			
原子炉格納容器の除熱機能喪失	大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	5.0E-13	<0.1	8.3E-09	0.2	一次冷却材管（安全注入管台）の損傷＋格納容器スプレイポンプの損傷
	大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	ε	<0.1			
	中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	5.0E-09	0.1			
	中破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	3.1E-10	<0.1			
	小破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	2.9E-09	<0.1			
	小破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	1.2E-10	<0.1			
原子炉停止機能喪失	原子炉トリップが必要な起因事象＋原子炉トリップ失敗	1.4E-10	<0.1	1.7E-07	4.7	燃料集合体の損傷
	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	1.7E-07	4.7			
ECCS注水機能喪失	大破断LOCA＋低圧注入失敗	2.5E-07	7.1	1.3E-06	37.3	原子炉容器（サポートシュ）の損傷
	大破断LOCA＋蓄圧注入失敗	9.1E-11	<0.1			
	中破断LOCA＋蓄圧注入失敗	3.0E-13	<0.1			
	中破断LOCA＋高圧注入失敗	3.9E-07	11.0			
	小破断LOCA＋高圧注入失敗	1.6E-07	4.5			
	大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）	5.2E-07	14.7			
ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋高圧再循環失敗	9.4E-09	0.3	3.7E-08	1.1	一次冷却材管（安全注入管台）＋安全補機開閉器室空調系防火ダンパの損傷
	中破断LOCA＋高圧再循環失敗	1.8E-08	0.5			
	小破断LOCA＋高圧再循環失敗	1.0E-08	0.3			
蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）	蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）	1.5E-07	4.1	1.5E-07	4.1	蒸気発生器内部構造物の損傷
原子炉建屋損傷	原子炉建屋損傷	1.6E-08	0.5	1.6E-08	0.5	原子炉建屋の損傷
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器損傷	2.4E-08	0.7	2.4E-08	0.7	原子炉格納容器の損傷
原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋損傷	ε	<0.1	ε	<0.1	―
複数の信号系損傷	複数の信号系損傷	1.8E-07	5.2	1.8E-07	5.2	運転コンソールの損傷
合計		3.3E-06	100.0※	3.3E-06	100.0※	

※四捨五入処理のため寄与割合の合計が100.0とならないことがある。
ε：1.0E-15未満

第 3.2.1.d-8 表　加速度区分別炉心損傷頻度

地震加速度区間	地震発生頻度 （／年）	CDF （／炉年）	寄与割合 （%）
0.2G-0.4G	9.6E-04	3.9E-07	11.9
0.4G-0.6G	1.1E-04	7.3E-08	2.2
0.6G-0.8G	2.3E-05	1.9E-08	0.6
0.8G-1.0G	6.7E-06	3.5E-07	10.7
1.0G-1.2G	2.3E-06	1.4E-06	41.4
1.2G-1.5G	1.1E-06	1.1E-06	33.1
合計		3.3E-06	100.0※

※四捨五入処理のため寄与割合の合計が 100.0 とならないことがある。

第3.2.1.d-9表　重要度解析結果（FV重要度，10位までの基事象）

順位	建屋・機器	中央値 (G)	HCLPF (G)	FV 重要度	建屋・機器の損傷が影響を与える 主要な事故シーケンス
1	パワーコントロールセンタ　き電盤，き電盤(CLN限流装置付)（機能損傷）	2.03	0.91	0.03	外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失
2	安全補機開閉器室空調系ダクト(手動ダンパ含む)（構造損傷）	2.65	0.91	0.02	
3	内燃機関(ディーゼル機関)（機能損傷）	1.61	0.97	0.02	
3	始動用電磁弁（機能損傷）	1.61	0.97	0.02	
3	ディーゼル発電機（機能損傷）	1.61	0.97	0.02	
6	安全補機開閉器室空調系　防火ダンパ（機能損傷）	1.79	0.94	0.02	
7	ディーゼル発電機室換気系ダクト（構造損傷）	2.65	0.91	0.02	
8	ディーゼル発電機室換気系　防火ダンパ（機能損傷）	1.79	0.94	0.02	
9	D/G出力電圧計（機能損傷）	2.08	0.93	0.02	
9	ディーゼル発電機用励磁機（機能損傷）	2.08	0.93	0.02	
9	ディーゼル発電機制御盤（機能損傷）	2.08	0.93	0.02	

第 3.2.1.d-10 表　不確実さ解析結果

事故シーケンス	平均値（／炉年）／EF	95%上限値（／炉年）	中央値（／炉年）	5%下限値（／炉年）
小破断 LOCA＋補助給水失敗	6.1E-08	3.0E-07	6.6E-09	6.8E-11
主給水流量喪失＋補助給水失敗	6.7E-08	2.2E-07	2.8E-08	5.1E-10
外部電源喪失＋補助給水失敗	3.3E-08	1.1E-07	8.8E-09	4.7E-10
２次冷却系の破断＋補助給水失敗	8.4E-09	3.8E-08	2.8E-10	7.7E-13
２次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗	1.9E-09	6.6E-09	2.9E-11	5.1E-14
１次系流路閉塞による２次系除熱機能喪失	6.1E-08	3.0E-07	9.8E-10	2.2E-13
外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	1.3E-06	4.7E-06	5.9E-07	4.8E-08
原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA	2.2E-08	1.0E-07	7.3E-10	1.2E-11
原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA	1.5E-10	5.1E-10	2.8E-12	2.2E-14
原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	6.4E-10	2.3E-09	9.9E-12	1.6E-14
電磁弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	1.7E-08	8.4E-08	4.6E-10	5.5E-13
大破断 LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	3.3E-13	6.6E-13	1.1E-15	1.3E-18
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＋格納容器スプレイ注入失敗	5.4E-09	1.7E-08	1.1E-10	4.1E-13
中破断 LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	3.4E-10	1.1E-09	1.9E-11	9.3E-14
小破断 LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	3.2E-09	1.0E-08	5.1E-11	3.3E-13
小破断 LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	1.3E-10	4.5E-10	8.1E-12	9.1E-14
原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	4.9E-10	5.7E-10	1.0E-11	1.0E-13
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	1.7E-07	9.0E-07	7.8E-09	6.7E-12
大破断 LOCA＋低圧注入失敗	2.4E-07	1.2E-06	2.9E-08	2.7E-10
大破断 LOCA＋蓄圧注入失敗	9.2E-11	3.8E-10	5.9E-12	3.2E-14
中破断 LOCA＋蓄圧注入失敗	2.6E-13	8.1E-13	1.0E-14	3.8E-17
中破断 LOCA＋高圧注入失敗	3.7E-07	1.8E-06	6.1E-08	7.0E-10
小破断 LOCA＋高圧注入失敗	1.6E-07	7.7E-07	2.6E-08	4.5E-10
大破断 LOCA を上回る規模の LOCA（Excess LOCA）	5.3E-07	2.4E-06	1.2E-07	2.4E-09
大破断 LOCA＋低圧再循環失敗＋高圧再循環失敗	8.9E-09	3.7E-08	4.2E-10	1.8E-12
中破断 LOCA＋高圧再循環失敗	1.8E-08	7.9E-08	1.1E-09	6.3E-12
小破断 LOCA＋高圧再循環失敗	1.0E-08	4.4E-08	6.5E-10	5.5E-12
蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）	1.5E-07	8.1E-07	7.7E-09	1.5E-11
原子炉建屋損傷	1.8E-08	8.4E-08	2.3E-09	3.3E-11
原子炉格納容器損傷	2.5E-08	1.2E-07	1.8E-10	9.7E-15
原子炉補助建屋損傷	－	－	－	－
複数の信号系損傷	2.0E-07	1.1E-06	1.6E-08	1.2E-10
合計	3.3E-06 ／8.4	9.9E-06	1.8E-06	1.4E-07

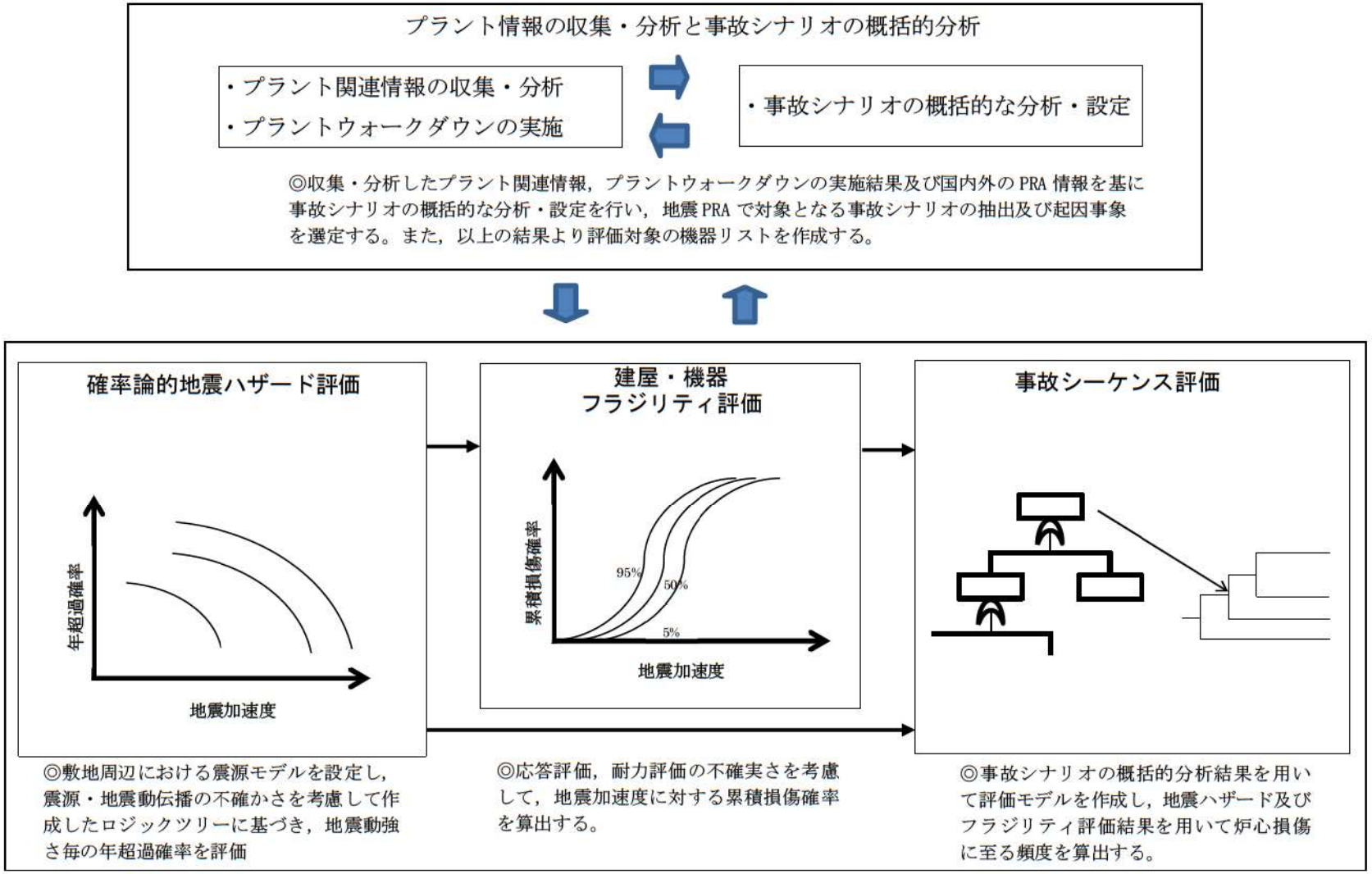
第3.2.1.d-11表　泊発電所の確率論的地震ハザードデータ

重力加速度	信頼度区間										
(G)	平均	min～10%	10～20%	20～30%	30～40%	40～50%	50～60%	60～70%	70～80%	80～90%	90%～max
0.02	7.20E-02	3.72E-02	3.83E-02	4.99E-02	6.18E-02	6.39E-02	7.28E-02	7.36E-02	9.36E-02	1.14E-01	1.15E-01
0.04	2.54E-02	1.14E-02	1.21E-02	1.64E-02	2.09E-02	2.19E-02	2.38E-02	2.44E-02	3.42E-02	4.42E-02	4.49E-02
0.06	1.32E-02	5.52E-03	5.98E-03	8.47E-03	1.12E-02	1.14E-02	1.17E-02	1.20E-02	1.78E-02	2.39E-02	2.45E-02
0.08	8.00E-03	3.11E-03	3.42E-03	4.96E-03	6.40E-03	6.61E-03	6.88E-03	7.34E-03	1.11E-02	1.48E-02	1.53E-02
0.10	5.22E-03	1.89E-03	2.09E-03	3.01E-03	3.87E-03	4.05E-03	4.57E-03	5.03E-03	7.51E-03	9.85E-03	1.03E-02
0.12	3.57E-03	1.21E-03	1.35E-03	1.93E-03	2.46E-03	2.58E-03	3.23E-03	3.59E-03	5.28E-03	6.87E-03	7.21E-03
0.14	2.53E-03	8.06E-04	9.09E-04	1.29E-03	1.64E-03	1.71E-03	2.35E-03	2.64E-03	3.83E-03	4.95E-03	5.21E-03
0.16	1.85E-03	5.54E-04	6.33E-04	8.89E-04	1.13E-03	1.18E-03	1.76E-03	1.98E-03	2.85E-03	3.66E-03	3.86E-03
0.18	1.38E-03	3.92E-04	4.52E-04	6.31E-04	7.96E-04	8.33E-04	1.34E-03	1.51E-03	2.16E-03	2.76E-03	2.91E-03
0.20	1.05E-03	2.83E-04	3.31E-04	4.59E-04	5.75E-04	6.04E-04	1.03E-03	1.17E-03	1.67E-03	2.12E-03	2.24E-03
0.24	6.37E-04	1.57E-04	1.87E-04	2.57E-04	3.17E-04	3.38E-04	6.42E-04	7.39E-04	1.04E-03	1.31E-03	1.38E-03
0.31	3.31E-04	7.06E-05	8.88E-05	1.20E-04	1.43E-04	1.60E-04	3.42E-04	4.02E-04	5.55E-04	6.94E-04	7.31E-04
0.35	2.24E-04	4.28E-05	5.68E-05	7.59E-05	8.73E-05	1.03E-04	2.35E-04	2.80E-04	3.83E-04	4.74E-04	5.02E-04
0.41	1.32E-04	2.21E-05	3.18E-05	4.08E-05	4.56E-05	5.70E-05	1.40E-04	1.71E-04	2.31E-04	2.82E-04	3.03E-04
0.45	9.59E-05	1.45E-05	2.17E-05	2.75E-05	3.08E-05	3.95E-05	1.02E-04	1.26E-04	1.70E-04	2.04E-04	2.23E-04
0.51	6.10E-05	7.90E-06	1.23E-05	1.53E-05	1.81E-05	2.37E-05	6.46E-05	8.29E-05	1.10E-04	1.29E-04	1.46E-04
0.61	3.09E-05	3.07E-06	5.02E-06	6.10E-06	7.99E-06	1.10E-05	3.19E-05	4.43E-05	5.74E-05	6.41E-05	7.82E-05
0.71	1.69E-05	1.22E-06	2.06E-06	2.55E-06	3.63E-06	5.57E-06	1.71E-05	2.52E-05	3.16E-05	3.53E-05	4.49E-05
0.80	1.07E-05	5.80E-07	1.01E-06	1.27E-06	1.97E-06	3.30E-06	1.05E-05	1.61E-05	1.99E-05	2.30E-05	2.98E-05
0.90	6.28E-06	2.36E-07	4.26E-07	5.39E-07	9.21E-07	1.75E-06	5.91E-06	9.34E-06	1.13E-05	1.39E-05	1.85E-05
1.00	3.78E-06	9.86E-08	1.85E-07	2.31E-07	4.16E-07	9.33E-07	3.39E-06	5.46E-06	6.59E-06	8.65E-06	1.19E-05
1.10	2.32E-06	4.44E-08	8.55E-08	1.04E-07	1.63E-07	4.96E-07	1.96E-06	3.22E-06	3.92E-06	5.38E-06	7.85E-06
1.20	1.44E-06	1.42E-08	3.45E-08	4.29E-08	4.86E-08	2.53E-07	1.13E-06	1.89E-06	2.34E-06	3.39E-06	5.26E-06
1.30	9.05E-07	5.54E-09	1.54E-08	1.97E-08	2.23E-08	1.20E-07	6.47E-07	1.11E-06	1.40E-06	2.15E-06	3.56E-06
1.41	5.72E-07	1.97E-09	6.45E-09	8.94E-09	1.01E-08	4.18E-08	3.72E-07	6.56E-07	8.31E-07	1.37E-06	2.43E-06
1.51	3.66E-07	6.08E-10	2.05E-09	3.32E-09	4.24E-09	4.62E-09	2.19E-07	3.97E-07	5.01E-07	8.65E-07	1.66E-06

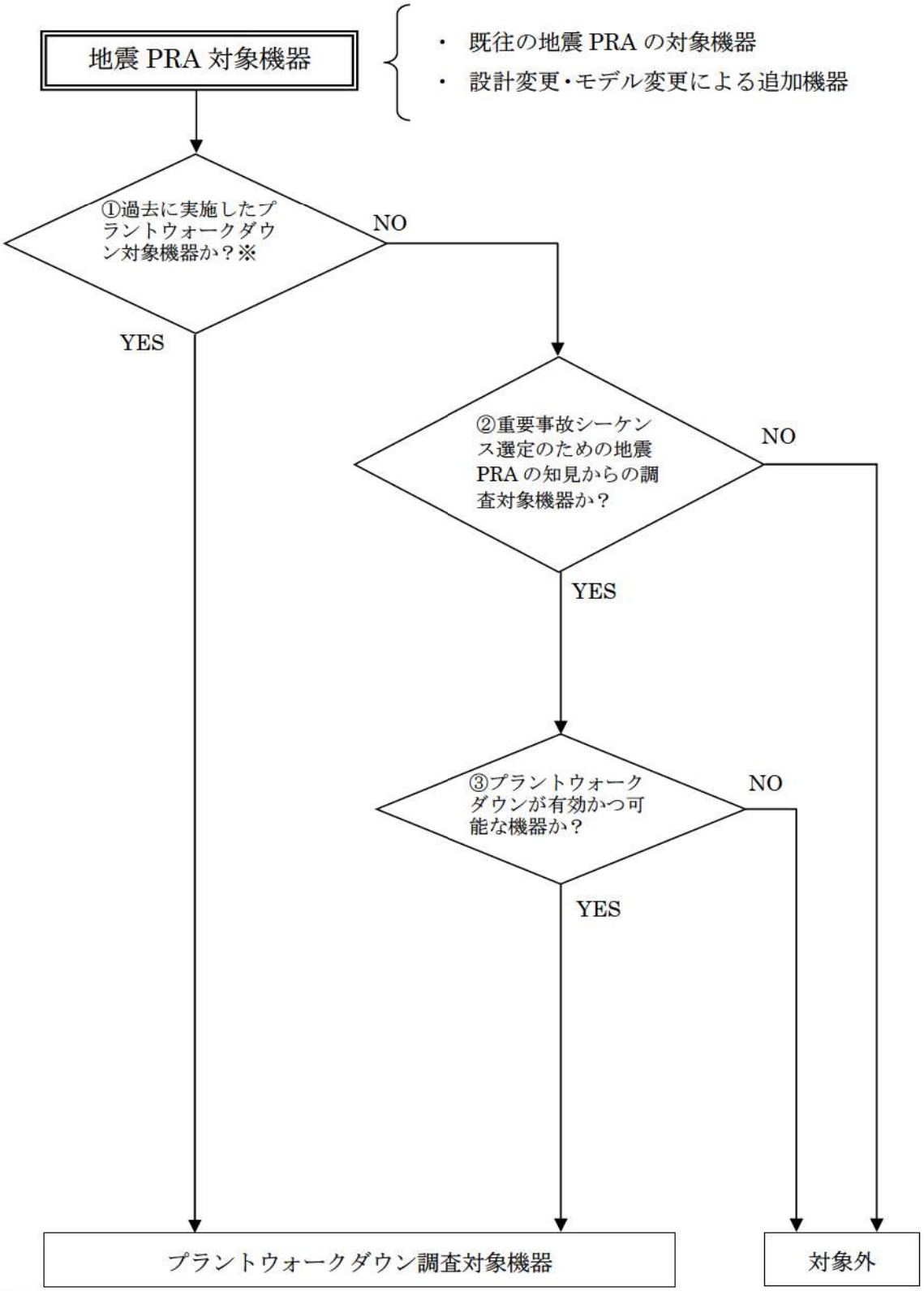
第 3.2.1.d-12 表　相関仮定に係る感度解析結果

事故シーケンス	CDF（／炉年）		感度解析／ベースケース
	完全相関（ベースケース）	完全独立（感度解析）	
小破断 LOCA＋補助給水失敗	6.1E-08	3.0E-08	0.49
主給水流量喪失＋補助給水失敗	7.8E-08	7.7E-08	1.00
外部電源喪失＋補助給水失敗	4.0E-08	5.1E-08	1.26
２次冷却系の破断＋補助給水失敗	8.0E-09	4.7E-09	0.58
２次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗	1.7E-09	1.0E-09	0.61
１次系流路閉塞による２次系除熱機能喪失	6.1E-08	6.1E-08	1.00
外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	1.3E-06	6.4E-07	0.48
原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA	2.2E-08	3.9E-08	1.78
原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA	1.6E-10	4.0E-10	2.49
原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	6.3E-10	2.0E-09	3.21
電磁弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	1.6E-08	1.6E-08	1.00
大破断 LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	5.0E-13	1.3E-12	2.58
大破断 LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	ε	ε	－
中破断 LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	5.0E-09	1.1E-08	2.11
中破断 LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	3.1E-10	3.5E-10	1.14
小破断 LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	2.9E-09	6.0E-09	2.07
小破断 LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	1.2E-10	1.5E-10	1.21
原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	1.4E-10	1.4E-10	1.00
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	1.7E-07	1.7E-07	1.00
大破断 LOCA＋低圧注入失敗	2.5E-07	1.1E-07	0.45
大破断 LOCA＋蓄圧注入失敗	9.1E-11	1.2E-10	1.36
中破断 LOCA＋蓄圧注入失敗	3.0E-13	3.5E-13	1.16
中破断 LOCA＋高圧注入失敗	3.9E-07	1.7E-07	0.44
小破断 LOCA＋高圧注入失敗	1.6E-07	7.8E-08	0.49
大破断 LOCA を上回る規模の LOCA（Excess LOCA）	5.2E-07	5.2E-07	1.00
大破断 LOCA＋低圧再循環失敗＋高圧再循環失敗	9.4E-09	2.0E-08	2.10
中破断 LOCA＋高圧再循環失敗	1.8E-08	3.2E-08	1.78
小破断 LOCA＋高圧再循環失敗	1.0E-08	1.8E-08	1.78
蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）	1.5E-07	1.5E-07	1.00
原子炉建屋損傷	1.6E-08	1.6E-08	1.00
原子炉格納容器損傷	2.4E-08	2.4E-08	1.00
原子炉補助建屋損傷	ε	ε	－
複数の信号系損傷	1.8E-07	1.8E-07	1.00
合計	3.3E-06	2.4E-06	0.74

ε：1.0E-15未満

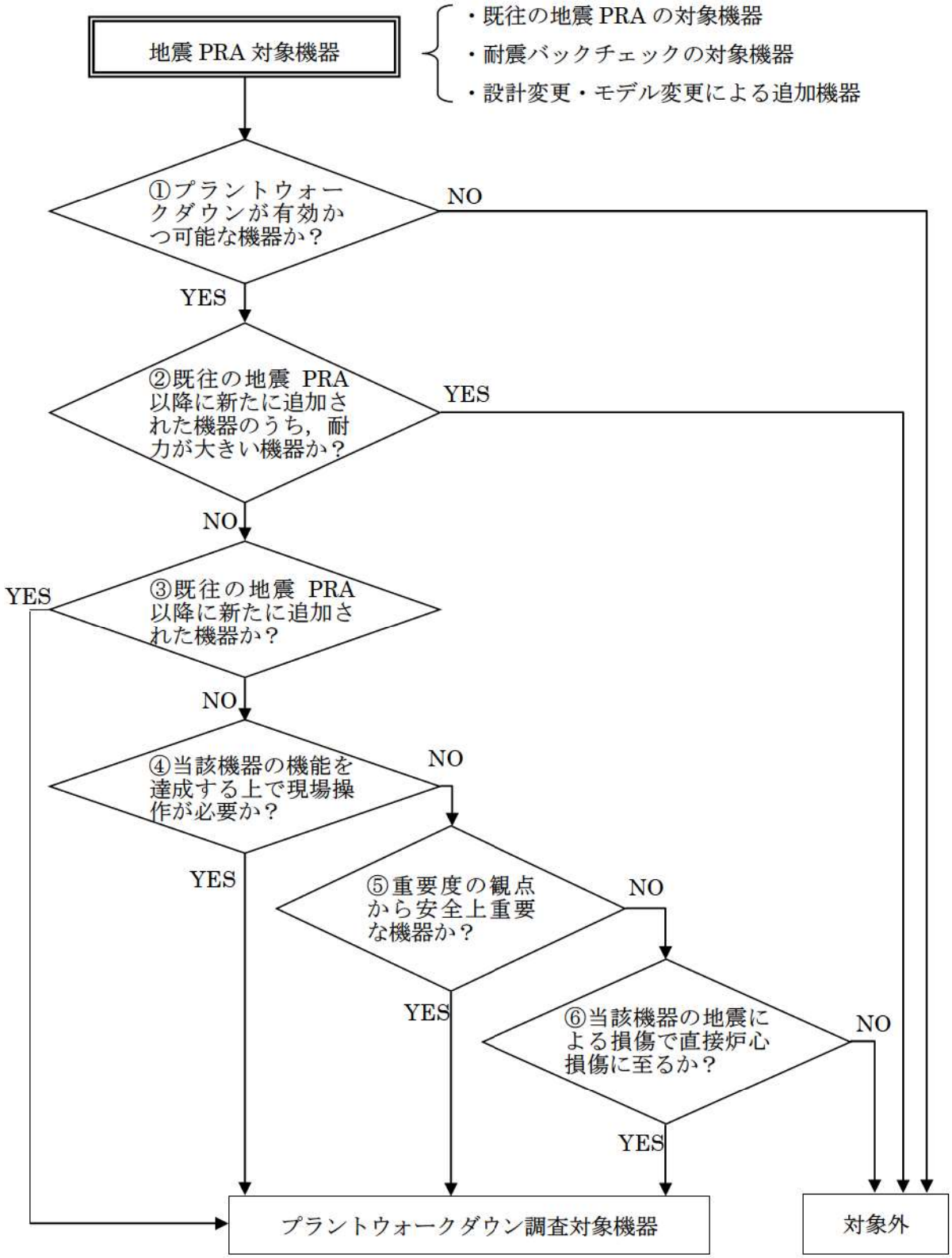


第 3. 2. 1-1 図　地震 PRA 評価フロー



※次ページ参照

第 3. 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 3. 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（2/2）

泊発電所３号機　プラントウォークダウンチェックシート

機器名称：余熱除去ポンプ

機器ＩＤ：3RHP1A,B　　耐震クラス：S

建屋：A/B　　床ＥＬ：-1.7 M　　区画：添付２(Page2-7)参照

形状：横置ポンプうず巻形　　支持タイプ：基礎ボルト　　通り芯：添付２(Page2-7)参照

二次的影響を考慮する設備：なし

アクセス性（ルート：―）

系統図番号：添付３(Page3-6)参照　　機器配置図番号：添付２(Page2-7)参照

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

［チェック対象項目］

Ａ）耐震安全性の確認　☑

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）
問題となる箇所は特に見当たらなかった。 （特記事項なし）

実施日：2013　年　1　月　16 日

実施者：

第 3.2.1.a-2 図　プラントウォークダウンの評価結果の例（1/6）

機器ＩＤ：　3RHP1A,B

A）耐震安全性の確認

対象機器本体の評価

	Y	N	U	N／A
１．対象機器の図面（外形図・耐震計算書等）と外見上相違点は無い	☑	□	□	□
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）は無い	□	□	□	☑
３．配管接合部と図面に外見上の相違点は無い	☑	□	□	□
４．配管接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	☑	□	□	□

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）と外見上の相違は無い	☑	□	□	□
２．外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	☑	□	□	□
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	☑	□	□	□

（記号の説明）　Ｙ：YES,　Ｎ：NO,　Ｕ：調査不可,　Ｎ／Ａ：対象外

第 3.2.1.a-2 図　プラントウォークダウンの評価結果の例（2/6）

機器ＩＤ：　3RHP1A,B

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	□	□	□	☑

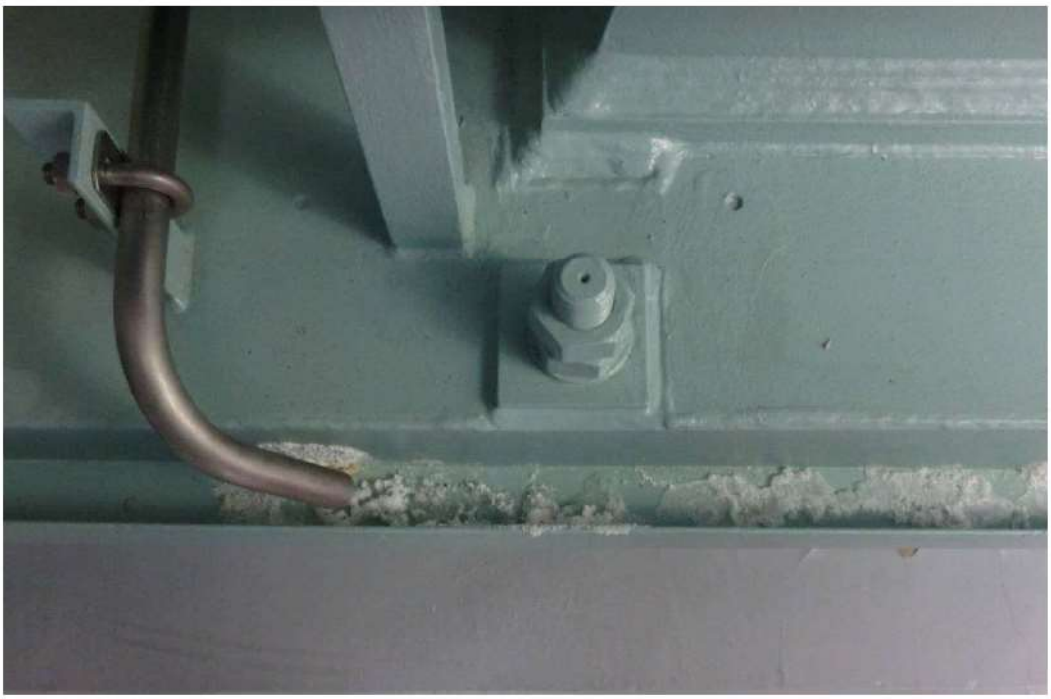
（記号の説明）　Ｙ：YES,　Ｎ：NO,　Ｕ：調査不可,　Ｎ／Ａ：対象外

第 3.2.1.a-2 図　プラントウォークダウンの評価結果の例（3/6）

余熱除去ポンプ　名称

余熱除去ポンプ　外観

第 3. 2. 1. a-2 図　プラントウォークダウンの評価結果の例（4/6）



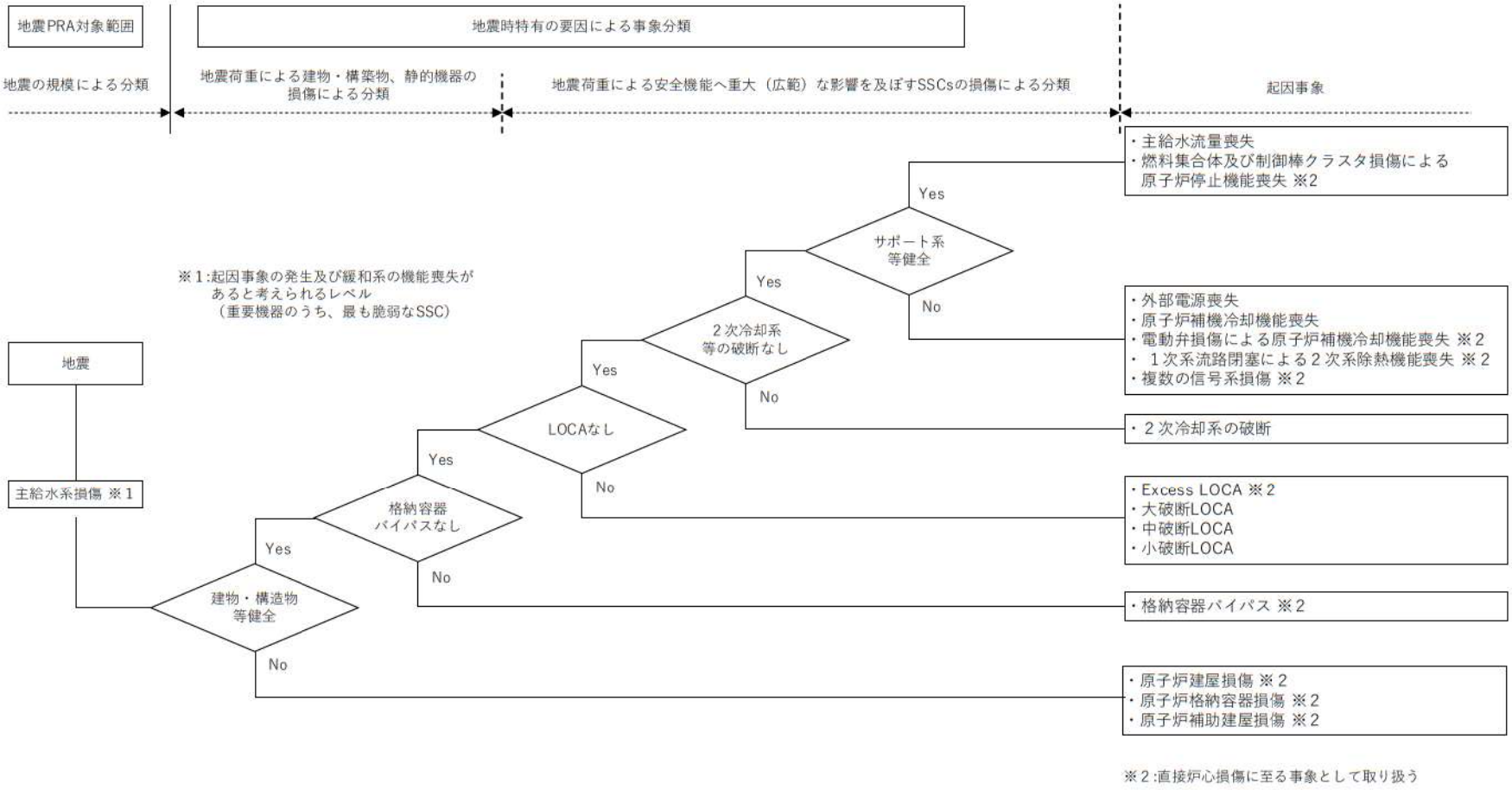
余熱除去ポンプ　据付部

余熱除去ポンプ　周辺状況

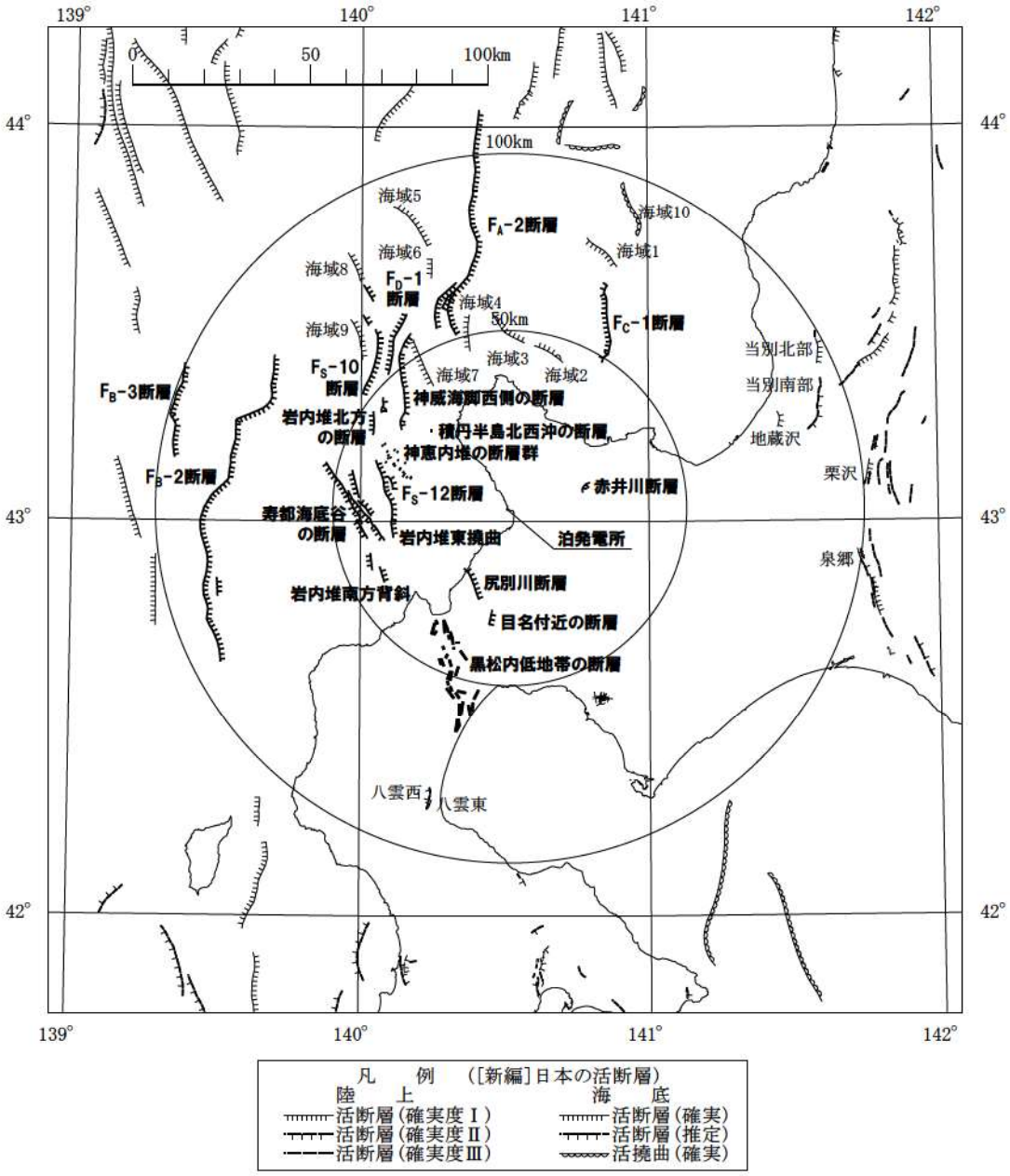
第 3. 2. 1. a-2 図　プラントウォークダウンの評価結果の例（5/6）

余熱除去ポンプ　配管周辺部

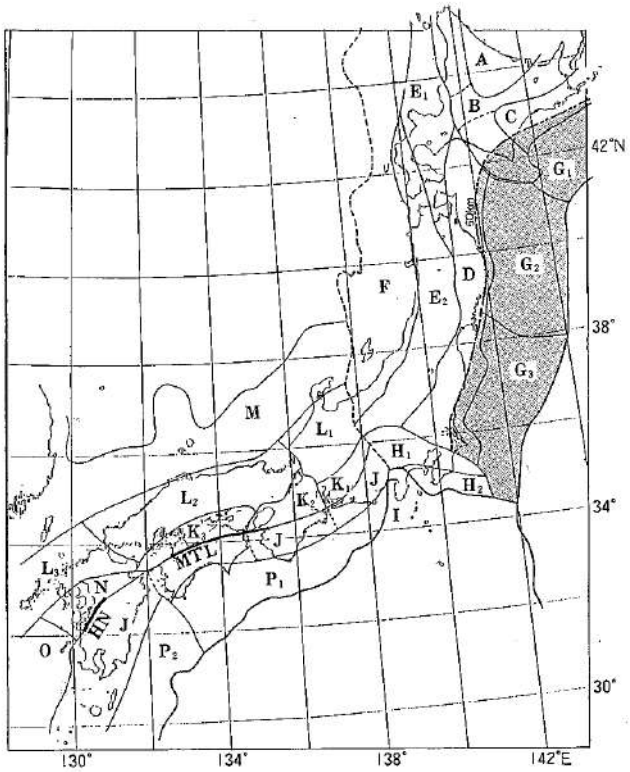
第 3. 2. 1. a-2 図　プラントウォークダウンの評価結果の例（6/6）



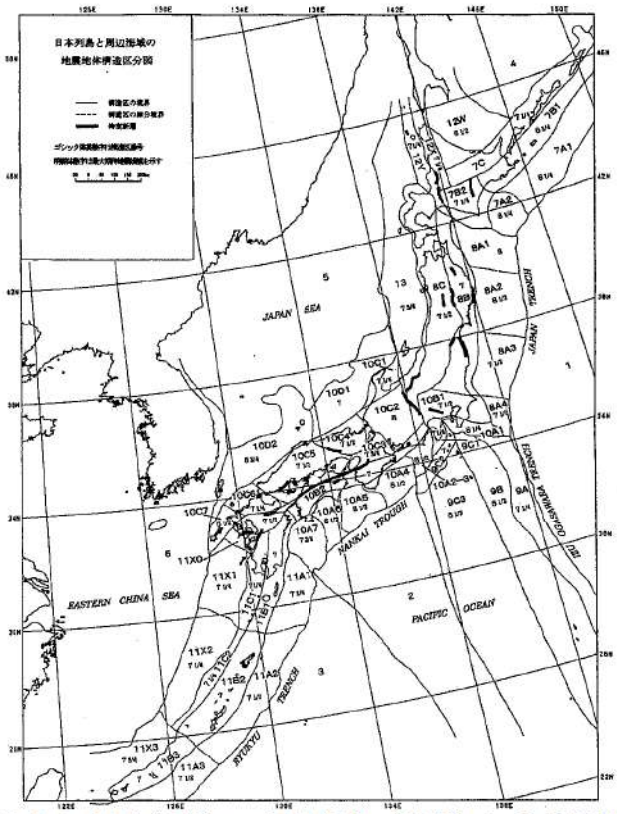
第 3. 2. 1. a-3 図　起因事象の抽出フロー



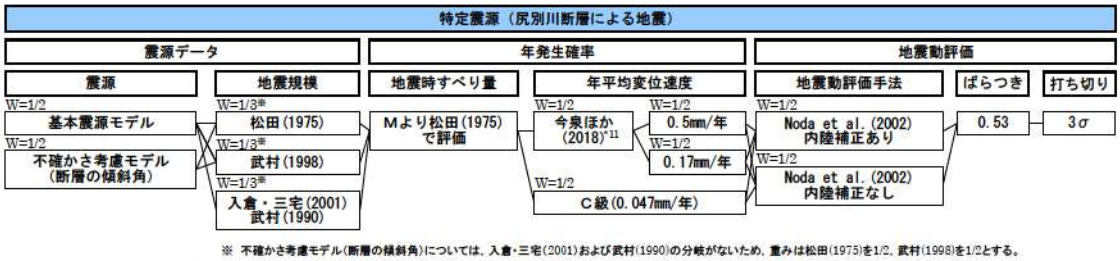
第 3.2.1.b-1 図　敷地周辺の活断層分布



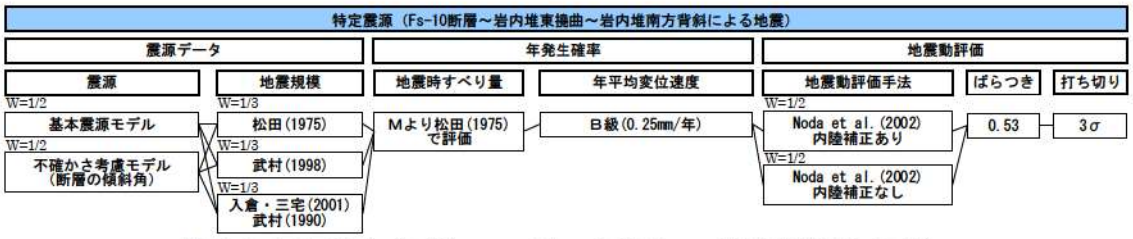
第 3. 2. 1. b-2 図（1/2）　萩原（1991）による領域区分



第 3. 2. 1. b-2 図（2/2）　垣見ほか（2003）による領域区分



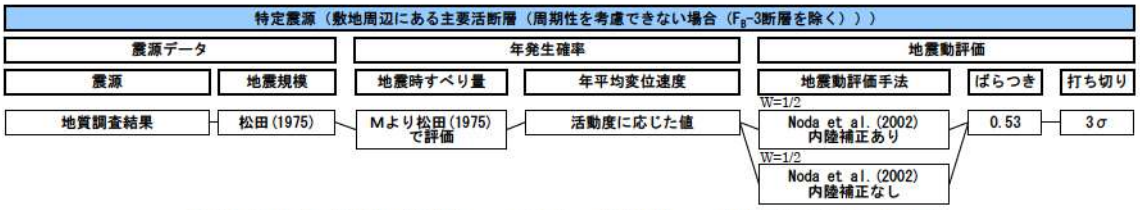
第3.2.1.b-3図（1/9）　ロジックツリー（特定震源その１）



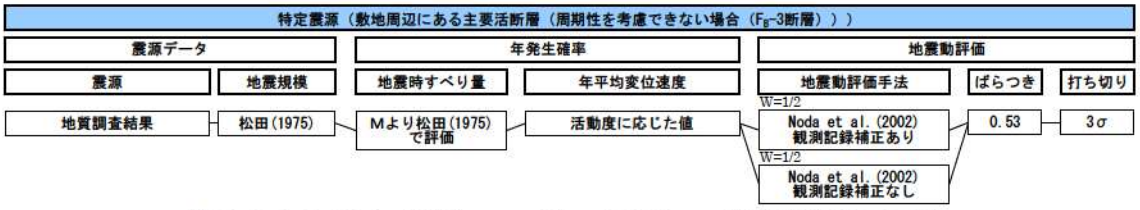
第3.2.1.b-3図（2/9）　ロジックツリー（特定震源その２）

第3.2.1.b-3図（3/9）　ロジックツリー（特定震源その３）

第3.2.1.b-3図（4/9）　ロジックツリー（特定震源その４）

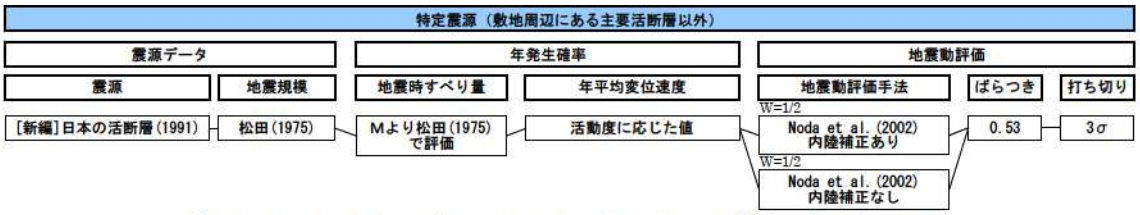


第 3.2.1.b-3 図（5/9）　ロジックツリー（特定震源その５）

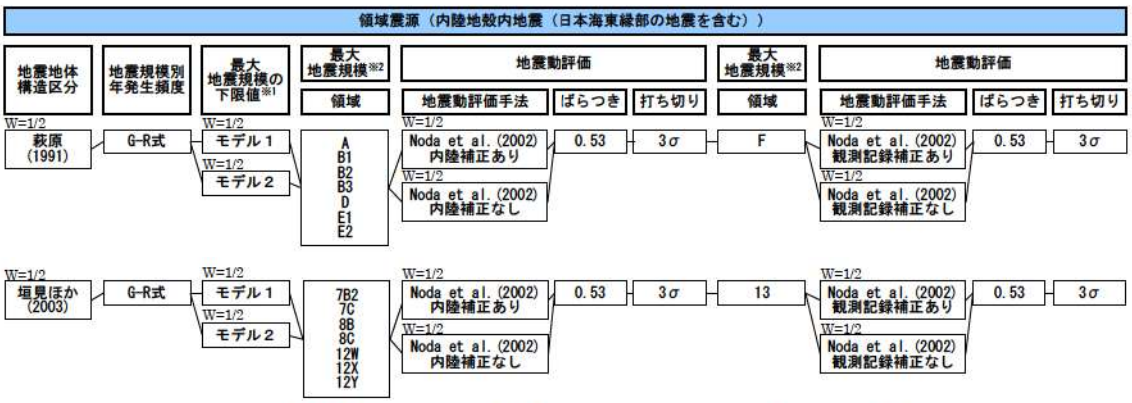


第 3.2.1.b-3 図（6/9）　ロジックツリー（特定震源その６）

第 3.2.1.b-3 図（7/9）　ロジックツリー（特定震源その７）

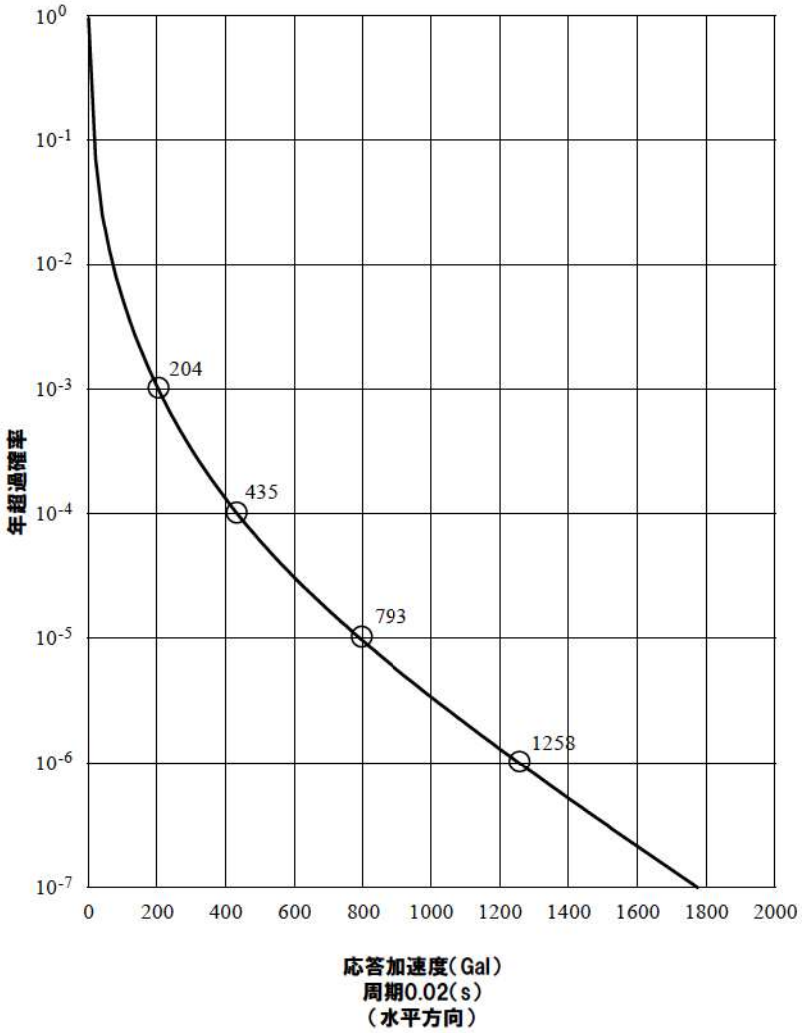


第 3.2.1.b-3 図（8/9）　ロジックツリー（特定震源その８）

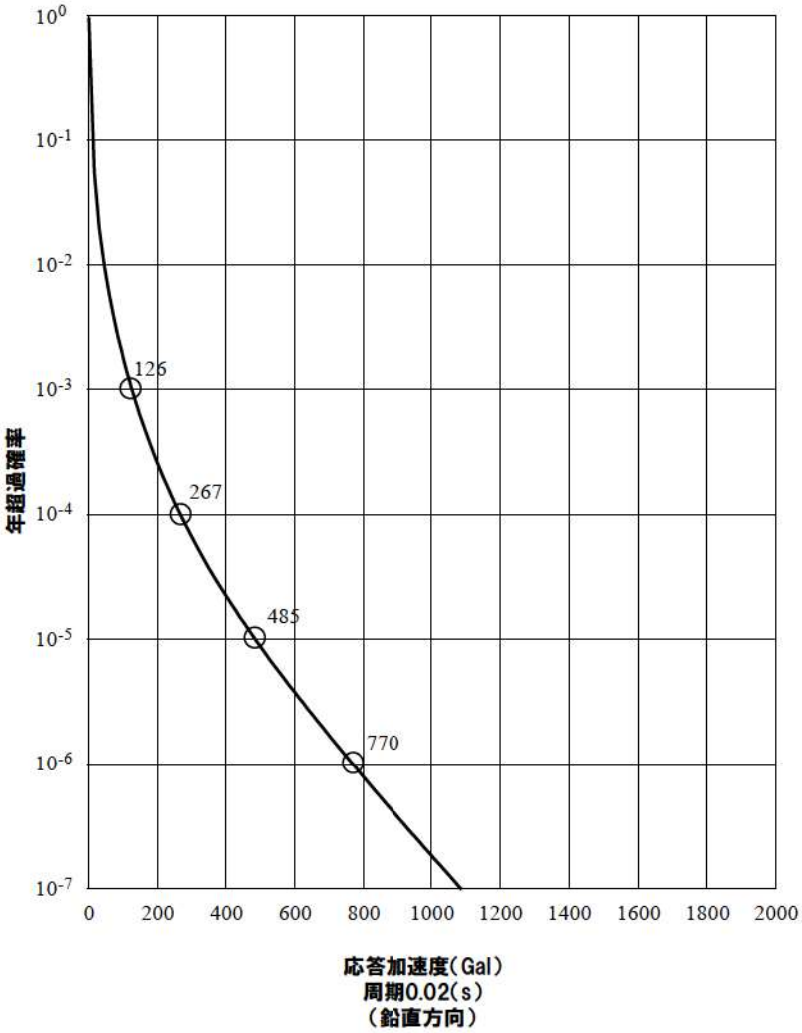


※1　最大地震規模の下限値として，地震調査委員会(2013)[*12] のモデル１(M6.8)およびモデル２(M7.3)の地震規模を参考に分岐を考慮する。
※2　活断層と関連づけることが困難な地震の最大地震規模と下限値を比較し，大きい方を最大地震規模として設定する。

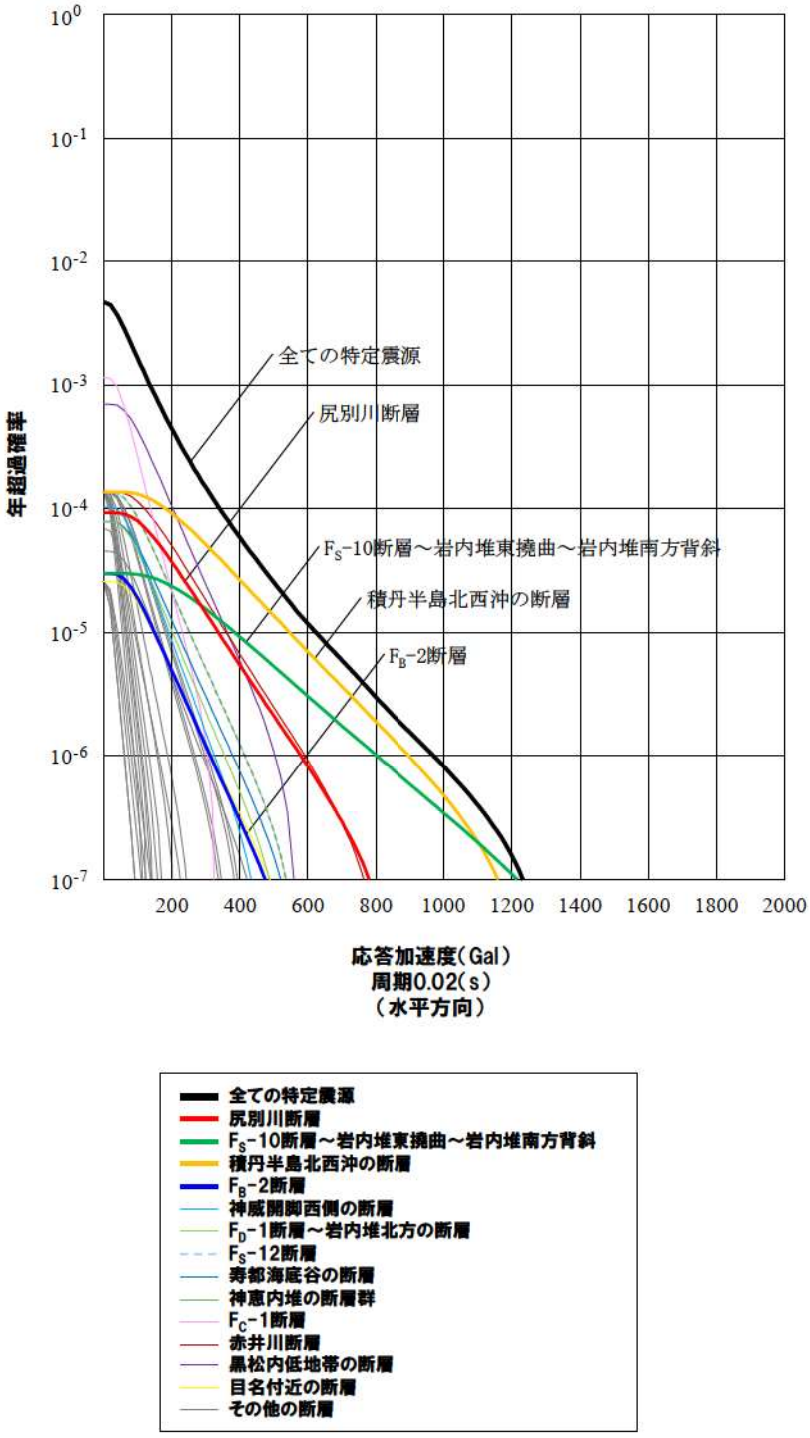
第 3.2.1.b-3 図（9/9）　ロジックツリー（領域震源）



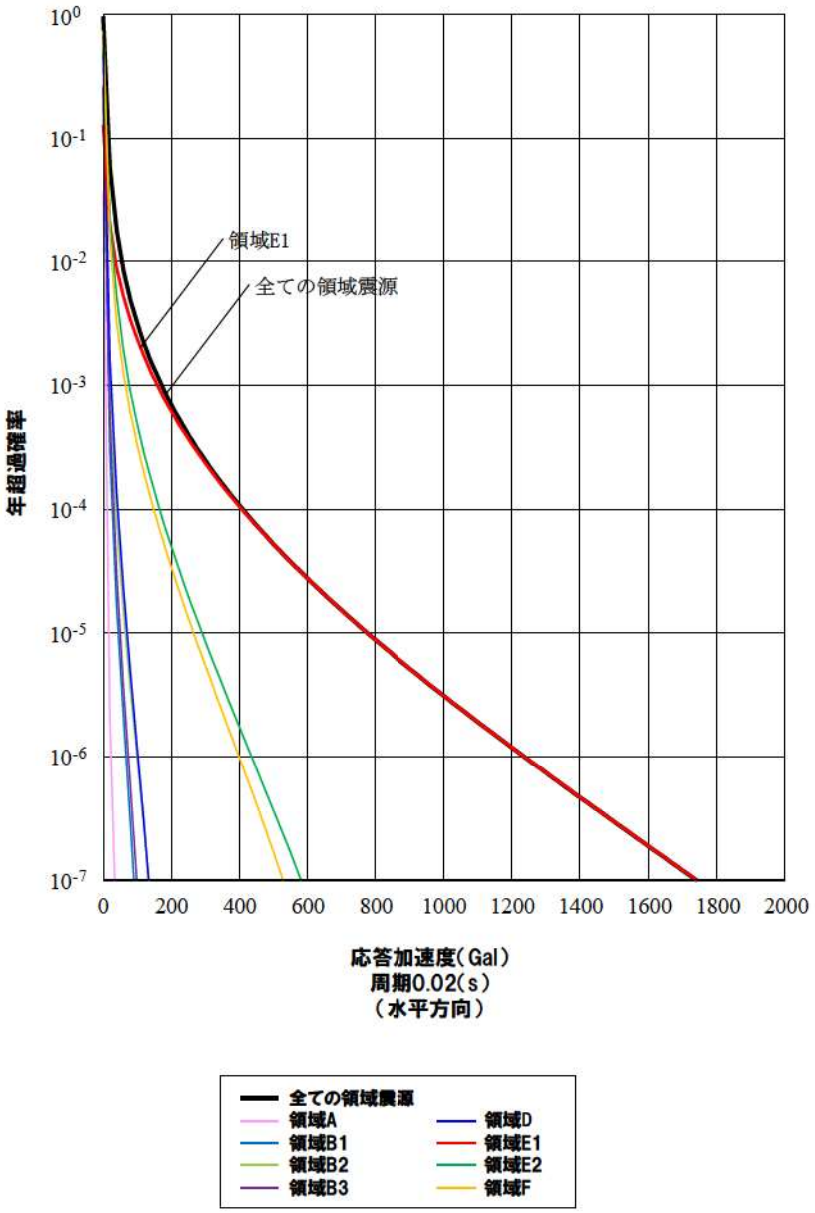
第 3. 2. 1. b-4 図 (1/2)　平均ハザード曲線



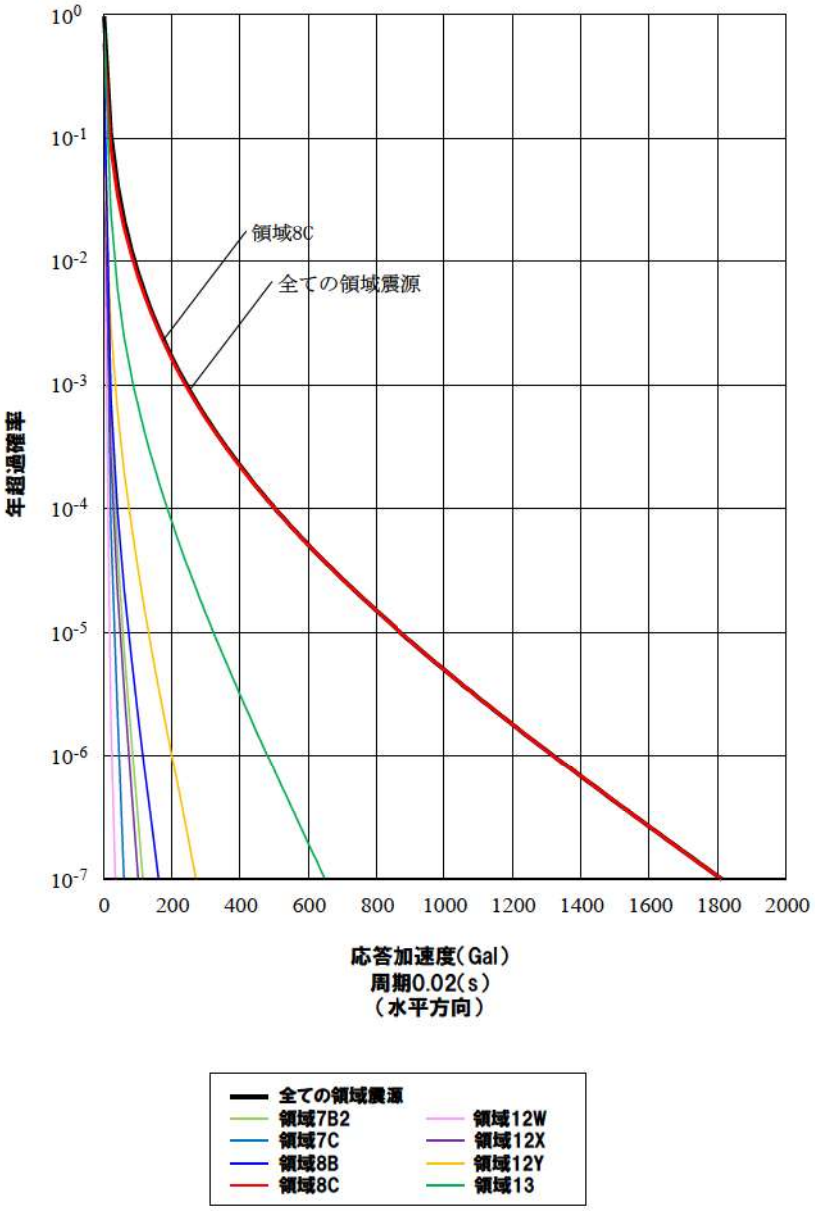
第 3. 2. 1. b-4 図 (2/2)　平均ハザード曲線



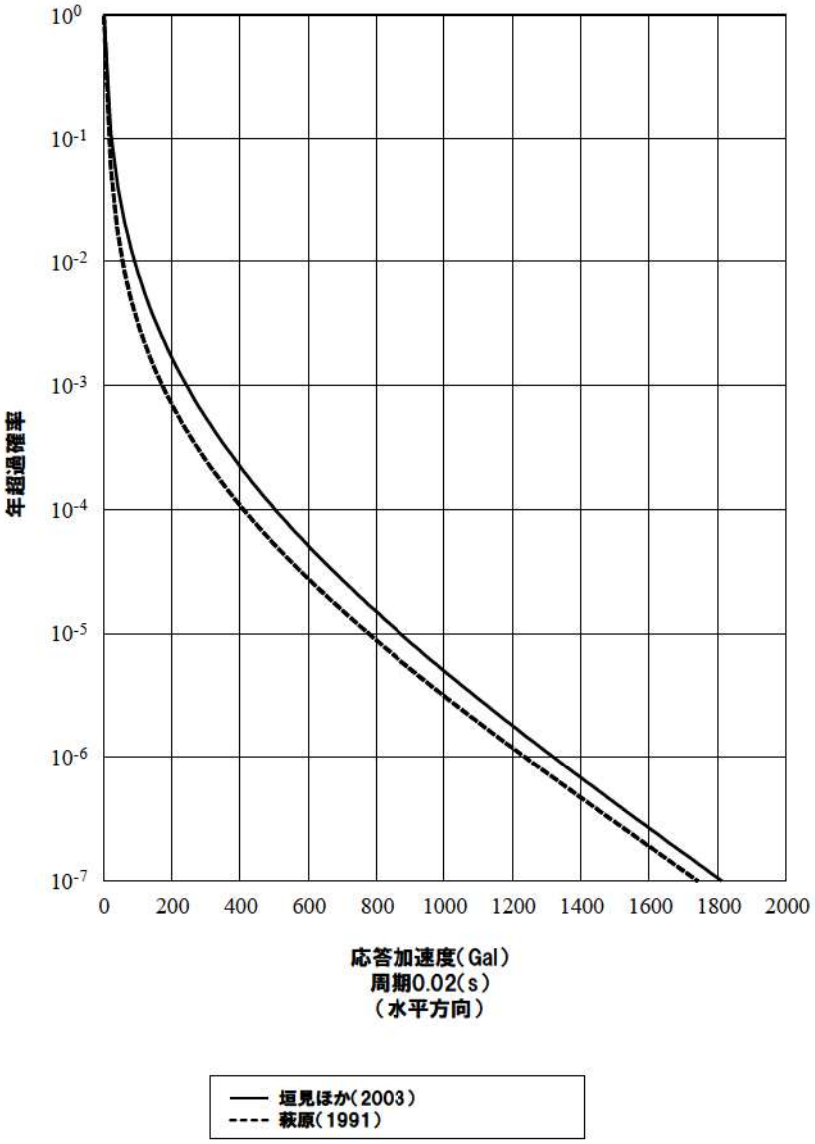
第3.2.1.b-5図（1/5）　震源ごとのハザード曲線（特定震源）



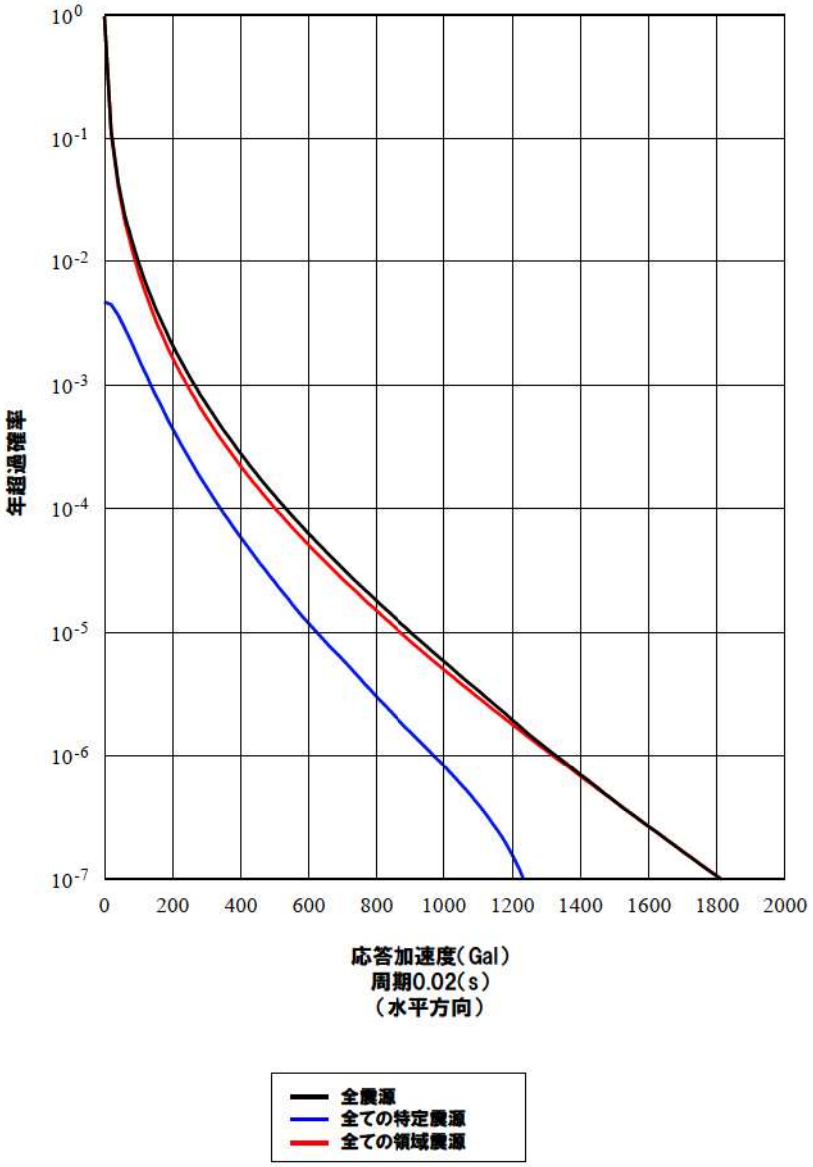
第 3.2.1.b-5 図（2/5）　震源ごとのハザード曲線
（萩原（1991）に基づく領域震源）



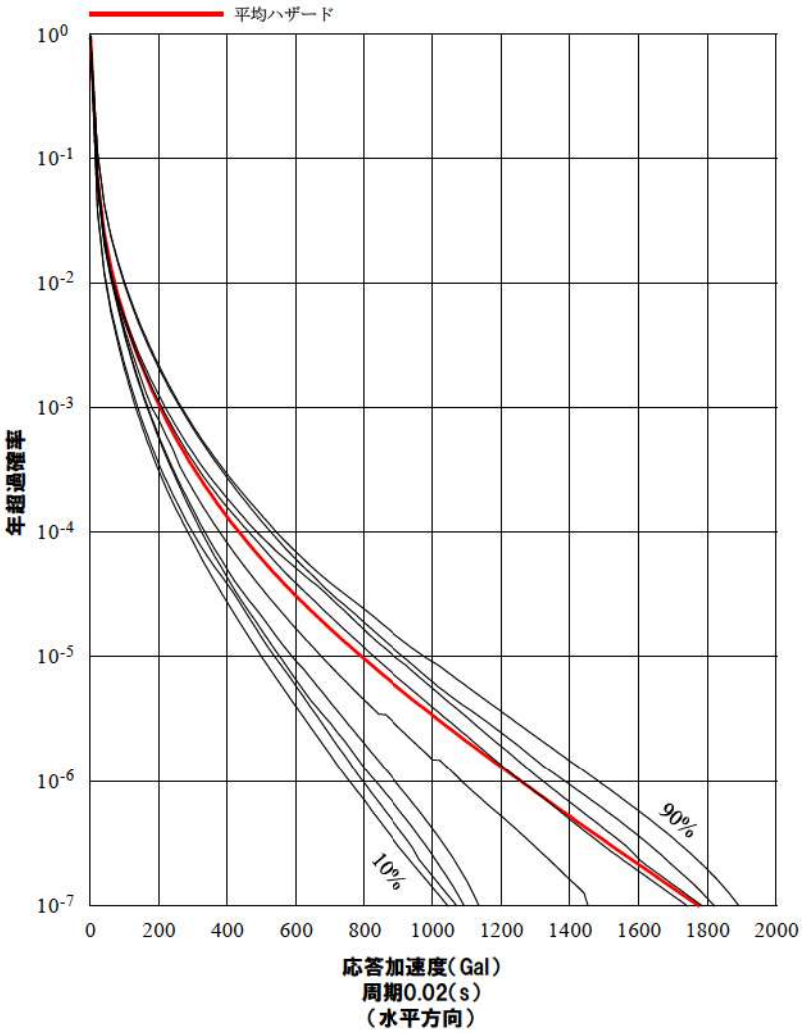
第 3.2.1.b-5 図（3/5）　震源ごとのハザード曲線
（垣見ほか（2003）に基づく領域震源）



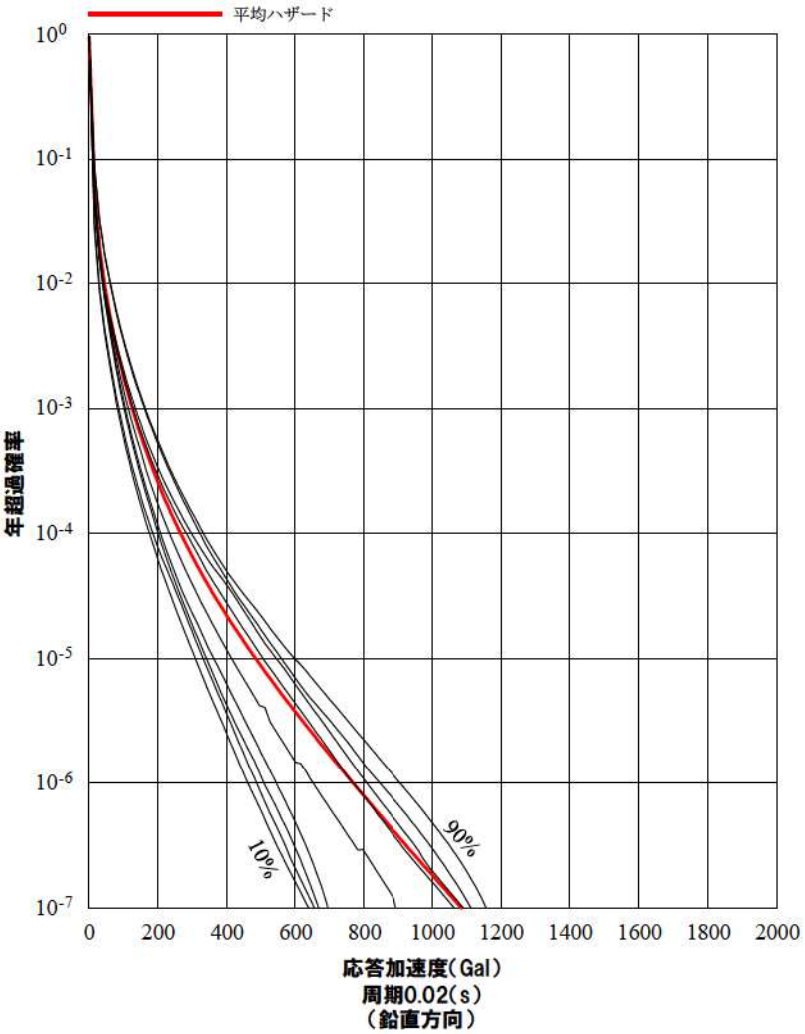
第3.2.1.b-5図（4/5）　震源ごとのハザード曲線（領域震源）



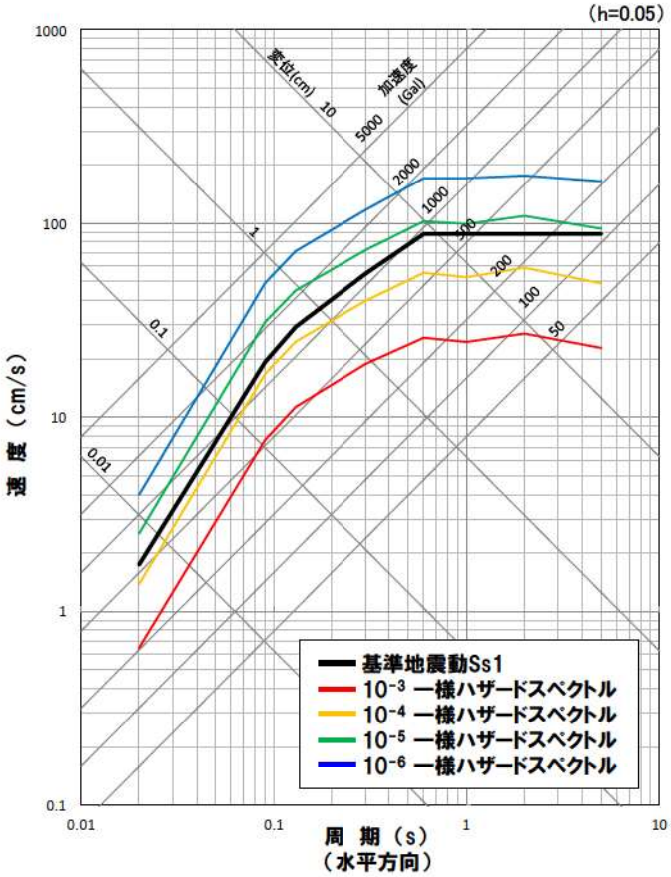
第 3.2.1.b-5 図（5/5）　震源ごとのハザード曲線（全震源）



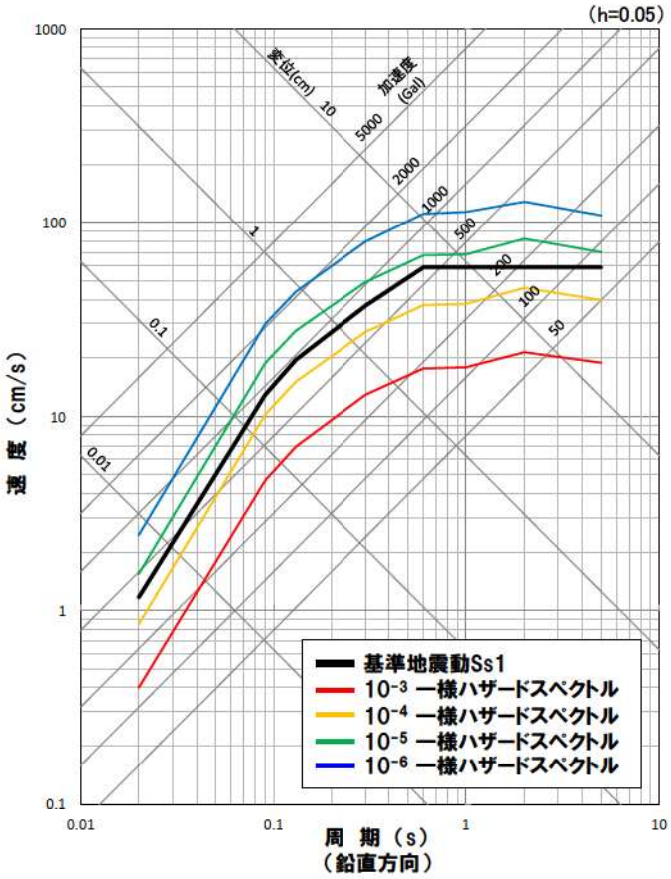
第 3. 2. 1. b-6 図 (1/2)　フラクタイル地震ハザード曲線



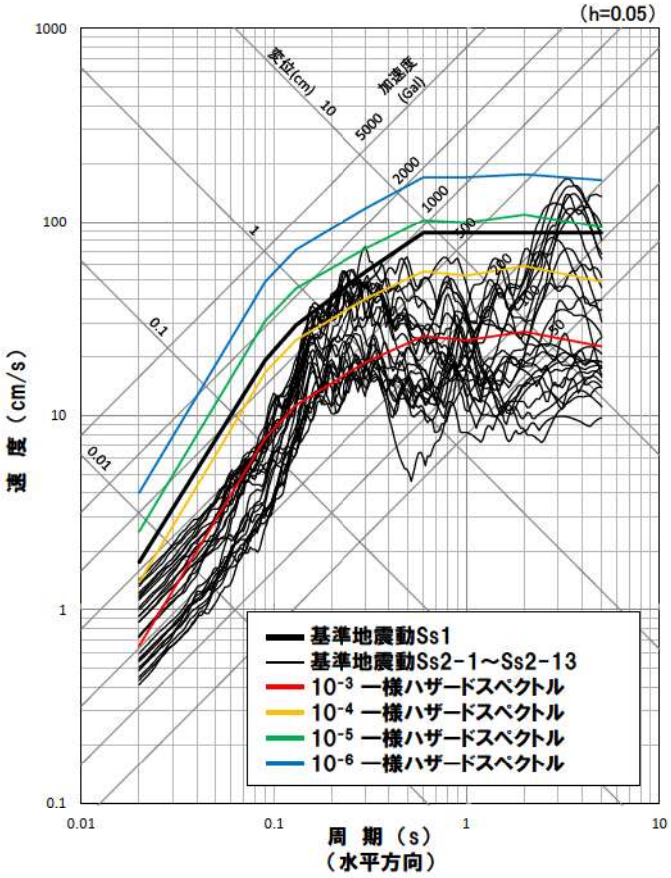
第 3. 2. 1. b-6 図 (2/2)　フラクタイル地震ハザード曲線



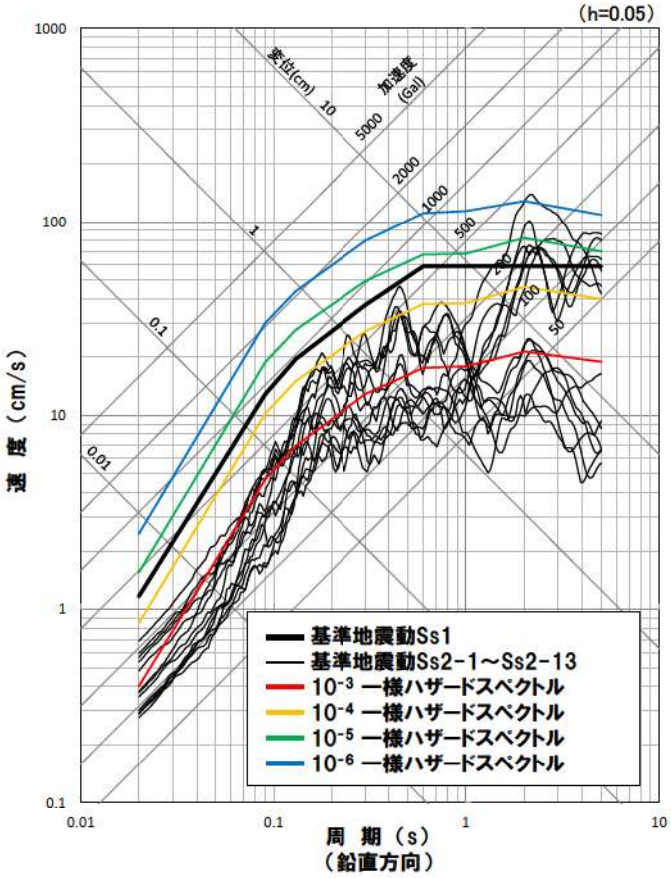
第 3.2.1.b-7 図（1/6）　基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較



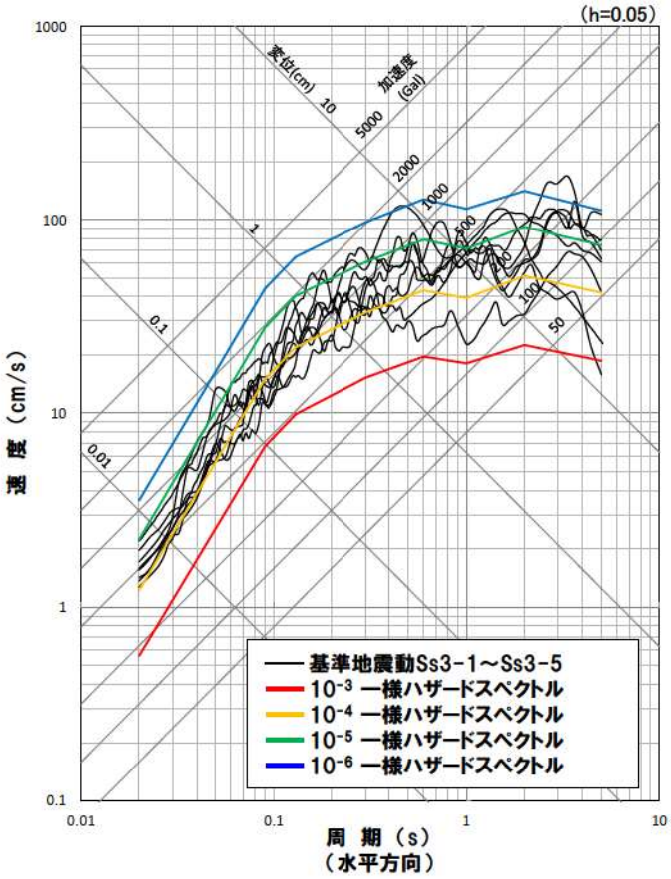
第 3. 2. 1. b-7 図（2/6）　基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較



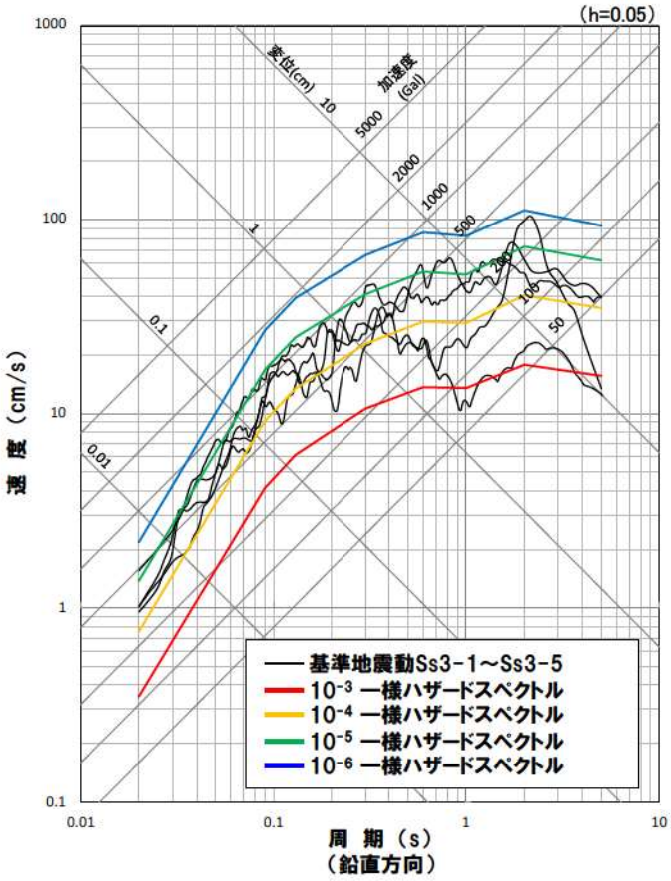
第 3.2.1.b-7 図（3/6）　基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較



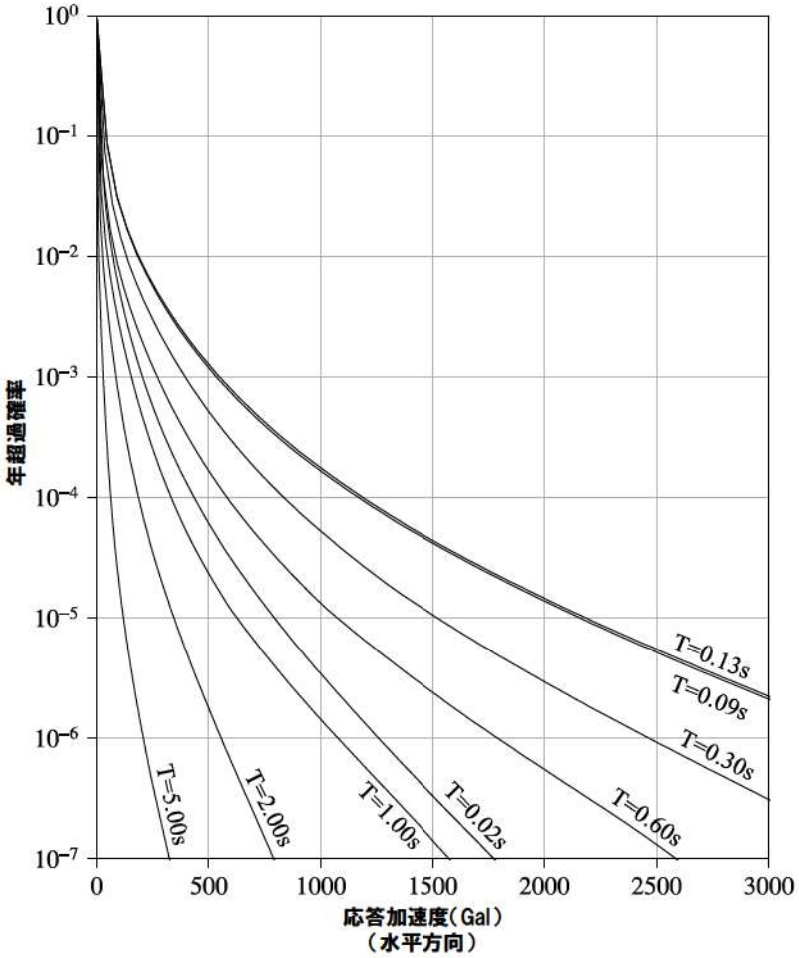
第 3.2.1.b-7 図（4/6）　基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較



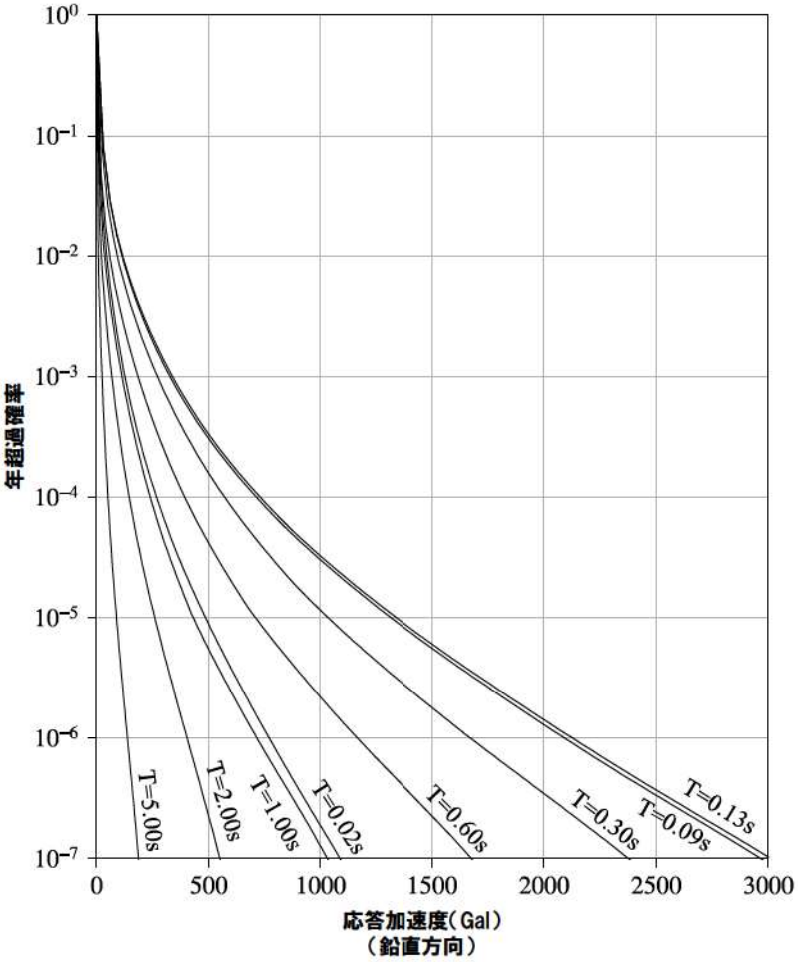
第 3.2.1.b-7 図（5/6）　基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトル（領域震源）との比較



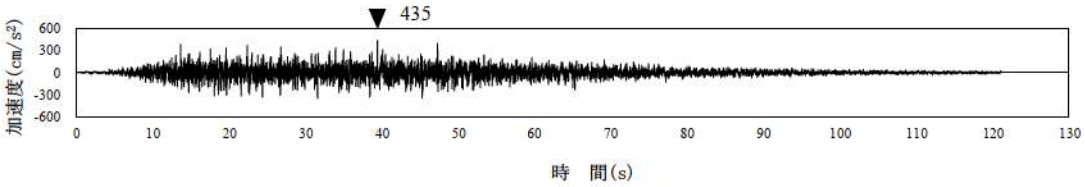
第 3.2.1.b-7 図（6/6）　基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトル（領域震源）との比較



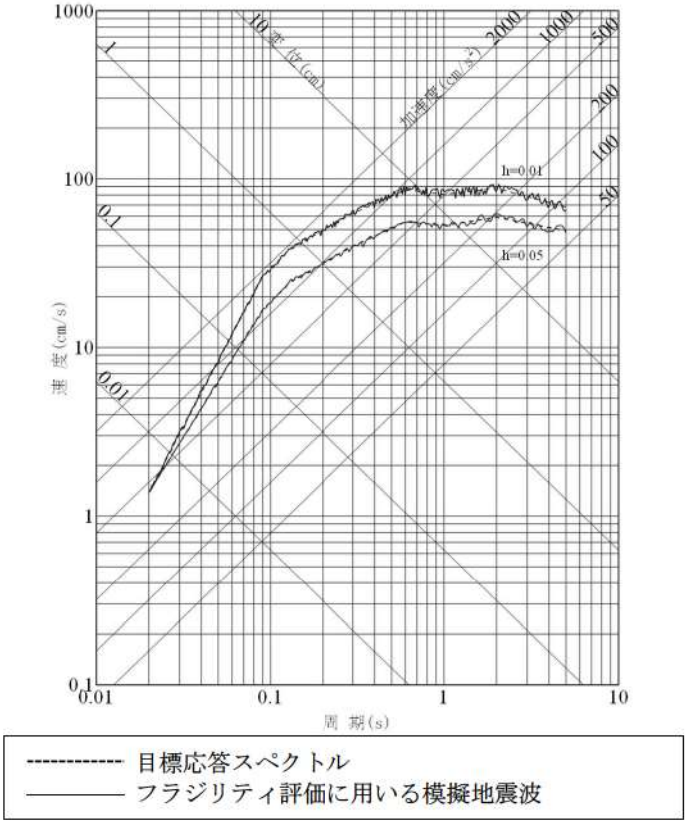
第 3.2.1.b-8 図 (1/2)　周期ごとの平均ハザード曲線



第 3. 2. 1. b-8 図（2/2）　周期ごとの平均ハザード曲線

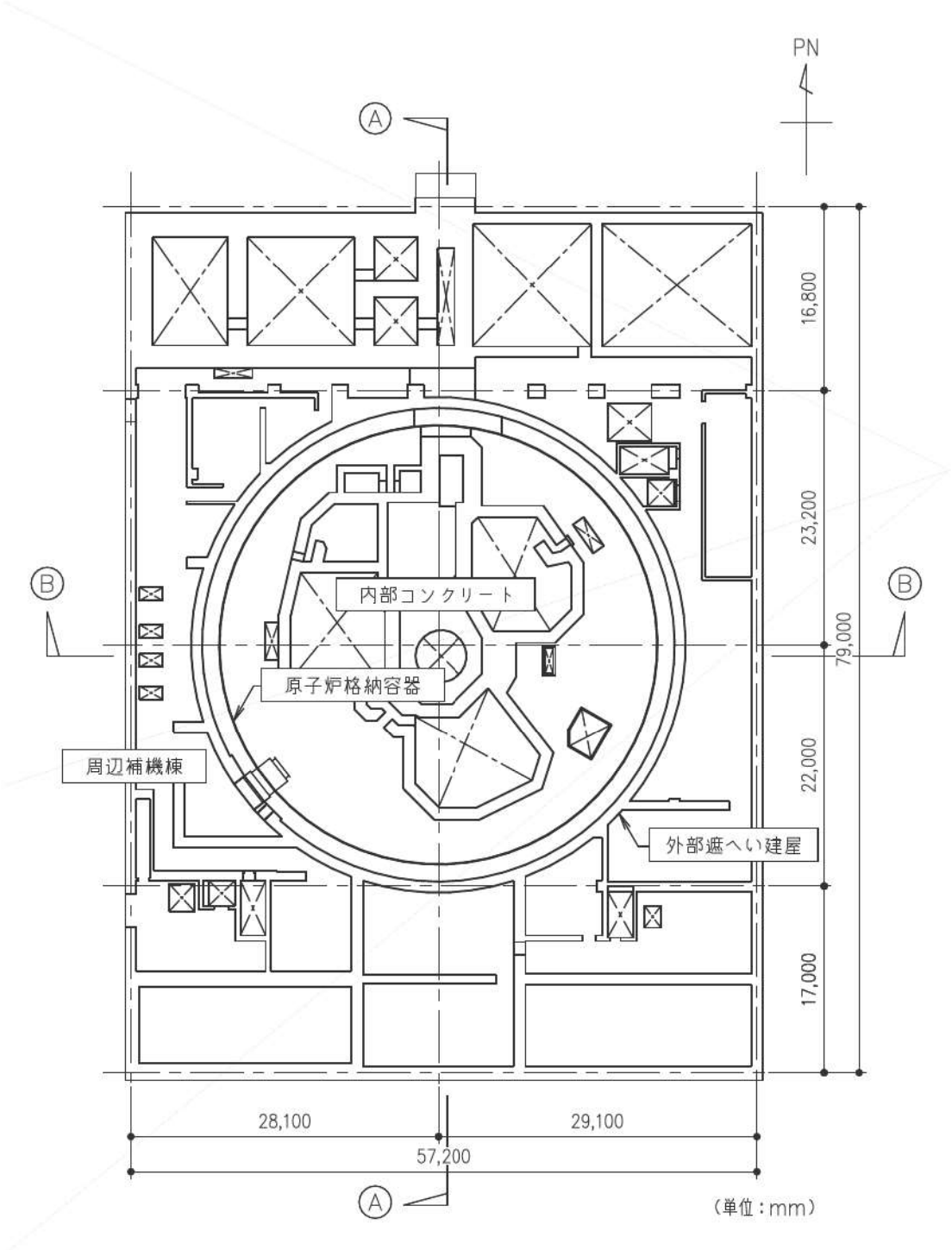


（1）加速度時刻歴波形

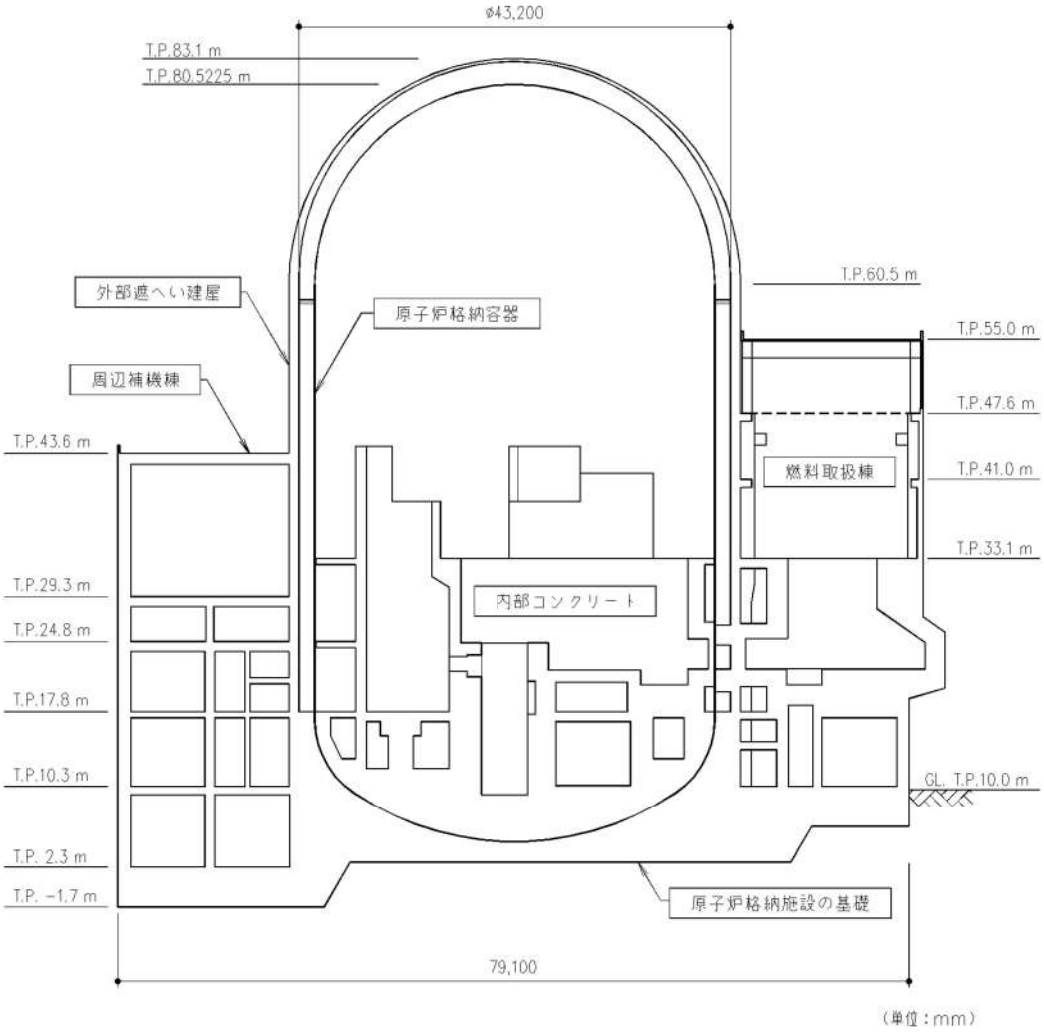


（2）応答スペクトル

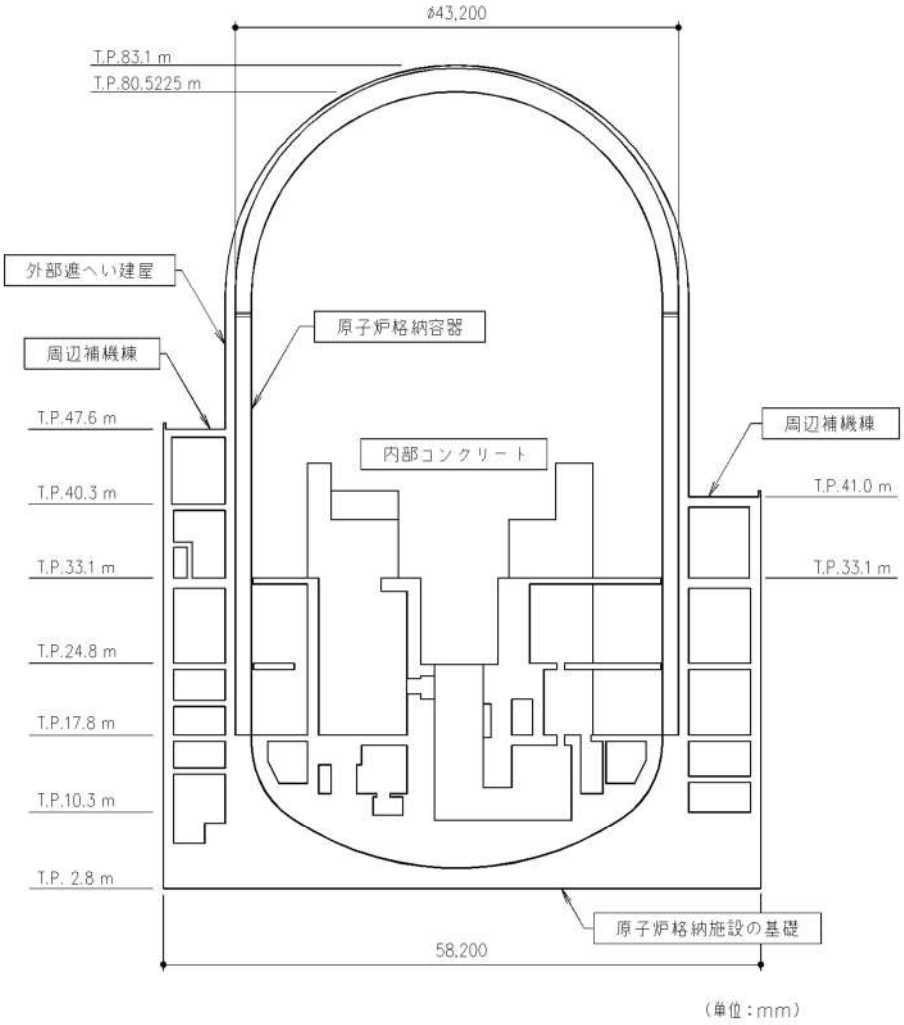
第 3. 2. 1. b-9 図　フラジリティ評価用地震動
（年超過確率 10^{-4} 一様ハザードスペクトル適合模擬波）



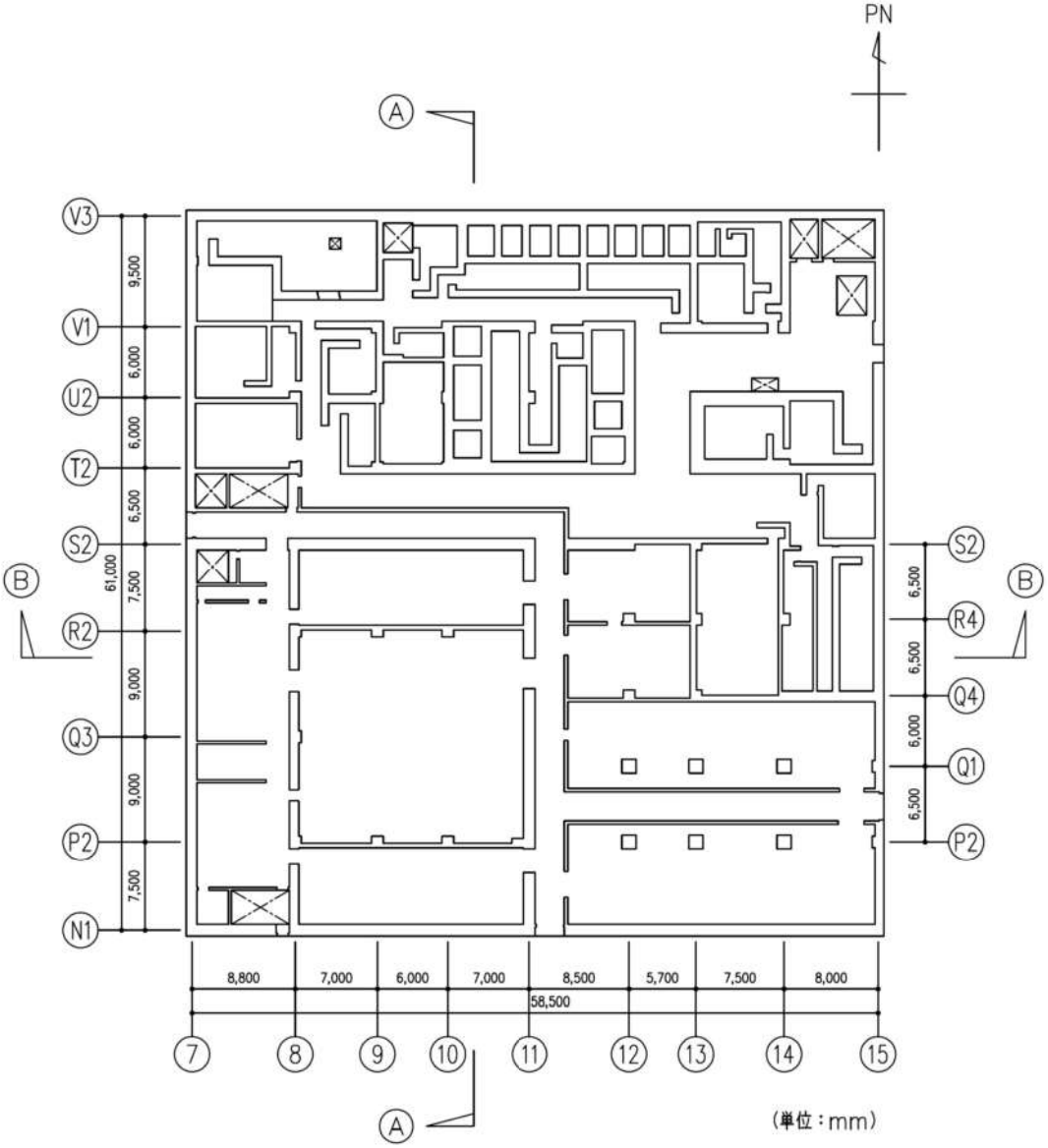
第 3. 2. 1. c-1-1 図（1/3）　原子炉建屋の概要（平面図）（T. P. 24. 8m）



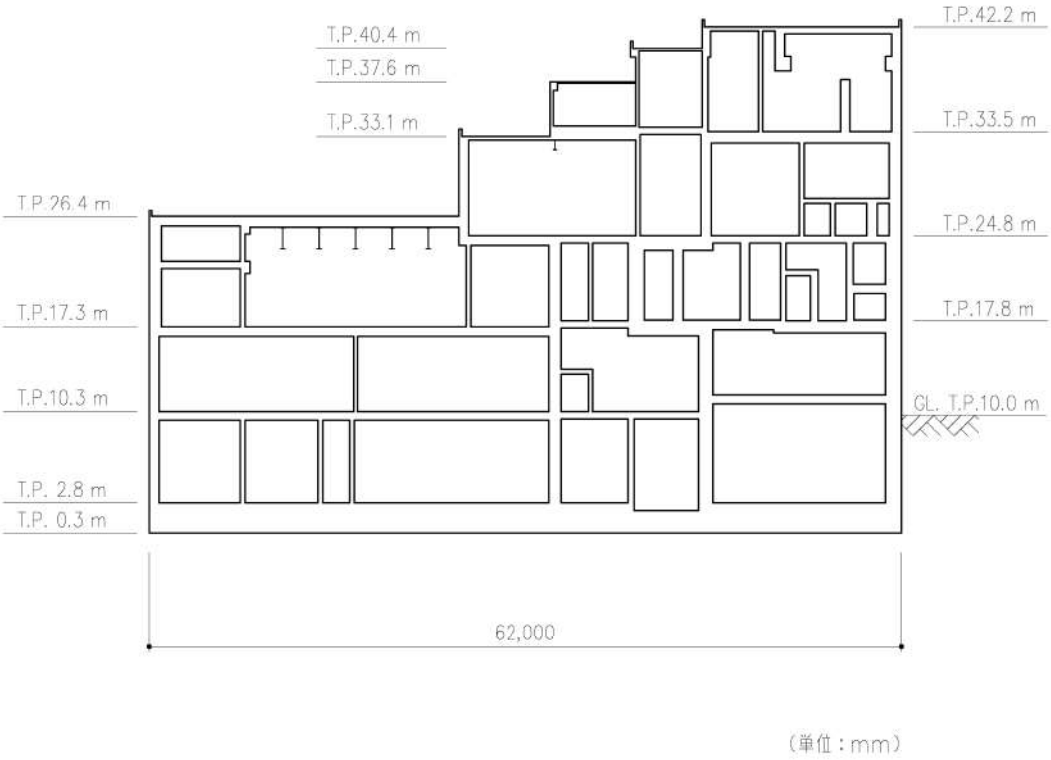
第 3. 2. 1. c-1-1 図（2/3）　原子炉建屋の概要（平面図）（A-A断面）



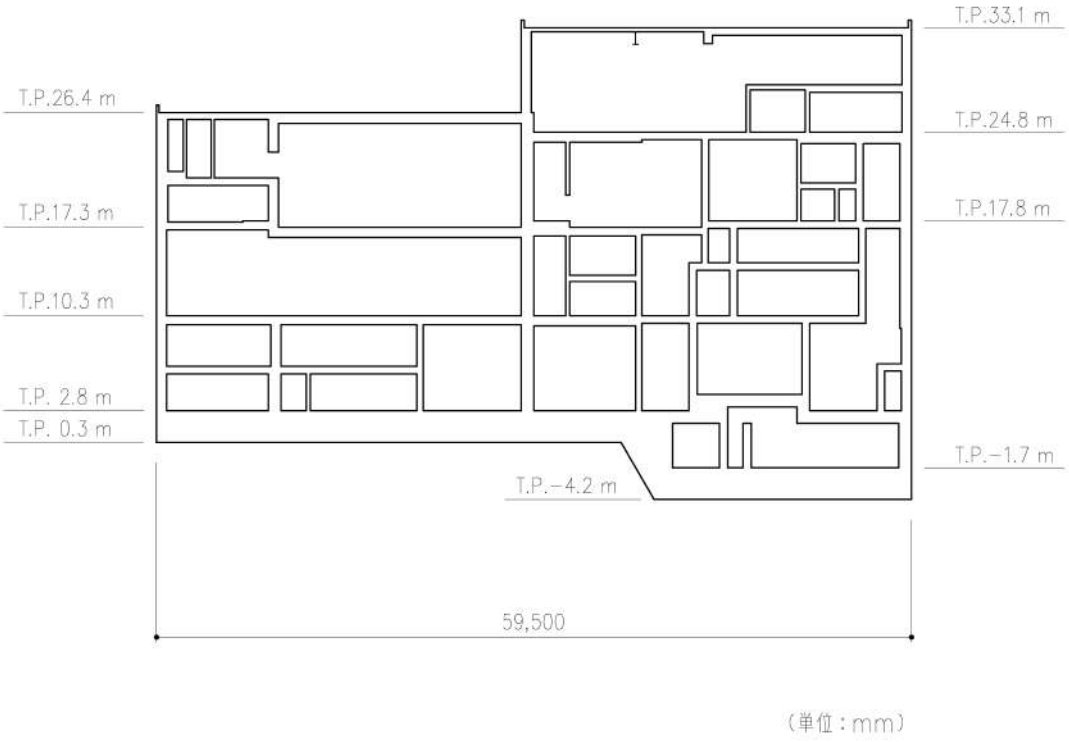
第 3. 2. 1. c-1-1 図（3/3）　原子炉建屋の概要（断面図）（B-B断面）



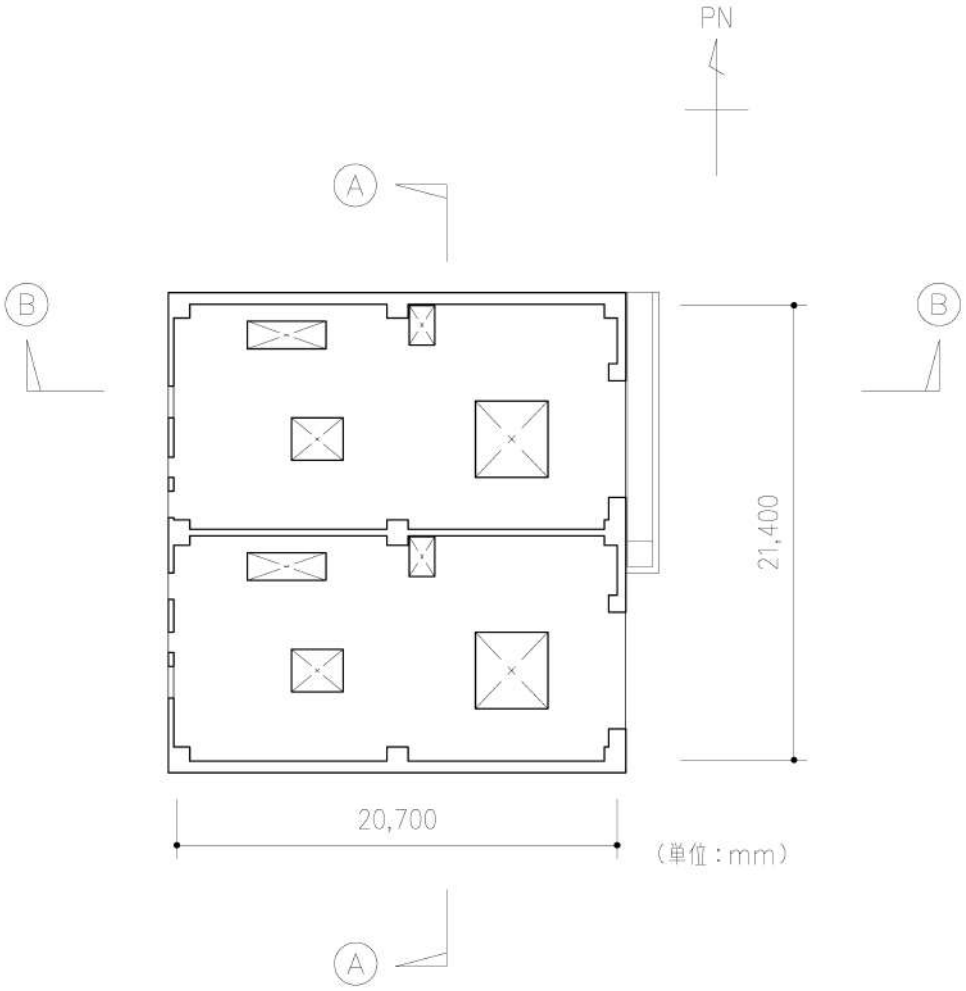
第 3.2.1.c-1-2 図（1/3）　原子炉補助建屋の概要（平面図）（T.P.17.8m）



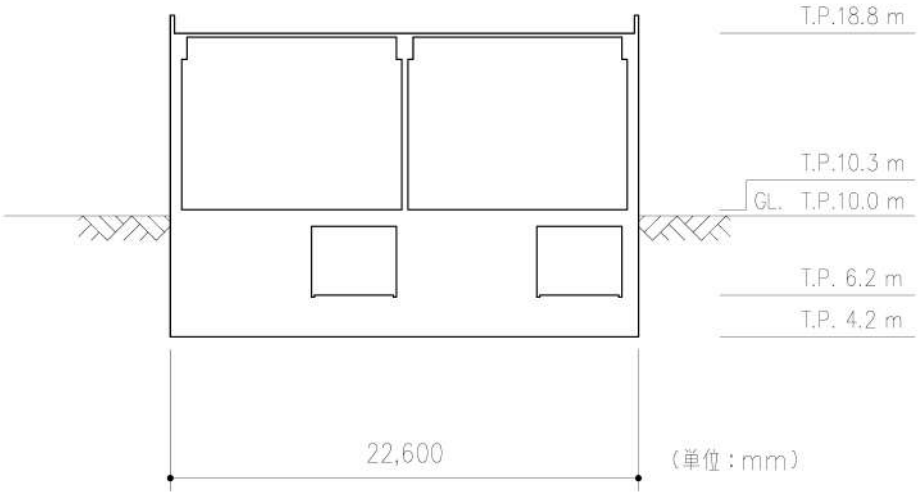
第 3. 2. 1. c-1-2 図（2/3）　原子炉補助建屋の概要（断面図）（A－A断面）



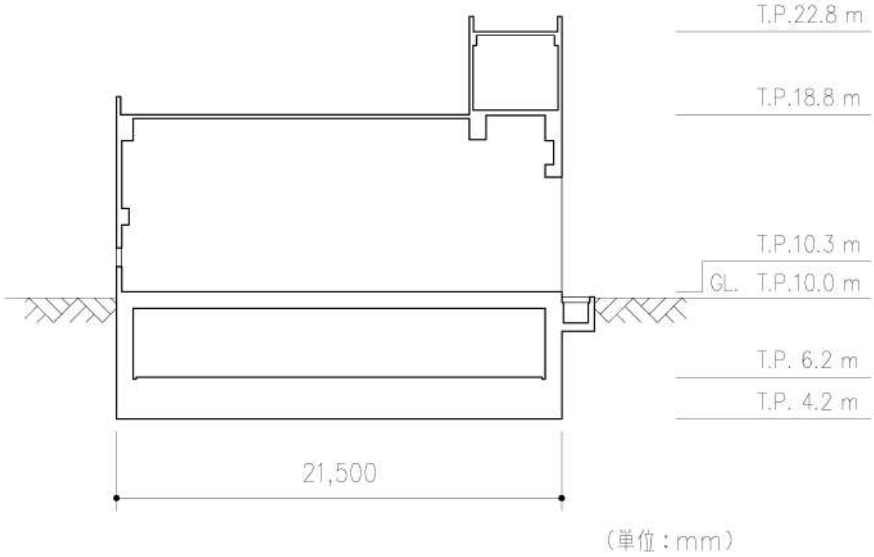
第 3. 2. 1. c-1-2 図（3/3）　原子炉補助建屋の概要（断面図）（B-B断面）



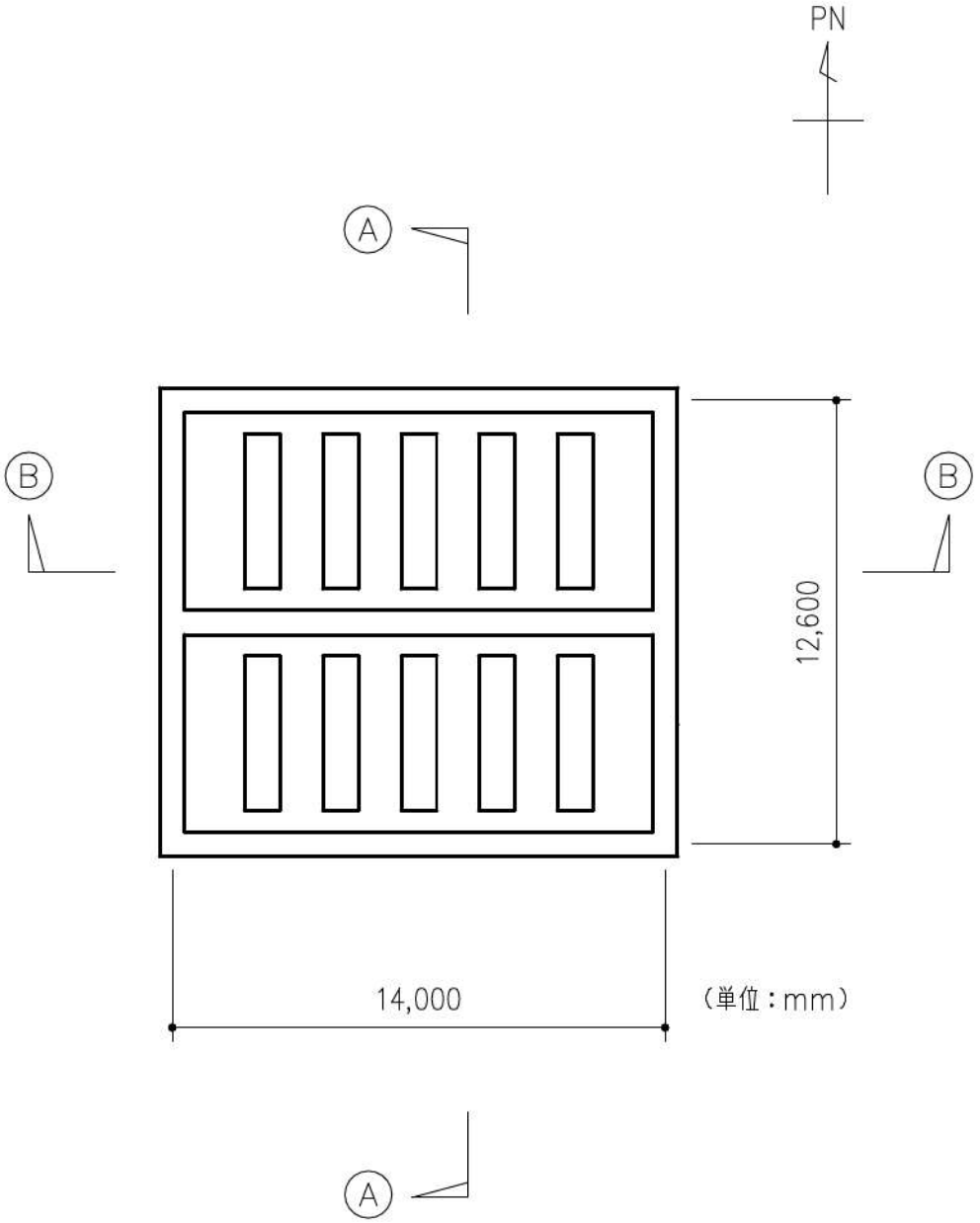
第 3.2.1.c-1-3 図（1/3）　ディーゼル発電機建屋の概要（平面図）（T.P.10.3m）



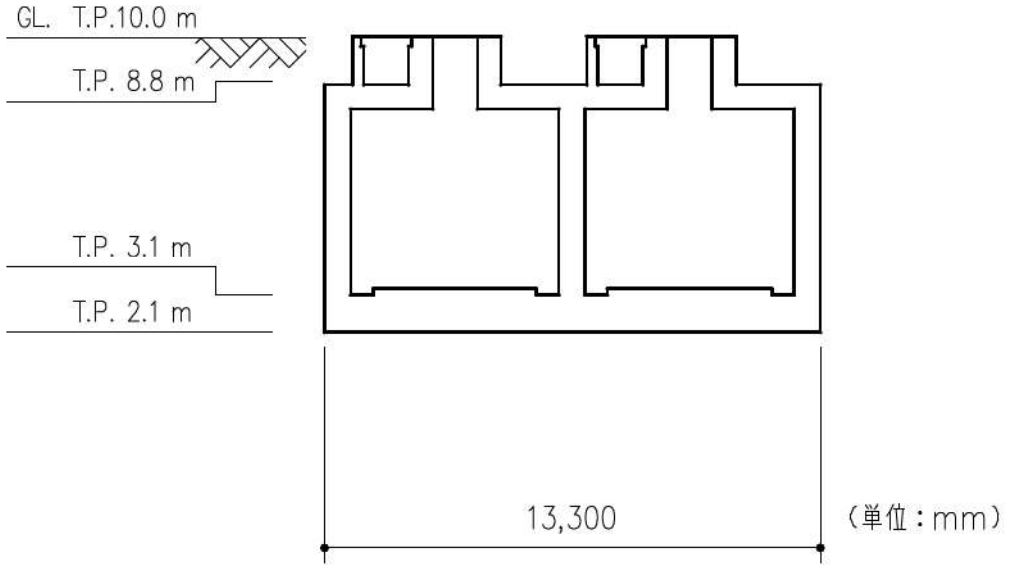
第 3. 2. 1. c-1-3 図（2/3）　ディーゼル発電機建屋の概要（断面図）（A-A断面）



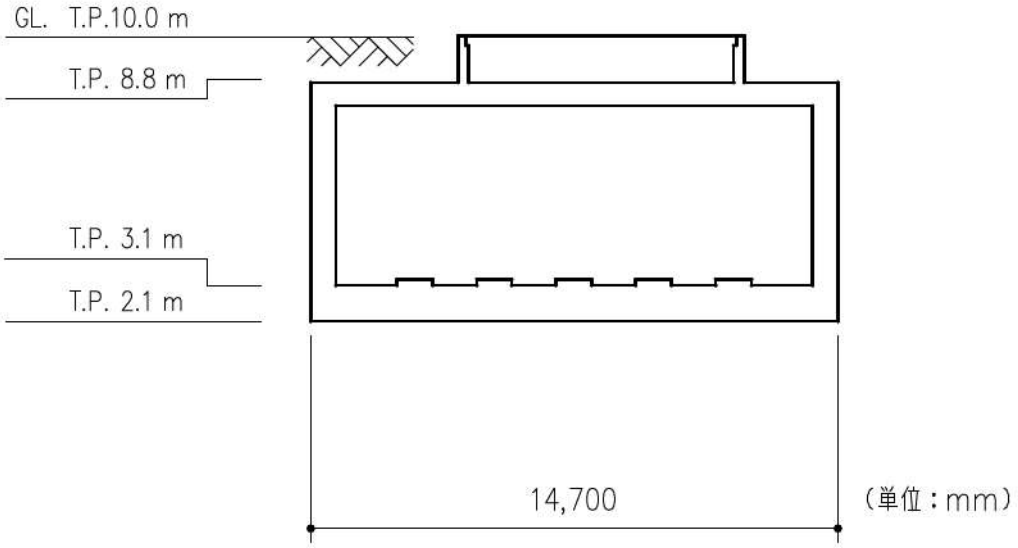
第 3. 2. 1. c-1-3 図（3/3）　ディーゼル発電機建屋の概要（断面図）（B-B断面）



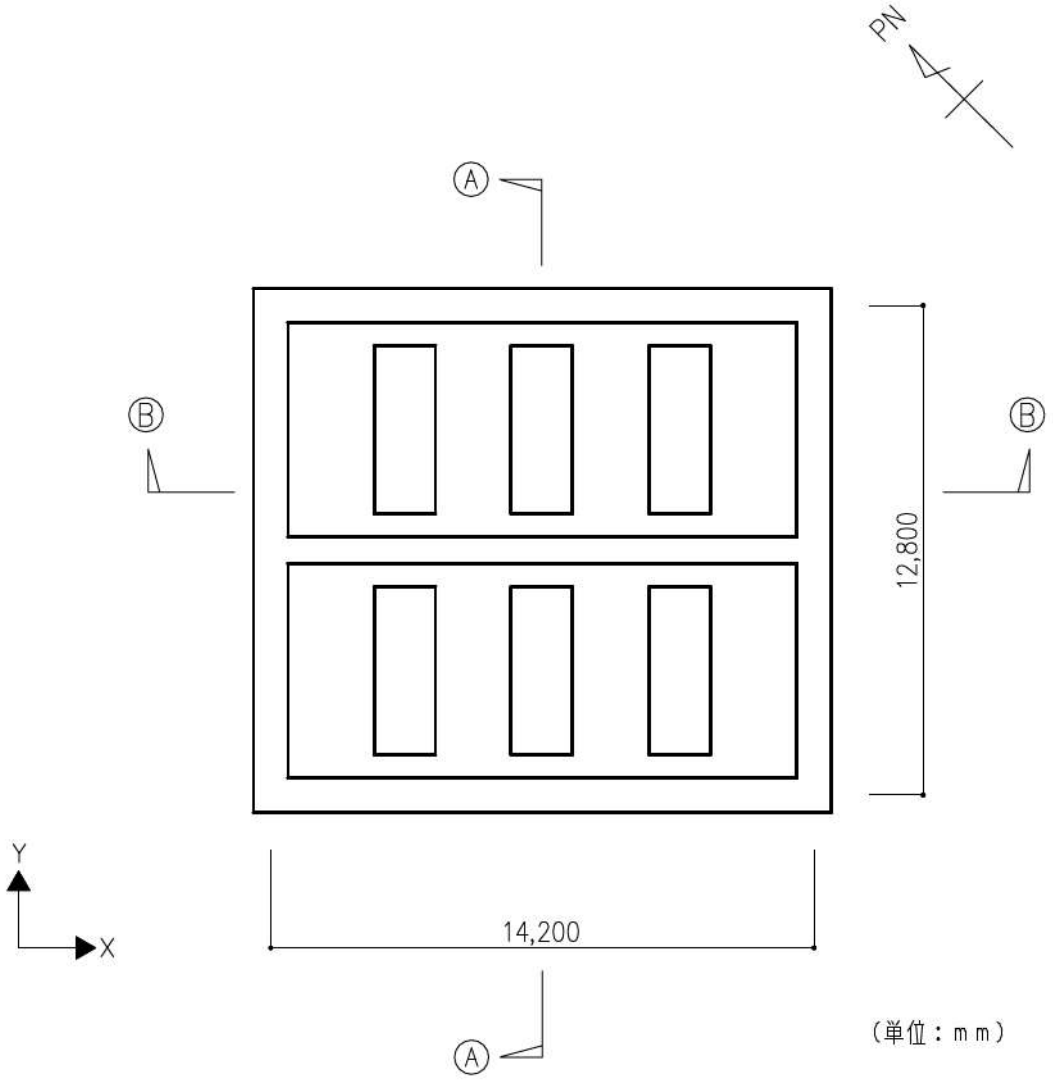
第3.2.1.c-1-4図（1/3）　Ａ１，Ａ２－燃料油貯油槽タンク室の概要（平面図）
（T.P.3.1m）



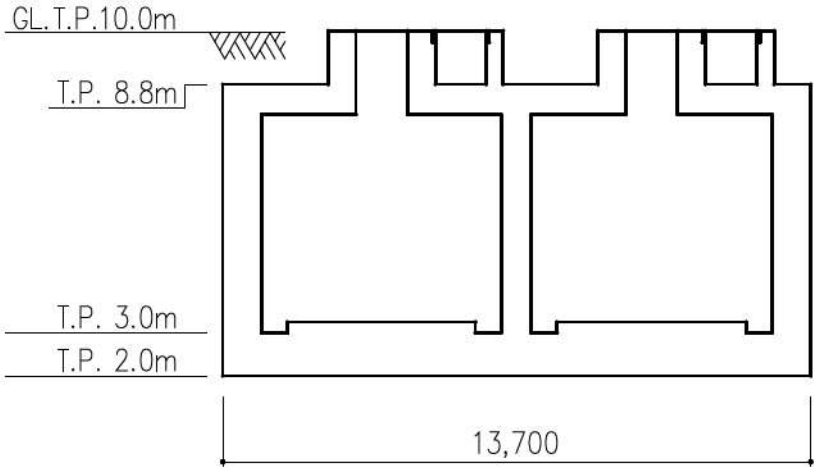
第3.2.1.c-1-4図（2/3）　Ａ１，Ａ２－燃料油貯油槽タンク室の概要（断面図）
（A-A断面）



第3.2.1.c-1-4図（3/3）　Ａ１，Ａ２－燃料油貯油槽タンク室の概要（断面図）
（B-B断面）

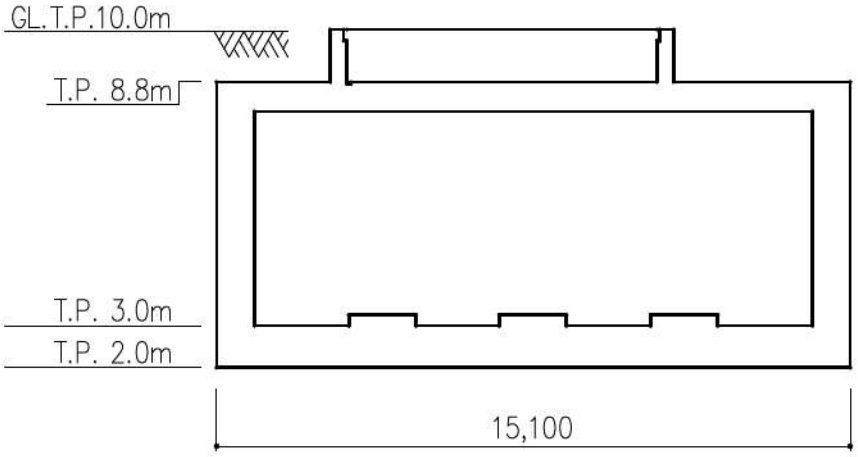


第3.2.1.c-1-5図（1/3）　Ｂ１，Ｂ２－燃料油貯油槽タンク室の概要（平面図）
（T.P.3.0m）



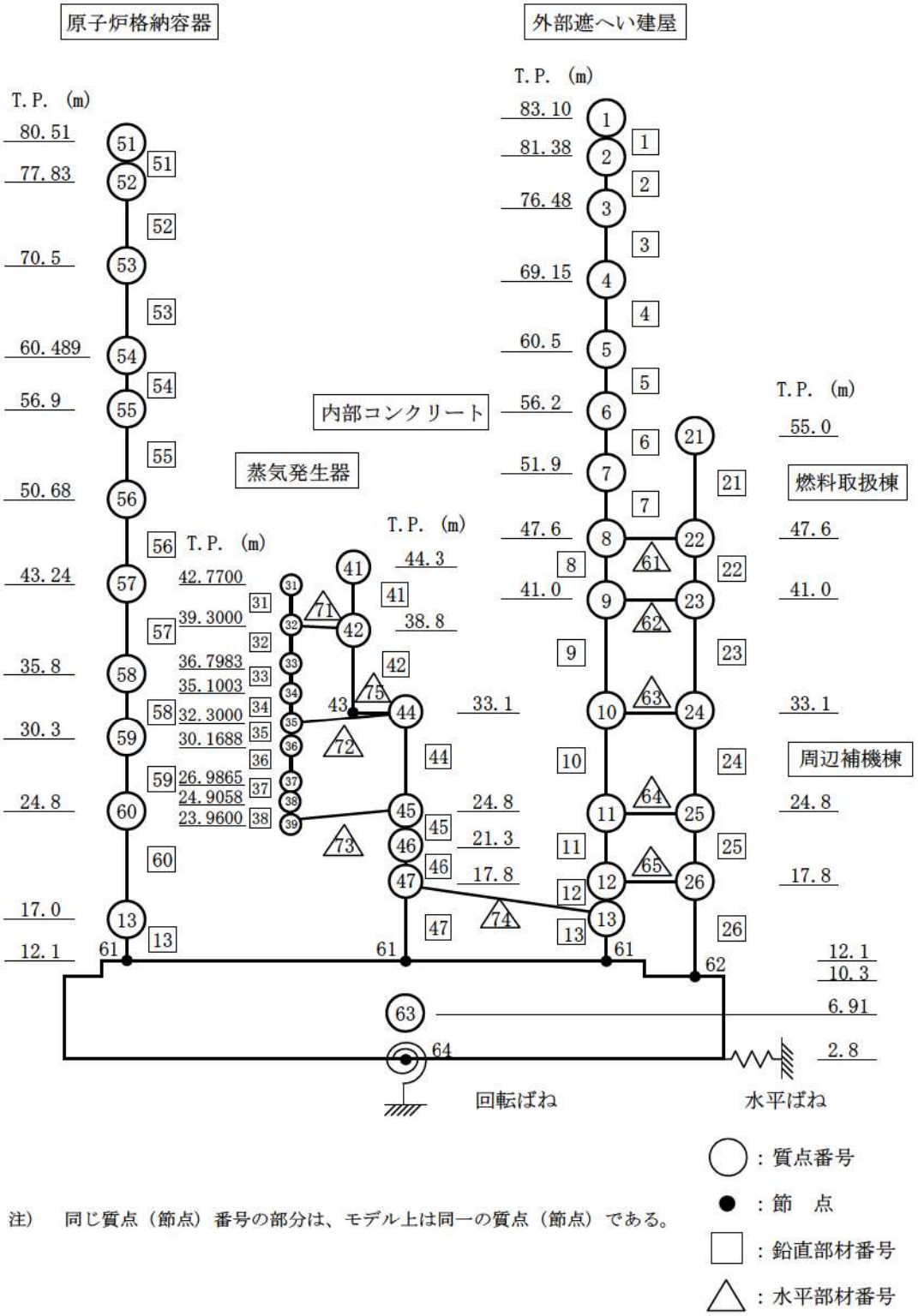
（単位：ｍｍ）

第 3.2.1.c-1-5 図（2/3）　Ｂ１，Ｂ２－燃料油貯油槽タンク室の概要（断面図）
（A-A断面）



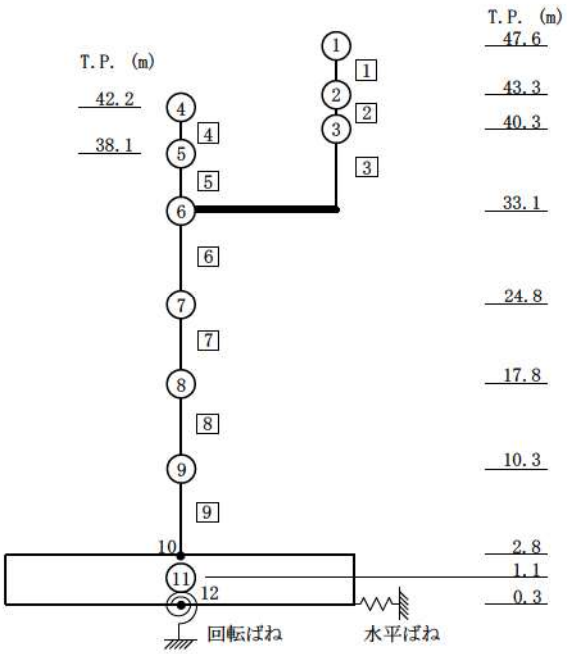
（単位：ｍｍ）

第 3.2.1.c-1-5 図（3/3）　Ｂ１，Ｂ２－燃料油貯油槽タンク室の概要（断面図）
（B-B断面）

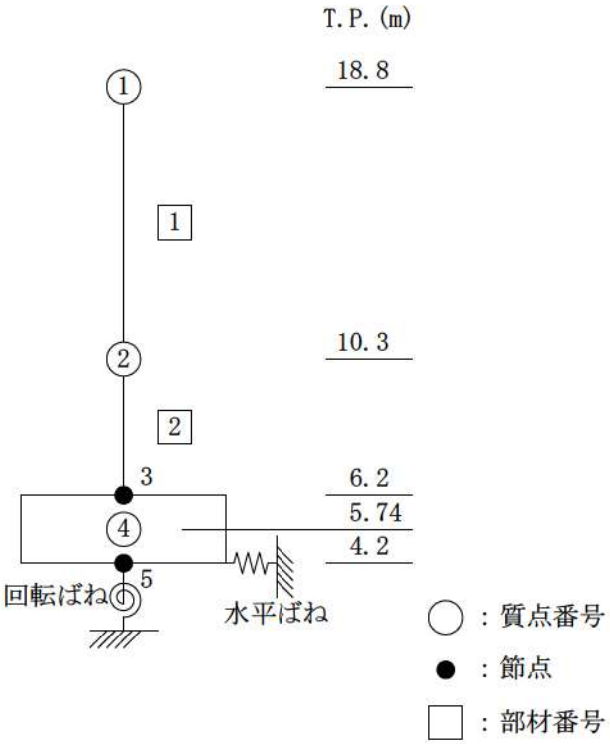


注）　同じ質点（節点）番号の部分は、モデル上は同一の質点（節点）である。

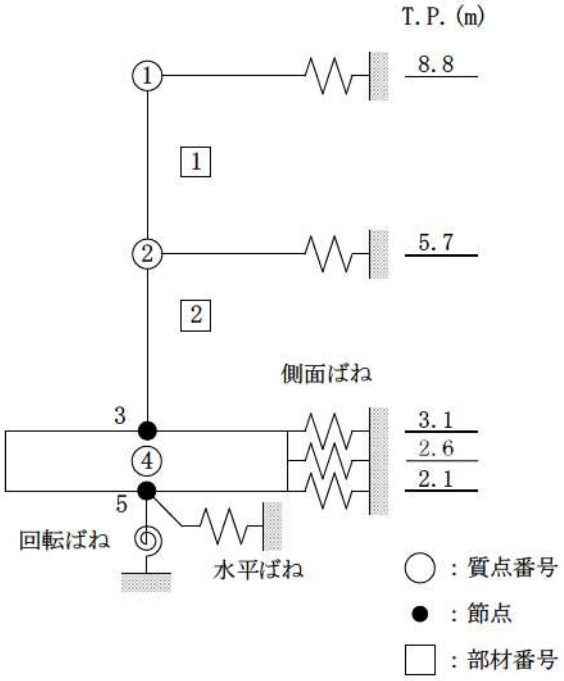
第3.2.1.c-1-6図　解析モデル（原子炉建屋　水平方向）



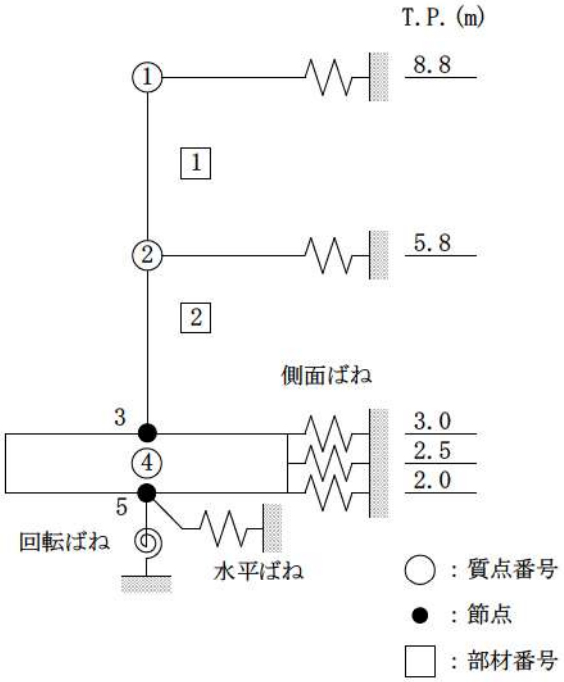
第 3.2.1.c-1-7 図　解析モデル（原子炉補助建屋　水平方向）



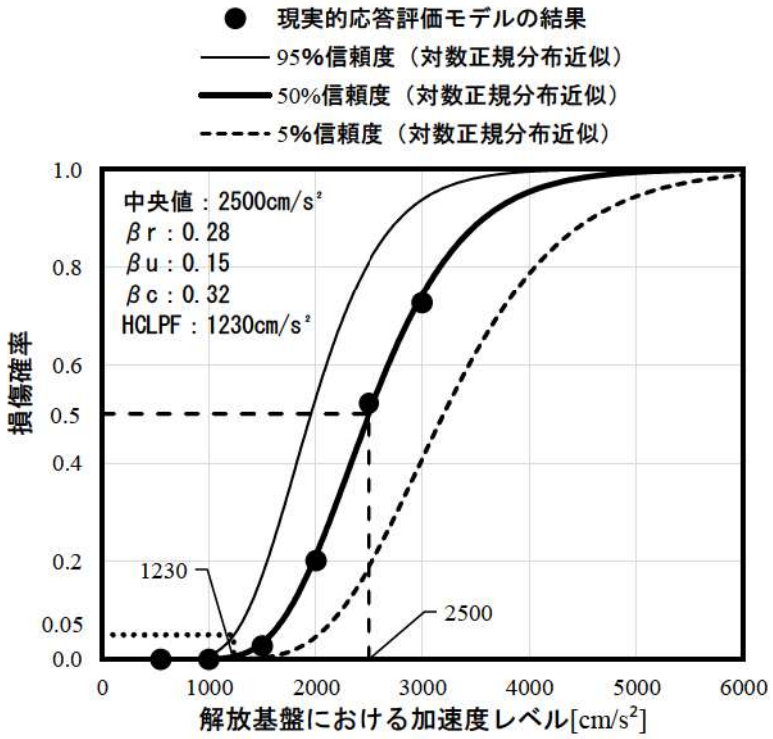
第 3.2.1.c-1-8 図　解析モデル（ディーゼル発電機建屋　水平方向）



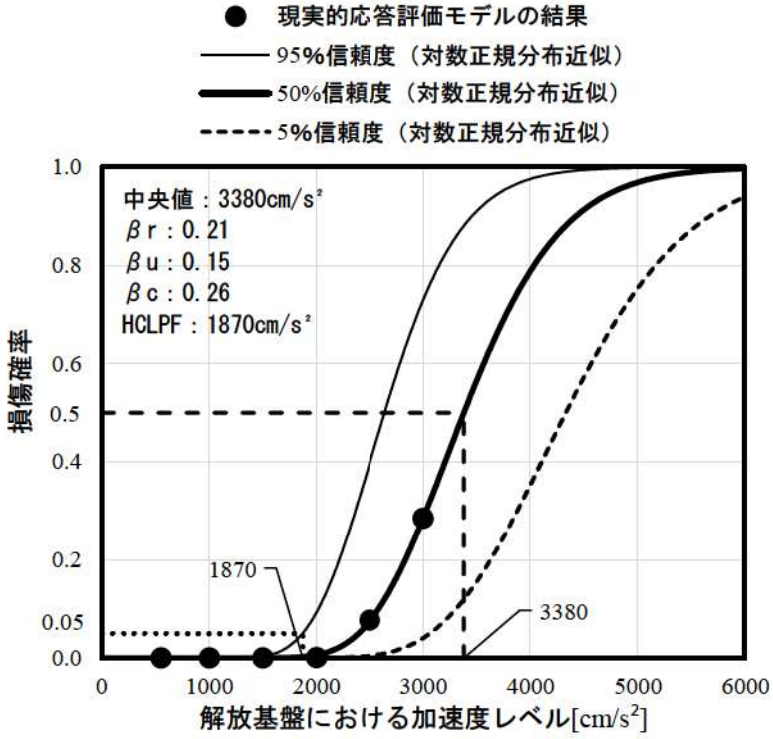
第3.2.1.c-1-9図　地震応答解析モデル（Ａ１，Ａ２－燃料油貯油槽タンク室　水平方向）



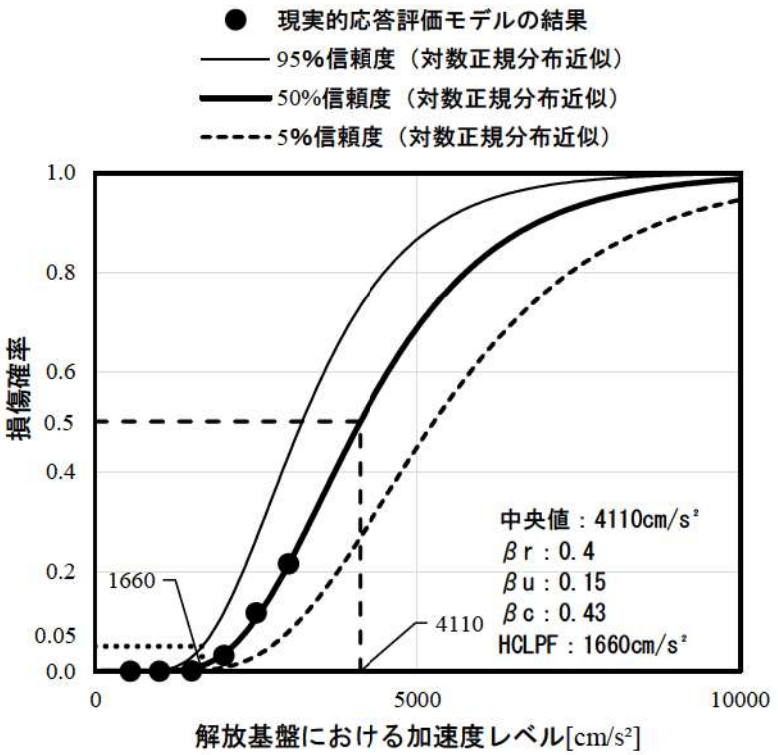
第3.2.1.c-1-10図　地震応答解析モデル（Ｂ１，Ｂ２－燃料油貯油槽タンク室　水平方向）



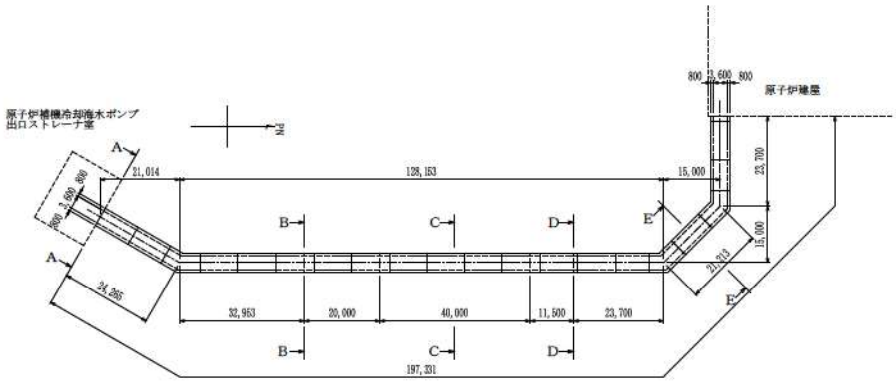
第 3.2.1.c-1-11 図　原子炉建屋のフラジリティ曲線（NS 方向，部材６）



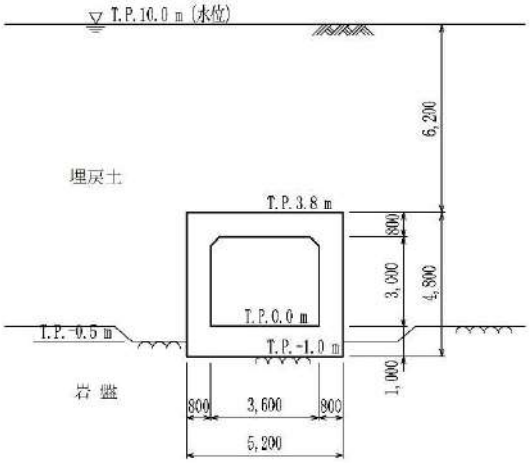
第 3.2.1.c-1-12 図　原子炉補助建屋のフラジリティ曲線（EW 方向，部材９）



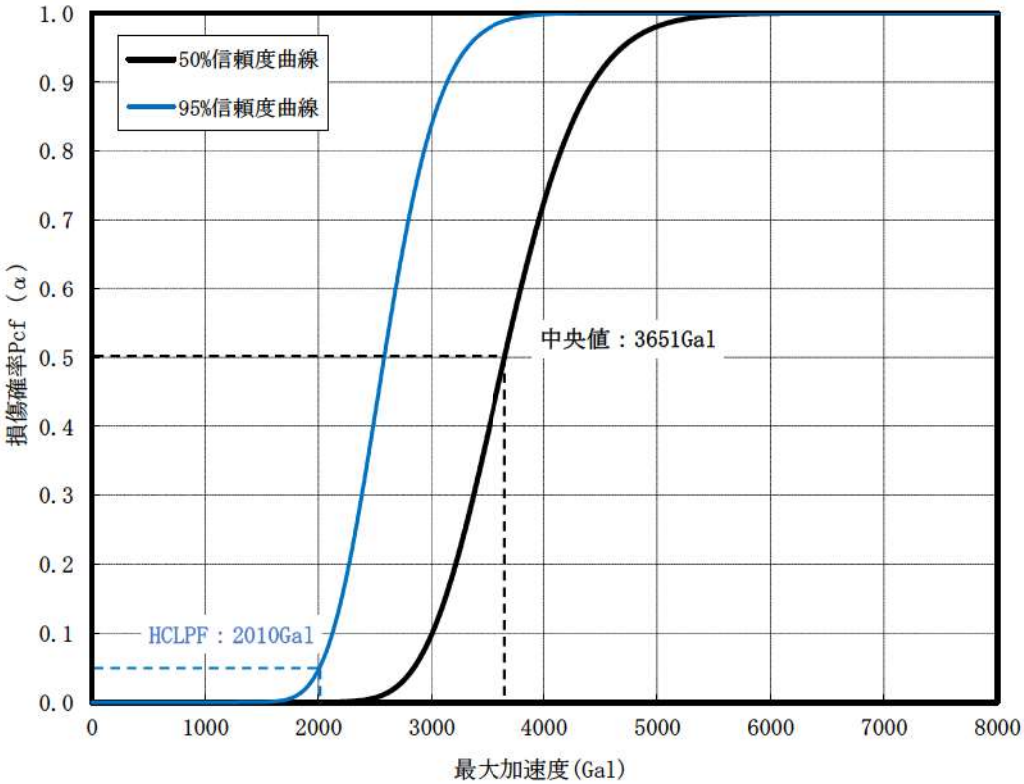
第 3.2.1.c-1-13 図　ディーゼル発電機建屋のフラジリティ曲線（NS 方向，部材１）



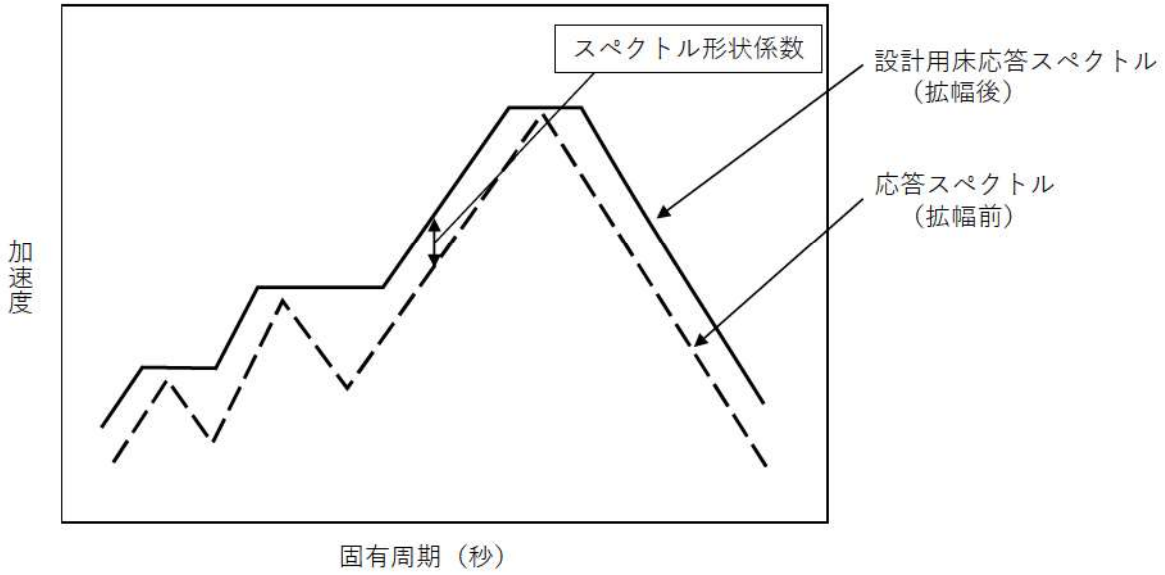
第 3.2.1.c-2-1 図　原子炉補機冷却海水管ダクト平面図



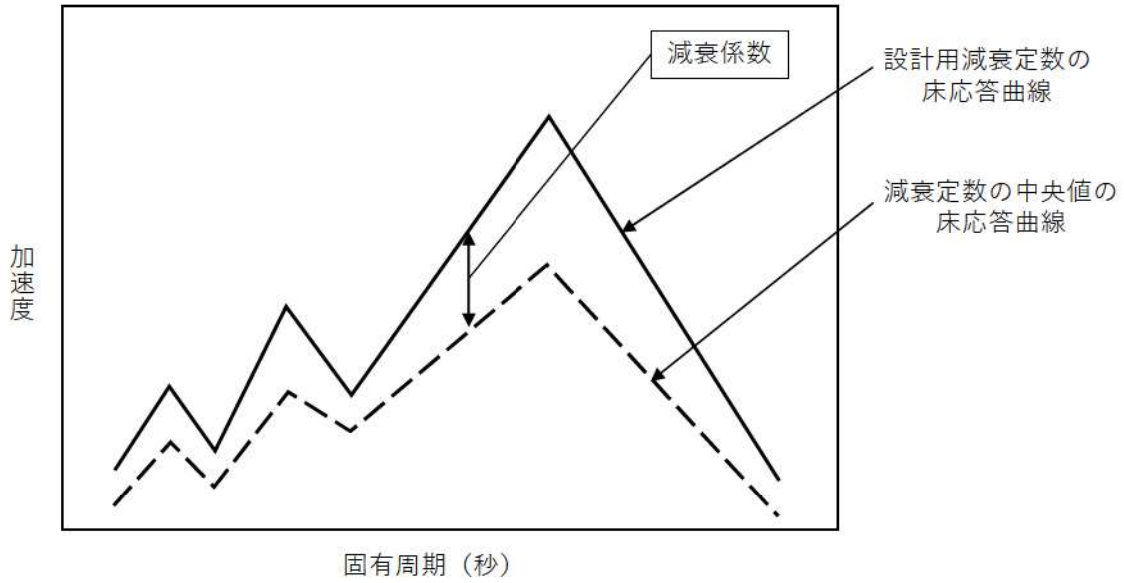
第 3.2.1.c-2-2 図　原子炉補機冷却海水管ダクト断面図（C－C断面）



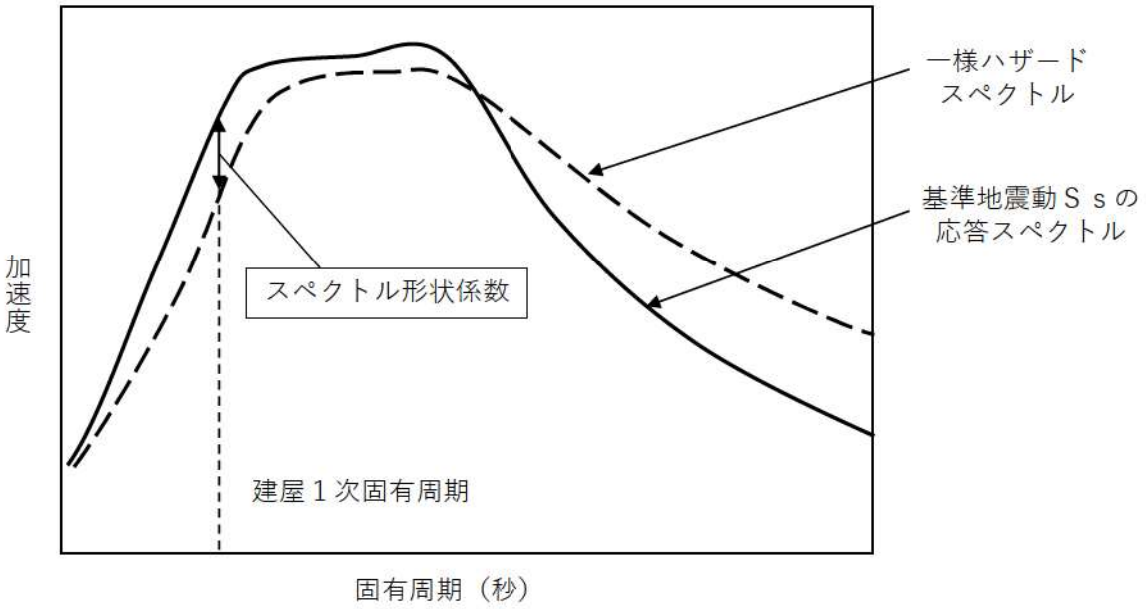
第 3.2.1.c-2-3 図　原子炉補機冷却海水管ダクトのフラジリティ曲線



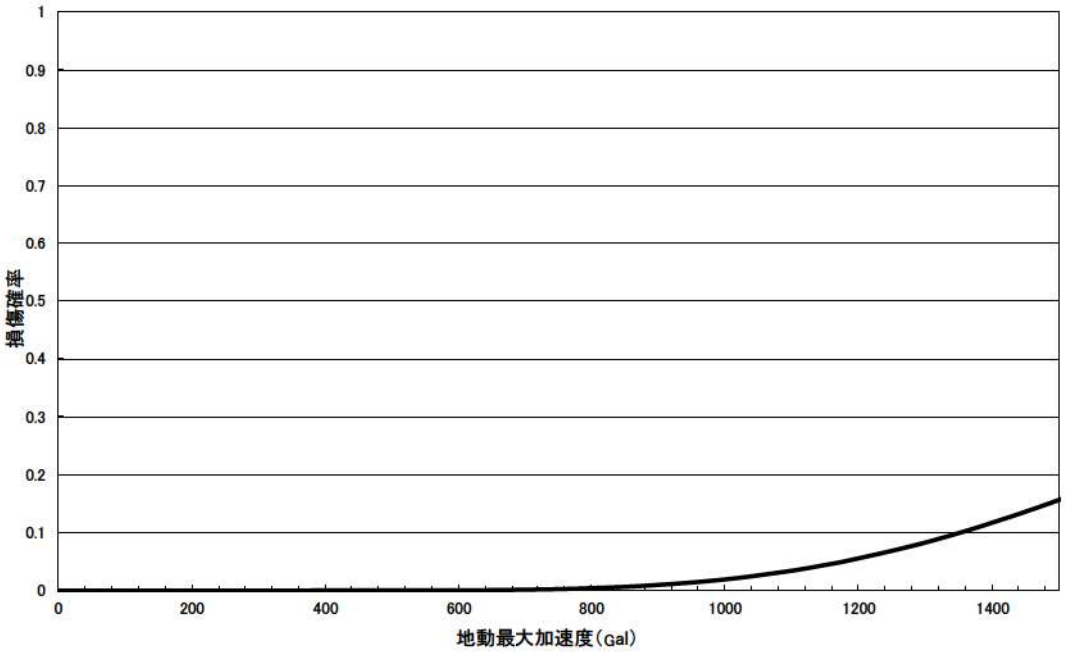
第 3. 2. 1. c-3-1 図　スペクトル形状係数の概念図



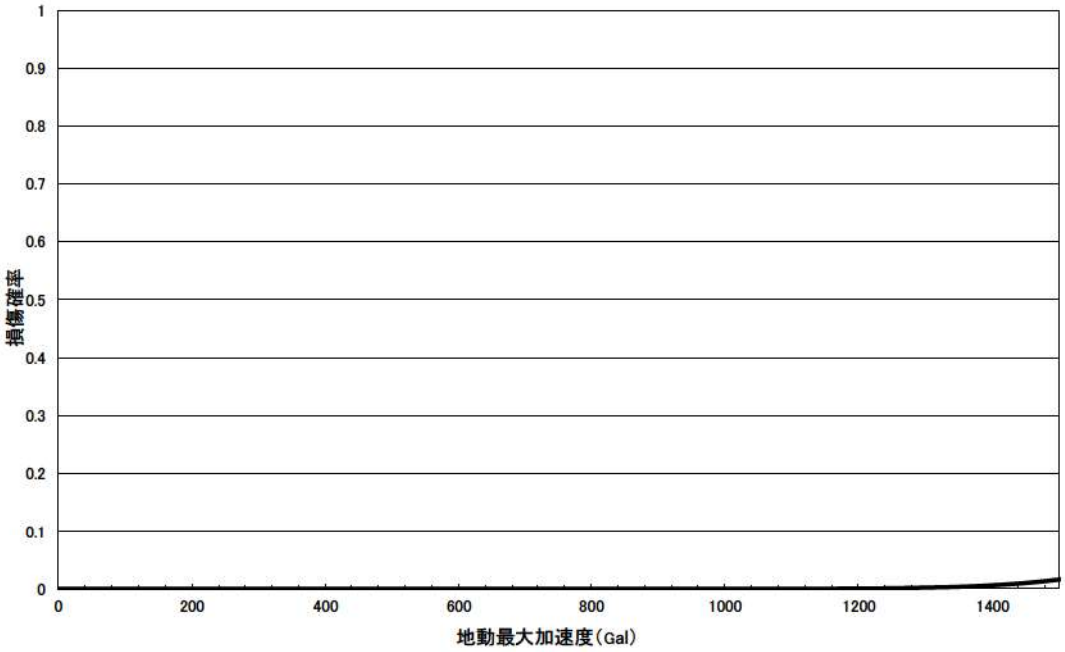
第 3. 2. 1. c-3-2 図　減衰係数の概念図



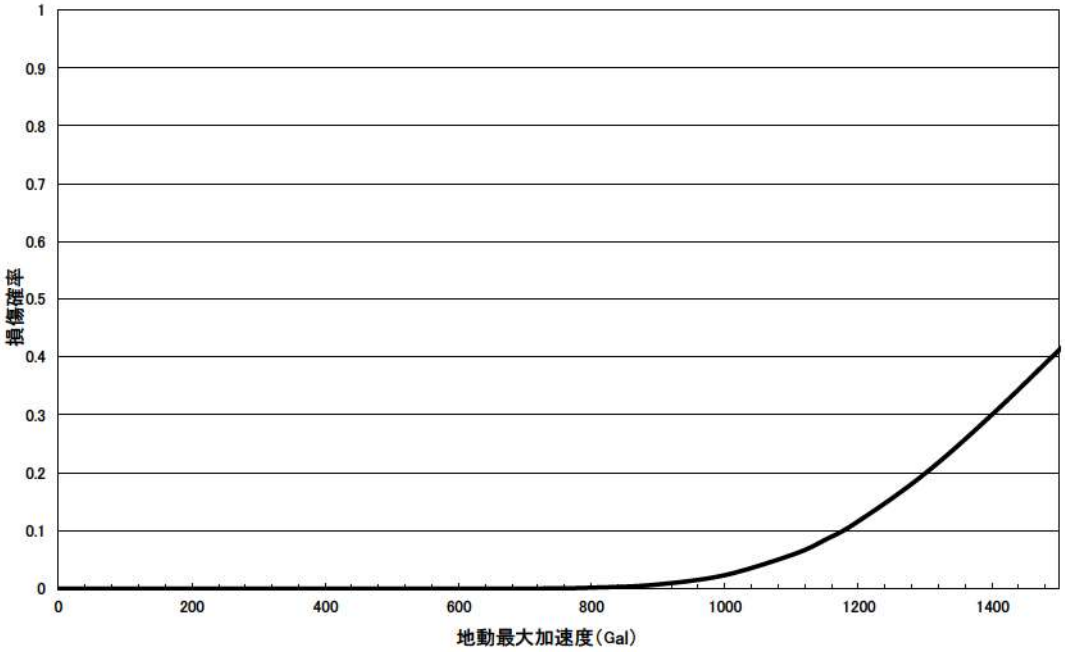
第 3. 2. 1. c-3-3 図　建屋のスペクトル形状係数の概念図



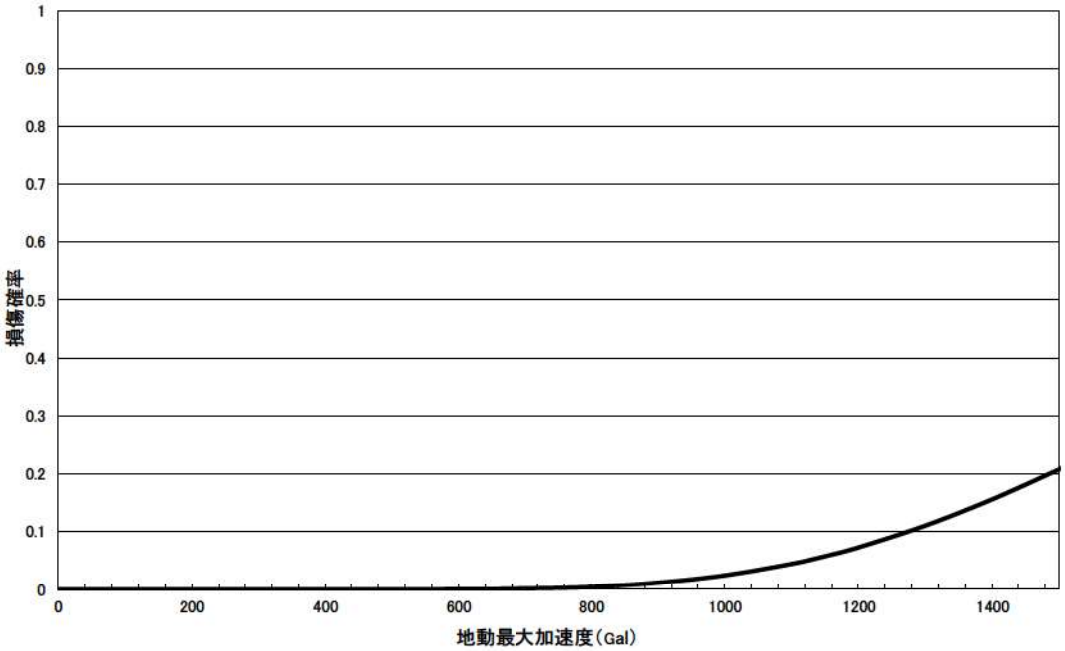
第 3. 2. 1. c-3-4 図　1 次冷却材ポンプのフラジリティ曲線



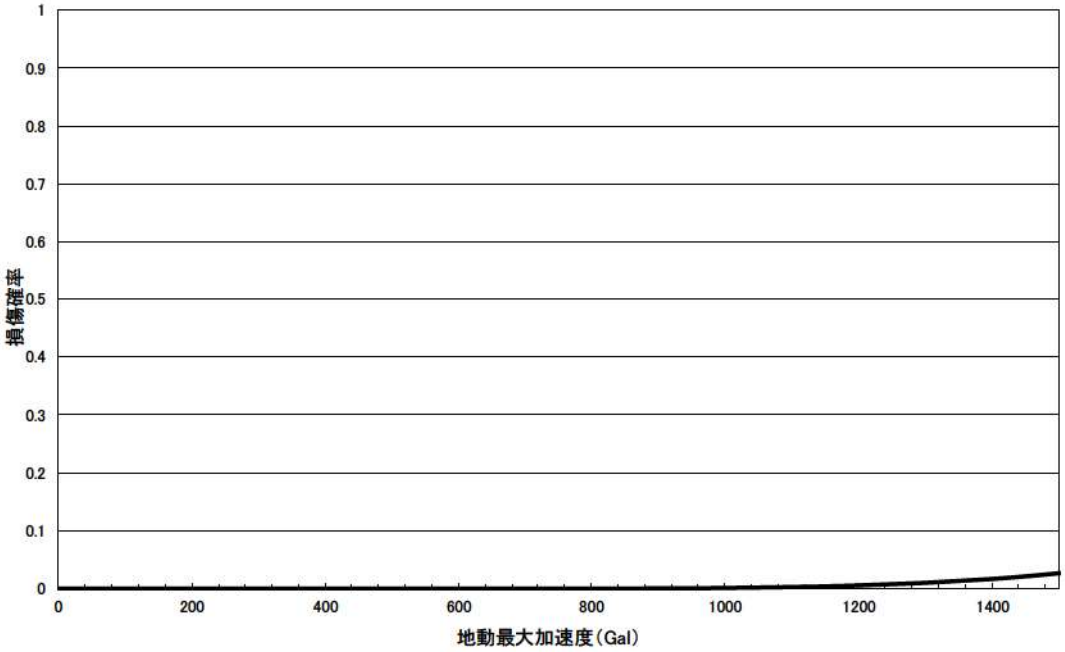
第 3. 2. 1. c-3-5 図　余熱除去冷却器のフラジリティ曲線



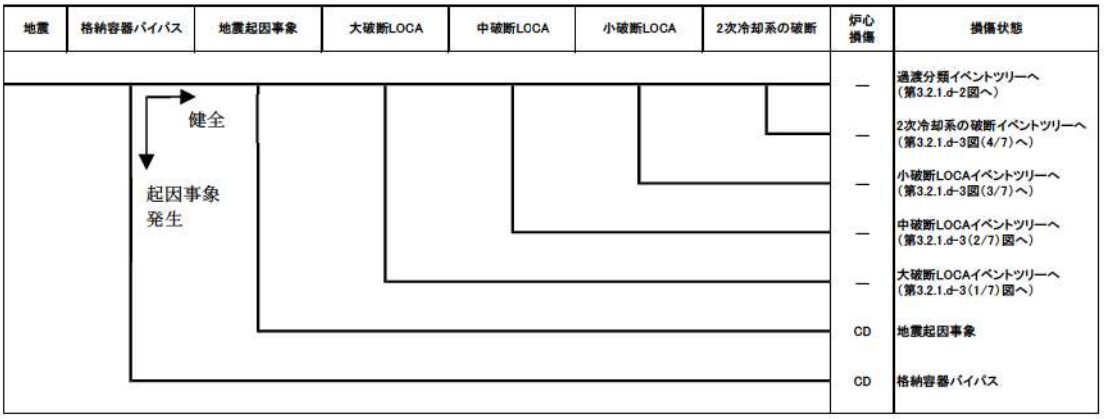
第 3. 2. 1. c-3-6 図　内燃機関のフラジリティ曲線



第 3. 2. 1. c-3-7 図　パワーコントロールセンタのフラジリティ曲線



第 3. 2. 1. c-3-8 図　一般代表弁のフラジリティ曲線



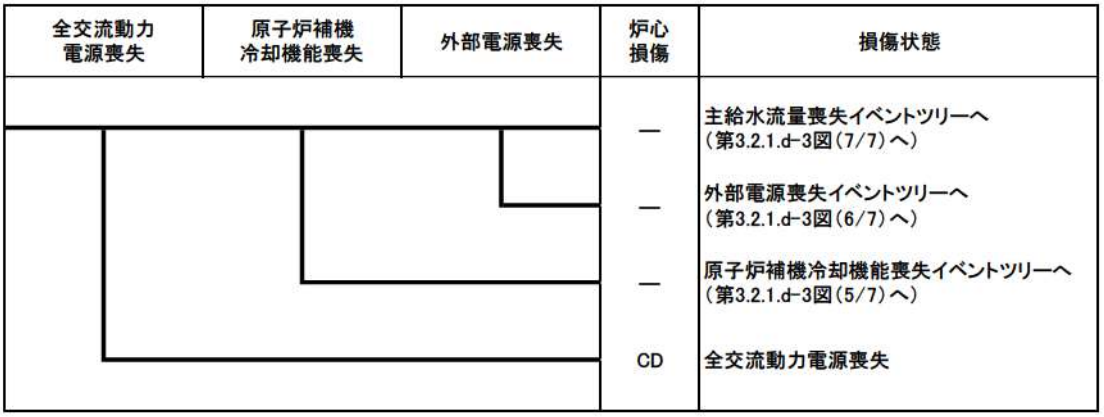
【地震起因事象】

- 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
- 原子炉補助建屋損傷
- 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

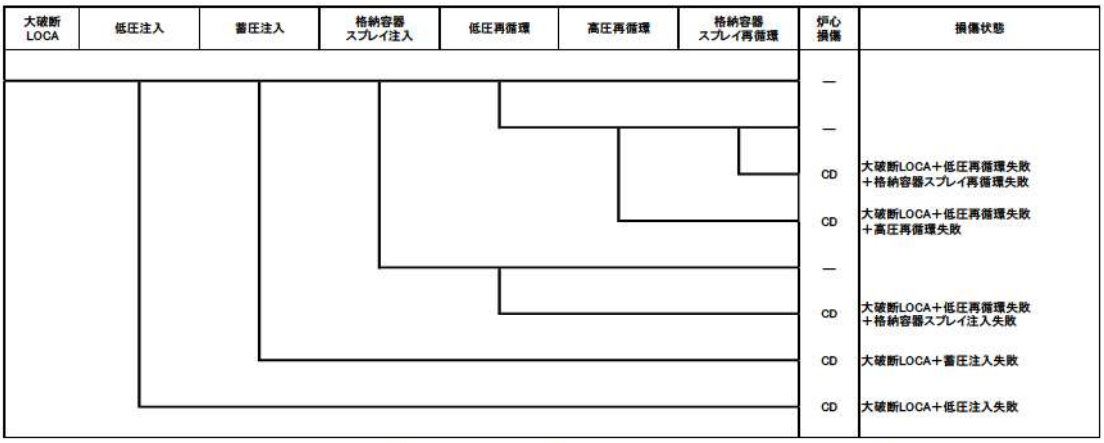
【格納容器バイパス】

- 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

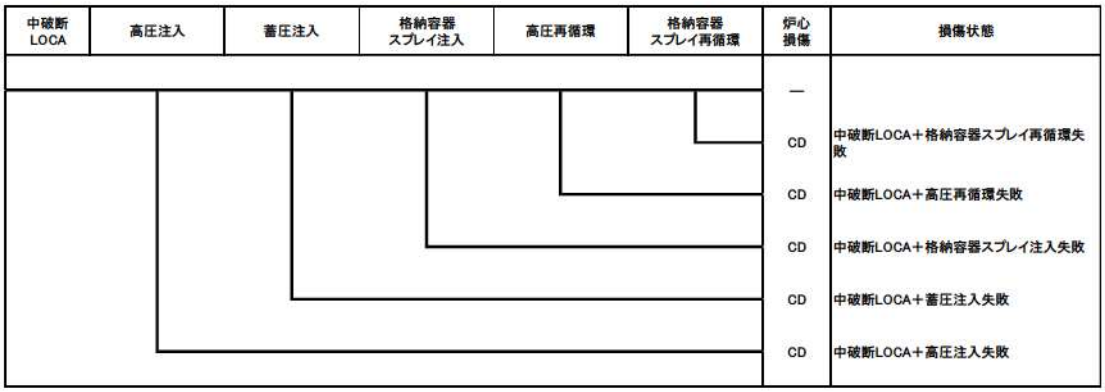
第3.2.1.d-1図　地震PRA起因事象階層イベントツリー



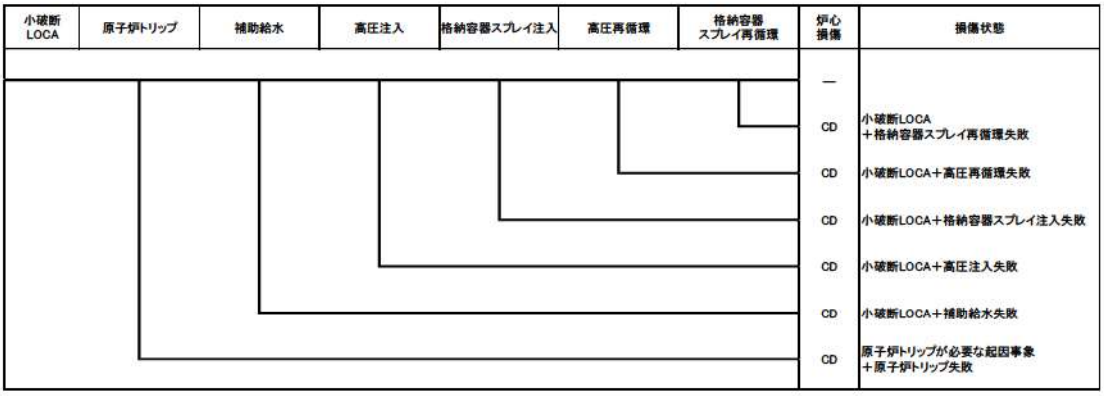
第 3. 2. 1. d-2 図　過渡分類イベントツリー



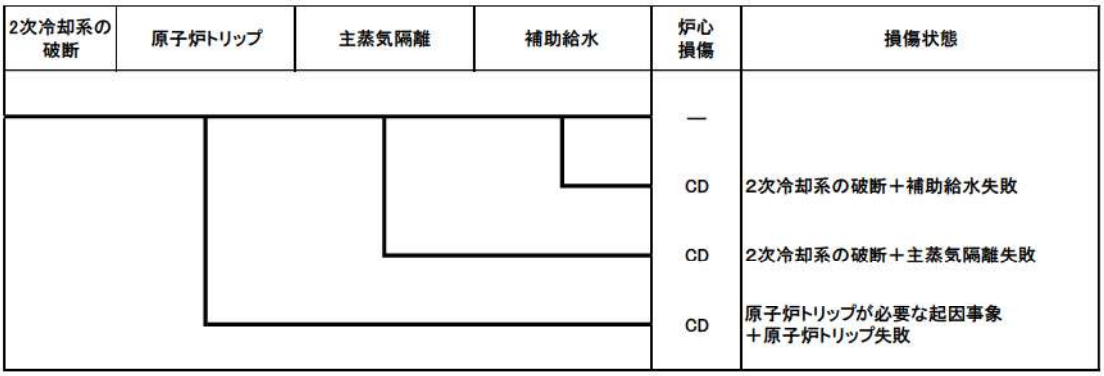
第3.2.1.d-3図　フロントラインイベントツリー（1/7）（大破断LOCA）



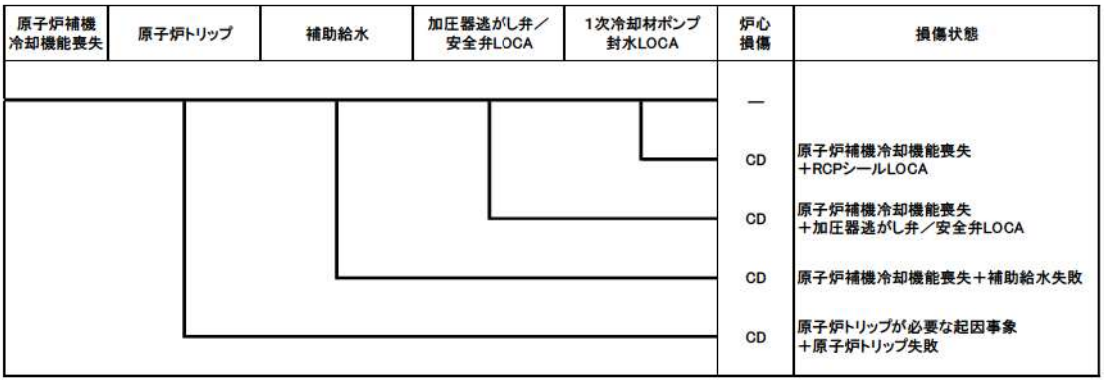
第3.2.1.d-3図　フロントラインイベントツリー（2/7）（中破断LOCA）



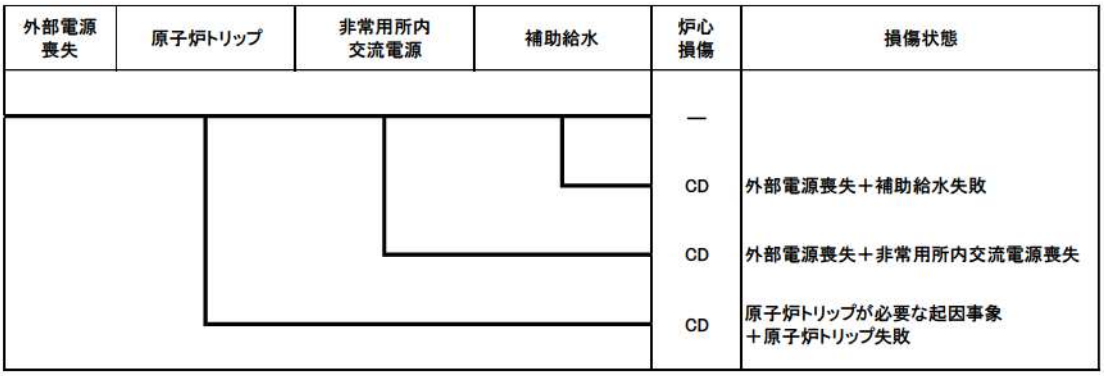
第3.2.1.d-3図　フロントラインイベントツリー（3/7）（小破断LOCA）



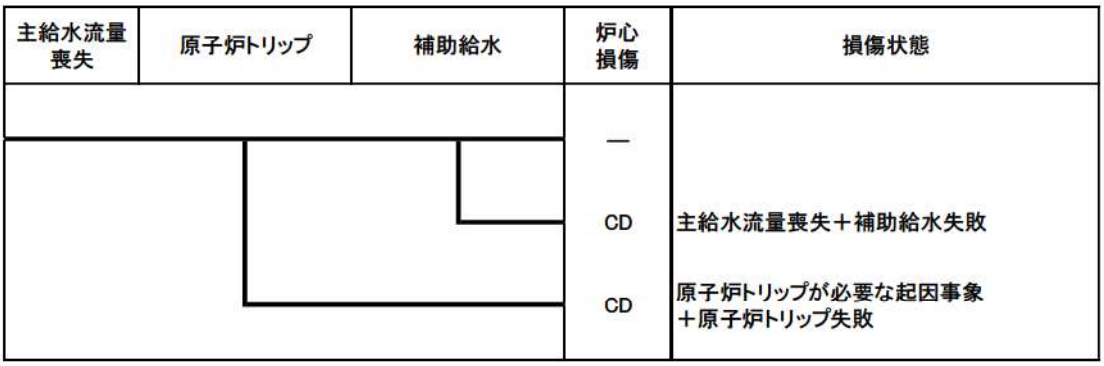
第3.2.1.d-3図　フロントラインイベントツリー（4/7）（２次冷却系の破断）



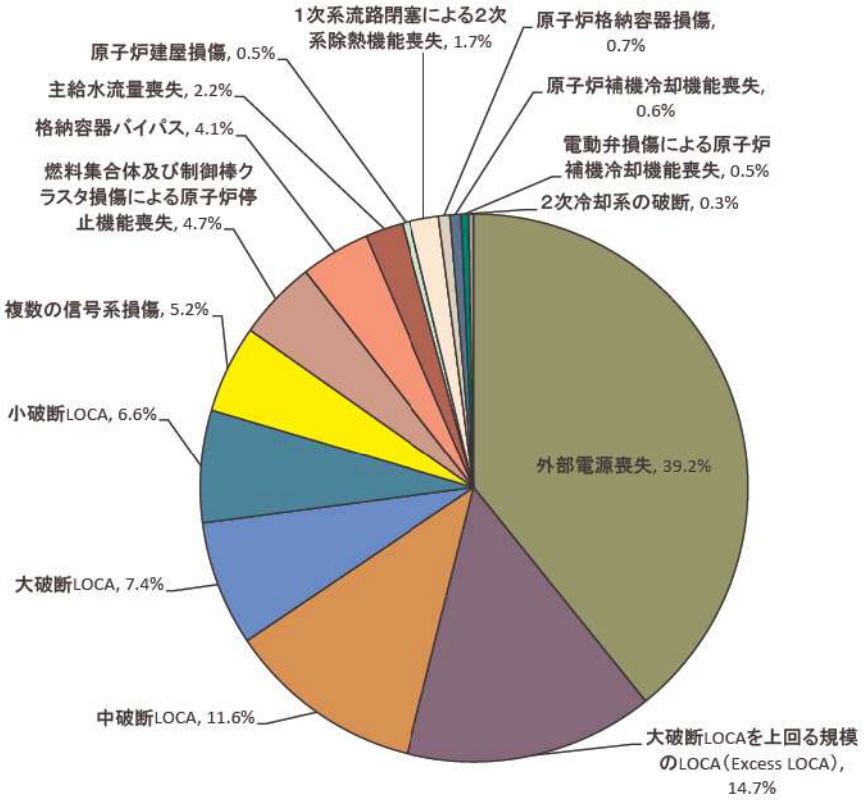
第3.2.1.d-3図　フロントラインイベントツリー（5/7）（原子炉補機冷却機能喪失）



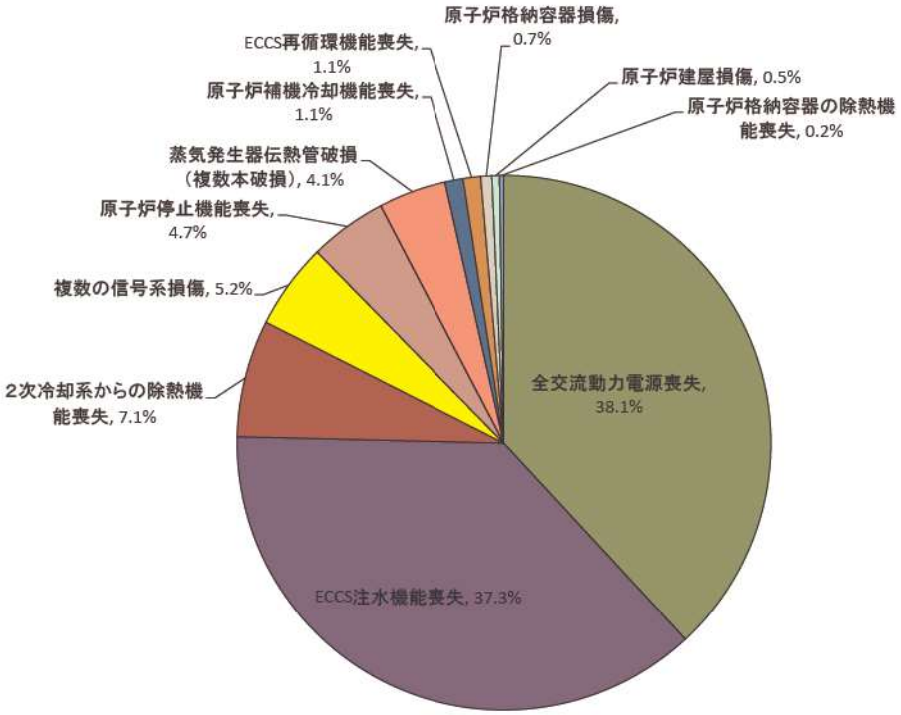
第3.2.1.d-3図　フロントラインイベントツリー（6/7）（外部電源喪失）



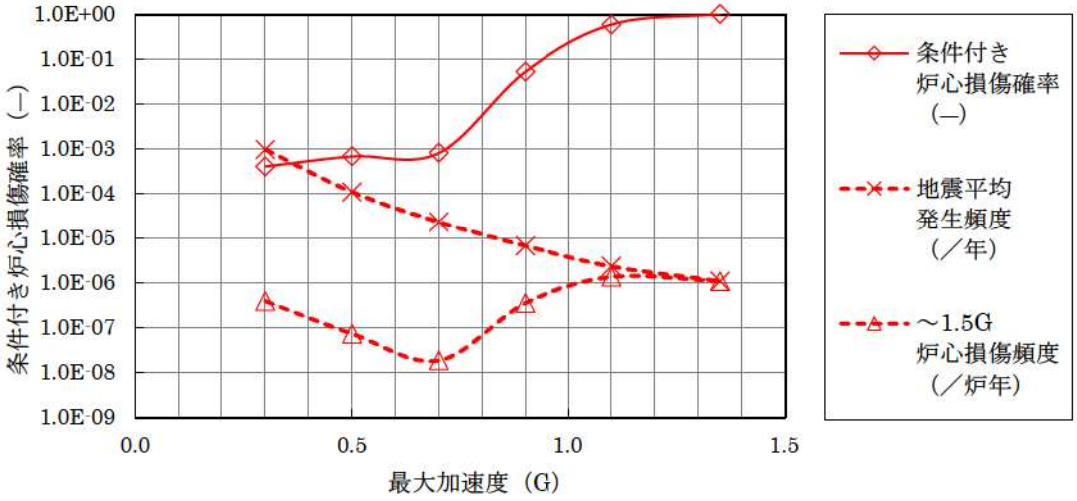
第3.2.1.d-3図　フロントラインイベントツリー（7/7）（主給水流量喪失）



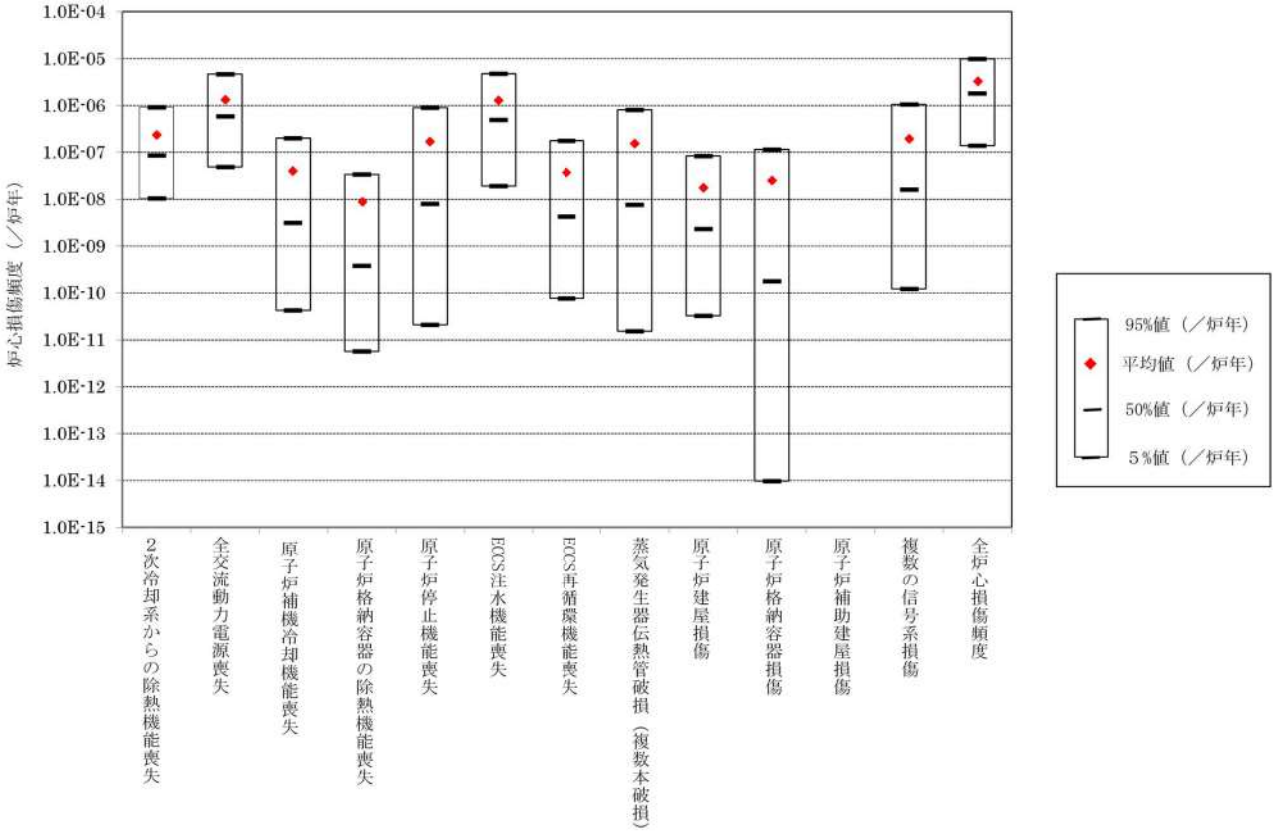
第 3. 2. 1. d-4 図　起因事象別炉心損傷頻度寄与割合



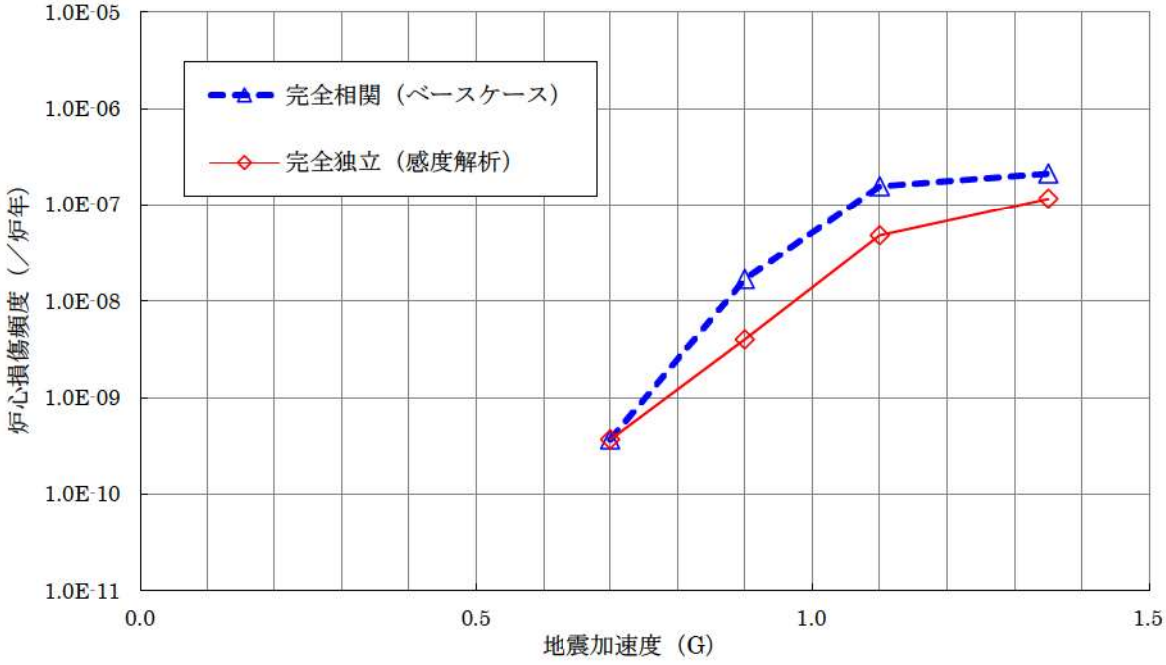
第 3. 2. 1. d-5 図　事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度寄与割合



第 3. 2. 1. d-6 図　地震加速度に対する炉心損傷頻度及び条件付炉心損傷確率



第 3. 2. 1. d-7 図　事故シーケンスグループ別の不確実さ解析結果



※地震加速度区間0.2G-0.4G及び0.4G-0.6Gにおける炉心損傷頻度は1E-15（／炉年）未満

第3.2.1.d-8図　中破断LOCA＋高圧注入失敗に対する炉心損傷頻度比較

確率論的地震ハザードの変更に伴う事故シーケンスグループ選定への影響について

１．はじめに

泊３号炉については，令和３年９月 29 日の発電用原子炉設置変更許可申請書の一部補正時点の確率論的地震ハザードを用いた評価を実施し，第 1130 回審査会合（2023 年３月 30 日）において地震 PRA の評価結果の審査を受けた。その後，第 1204 回審査会合（2023 年 11 月 17 日）において，積丹半島北西沖の断層に係るロジックツリーの分岐等の見直しによる確率論的地震ハザードの変更が行われたため，変更後の確率論的地震ハザードを用いた地震 PRA の再評価を実施している。

これによる地震 PRA への影響については，起因事象の発生や緩和機能の機能喪失に至る損傷モード及び損傷設備の追加がないことから，現状で評価していない新たな事故シーケンスグループが追加になることはない。

また，炉心損傷防止対策及び炉心損傷後の原子炉格納容器機能に期待できない原子炉建屋損傷等の地震特有の事故シーケンスの寄与割合が大きく増大することはなく，新たな事故シーケンスグループの追加はない。

以下に確認内容を示す。

２．確率論的地震ハザードの変更に伴う影響

泊３号炉においては，積丹半島北西沖の断層に係るロジックツリーの分岐等の見直しにより，確率論的地震ハザードが変更となることから，地震 PRA に関する事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定への影響について以下のとおり検討した。

①確率論的地震ハザード見直しによる地震 PRA への影響

(1) 確率論的地震ハザードの変更

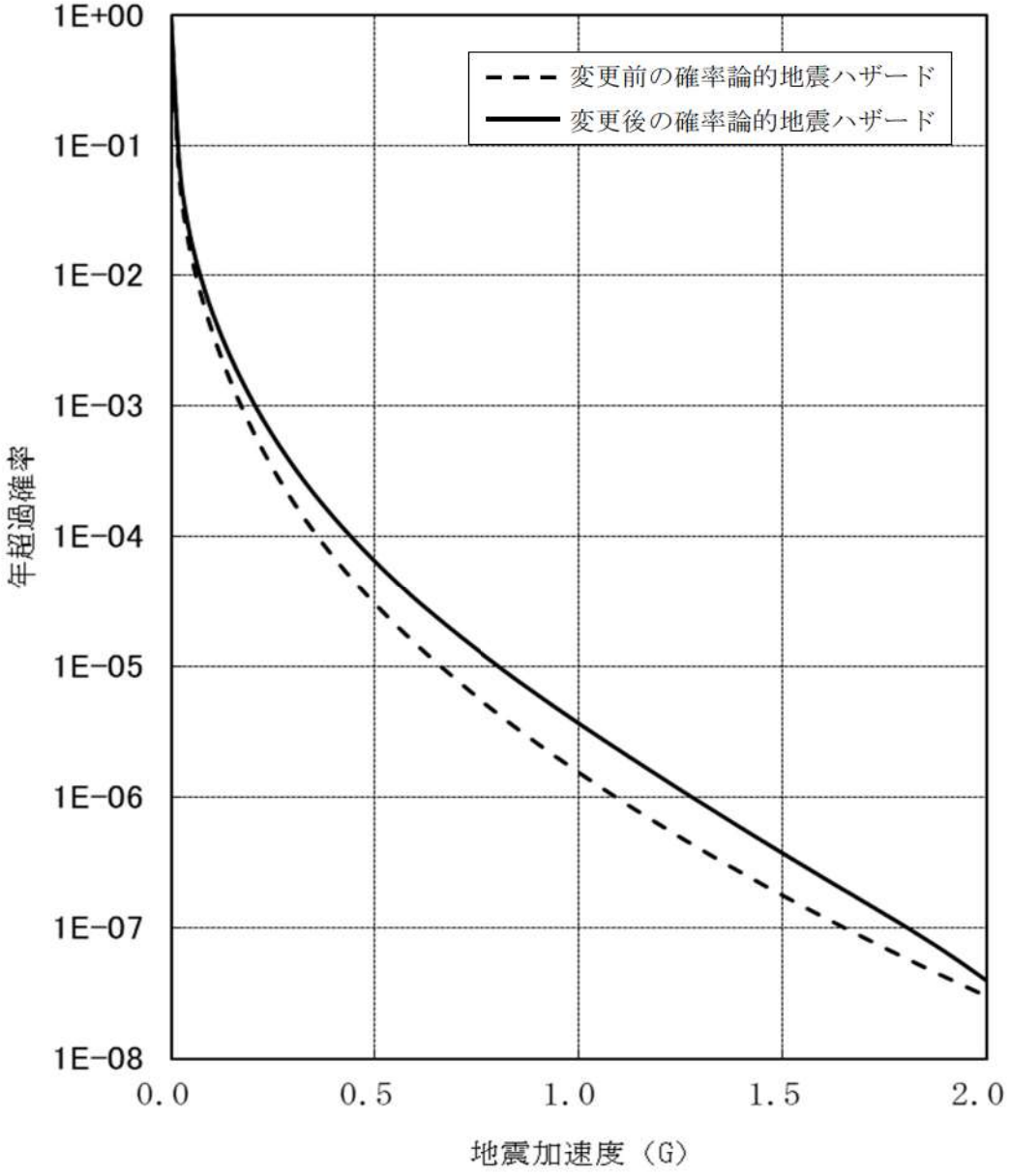
変更後の確率論的地震ハザードと変更前の確率論的地震ハザードを第 1 図に示す。

積丹半島北西沖の断層に係るロジックツリーの分岐等の見直しにより，地震ハザードが大きくなっている。

(2) フラジリティへの影響

確率論的地震ハザードの変更に伴い，建屋フラジリティ，屋外重要土木構造物フラジリティ及び機器フラジリティの再評価を実施した。

機器フラジリティ評価では安全係数法を採用しており，本手法で用いる耐力係数，機器応答係数及び建屋応答係数のうち，確率論的地震ハザード変更の影響を受ける建屋応答係数を見直したフラジリティ評価を実施した。



第１図　地震ハザード評価結果の比較

(3)炉心損傷頻度への影響

確率論的地震ハザードの変更に伴い，各加速度区分の発生頻度及び全ての評価対象機器の損傷確率に影響を与えることから，全ての事故シーケンスの発生頻度が変更となる。

そのため，確率論的地震ハザード及びフラジリティの変更による炉心損傷頻度の再評価を実施した。(添付資料 1)

評価結果の概要を第 1 表に，不確実さとの比較を第 2 表に示す（詳細は添付資料 2 に示す。)。

炉心損傷頻度は，変更前の評価結果が 2.1×10^{-6}（／炉年）であったのに対して変更後の評価結果は 3.3×10^{-6}（／炉年）であった。地震特有の事象で，解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと直接的に対応しない建屋損傷等の事故シーケンスに係る炉心損傷頻度への寄与割合はいずれも 0.1%未満と変更前の評価と同程度であることを確認した。また，変更後の炉心損傷頻度の点推定値は変更前の地震 PRA の不確かさの範囲内であることを確認した。

②事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスへの影響

確率論的地震ハザード見直しによる新たな起因事象の発生や緩和機能の機能喪失に至る損傷モード及び地震損傷設備の追加はないため，現状の地震 PRA で評価していない事故シーケンスグループが追加になることはない。また，再評価の結果から炉心損傷防止対策及び炉心損傷後の原子炉格納容器機能に期待できない建屋損傷等の地震特有の事故シーケンスの寄与割合が大きく増大することはなく，頻度と影響度の観点からの総合的な判断に変更はなく，新たな事故シーケンスグループの追加はない。

なお，重要事故シーケンスの選定は，共通要因故障又は系統間の機能の依存性，炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕，炉心損傷防止に必要な設備容量等総合的な観点で実施しており，事故シーケンス頻度の変化のみでは変更になるものではないと判断している。

3．確率論的地震ハザードの変更に伴う重要事故シーケンス選定に係る影響のまとめ

確率論的地震ハザード変更後のプラント全体の PRA の結果について第 3 表に示す。

また，確率論的地震ハザード変更に伴う，プラント全体の炉心損傷頻度（内部事象，地震，津波）及び主要な事故シーケンスグループの寄与割合の変化について第 2 図に示す。

プラント全体の PRA の結果についても僅かに変動するが有効数字でみると，変更前の評価結果が 2.3×10^{-4}（／炉年）であったのに対して，変更後の評価結果は 2.3×10^{-4}（／炉年）であり数値に変動はなかった。したがって，確率論的地震ハザード変更に伴い，新たな事故シーケンスグループの追加の必要はなく，従前同様の整理ができるものと判断した。

以上

第１表　地震 PRA の解析結果（／炉年）

	変更前	変更後
全炉心損傷頻度 （内部事象，地震，津波）	2.3E-04	2.3E-04
炉心損傷頻度（地震）	2.1E-06	3.3E-06
原子炉建屋損傷	4.7E-08	1.6E-08
原子炉格納容器損傷	1.8E-08	2.4E-08
原子炉補助建屋損傷	ε	ε
複数の信号系損傷	1.2E-07	1.8E-07
蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）	9.8E-08	1.5E-07

ε：1.0E-15 未満

第２表　地震 PRA の不確実さとの比較解析結果（／炉年）

解析ケース	不確実さ	全炉心損傷頻度
変更前	95%上限値	7.4E-06
	平均値	2.1E-06
	中央値	9.8E-07
	5%下限値	4.1E-07
	EF	4.2
	点推定値	2.1E-06
変更後	点推定値	3.3E-06

第３表　確率論的地震ハザード変更後のプラント全体の PRA の結果

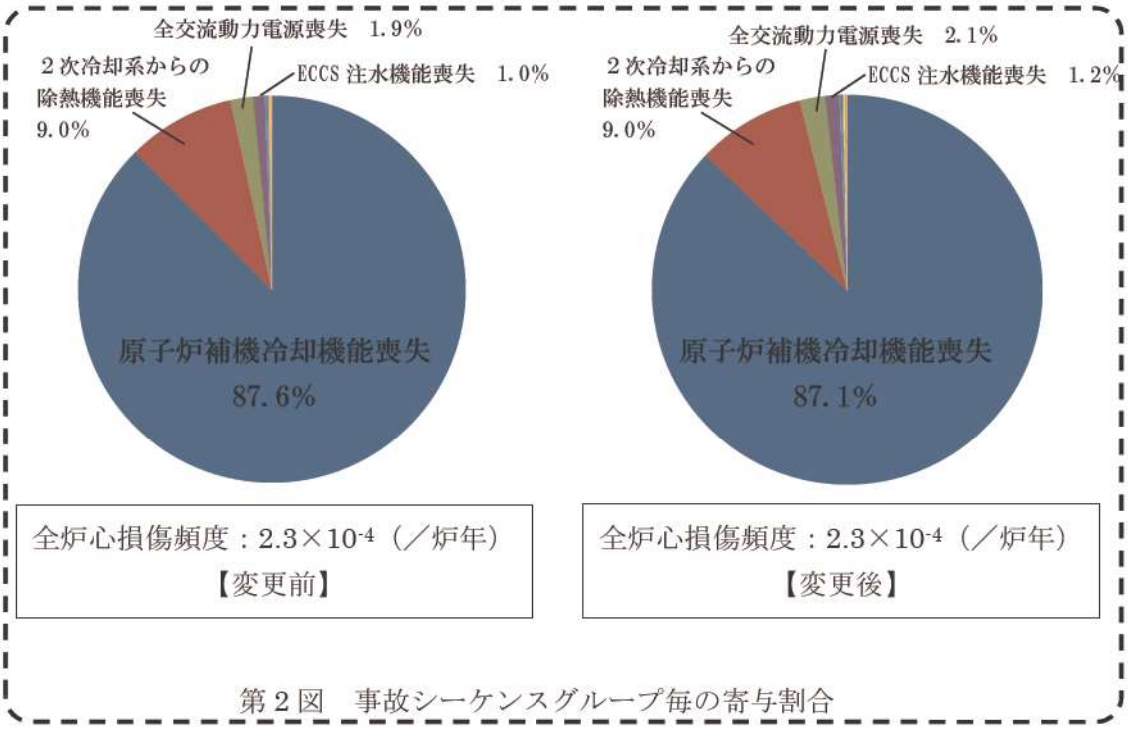
事故シーケンス	事故シーケンス別の炉心損傷頻度（／炉年）				全炉心損傷頻度に対する割合	炉心損傷に至る主要因	グループ別炉心損傷頻度（／炉年）	全炉心損傷頻度に対する割合	解釈1-1(a)の事故シーケンスグループ	規則解釈
	内部事象	地震	津波	合計						
小破断LOCA＋補助給水失敗	1.0E-08	6.1E-08	－	7.1E-08	＜0.1%	蒸気発生器からの除熱に失敗	2.1E-05	9.0%	２次冷却系からの除熱機能喪失	1-2(a)
主給水流量喪失＋補助給水失敗	6.2E-07	7.8E-08	－	6.9E-07	0.3%					
過渡事象＋補助給水失敗	5.4E-06	－	－	5.4E-06	2.4%					
手動停止＋補助給水失敗	1.3E-05	－	－	1.3E-05	5.6%					
外部電源喪失＋補助給水失敗	1.3E-07	4.0E-08	－	1.7E-07	0.1%					
２次冷却系の破断＋補助給水失敗	1.2E-06	8.0E-09	－	1.2E-06	0.5%					
２次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗	7.7E-11	1.7E-09	－	1.8E-09	＜0.1%					
蒸気発生器伝熱管破損＋補助給水失敗	1.1E-07	－	－	1.1E-07	＜0.1%					
１次系流路閉塞による２次系除熱機能喪失	－	6.1E-08	－	6.1E-08	＜0.1%					
外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	3.5E-06	1.3E-06	－	4.8E-06	2.1%	サポート機能(電源機能)の喪失	4.8E-06	2.1%	全交流動力電源喪失	1-2(a)
原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA	2.0E-04	3.8E-08	－	2.0E-04	86.7%	サポート機能(補機冷却機能)の喪失	2.0E-04	87.1%	原子炉補機冷却機能喪失	1-2(a)
原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	9.0E-07	1.6E-10	－	9.0E-07	0.4%					
原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	1.1E-08	6.3E-10	－	1.2E-08	＜0.1%					
大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	3.0E-13	5.0E-13	－	7.9E-13	＜0.1%	格納容器内気相部冷却に失敗	9.1E-08	＜0.1%	原子炉格納容器の除熱機能喪失	1-2(b)
大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	6.2E-12	ε	－	6.2E-12	＜0.1%					
中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	8.9E-09	5.0E-09	－	1.4E-08	＜0.1%					
中破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	1.1E-08	3.1E-10	－	1.1E-08	＜0.1%					
小破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	2.7E-08	2.9E-09	－	3.0E-08	＜0.1%					
小破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	3.6E-08	1.2E-10	－	3.6E-08	＜0.1%					
原子炉トリップが必要な起因事象＋原子炉トリップ失敗	1.2E-08	1.7E-07	－	1.8E-07	0.1%	反応度抑制に失敗	1.8E-07	0.1%	原子炉停止機能喪失	1-2(a)
大破断LOCA＋低圧注入失敗	2.9E-09	2.5E-07	－	2.5E-07	0.1%	１次冷却系保有水の喪失	2.7E-06	1.2%	ECCS注水機能喪失	1-2(a)
大破断LOCA＋蓄圧注入失敗	9.4E-09	9.1E-11	－	9.5E-09	＜0.1%					
中破断LOCA＋蓄圧注入失敗	2.5E-11	3.0E-13	－	2.5E-11	＜0.1%					
中破断LOCA＋高圧注入失敗	3.5E-08	3.9E-07	－	4.2E-07	0.2%					
小破断LOCA＋高圧注入失敗	1.3E-06	1.6E-07	－	1.5E-06	0.6%					
大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）	－	5.2E-07	－	5.2E-07	0.2%					
大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋高圧再循環失敗	1.7E-08	9.4E-09	－	2.6E-08	＜0.1%	炉心の長期冷却に失敗	2.8E-07	0.1%	ECCS再循環機能喪失	1-2(a)
中破断LOCA＋高圧再循環失敗	5.3E-08	1.8E-08	－	7.1E-08	＜0.1%					
小破断LOCA＋高圧再循環失敗	1.7E-07	1.0E-08	－	1.8E-07	0.1%					
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	－	－	3.0E-11	＜0.1%	格納容器貫通配管からの漏えい防止に失敗	2.8E-07	0.1%	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）	1-2(b)
蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器の隔離失敗	2.8E-07	－	－	2.8E-07	0.1%					
原子炉建屋損傷※1	－	1.6E-08	－	1.6E-08	＜0.1%	外部事象による大規模な損傷	1.6E-08	＜0.1%	該当なし	
原子炉格納容器損傷※1	－	2.4E-08	－	2.4E-08	＜0.1%		2.4E-08	＜0.1%		
原子炉補助建屋損傷※1	－	ε	－	ε	＜0.1%		ε	＜0.1%		
複数の信号系損傷※1	－	1.8E-07	－	1.8E-07	0.1%		1.8E-07	0.1%		
蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）※1	－	1.5E-07	－	1.5E-07	0.1%		1.5E-07	0.1%		
複数の安全機能喪失※1	－	－	2.9E-07	2.9E-07	0.1%		2.9E-07	0.1%		
合計	2.3E-04	3.3E-06	2.9E-07	2.3E-04	100.0%	－	2.3E-04	100.0%	－	

ハッチング：地震，津波特有の事象で，解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと直接的に対応しないもの。

※1　：解釈1-1(a)の必ず想定する事故シーケンスグループに該当しないが，安全機能喪失時の対策の有効性を評価するためのシナリオとしては適当でないと判断し，新たに追加する事故シーケンスグループとなしないこととしたシーケンス。

ε：1.0E-15 未満

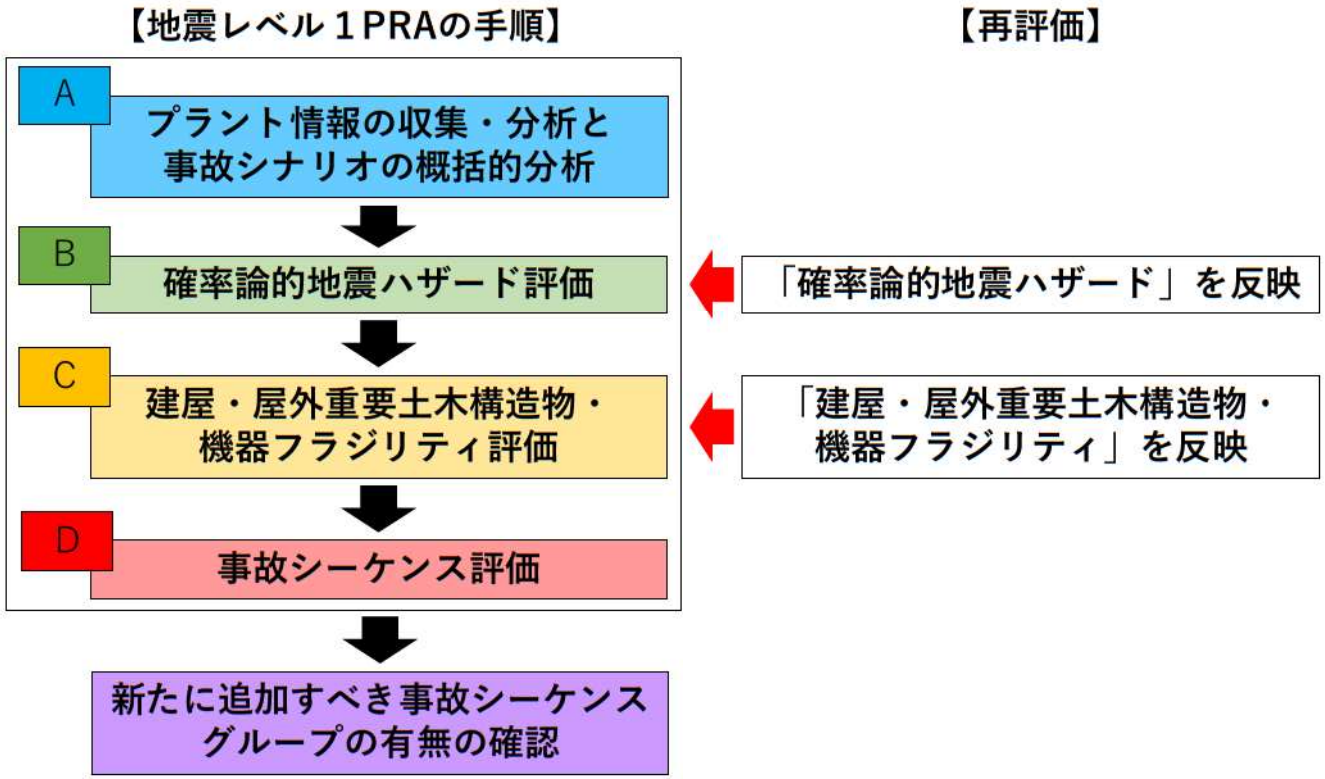
追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】



第２図　事故シーケンスグループ毎の寄与割合

追而【津波 PRA の最終評価結果を反映】

再評価イメージ


【地震レベル１PRAの手順】
【再評価】
A
プラント情報の収集・分析と
事故シナリオの概括的分析
B
確率論的地震ハザード評価
「確率論的地震ハザード」を反映
C
建屋・屋外重要土木構造物・
機器フラジリティ評価
「建屋・屋外重要土木構造物・
機器フラジリティ」を反映
D
事故シーケンス評価
新たに追加すべき事故シーケンス
グループの有無の確認

確率論的地震ハザード変更に伴う地震PRAへの影響について

1．はじめに

泊発電所３号炉の地震PRAでは令和３年９月29日の発電用原子炉設置変更許可申請書の一部補正の確率論的地震ハザードに基づく評価を行い，審査会合等でご説明している。

その後，確率論的地震ハザードが変更になったことから，これに伴うフラジリティ評価への影響について検討し，確率論的地震ハザード及びフラジリティを変更した地震PRAを実施した。

2．フラジリティ見直し理由

○当社は地震PRAにおける機器フラジリティ評価において，日本原子力学会標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」（以下，「地震PSA学会標準」という。）でも認められている「安全係数法」を採用し，評価を実施している。

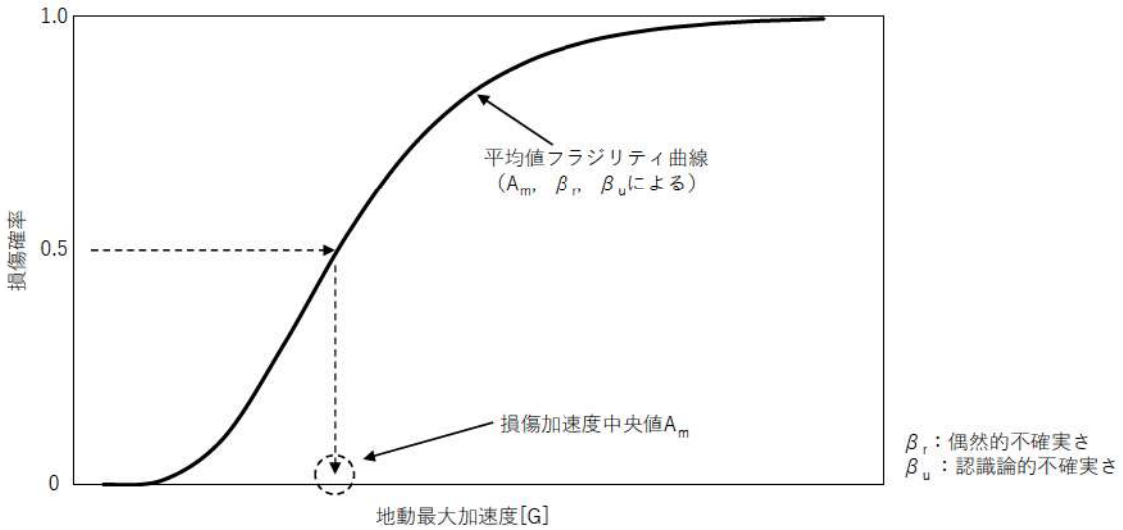
○本手法では線形応答を前提として，設計応答に内在する保守性を安全係数として係数化し，本安全係数と不確実さを用いてフラジリティ評価を行っている。

○ここで，各安全係数の評価に用いる種々のパラメータのうち，確率論的地震ハザード（一様ハザードスペクトル）を入力とする係数があり，本係数を変更することで，ハザード変更の影響をフラジリティ評価に反映した。

3．フラジリティ評価内容

○安全係数法では，下図に示すようにフラジリティ曲線は損傷加速度中央値A_m，不確実さβ_r，β_uにより一意に決まる。

○これらA_m，β_r，β_uが確率論的地震ハザードの変更により受ける影響を以下に検討した。



＜損傷加速度中央値A_m＞

$A_m = F_{ER} \cdot F_{SR} \cdot F_{EC} \cdot PGA$

$= F_S \cdot F_\mu \cdot F_{ESS} \cdot F_D \cdot F_{EM} \cdot F_{EMC} \cdot F_{SS} \cdot F_{\delta B} \cdot F_M \cdot F_{NL} \cdot PGA$

ここで，F_{ER}：機器応答に関する係数（$=F_{ESS} \cdot F_D \cdot F_{EM} \cdot F_{EMC}$）

F_{SR}：建屋応答に関する係数（$=F_{SS} \cdot F_{\delta B} \cdot F_M \cdot F_{NL}$）

F_{EC}：耐力に関する係数（$=F_S \cdot F_\mu$）

F_N：安全係数（設計に含まれる保守性を評価する係数）

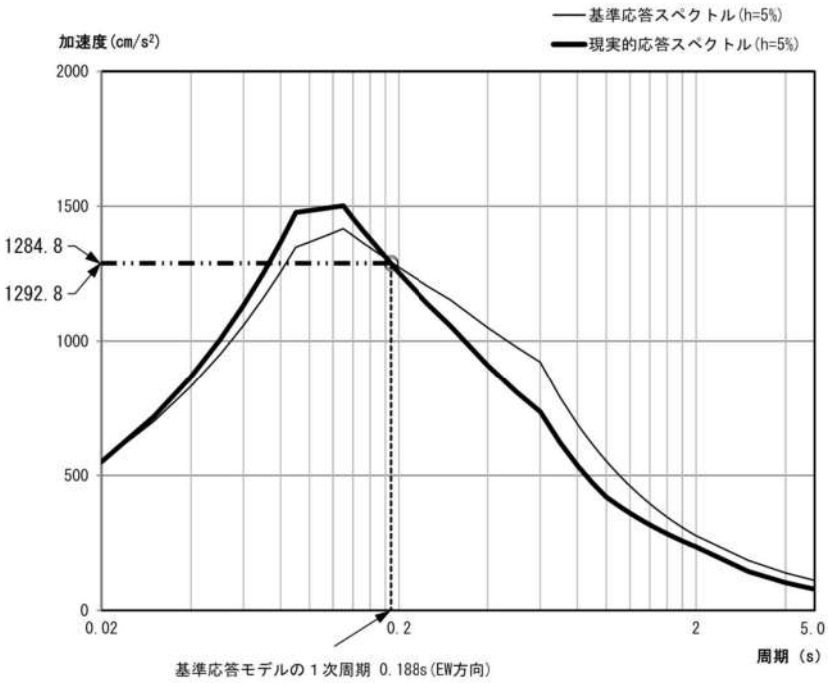
PGA：地動最大加速度

・確率論的地震ハザードが変更となったことから，一様ハザードスペクトル（UHS）も変化することとなる。

・各安全係数のうち，UHSをインプットとする係数として，F_{SS}（入力地震動のスペクトル形状に関する係数）があり，本係数を変更することで，確率論的地震ハザード変更の影響をフラジリティ評価に反映した。

・具体的にはF_{SS}は下式で表現されるが，分母の現実的スペクトルとして，地震PSA学会標準に基づき，変更後の確率論的地震ハザードから求まるUHSを使用して本係数を評価した。評価結果を第2-1表に示す。

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



＜不確実さβ_r，β_u＞

・不確実さは文献値や評価手法により定まるものであり，確率論的地震ハザードの変更に伴い変わるものではない。

以上より，損傷加速度中央値A_Mが変更となるため，フラジリティが変更となる。

４．評価結果

３．による評価の結果，機器フラジリティの値は変更前の値と比較してそれぞれ約0.98～1.02倍程度（機器フラジリティの値の指標となるHCLPFで比較）となった。

本機器フラジリティと変更後の確率論的地震ハザードを用いて，システム評価を実施した結果を第2-2表に示す。システム評価の結果，建屋損傷等の地震特有の事故シーケンスの寄与が大きく増大することはなく，従前と同程度であることを確認した。

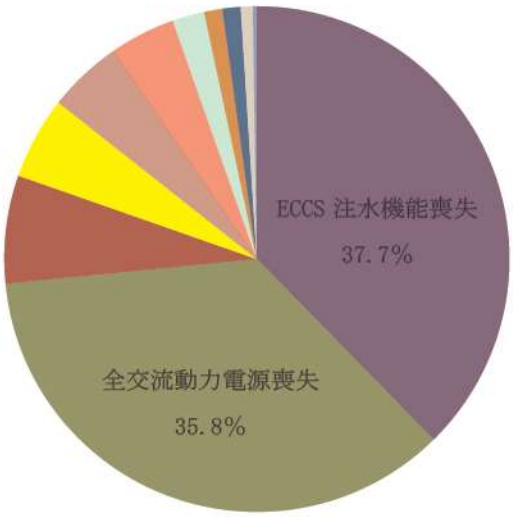
第2-1表　F_{SS}（入力地震動のスペクトル形状に関する係数）の変更前後比較表

	変更前		変更後	
	水平	鉛直	水平	鉛直
原子炉建屋	1.00	0.94	1.01	0.93
原子炉補助建屋	1.00	0.93	1.01	0.92
ディーゼル発電機建屋	0.93	0.98	0.92	0.98

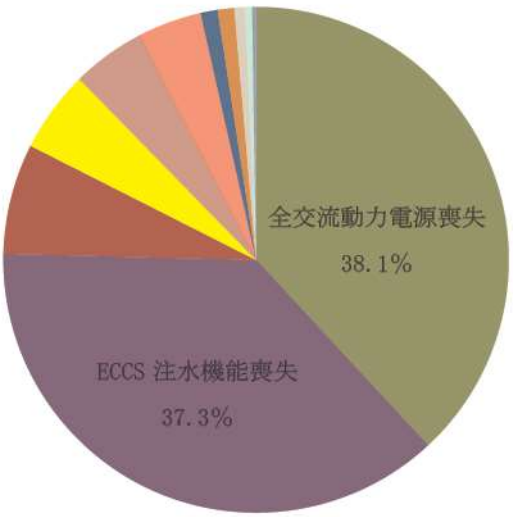
第2-2表　事故シーケンスグループの寄与割合（地震PRA）

事故シーケンスグループ	変更前		変更後	
	CDF（／炉年）	寄与割合	CDF（／炉年）	寄与割合
２次冷却系からの除熱機能喪失	1.6E-07	6.9%	2.5E-07	7.1%
全交流動力電源喪失	8.3E-07	35.8%	1.3E-06	38.1%
原子炉補機冷却機能喪失	2.7E-08	1.1%	3.8E-08	1.1%
原子炉格納容器の除熱機能喪失	5.6E-09	0.2%	8.3E-09	0.2%
原子炉停止機能喪失	1.1E-07	4.7%	1.7E-07	4.7%
ECCS 注水機能喪失	8.7E-07	37.7%	1.3E-06	37.3%
ECCS 再循環機能喪失	2.7E-08	1.2%	3.7E-08	1.1%
格納容器バイパス	－	－	－	－
原子炉建屋損傷	4.7E-08	2.0%	1.6E-08	0.5%
原子炉格納容器損傷	1.8E-08	0.8%	2.4E-08	0.7%
原子炉補助建屋損傷	ε	<0.1%	ε	<0.1%
複数の信号系損傷	1.2E-07	5.3%	1.8E-07	5.2%
蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）	9.8E-08	4.2%	1.5E-07	4.1%
複数の安全機能喪失	－	－	－	－
合計	2.1E-06	100.0%	3.3E-06	100.0%

ε：1.0E-15 未満



【変更前】
全 CDF：2.1E-06



【変更後】
全 CDF：3.3E-06

耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について

a. 機器の限界強度に関する係数　F_S（構造損傷）

$$F_S = \frac{\text{限界荷重} - \text{通常運転時荷重}}{\text{評価用地震動により発生する荷重} - \text{通常運転時荷重}}$$

【具体的な設定方法（限界荷重の設定）】

①耐震評価の許容値がJSMEの設計引張り強さ（S_u）に基づくもの

JSME記載のS_uは試験データの95%信頼下限値とし，1.1倍を中央値とする。

不確実さは$\beta_{s-r}=0$，$\beta_{s-u}=(1/1.65)\times\ln(1.1S_u/S_u)=0.06$

b. 機器の限界強度に関する係数F_S（機能損傷）

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

【具体的な設定方法】

①β設定法を用いるもの

フラジリティ評価において，HCLPFは次式により評価される。

$HCLPF=A_m\times\exp(-1.65\times(\beta_r+\beta_u))$

HCLPF：95%信頼度５%損傷確率

A_m：フラジリティ加速度の中央値

式変形より，$A_m=HCLPF\times\exp(1.65\times(\beta_r+\beta_u))$

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。

損傷加速度の中央値＝損傷加速度のHCLPF×exp(1.65×($\beta_r+\beta_u$))

したがって，“損傷加速度のHCLPF＝機能維持試験加速度”とし，不確実さ※1 β_r及びβ_uを与えることにより，損傷加速度の中央値を推定することができる。

電気的機器の場合：$\beta_{s-r}=0.11$，$\beta_{s-u}=0.17$

動的機器の場合：$\beta_{s-r}=\beta_{s-u}=0.10$

※1：不確実さについては下記の文献から引用した。

電力共通研究「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」

②上記以外（横型ポンプ）

JNESの加振試験※2において損傷するまでの結果が得られているものについては，β設定法は用いず，損傷加速度中央値＝機能維持確認済加速度として評価し，不確実さは考慮しない（$\beta_{s-r}=\beta_{s-u}=0$）。ただし，上記報告書で不確実さが指定されているものについてはその値を使用する。

横型単段ポンプ：機能維持加速度　8.40G

$\beta_{s-u}=0.21$

横型多段ポンプ：機能維持加速度　17.3G
不確実さの指定なし

※2：「原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その３（総合評価）に係る報告書」（独立行政法人　原子力安全基盤機構平成18年８月）

c. 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数　F_μ

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

【具体的な設定方法】

本係数は，塑性率μの関数として与えられる。脆性損傷及び弾性域機能損傷については，本係数を$F_\mu = 1$とし，その他については以下に示すNewmarkの手法により評価する。

①<u>機器の固有周期が設置床の床応答スペクトルの卓越周期領域にある場合</u>

$$F_\mu = \sqrt{2\mu - 1} \qquad \mu：塑性率$$

②<u>機器の固有周期が設置床の床応答スペクトルの剛領域にある場合</u>

$$F_\mu = \mu^{0.13}$$

不確実さは次式により算定する。

$$\beta_c = \frac{1}{2.33}\ln(F\mu) \qquad \beta_r = \beta_u = \frac{1}{\sqrt{2}}\beta_c$$

ここで，塑性率μには以下の値※3を用いるものとする。

- 一般の容器類　$\mu = 1.5$
- 重機器類　$\mu = 2.0$
- 配管　$\mu = 3.0$
- 鋼構造　$\mu = 3.0$

※3：塑性率については下記の文献から引用した。

「N.M.Newmark, "Inelastic Design of Nuclear Reactor Structures and its Implication on Design of Critical Equipment", SMiRT Paper K4/1, 1977 SMiRT Conference, San Francisco, 1978」

d. 機器応答評価用入力地震動に関する係数　F_{ESS}

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

【具体的な設定方法：マージンの取り方に応じた評価手法を選定】

①拡幅有りの設計用床応答曲線を用いた評価を実施しているもの

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

S_a（拡幅有り（無し））：拡幅有り（無し）の床応答曲線での応答加速度

拡幅は建屋・地盤の物性値の不確実さを考慮したものであり，その不確実さは建屋応答係数の評価で考慮されているため，本係数では不確実さは考慮しない。

$\beta_{ESS\text{-}r}=\beta_{ESS\text{-}u}=0$

②1.2ZPA評価を実施しているもの（ZPA：最大床応答加速度）

$F_{ESS}=1.2$

建屋応答解析の不確実さは，建屋応答係数の評価で考慮されているため，本係数では不確実さは考慮しない。

$\beta_{ESS\text{-}r}=\beta_{ESS\text{-}u}=0$

③建屋連成時刻歴解析を実施し，発生荷重のマージンを考慮しているもの

F_{ESS}＝設定マージン

建屋応答解析の不確実さは，建屋応答係数の評価で考慮されているため，本係数では不確実さは考慮しない。

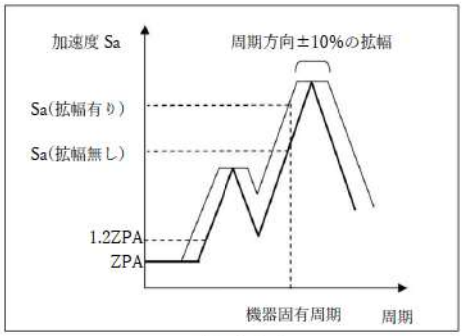
$\beta_{ESS\text{-}r}=\beta_{ESS\text{-}u}=0$

④ZPA評価又は時刻歴解析を実施しているもの

$F_{ESS}=1.0$

建屋応答解析の不確実さは，建屋応答係数の評価で考慮されているため，本係数では不確実さは考慮しない。

$\beta_{ESS\text{-}r}=\beta_{ESS\text{-}u}=0$



参考図

e. 機器の設計用減衰定数に関する係数　F_D

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

【具体的な設定方法】

①設計減数定数の床応答曲線を用いた評価を実施しているもの

$$F_D = \frac{S_a\ (\text{設計減衰定数})}{S_a\ (\text{減衰定数中央値})}$$

不確実さについては，設計減衰定数が99%信頼下限と考え，次式の通りとする。

$$\beta_{D-u} = \frac{1}{2.33} \ln \frac{S_a\ (\text{設計減衰定数})}{S_a\ (\text{減衰定数中央値})}$$

$$\beta_{D-r} = 0$$

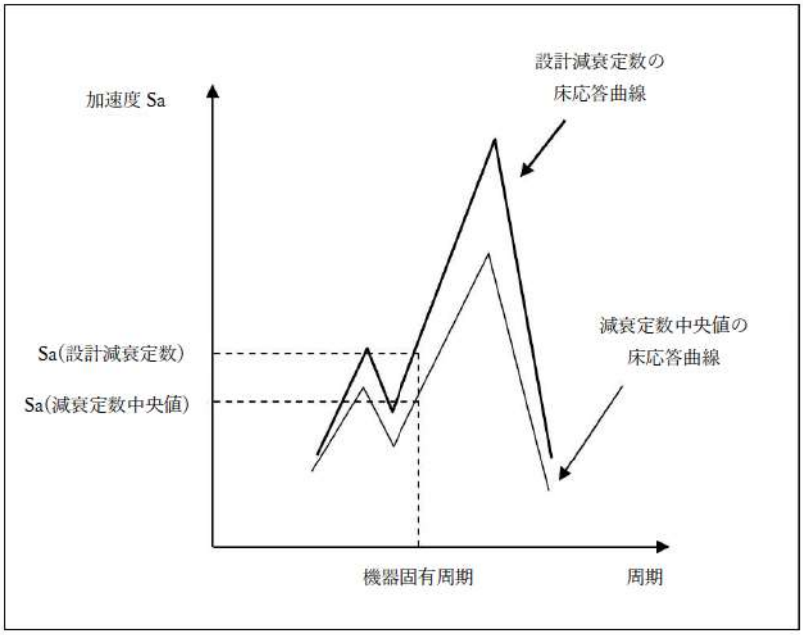
S_a(設計減衰定数（減衰定数中央値※4））：

設計減衰定数（減衰定数中央値）の床応答曲線での応答加速度

※4：減衰定数中央値については，国内において機器ごとに徐々に地震動を変動させた既往の加振試験結果を統計処理結果等に基づき設定する。

引用文献：

電力共通研究「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」



参考図

f. 機器の解析モデル化に関する係数　F_{EM}

機器のモデル化におけるモデル形状・諸元等の実機との差等に起因する保守性及び不確実さが機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。

【具体的な設定方法】

①<u>１質点系でモデル化しているもの</u>

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

$F_{EM}=1.0$　$\beta_{EM-r}=\beta_{EM-u}=0$

②<u>多質点系でモデル化しているもの</u>

多質点系でモデル化される場合は，主にモデル形状等に起因する不確実さが生じ得るため，文献※5に基づき設定する。

$F_{EM}=1.0$　$\beta_{EM-r}=0$　$\beta_{EM-u}=0.15$

※5：「“Seismic Fragilities of Civil Structures and Equipments at The Diablo Canyon Power Plant”, Pacific Gas and Electric Company, 1988」

③<u>建屋連成時刻歴解析を実施しているもの</u>

建屋応答係数の内のモデル化に関する係数に含まれるものとし，安全係数1.0で不確実さは考慮しない。

$F_{EM}=1.0$　$\beta_{EM-r}=\beta_{EM-u}=0$

g. 機器のモード合成に関する係数　F_{EMC}

機器の地震応答がモーダル解析により評価されている場合に，実機の現実的な応答挙動をより精度良く模擬できる直接積分による時刻歴解析に比べ，モード合成に起因する保守性及び不確実さが生じて，機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。

【具体的な設定方法】

①<u>１質点系でモデル化しているもの</u>

１質点系でモデル化される機器の場合は，モード合成の必要がないため，安全係数は1.0で不確実さは考慮しない。

$F_{EMC}=1.0$　$\beta_{EMC-r}=\beta_{EMC-u}=0$

②<u>多質点系でモデル化しているもの</u>

モード合成はSRSS（二乗和平方根）により行っており，この場合は大きな保守性は有さないと考えられることから安全係数は1.0とする。不確実さについては文献※6に基づき設定する。

$F_{EMC}=1.0$　$\beta_{EMC-r}=0.15$　$\beta_{EMC-u}=0$

※6：引用文献：

・電力共通研究「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」

・「R.P.Kennedy and M.K.Ravindra “Seismic Fragilities For Nuclear Power Plant Risk Studies”,Nuclear Enginnering and Design 79(1984)47-68」

h. 入力地震動のスペクトル形状に関する係数　F_{SS}

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

【具体的な設定方法】

①基準応答評価用の入力地震動と現実的な地震動の加速度応答スペクトル形状の差が建屋応答に与える影響を評価する。なお，不確実さは地震ハザード評価に含まれると考えられるため考慮しない。

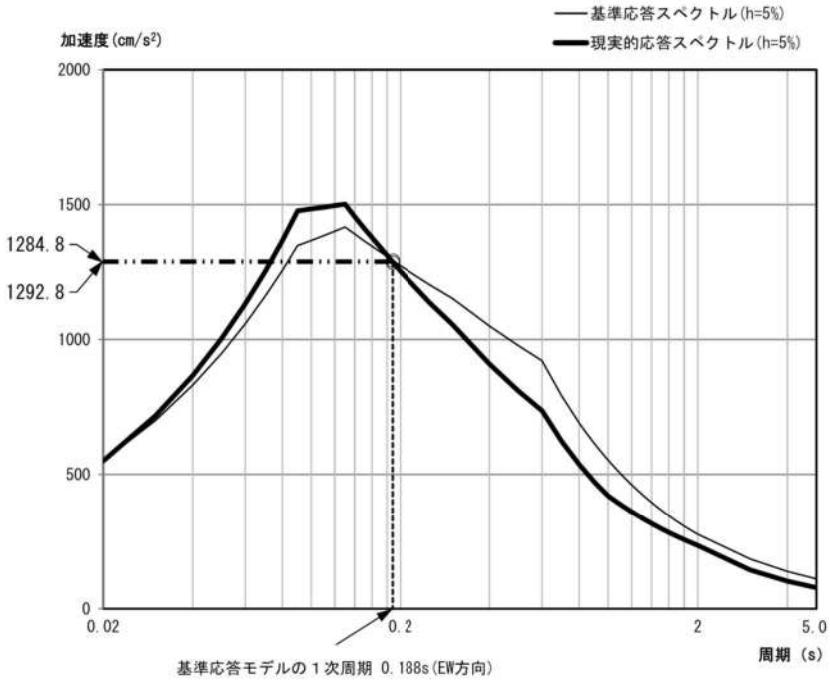
$$F_{SS}=\frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル１次周期に対する値}}{\text{基準減衰値の現実的スペクトルの基準応答モデル１次周期に対する値}}$$

$$F_{SS}=\frac{1292.8}{1284.8}=1.01\ \text{（EW方向）}$$

$$\beta_r=\beta_u=0$$

基準応答モデルのA/B　１次周期に対するスペクトル値　EW方向

	スペクトル値(gal)
基準応答スペクトル	1292.8
現実的スペクトル値	1284.8



参考図

i. 建屋の減衰に関する係数　$F_{\delta B}$

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

【具体的な設定方法】

①基準応答減衰定数による基準応答用スペクトルと現実的な減衰定数による基準応答用スペクトルの基準応答モデル１次周期における比により評価する。

現実的な減衰定数はばらつくので，基準応答用スペクトル形状もそれに従いばらつき，その結果得られるスペクトル値もばらついたものとなる。このようにして得られたスペクトル値のばらつきをβ_Rとする。また，減衰定数の評価に対するβ_uは考慮しない。

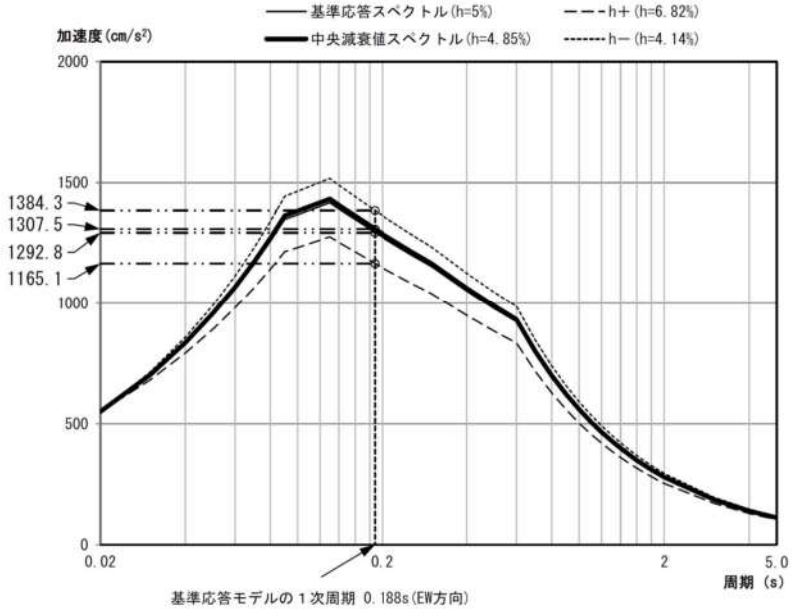
$$F_{\delta B}=\frac{1292.8}{1307.5}=0.99\ \text{（EW方向）}$$

β_r＝基準応答モデル１次周期に対して減衰がばらついたときの基準応答スペクトル値のばらつき

$\beta_u=0$

基準応答モデルのA/B　１次周期に対する基準応答スペクトル値　EW方向

	スペクトル値(gal)	重み
基準応答(h＝5%)	1292.8	－
中央値(h＝4.85%)	1307.5	－
h＋(h＝6.82%)	1165.1	0.321
h－(h＝4.14%)	1384.3	0.679



参考図

j. 建屋のモデル化に関する係数　F_M

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

【具体的な設定方法】

①建屋のモデル化に関する不確かさが建屋応答に与える影響を評価する。なお，基準応答用スペクトルの基準応答モデル１次周期における値と，現実的な建屋モデル（中央値モデル及び現実的応答評価用モデル）の１次周期における値の比により算出する。

$$F_M = \frac{1292.8}{1307.8} = 0.99 \text{（EW方向）}$$

β_r＝現実的な建屋の１次周期（ばらつき考慮）に対する基準応答スペクトル値のばらつき

β_u＝0.15※7

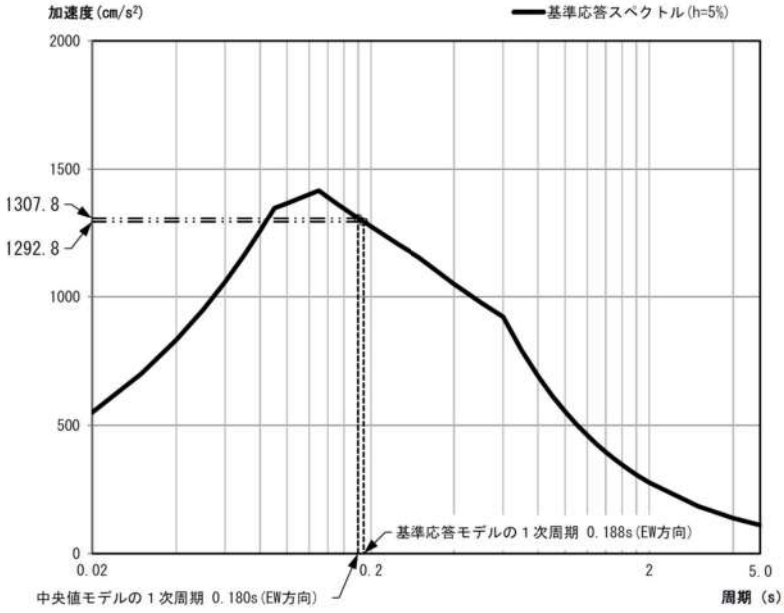
※7：不確実さについては下記の文献から引用した。

「原子力発電所のフラジリティ評価における認識論的不確実さに関する研究，その１～その３」（日本建築学会大会梗概集，2007年８月）

現実的な１次周期に対する基準応答用減衰による基準応答評価用スペクトル値

（A/B EW方向）

	Vs	F*c*	１次周期 (s)	スペクトル値(gal)	重み
中央値モデル	中央値	中央値	0.1883	1292.8	－
現実的応答評価用モデル	＋	＋	0.1728	1320.6	0.1721
	＋	－	0.1794	1308.3	0.2539
	－	＋	0.1786	1309.9	0.2319
	－	－	0.1850	1298.6	0.3421



参考図

k. 建屋の非線形応答に関する係数　F_{NL}

【具体的な設定方法】

①本係数は建屋の非線形応答に関する係数である。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの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実さとして考慮する。ここでは，非線形応答に関する全不確実さを0.20とし，この内，情報に関する不確実さは0.10とする。

$F_{NL}=1.0$

$\beta_u=0.10$

$$\beta_r=\sqrt{\beta_{NL-c}^{2}-\beta_u^{2}}$$

$$=\sqrt{0.20^2-0.10^2}$$

$$=0.17$$

ただし，ZPA領域ではこの変動は小さいため，本係数は以下のとおりとする。

$F_{NL}=1.0$　$\beta_r=\beta_u=0$

地震PRAにおけるイベントツリー評価について

1.システム解析の概要について

今回の地震PRAでは，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発生をイベントヘディングとした起因事象階層イベントツリーと起因事象発生後の緩和設備をイベントヘディングとしたフロントライン系イベントツリーを結合して評価している。また，起因事象階層イベントツリーで主給水流量喪失に分類された事象については，過渡分類イベントツリーにより外部電源喪失，原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失に事象を分類し，該当するフロントライン系イベントツリーに結合して評価している。第1図にシステム解析の概要を示す。

2.起因事象の階層化の考え方と階層イベントツリーについて

地震PRAでは，地動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，「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」に従い，重畳による影響を包含できるように階層処理を行っている。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畳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機能により「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。第2図に起因事象階層イベントツリーを示す。

起因事象発生頻度は，当該起因事象を発生させる機器のいずれか１つでも損傷した場合に発生するものとして算出し，後続のヘディングで考慮する起因事象発生頻度は先行するヘディングで考慮する起因事象が発生しない条件付確率として評価している。

3.格納容器バイパス事象及び直接炉心損傷に至る事象について

地震により建屋等の大規模構造物や原子炉容器等の損傷により，起因事象の発生と同時に緩和機能に期待できない事象として，直接炉心損傷に至る事象及び格納容器バイパス事象を考慮している。

【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）
- 原子炉建屋損傷
- 原子炉格納容器損傷
- 原子炉補助建屋損傷

・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

【格納容器バイパス】

・蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

直接炉心損傷に至る事象及び格納容器バイパス事象において対象とする設備と分類の考え方を第1表に示す。

4.フロントライン系イベントツリーについて

フロントライン系イベントツリーでは，内部事象レベル１PRAで考慮したフォールトツリーをベースに，緩和設備の地震による直接的な損傷，耐震性の低い機器による緩和機能に期待しない措置，耐震性の低い機器の隔離失敗をモデル化した。第3図にモデル化したフォールトツリーの例を示す。

5.地震PRAの結果を事故シーケンスに整理するプロセスについて

地震PRAでは，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において起因事象の発生と緩和設備の機能喪失の状態を評価しているため，各ヘディングの分岐情報を基に事故シーケンスの分類を行っている。具体的には以下のとおり。

格納容器バイパス及び直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては，損傷する建屋及び機器により喪失する安全機能を考慮し，蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損），原子炉建屋損傷，原子炉格納容器損傷，原子炉補助建屋損傷，１次系流路閉塞による２次冷却系からの除熱機能喪失，複数の信号系損傷，大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA），電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失，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として整理している。

また，各LOCA事象，２次冷却系の破断，外部電源喪失，原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失事象の起因事象により発生する事故シナリオについては，各起因事象に対するフロント系イベントツリーの分岐結果により事故シーケンスを分類している。第4図に各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンスを示す。

また，起因事象階層イベントツリーで主給水流量喪失に分類される事象が過渡分類イベントツリーを経由してフロントライン系イベントツリーに結合される具体例を，地震区分４において全交流動力電源喪失が発生して

いる場合を例に第5図に示す。

第1表　格納容器バイパスと直接炉心損傷に至る事象における対象設備（1／3）

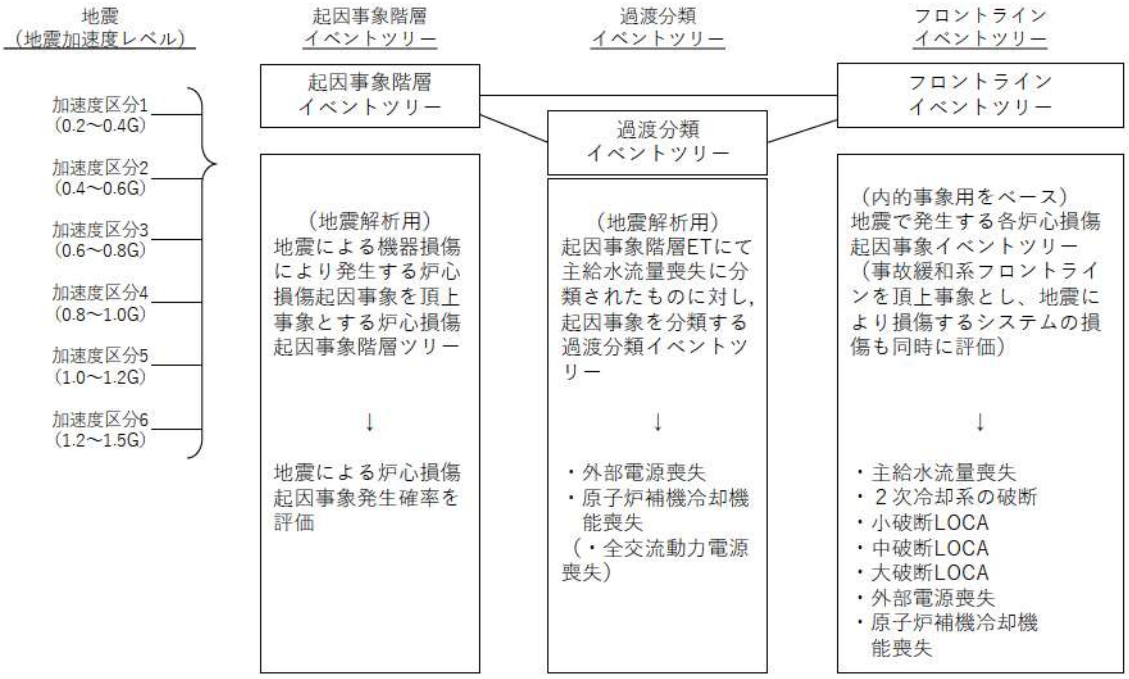
発生する起因事象	対象設備	損傷モード	評価部位	分類の考え方
大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）	原子炉容器	構造	サポートシュ	対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し，ECCS注入も無効となることから，直接炉心損傷に至ると想定。
	一次冷却材管	構造	ホットレグ	
	1次冷却材ポンプ	構造	ブラケット	
	炉内計装引出管	構造	コンジットチューブ	
	制御棒駆動装置	構造	制御棒駆動装置耐圧部	
	蒸気発生器本体	構造	冷却材入口管台	
原子炉建屋損傷	原子炉建屋	構造	－	原子炉建屋の構造損傷により建屋内の広範囲にわたる機器，配管が構造損傷すると仮定し，直接炉心損傷に至ると想定。
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	構造	リングガータ下端部	原子炉格納容器内の構造損傷により，原子炉格納容器内及び周辺設備が構造損傷し，直接炉心損傷に至る事象と想定。
原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋	構造	－	原子炉補助建屋の構造損傷により建屋内の運転コンソール，直流電源等が損傷し，ほぼすべての安全機能の制御が不能となり炉心損傷に至ると想定。
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	電動弁	機能	－	原子炉補機冷却水系統のCヘッダ分離が電動弁であり，原子炉補機冷却水系統のトレン分離失敗から原子炉補機冷却機能が喪失し，RCPシールLOCAが発生すると想定。
1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	炉内構造物	構造	制御棒クラスタ案内管	炉内構造物の損傷により，炉心部で冷却材の流れが阻害されることで，1次冷却材流量低による原子炉トリップ及び蒸気発生器による除熱時の自然循環が阻害されることで，2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
	炉心支持構造物	構造	下部炉心支持板	

第1表　格納容器バイパスと地震により直接炉心損傷に至る事象における対象設備
（２／３）

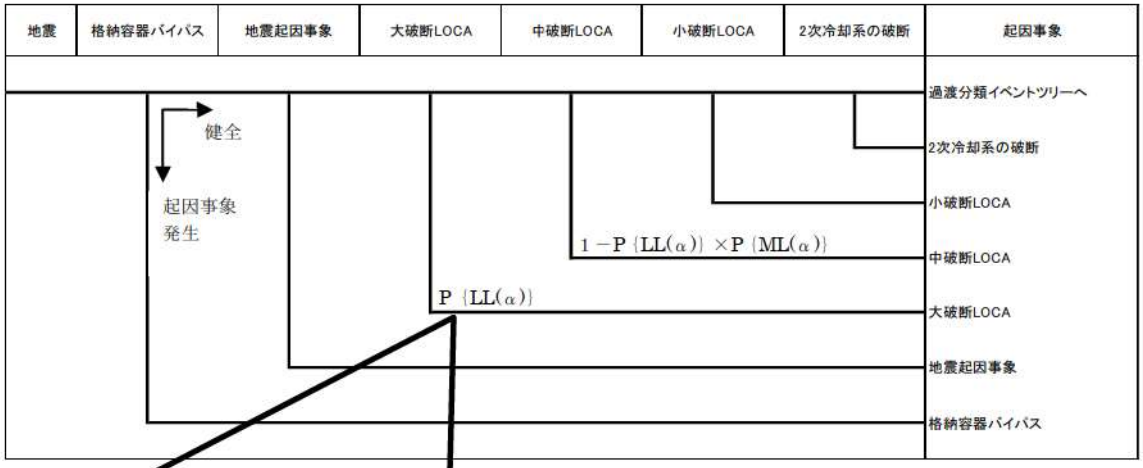
発生する起因事象	対象設備	損傷モード	評価部位	分類の考え方
複数の信号系損傷	運転コンソール	構造	基礎溶接部	原子炉トリップ，自動信号発信は可能と考えられるが，補助給水流調失敗により，2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
	中央制御室外原子炉停止盤	機能	－	中央制御室外での安全停止操作盤。プラントの重要な制御機能及び保護機能が不能により補助給水の制御ができなくなり，直接炉心損傷に至ると想定。
	安全系現場制御監視盤	機能	－	原子炉トリップ可能であるが，補助給水系起動信号喪失により，2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
	工学的安全施設作動盤	構造	基礎ボルト	
	原子炉安全保護盤	機能	－	
	共通要因故障対策操作盤	構造	据付ボルト	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と想定。
	ATWS対策設備（共通要因故障対策盤（自動制御盤）	構造	据付ボルト	
	安全系マルチプレクサ	機能	－	
	安全系FDPプロセッサ	機能	－	
	共通要因故障対策EP盤室操作盤	機能	－	
	電磁弁ラック	機能	－	
	ソレノイド分電盤	機能	－	原子炉トリップ可能であるが，タービン動補助給水ポンプ側の流量調整不能，主蒸気逃がし弁機能喪失，主蒸気隔離弁機能喪失により，2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
	ケーブルトレイ	構造	－	主給水流量喪失が発生し，補助給水系機能を維持する電源系が損傷することで2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
	逆止弁	機能	－	補助給水系による蒸気発生器給水ができなくなり，2次冷却系からの除熱機能喪失となると想定。

第1表　格納容器バイパスと地震により直接炉心損傷に至る事象における対象設備
（３／３）

発生する起因事象	対象設備	損傷モード	評価部位	分類の考え方
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	燃料集合体	構造	燃料被覆管　過渡変化時寿命初期	燃料集合体の損傷とともに，制御棒挿入が不能となると想定。
	制御棒クラスタ	構造	制御棒被覆管（全引抜き状態）	制御棒クラスタの損傷とともに，制御棒挿入が不能となると想定。
格納容器バイパス	蒸気発生器内部構造物	構造	伝熱管（面内）	対象設備の構造損傷により蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）が発生し，直接炉心損傷に至ると想定。また，接続する主給水配管及び主蒸気配管は格納容器バイパス経路となる。



第1図　システム解析の概要

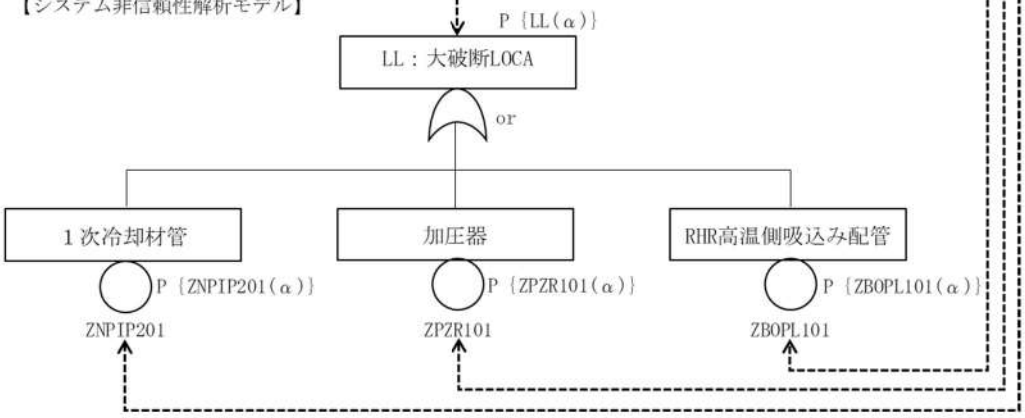


分岐確率は，各起因事象の発生要因となる機器が，地震で損傷する確率に依存する。
以下に，便宜上，大破断LOCAを発生させる機器が3機器であるとした場合の起因事象発生頻度算出の例を示す。

【機器リスト】

頂上事象	頂上事象の構成要素		
	設備	損傷モード	基事象記号
LL：大破断LOCA	１次冷却材管（１次冷却材管加圧器サージ管台）	構造損傷	ZNPIP201
	加圧器（上部支持構造物埋込金物基礎ボルト）	構造損傷	ZPZR101
	RHR高温側吸込み配管（配管本体）	構造損傷	ZBOPL101

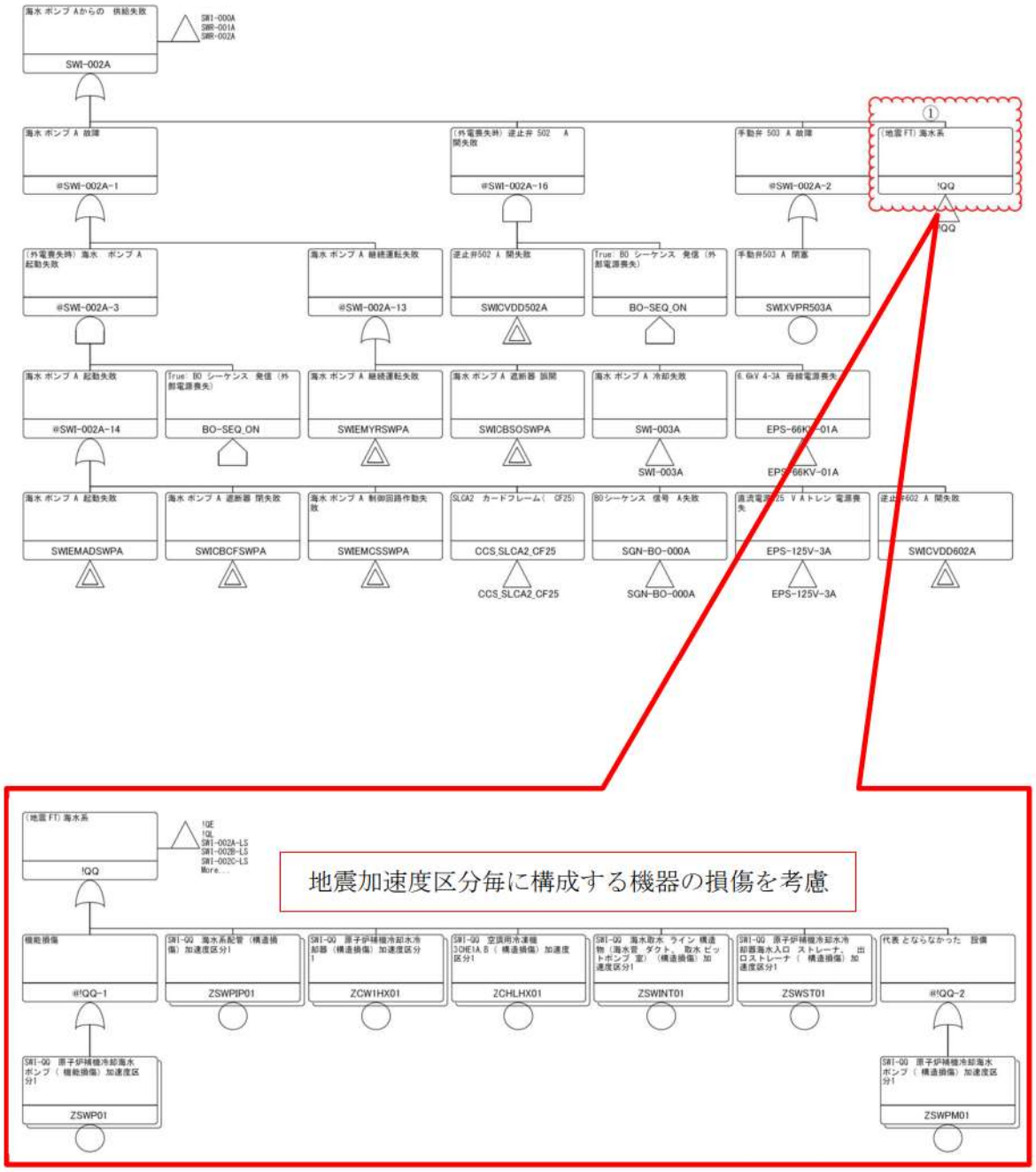
【システム非信頼性解析モデル】



・P｛LL(α)｝　:地動加速度αが発生した場合に，大破断LOCA(LL)が発生する確率
・P｛ZNPIP201(α)｝:地動加速度αが発生した場合に，１次冷却材管(ZNPIP201)が損傷する確率
・P｛ZPZR101(α)｝　:地動加速度αが発生した場合に，加圧器(ZPZR101)が損傷する確率
・P｛ZBOPL101(α)｝:地動加速度αが発生した場合に，RHR高温側吸込み配管(ZBOPL101)が損傷する確率

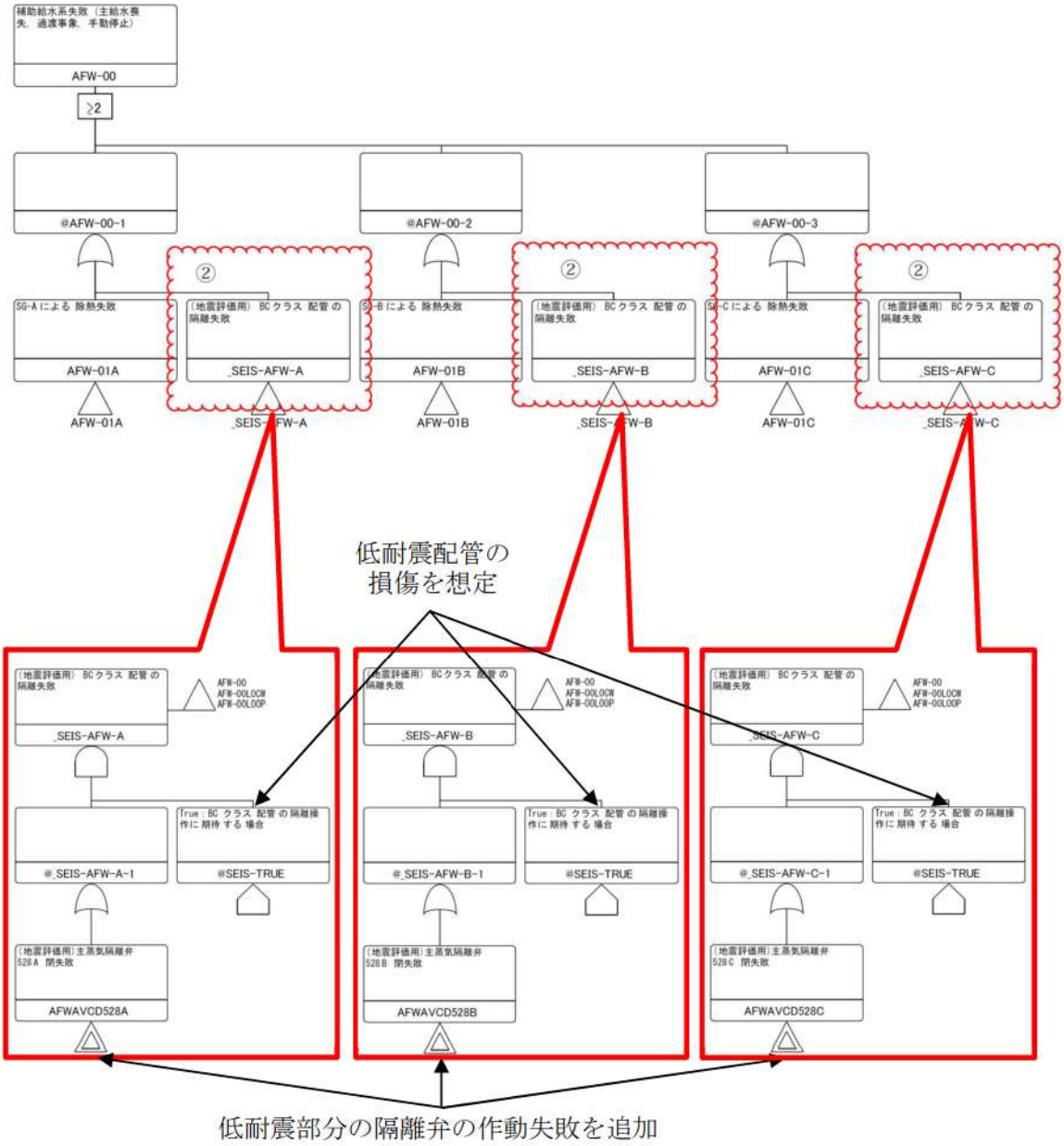
$$P\{LL(\alpha)\} = 1 - [1 - P\{ZNPIP201(\alpha)\}] \times [1 - P\{ZPZR101(\alpha)\}] \times [1 - P\{ZBOPL101(\alpha)\}]$$

第２図　起因事象階層イベントツリー



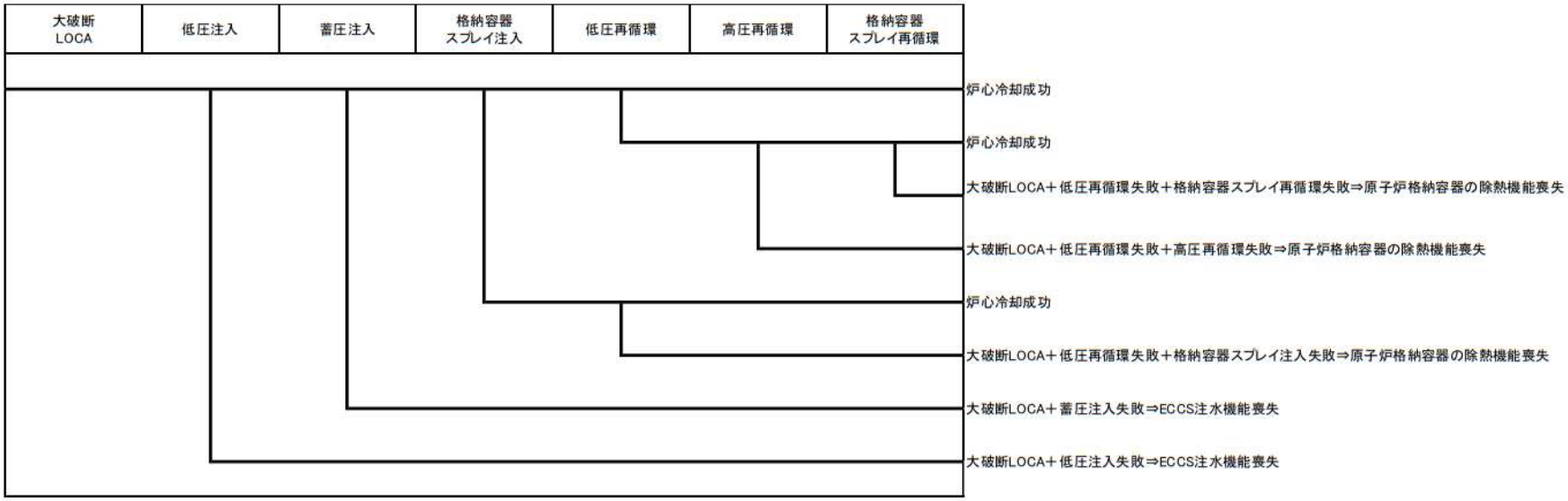
（緩和設備の地震による直接的な損傷の代表例「海水系フォールトツリー」

第３図　地震による影響の反映（1/2）



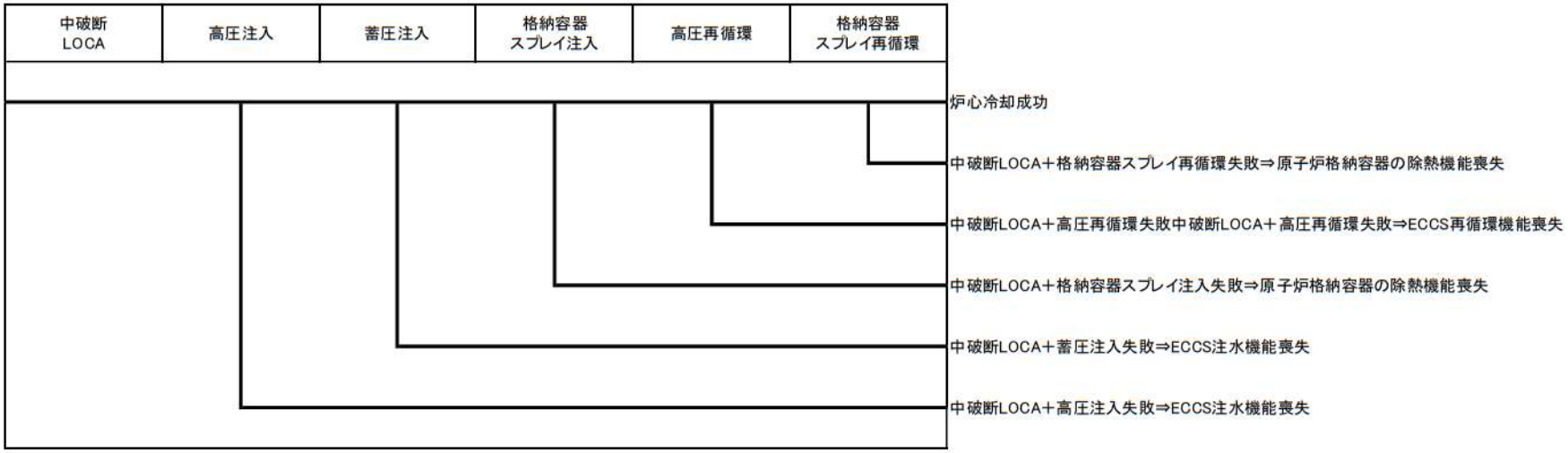
（内部事象PRAのフォールトツリーをベースに
耐震性の低い機器の隔離失敗を追加した例）

第３図　地震による影響の反映（2/2）



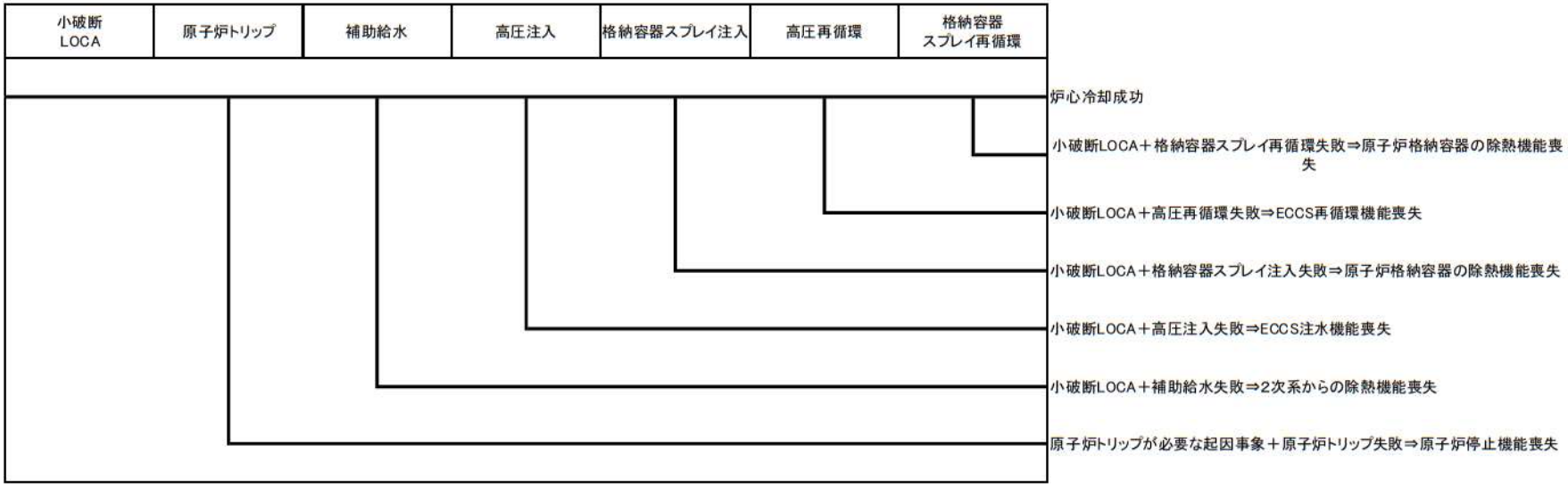
＜大破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第４図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(1/5)



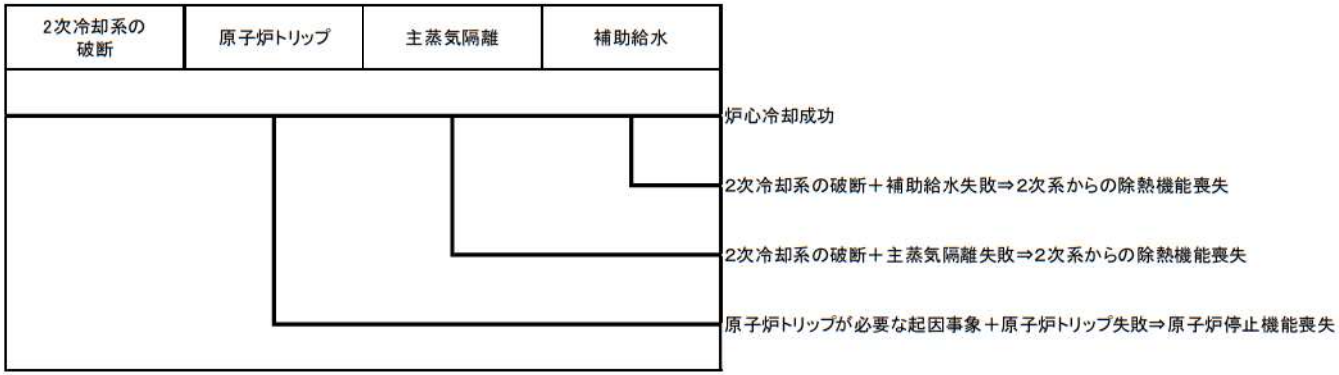
＜中破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第４図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(2/5)

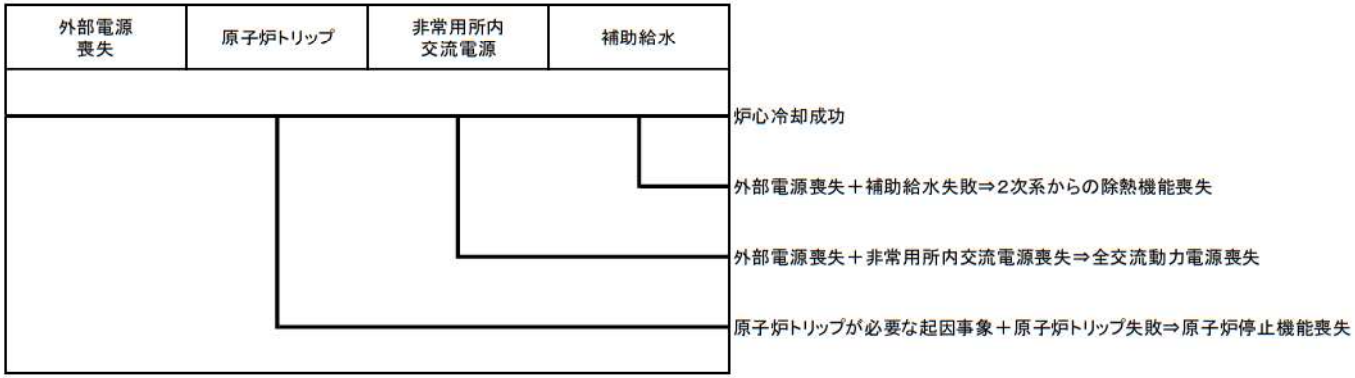


＜小破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第４図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(3/5)

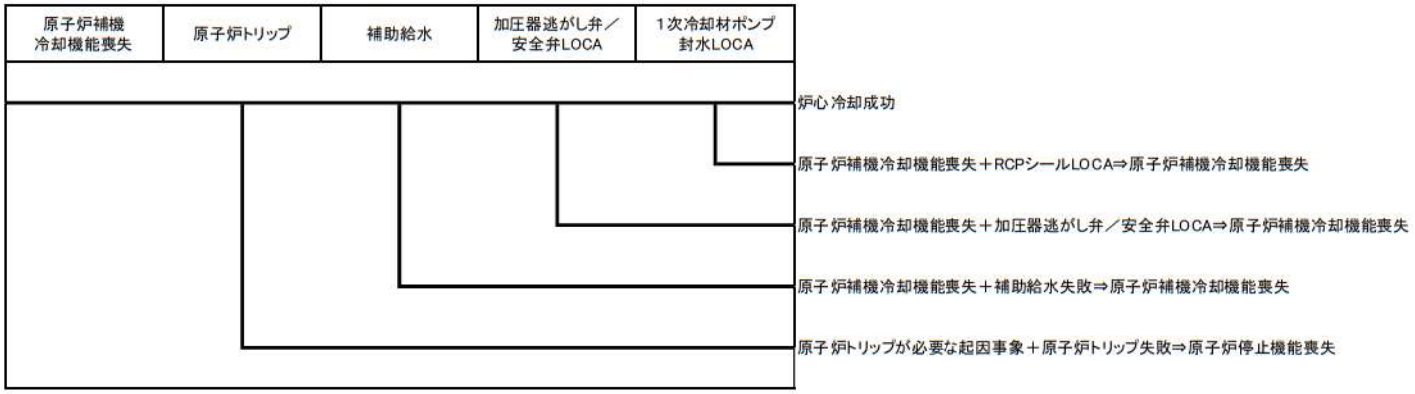


＜２次冷却系の破断に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

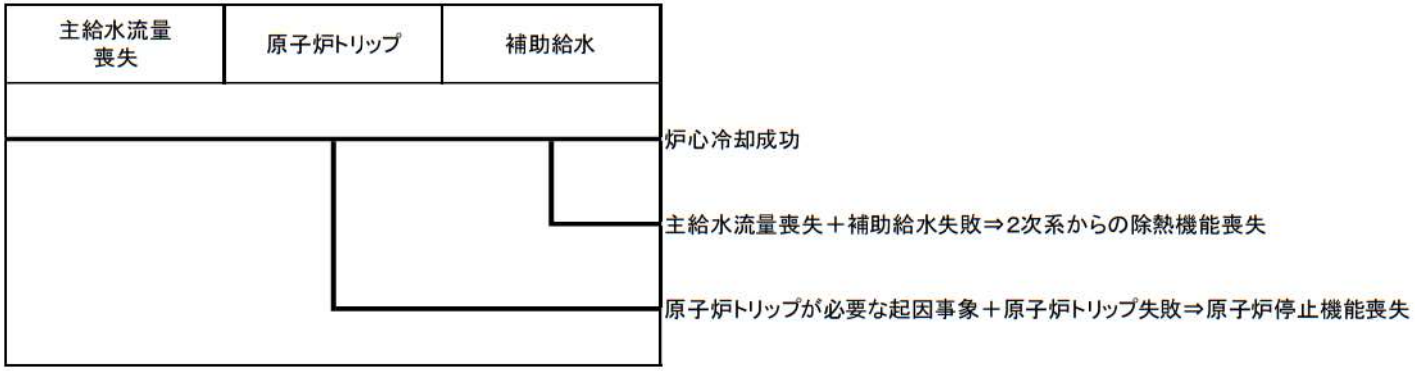


＜外部電源喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第４図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(4/5)

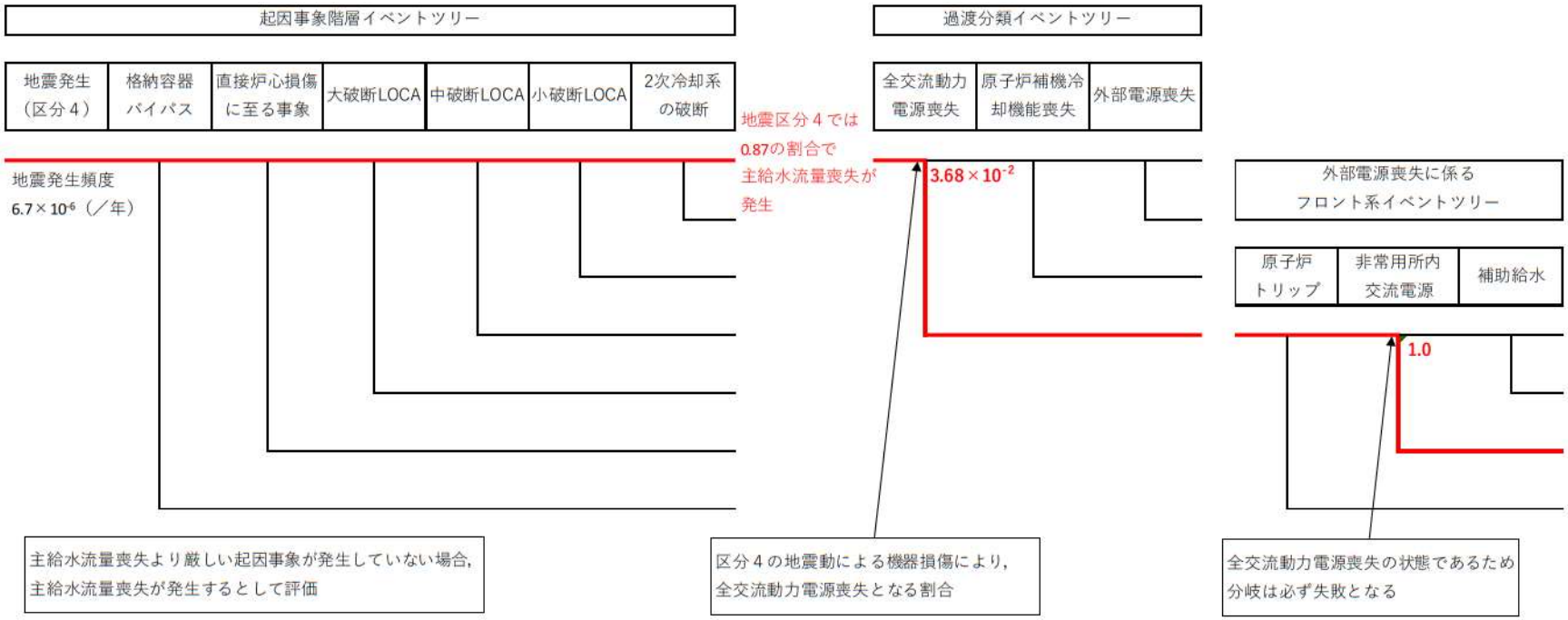


＜原子炉補機冷却機能喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞



＜主給水流量喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第４図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(5/5)



※RiskSpectrum®PSAにおいては，事故シーケンス毎の炉心損傷頻度は出力されるが，分岐確率は直接出力されないため，
地震区分4における全交流動力電源喪失に関連する機器の損傷確率から分岐確率を算出した

第５図　全交流動力電源喪失が発生している場合の例

使命時間に関する感度解析について

本評価では地震時特有の事故シーケンスの抽出を目的としているため，使命時間による保守性により，使命時間に因らない地震時特有のリスクが相対的に小さくならないよう，内部事象PRAに合わせて24時間に設定している。

以下に使命時間を３日にした場合の感度解析について示す。

１．感度解析ケース

本評価では炉心冷却機能としてECCS注入及び再循環，格納容器除熱機能として格納容器スプレイ注入及び再循環並びに２次冷却系からの除熱機能として補助給水に期待しているが，使命時間変更による成功基準への影響はない。このため，イベントツリーやフォールトツリー等の構造はベースケースと相違ない。したがって，使命時間は，機器の継続運転時間に影響するため，ランダム故障確率のみが変更となる。第１表に影響のあるランダム故障確率の平均値を示す。

第１表　ランダム故障確率

起因事象	系統名	FT の非信頼度	
		使命時間１日（ベースケース）	使命時間３日（感度解析）
主給水流量喪失	補助給水	1.3E-04	1.6E-04
外部電源喪失	補助給水	1.7E-04	2.1E-04
	非常用所内交流電源	7.6E-04	1.0E-03
LOCA 事象	補助給水	8.0E-05	1.1E-04
	低圧注入	1.7E-04	2.3E-04
	低圧再循環	9.3E-04	9.8E-04
	高圧注入（中破断 LOCA）	5.5E-04	6.0E-04
	高圧注入（小破断 LOCA）	6.0E-03	6.1E-03
	高圧再循環（大破断 LOCA／中破断 LOCA）	8.1E-04	8.3E-04
	高圧再循環（小破断 LOCA）	8.0E-04	8.3E-04
	格納容器スプレイ注入	2.3E-04	2.7E-04
	格納容器スプレイ再循環	1.0E-03	1.0E-03
	蓄圧注入（大破断 LOCA）	4.3E-04	4.6E-04
	蓄圧注入（中破断 LOCA）	3.6E-07	3.8E-07
	燃料取替用水系	1.9E-05	2.5E-05
２次冷却系の破断	補助給水	2.8E-03	2.8E-03
	主蒸気隔離	1.0E-03	1.1E-03
原子炉補機冷却機能喪失	補助給水	1.3E-04	1.6E-04

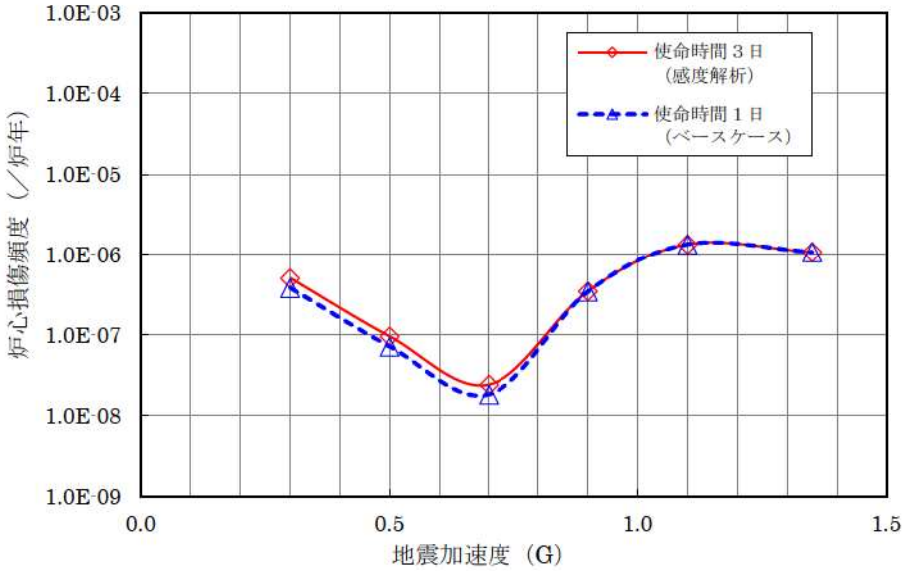
２．定量評価結果

感度解析の結果を第２表に示す。全炉心損傷頻度については 3.4×10^{-6}（／炉年）と算出されベースケースと比較して約１割の増加に留まった。また，ランダム故障確率増加による影響により「２次冷却系からの除熱機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」で約１割炉心損傷頻度が増加した。加速度毎の炉心損傷頻度を第１図に示す。ランダム故障の寄与が大きい 0.2G～0.8G 付近において使命時間変更に伴うランダム故障確率増加の寄与が表れている。

第２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	CDF（／炉年）		比（感度解析／ベースケース）
	使命時間１日（ベースケース）	使命時間３日（感度解析）	
２次冷却系からの除熱機能喪失	2.5E-07	2.8E-07	1.10
全交流動力電源喪失	1.3E-06	1.5E-06	1.10
原子炉補機冷却機能喪失	3.8E-08	3.8E-08	1.00
原子炉格納容器の除熱機能喪失	8.3E-09	8.5E-09	1.02
原子炉停止機能喪失	1.7E-07	1.7E-07	1.00
ECCS 注水機能喪失	1.3E-06	1.3E-06	1.00
ECCS 再循環機能喪失	3.7E-08	3.7E-08	1.00
蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）	1.5E-07	1.5E-07	1.00
原子炉建屋損傷	1.6E-08	1.6E-08	1.00
原子炉格納容器損傷	2.4E-08	2.4E-08	1.00
原子炉補助建屋損傷	ε	ε	－
複数の信号系損傷	1.8E-07	1.8E-07	1.00
合計	3.3E-06	3.4E-06	1.05

ε：1.0E-15 未満



第１図　全炉心損傷頻度比較

３．まとめ

使命時間変更により，炉心損傷頻度の多少の増加はあるものの，抽出される事故シーケンスはほぼ同等であることが確認できた。

小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震PRA）

1.概要

従来の泊３号炉や大飯３，４号炉等においては，これまではRISKMANを用いた大イベントツリー手法で地震PRAを実施し，この結果を事故シーケンスに取りまとめてきた。高浜３，４号炉や今回の泊３号炉の評価においては，RiskSpectrum®PSAを用いた小イベントツリー手法で地震PRAを実施している。これらの評価における事故シーケンス分類の取扱いの差異について取りまとめる。

2.大イベントツリー手法と小イベントツリー手法での事故シーケンス分類の差異

(1) 大イベントツリーでの事故シーケンス分類方法

大イベントツリー手法においては，地震による機器損傷に伴い喪失する機能の組合せすべてについてのシナリオを評価することから，地震による複数の機能喪失の重畳等も評価し，より詳細ではあるが，複雑な評価となっている。このPRA結果を各事故シーケンスに取りまとめる際は，内部事象PRAと同様のフロントライン系イベントツリーに加え，地震損傷機器イベントツリー等のイベントツリー全体の成功，失敗を加味して事故シーケンス分類を行っている（添付1，2参照）。

(2) 小イベントツリーでの事故シーケンス分類方法

小イベントツリー手法においては，大イベントツリー手法で地震により損傷する機器をイベントツリーで取り扱い，地震による機器損傷に伴い喪失する機能の組合せすべてを評価するのと異なり，機器の各地震加速度区分における機器損傷確率をフォールトツリーの中で取り扱うことから，大イベントツリーと異なり，イベントツリーの構成は単純でイベントツリーの分岐は大イベントツリー手法と比較して少数となる。PRA結果の各事故シーケンスの取りまとめについては，内部事象PRAと同様にフロントライン系イベントツリーで失敗の分岐に応じたものとしている（添付3，4参照）。

(3) 両手法における事故シーケンス分類における差異

いずれの手法においてもPRAとしては同等の評価であり，添付2，4の事故シーケンスを比較してもほぼ同等の整理となっていることを確認しているが，地震により喪失する機能が重畳する場合の取扱いに関して以下のとおり差異がある。

a. 大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合のシーケンス分類

大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合，大イベントツリー手法の分類では，注入する順序の関係から大破断LOCA＋蓄圧注入失敗として

取り扱っている。一方，小イベントツリー手法の分類では，フロントライン系イベントツリーによる評価に従い，大破断LOCA＋低圧注入失敗として取り扱っている。

b. 小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合のシーケンス分類

小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合，大イベントツリー手法での分類では，補助給水失敗は高圧注入による必要注入流量を確保するための補助的な冷却と考え，小破断LOCA＋高圧注入失敗として取り扱っている。一方，小イベントツリー手法の分類では，フロントライン系イベントツリーによる評価に従い，小破断LOCA＋補助給水失敗に分類している。

(4) 分類の差異による影響

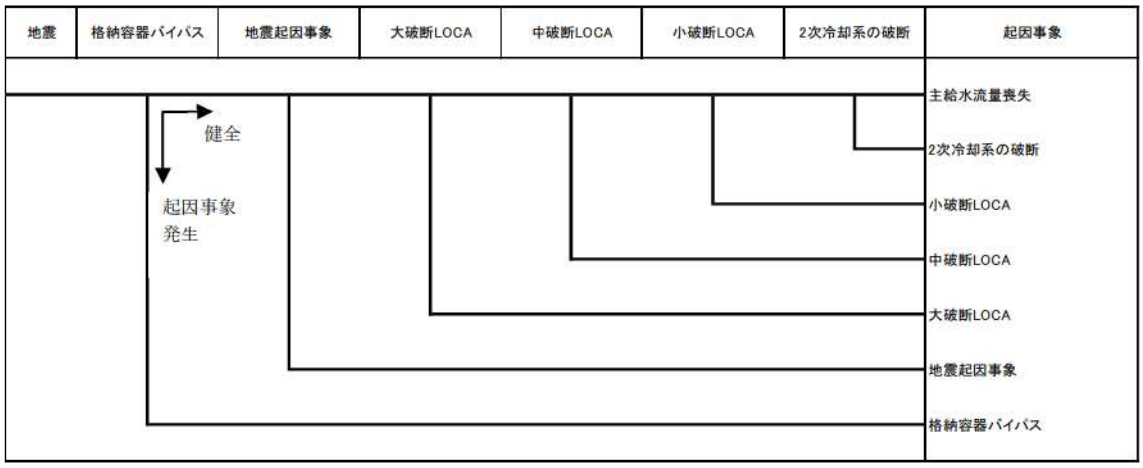
今回の事故シーケンス分類の方法を大イベントツリーに合わせた場合の影響について以下に示す。

a. 大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合の影響

低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合を蓄圧注入失敗側に整理する場合，現在の評価では大破断LOCA＋低圧注入失敗が2.5×10^{-7}／炉年に対し，大破断LOCA＋蓄圧注入失敗が9.1×10^{-11}／炉年であることから，重畳部分を蓄圧注入失敗に整理すると数値は有意に変化することが考えられる。しかしながら，いずれも同じ事故シーケンスグループであり，国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷を防止することができない事故シーケンスであるが，原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスであると整理しており，この観点で今回の分類方法が事故シーケンスの選定に影響を与えるものではない。

b. 小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合の影響

補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合を高圧注入失敗側に整理する場合，現在の評価では小破断LOCA＋補助給水失敗が6.1×10^{-8}／炉年に対し，小破断LOCA＋高圧注入失敗が1.6×10^{-7}／炉年であることから，重畳部分を高圧注入失敗に整理すると数値は微増することになるが，事故シーケンスの選定に影響を与えるものではない。



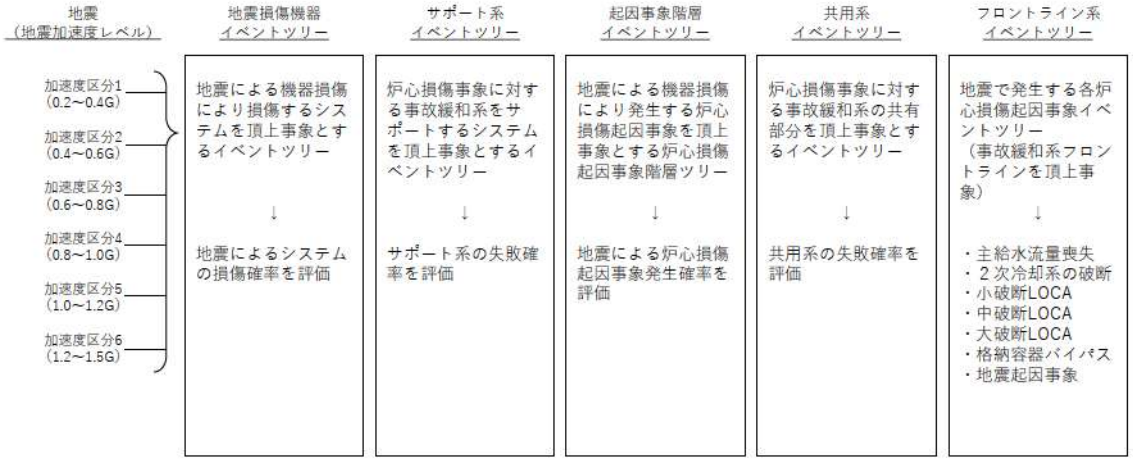
【地震起因事象】

- 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
- 原子炉補助建屋損傷
- 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

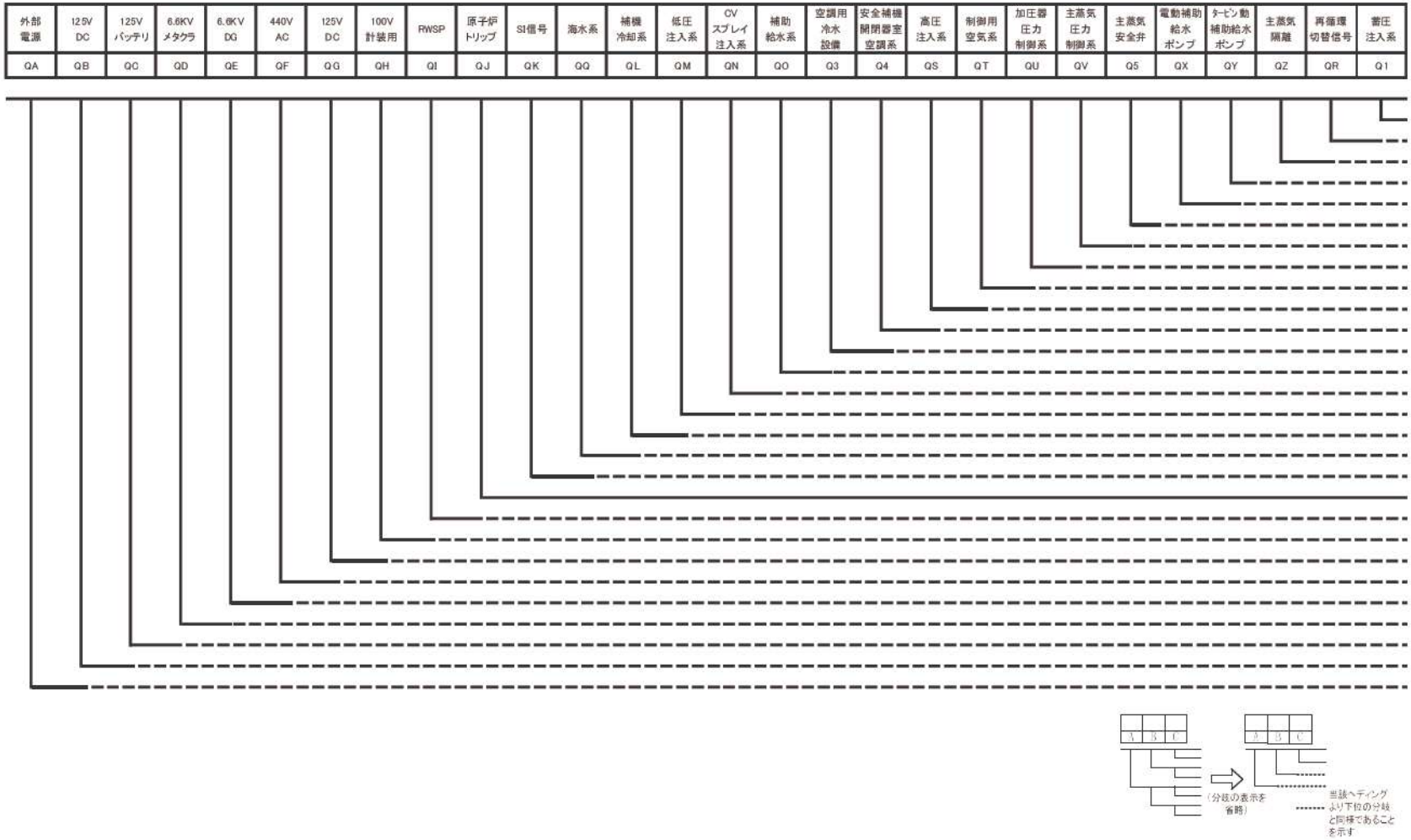
【格納容器バイパス】

- 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)）

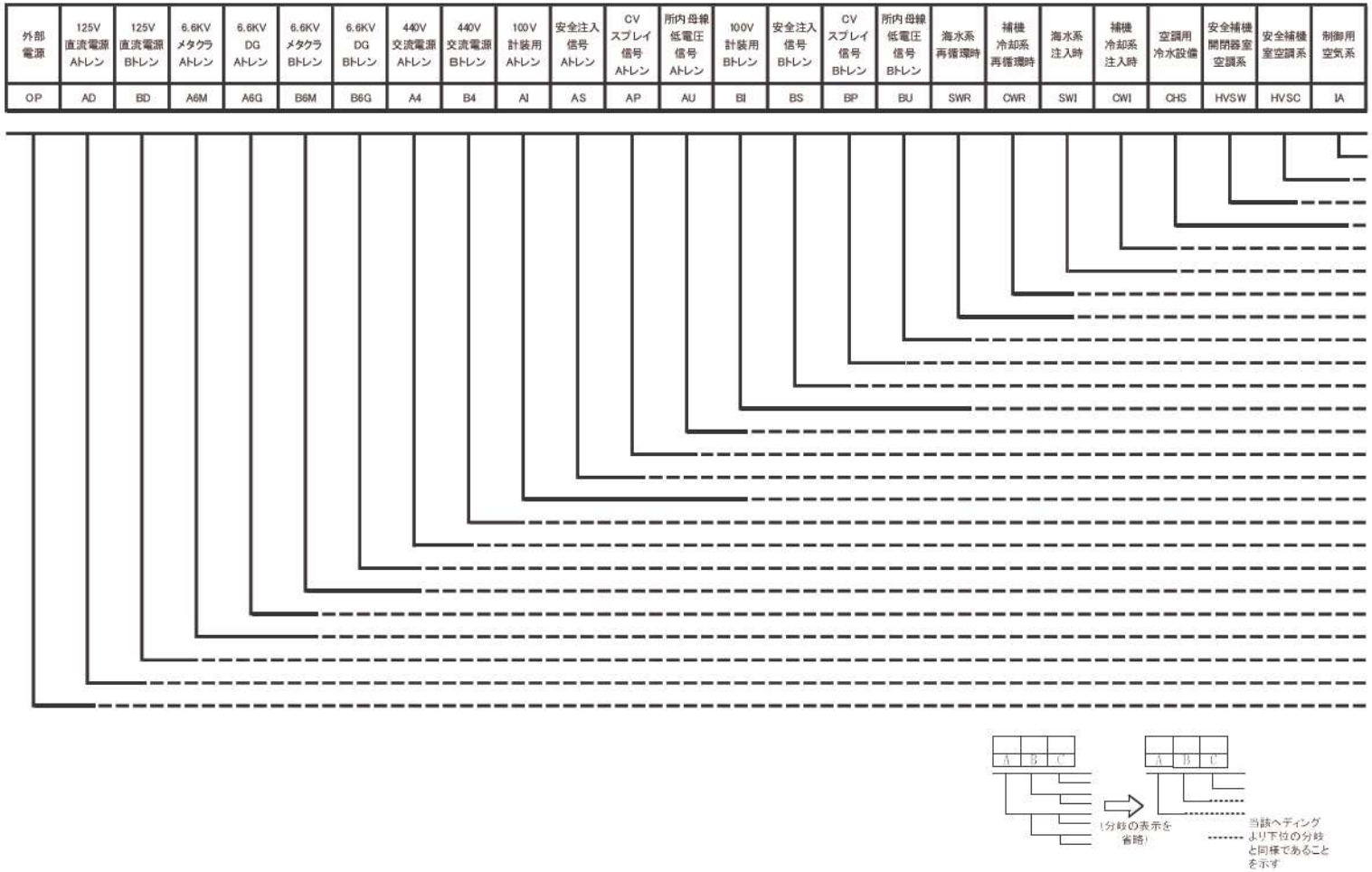
第1-1図　地震PRA階層イベントツリー



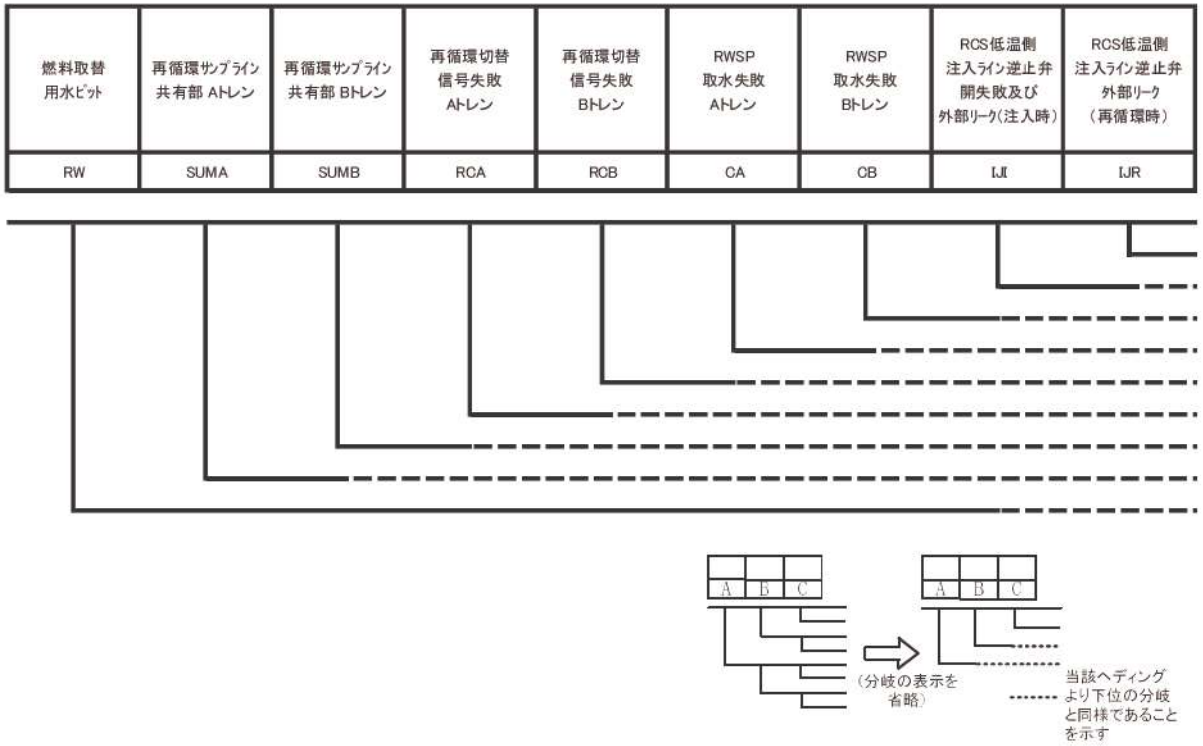
第1-2図　地震システム解析モデル（大イベントツリー）



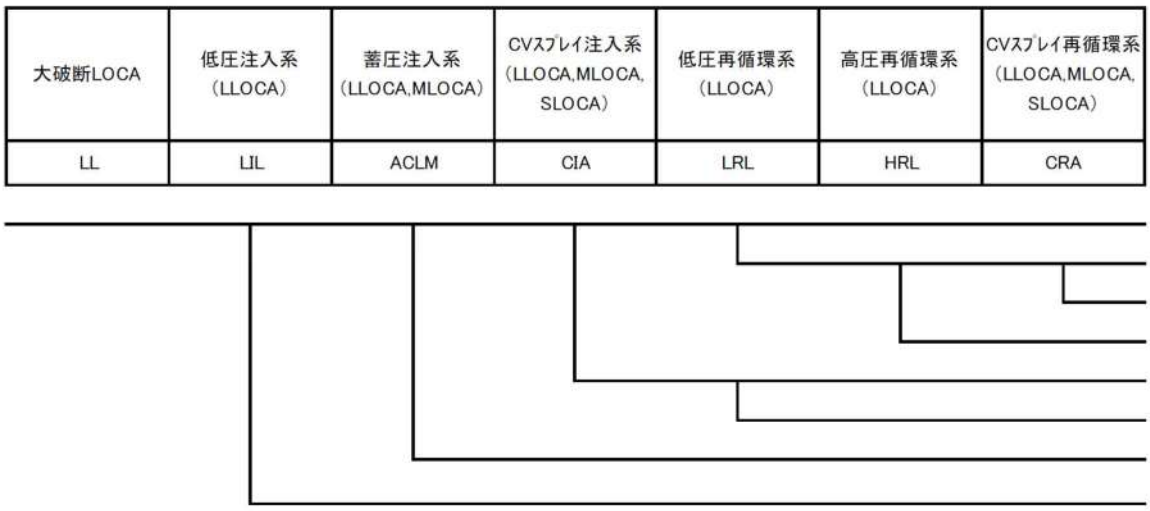
第 1-3 図　地震損傷機器イベントツリー



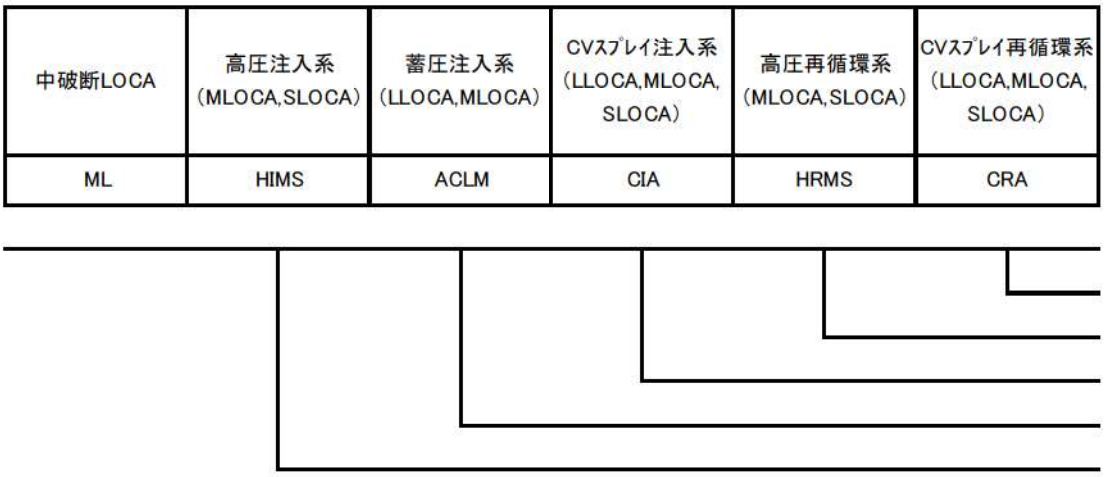
第 1-4 図　サポート系イベントツリー



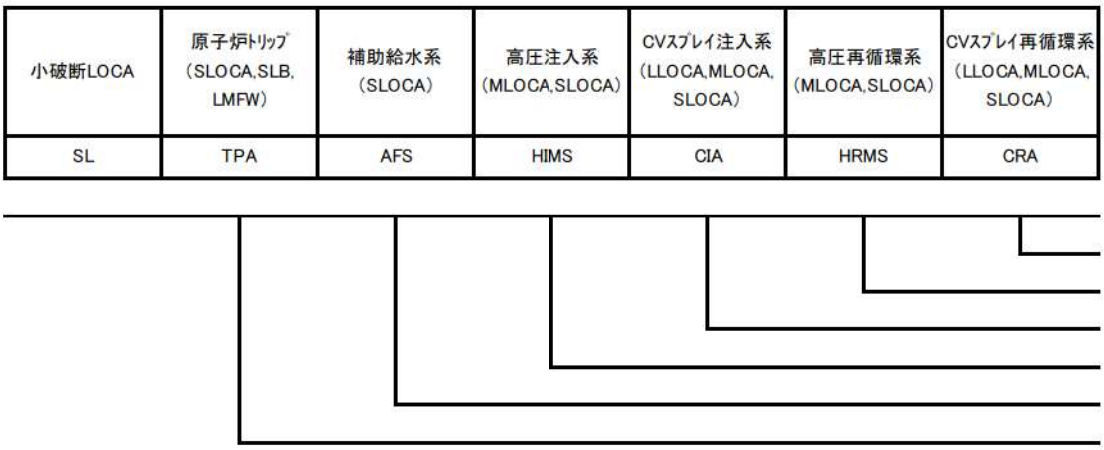
第 1-5 図　共用系イベントツリー



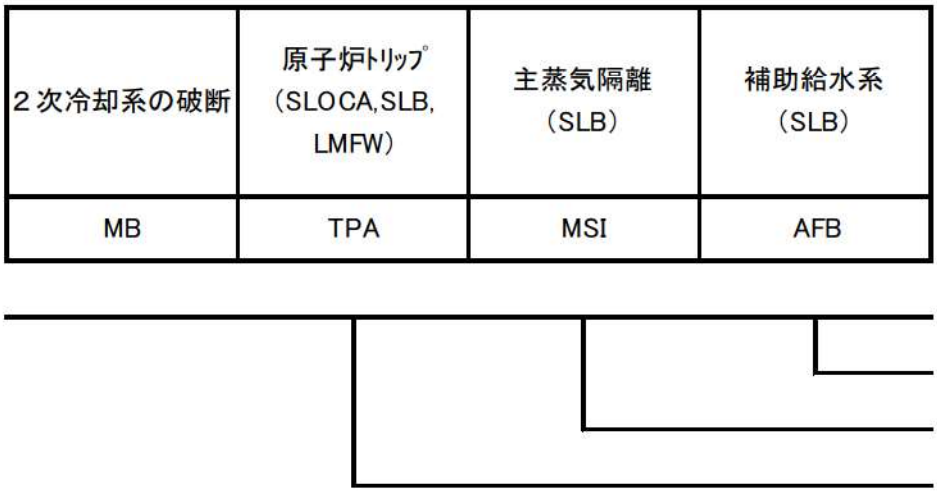
第 1-6 図　大破断 LOCA イベントツリー



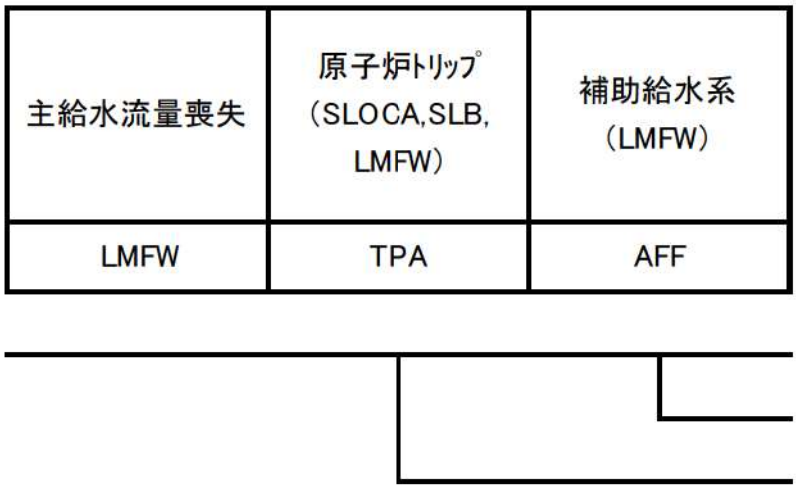
第 1-7 図　中破断 LOCA イベントツリー



第 1-8 図　小破断 LOCA イベントツリー



第 1-9 図　２次冷却系の破断イベントツリー



第 1-10 図　主給水流量喪失イベントツリー

地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについて

1. イベントツリーリンキングにおける情報の引継ぎについて

地震PRAでは内部事象PRAと同様，起因事象の発生に対して事故緩和機能の成功失敗を評価することにより炉心損傷に至るか否かを評価している。内部事象PRAと異なるところは，起因事象を発生させる要因や事故緩和機能を喪失させる要因が，ランダム故障や人的過誤に加えて地震による機器の損傷を考慮する必要がある点にあり，地震による機器損傷の影響は地震損傷機器イベントツリー及び起因事象階層イベントツリーで考慮している。

また，起因事象のうち外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失については，当該機能を構成する機器が地震により損傷する確率を地震損傷機器イベントツリーのヘディングとして考慮し，その他の起因事象は起因事象階層イベントツリーのヘディングとして考慮しているが，イベントツリーリンキングで結合した情報は下流のイベントツリーに引き継がれるため，イベントツリー全体の評価結果を分析することで外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の起因事象に対する炉心損傷頻度を整理することが可能である。第2-1図に外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失（以下，「SBO」という。）に対する炉心損傷頻度を整理した例を示す。

地震損傷機器イベントツリーでは，ある地震加速度により外部電源及び非常用所内交流電源が損傷すると評価している。下流に結合されたサポート系イベントツリーではSBO情報が引き継がれるため，外部電源及び電源系の分岐は失敗となる。起因事象階層イベントツリーでは，主給水流量喪失より厳しい起因事象が発生していない場合，主給水流量喪失が発生するとして共用系イベントツリーに引き継がれる。共用系イベントツリーでは主給水流量喪失に対して考慮すべきヘディングが存在しないため，起因事象階層イベントツリーの情報がそのまま主給水流量喪失に対するフロントライン系イベントツリーに引き継がれる。主給水流量喪失のフロントライン系イベントツリーではSBO情報が引き継がれているため，SBOにより炉心損傷に至る事象として整理される。

以上のことから，SBO事象は主給水流量喪失事象と重畳して算出されるが，イベントツリー全体の評価結果を分析することでSBOによる炉心損傷を整理することが可能である。

2. 地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについて

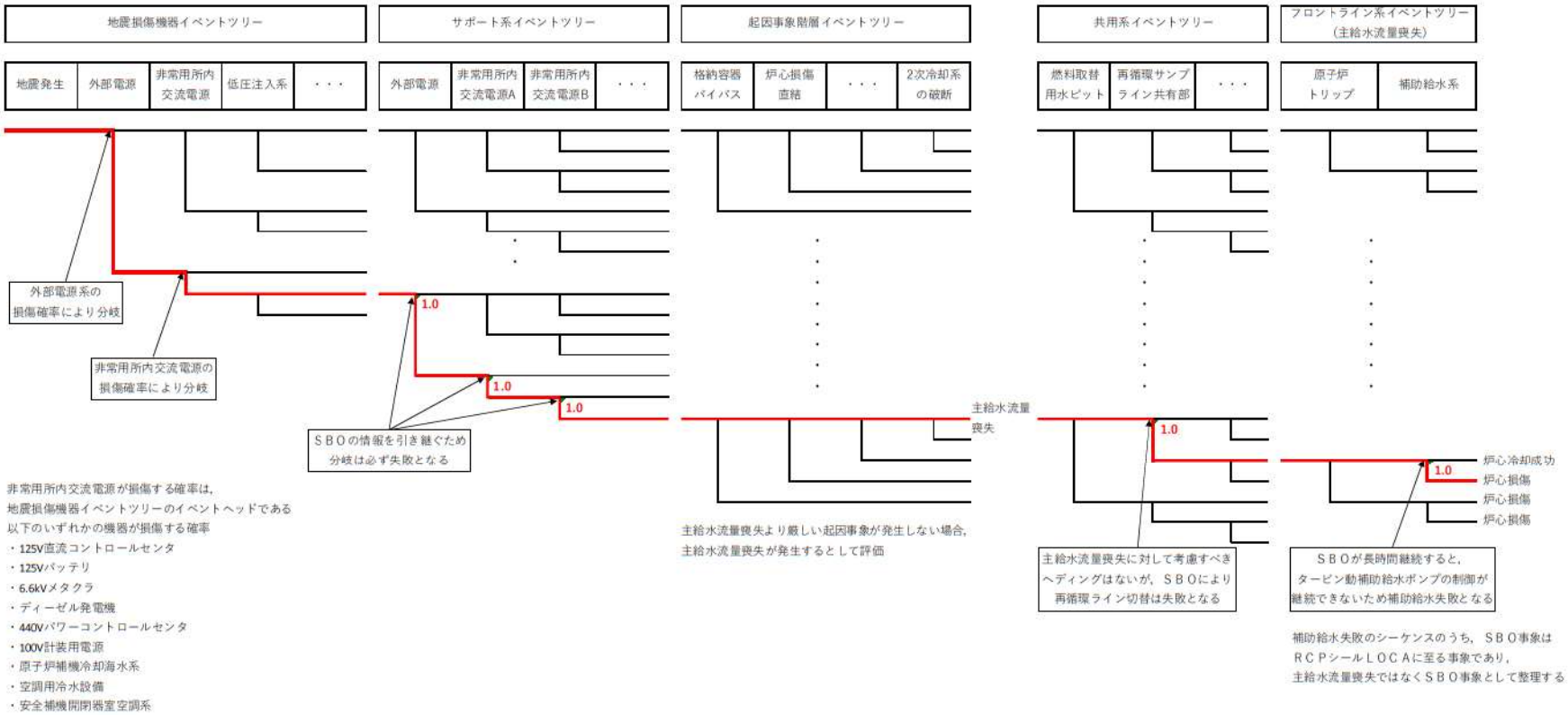
地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについては，前述と同様にイベントツリー全体の評価結果を分析することで炉心損傷に至る要因を確認し，各事故シーケンスに分類している。具体的には以下のとおり。

格納容器バイパス及び直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては，破損する建屋，機器により喪失する安全機能を考慮し，蒸気発生器伝熱管破

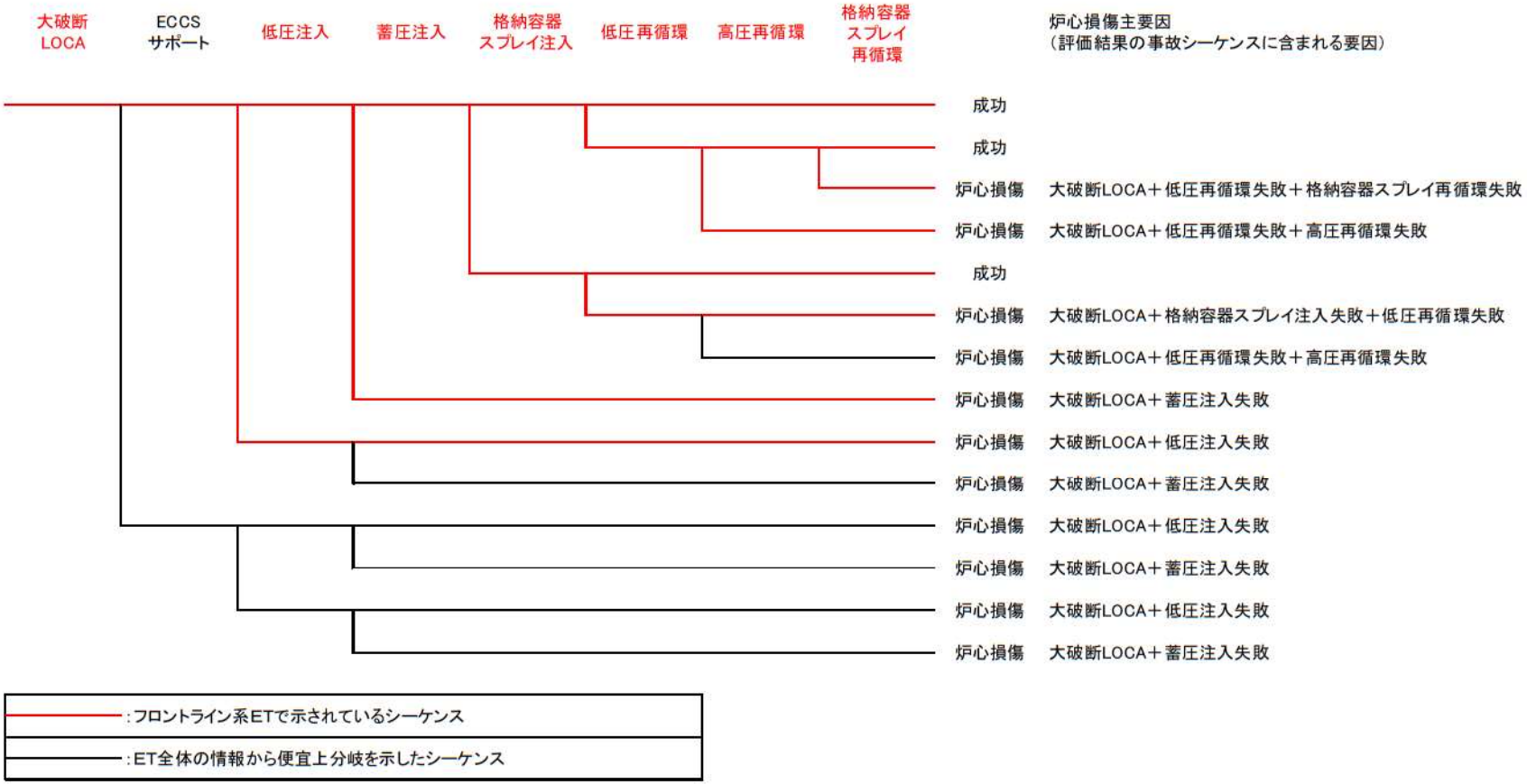
損（複数本破損），大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA），原子炉建屋損傷，原子炉格納容器損傷，原子炉補助建屋損傷，電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失，１次系流路閉塞による２次系除熱機能喪失，複数の信号系損傷，燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失として整理した。

また，各LOCA事象，２次冷却系の破断及び主給水流量喪失の起因事象により発生する事故シナリオについては，各起因事象に対するフロントライン系イベントツリーを含むイベントツリー全体の評価結果を分析することで事故シーケンスを分類した。第2-2～2-6図に上流側イベントツリー情報からSBO及び原子炉補機冷却機能喪失を踏まえた各起因事象に対するフロントライン系イベントツリーの分岐に対する事故シーケンスの分類の考え方を示す。

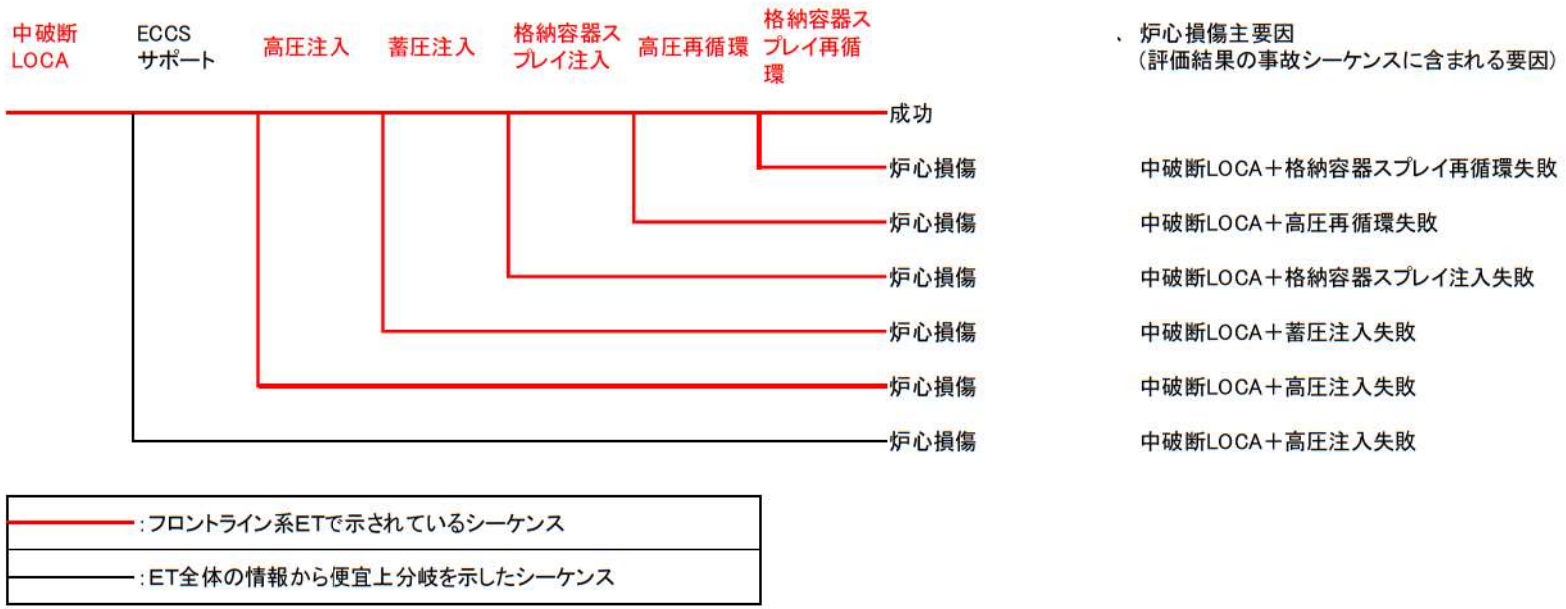
上記考え方に従い事故シーケンスの整理を行い，事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度を算出している。



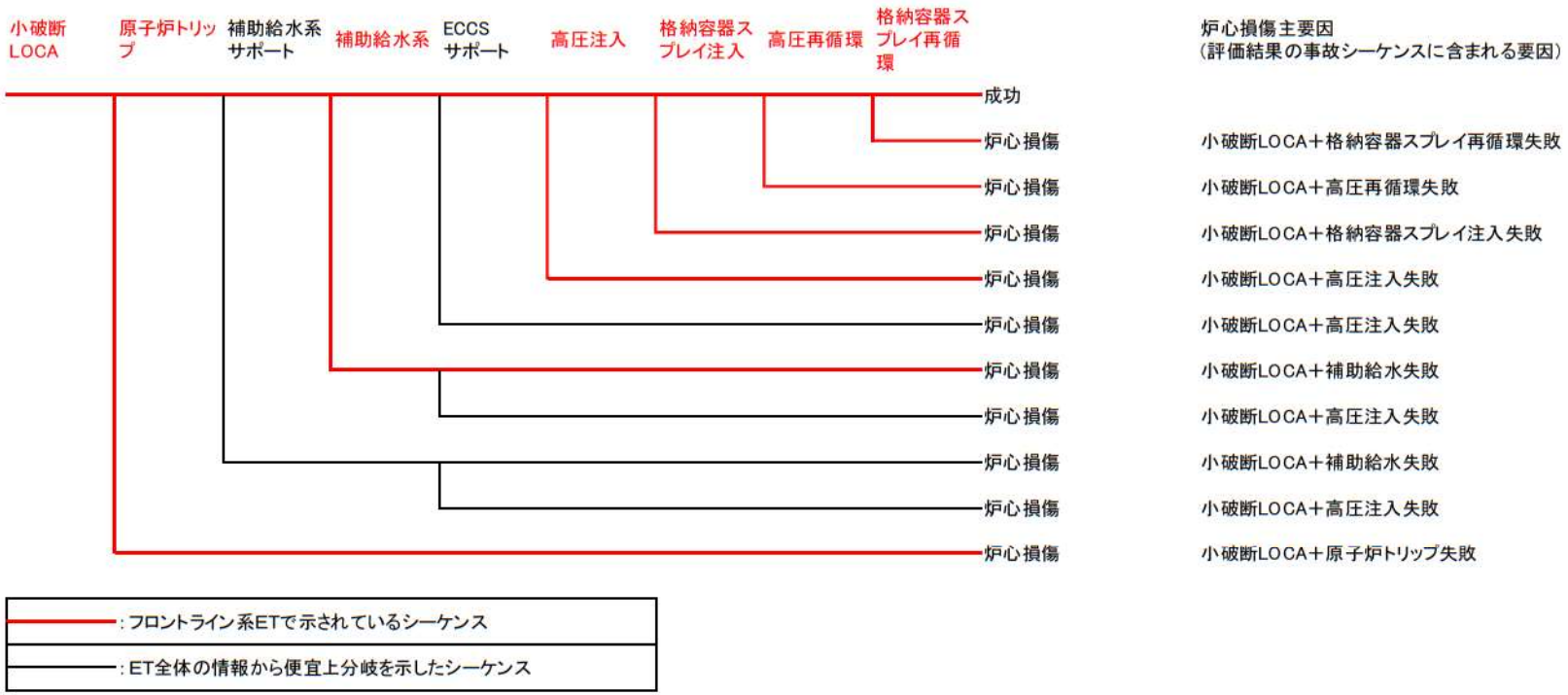
第2-1図　ＳＢＯに対する炉心損傷頻度を整理した例



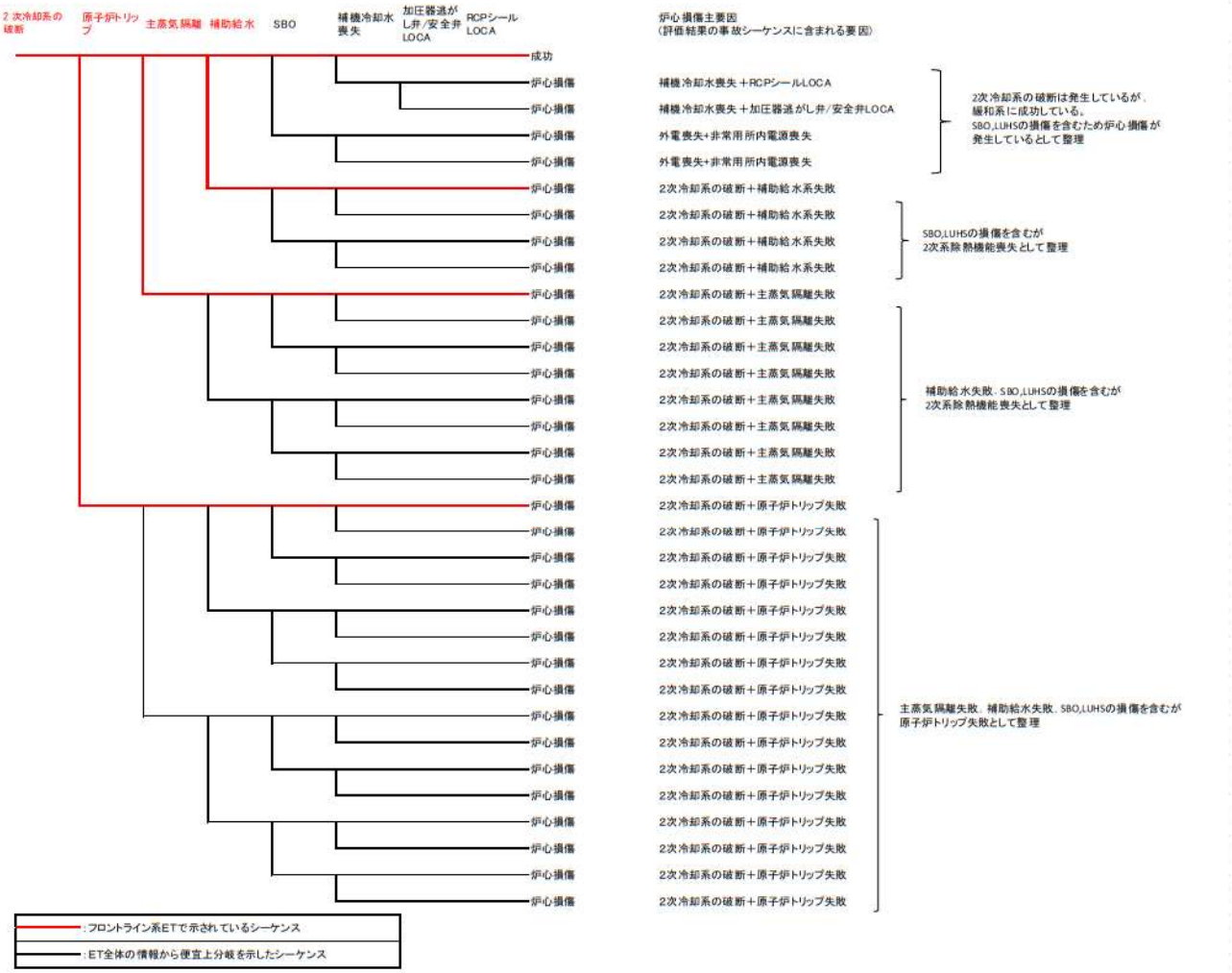
第 2-2 図　大破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法



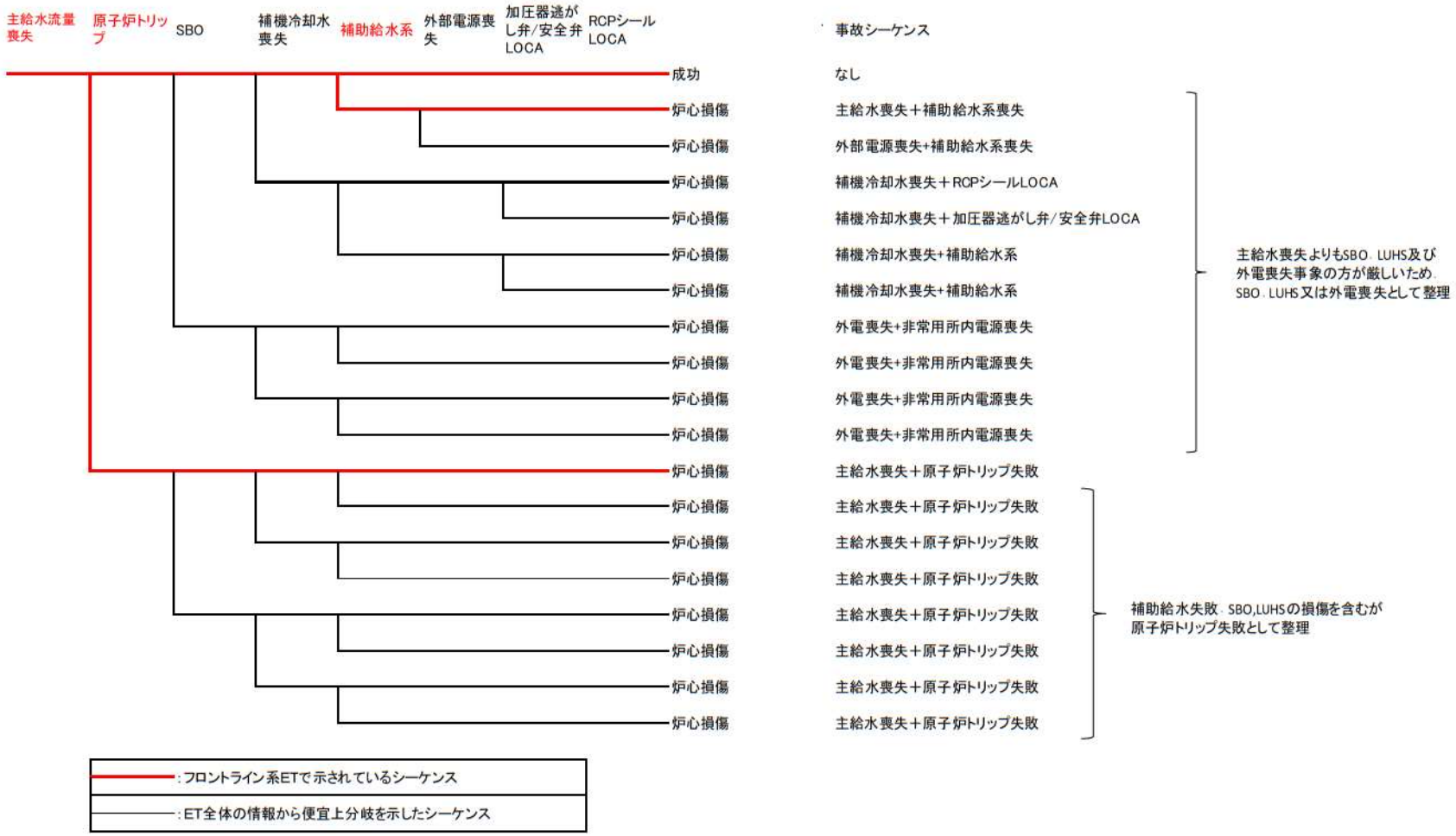
第 2-3 図　中破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法



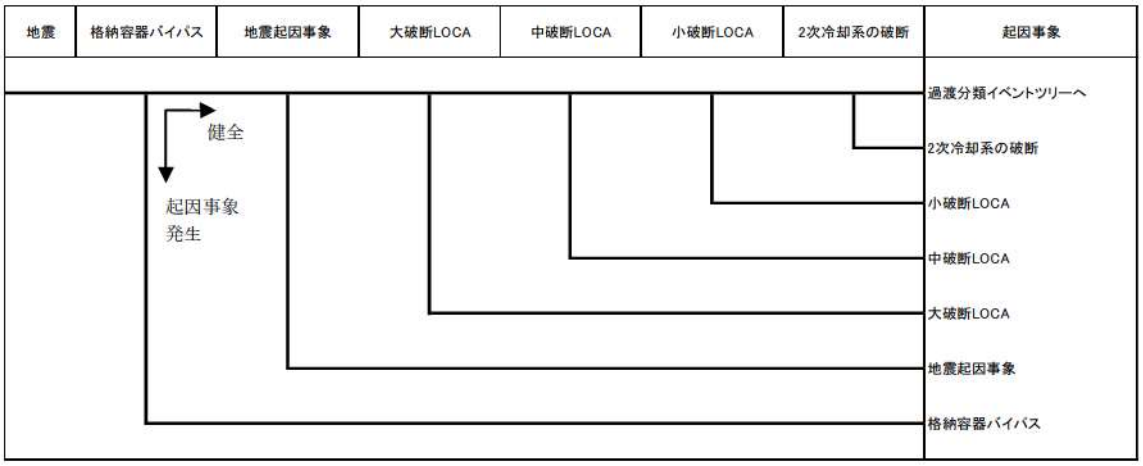
第 2-4 図　小破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法



第2-5図　２次冷却系の破断イベントツリー結果の集約方法



第2-6図　主給水流量喪失イベントツリー結果の集約方法



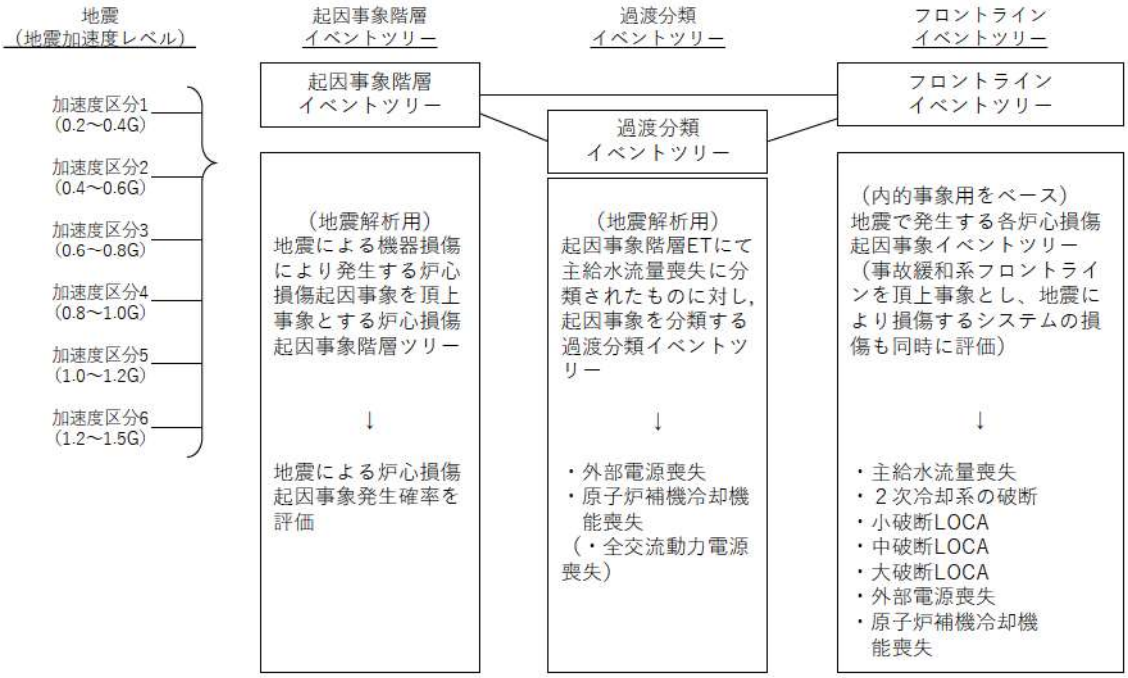
【地震起因事象】

- 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
- 原子炉補助建屋損傷
- 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

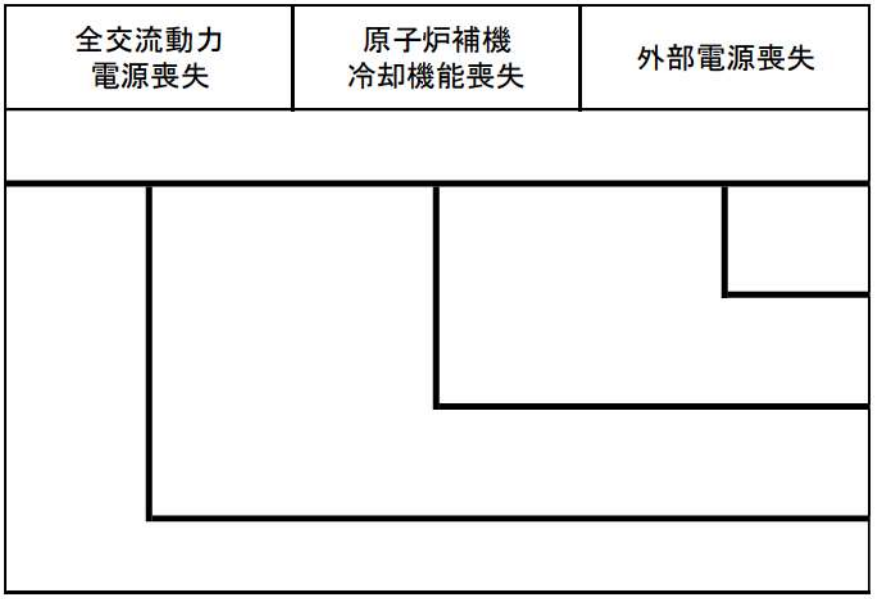
【格納容器バイパス】

- 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)）

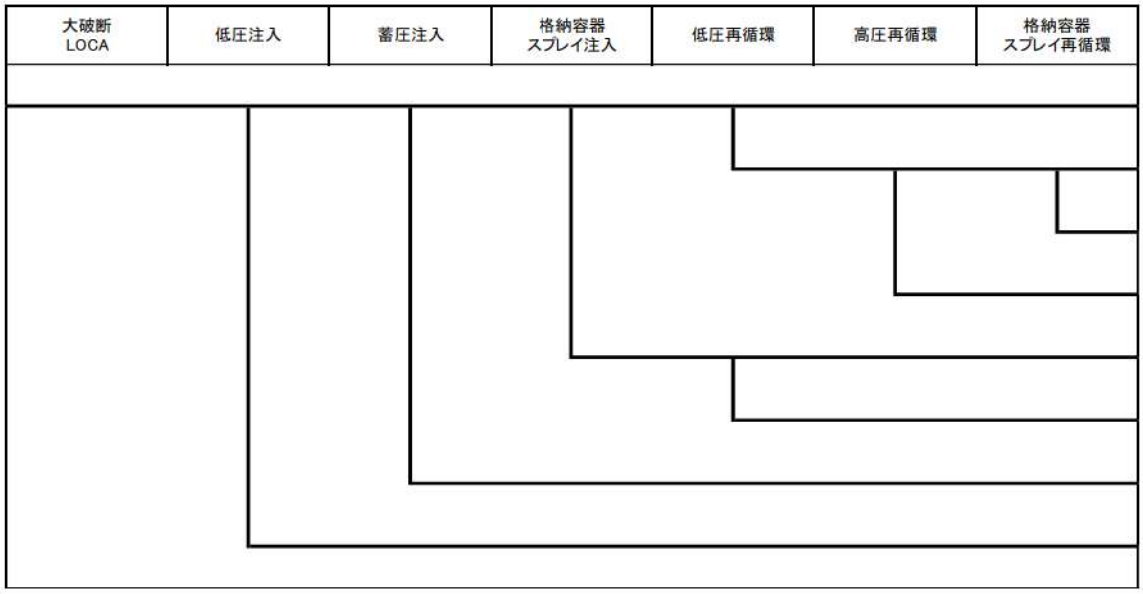
第3-1図　地震PRA階層イベントツリー



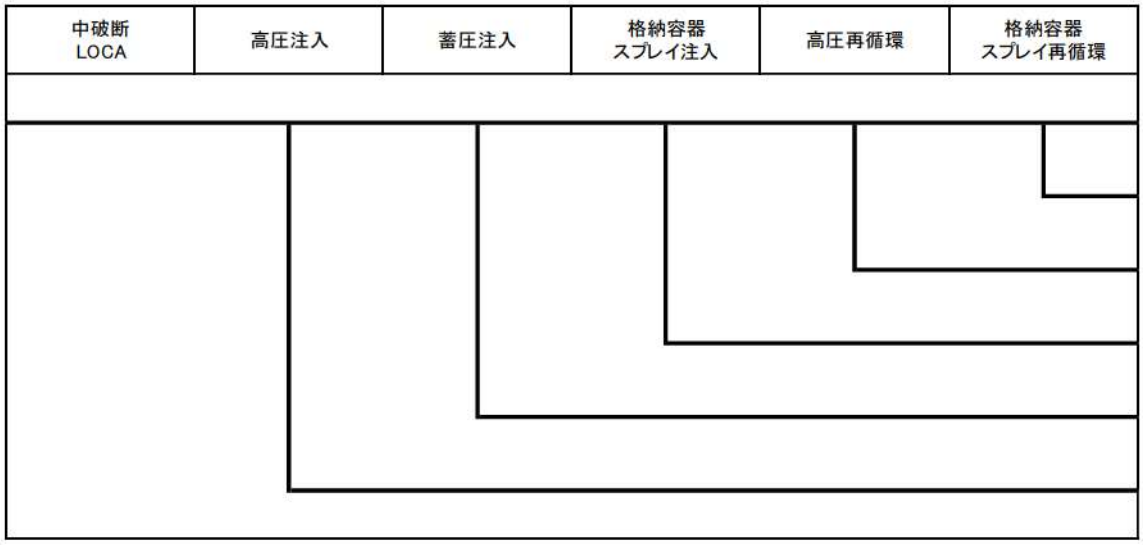
第3-2図　地震システム解析モデル（小イベントツリー）



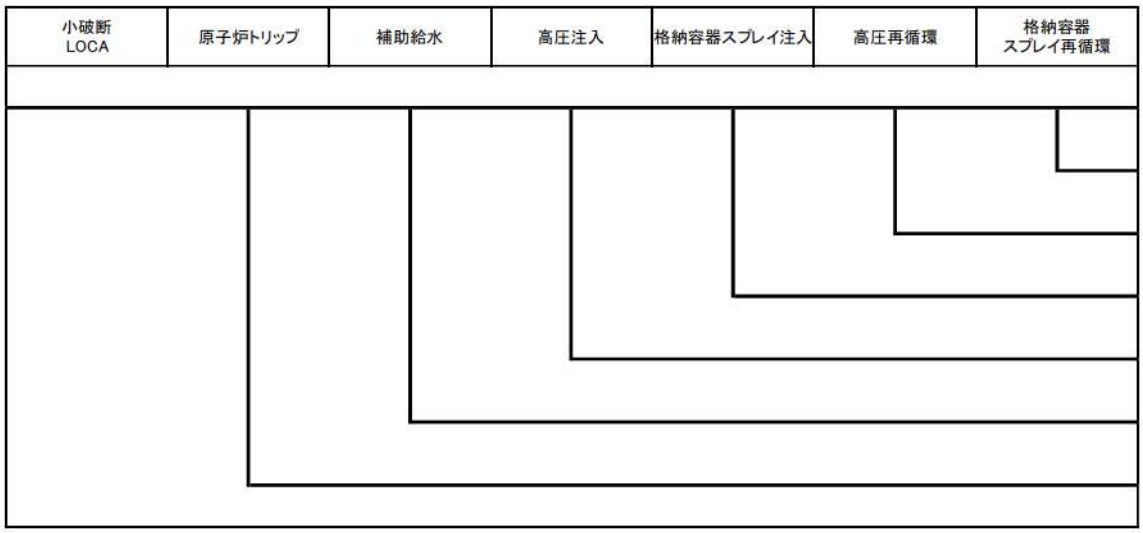
第 3-3 図　過渡分類イベントツリー



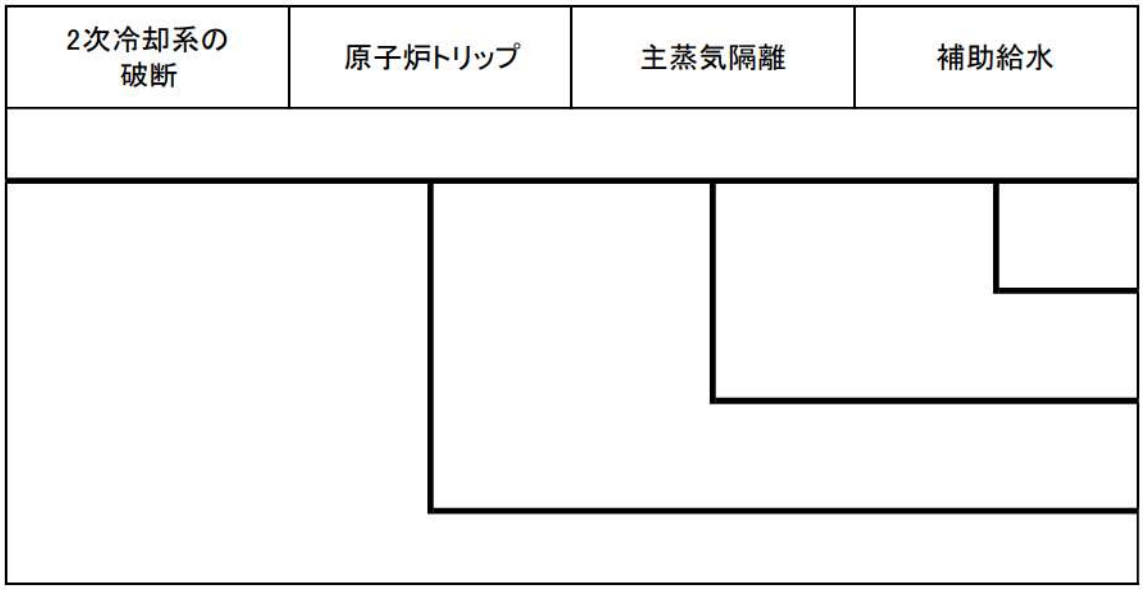
第3-4図　大破断LOCAイベントツリー



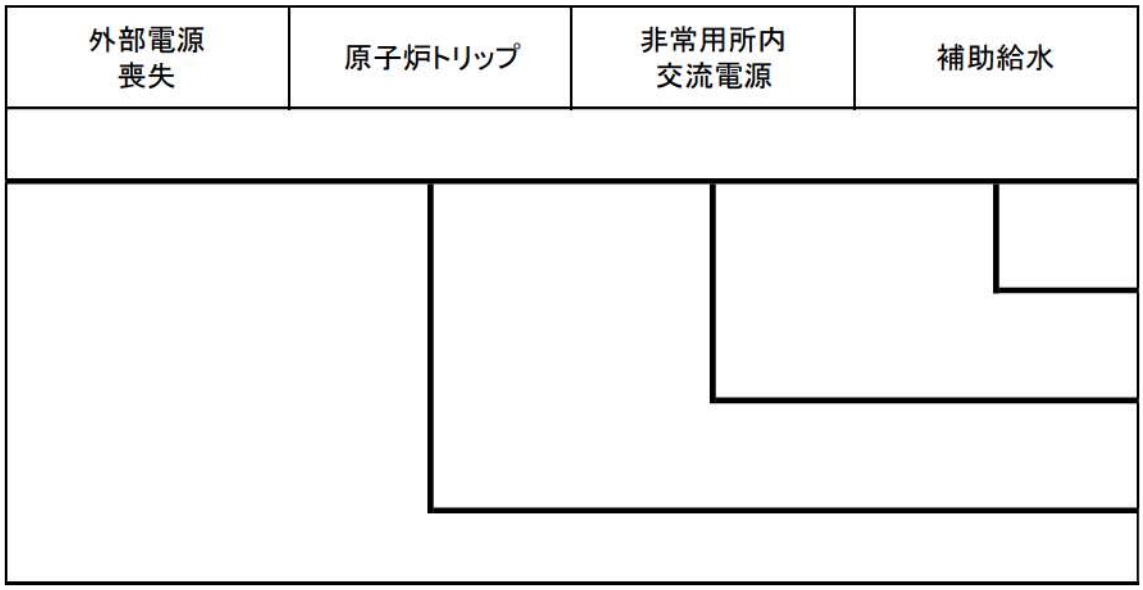
第3-5図　中破断LOCAイベントツリー



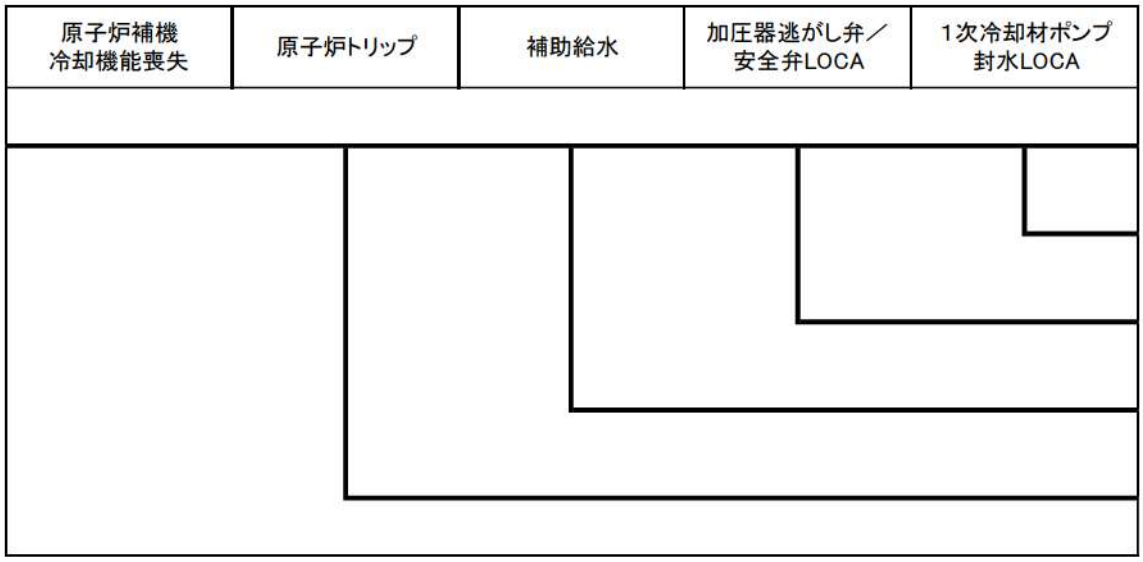
第3-6図　小破断LOCAイベントツリー



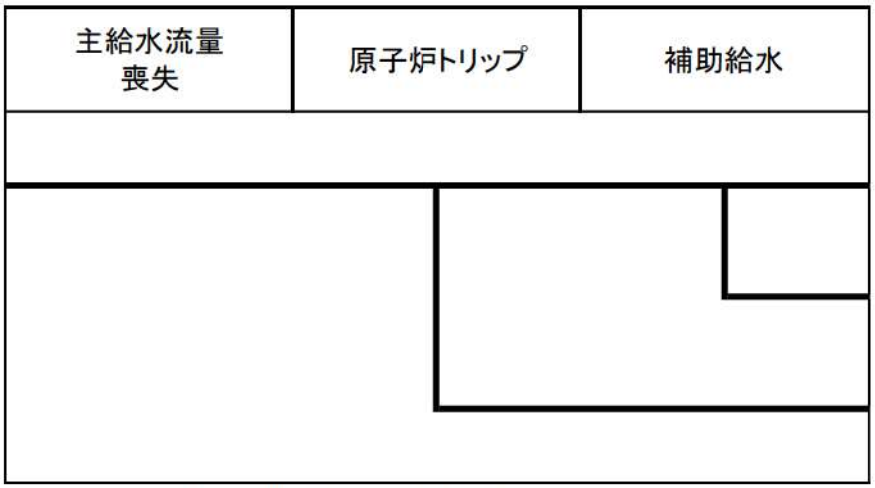
第3-7図　２次冷却系の破断イベントツリー



第3-8図　外部電源喪失イベントツリー



第3-9図　原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー



第3-10図　主給水流量喪失イベントツリー

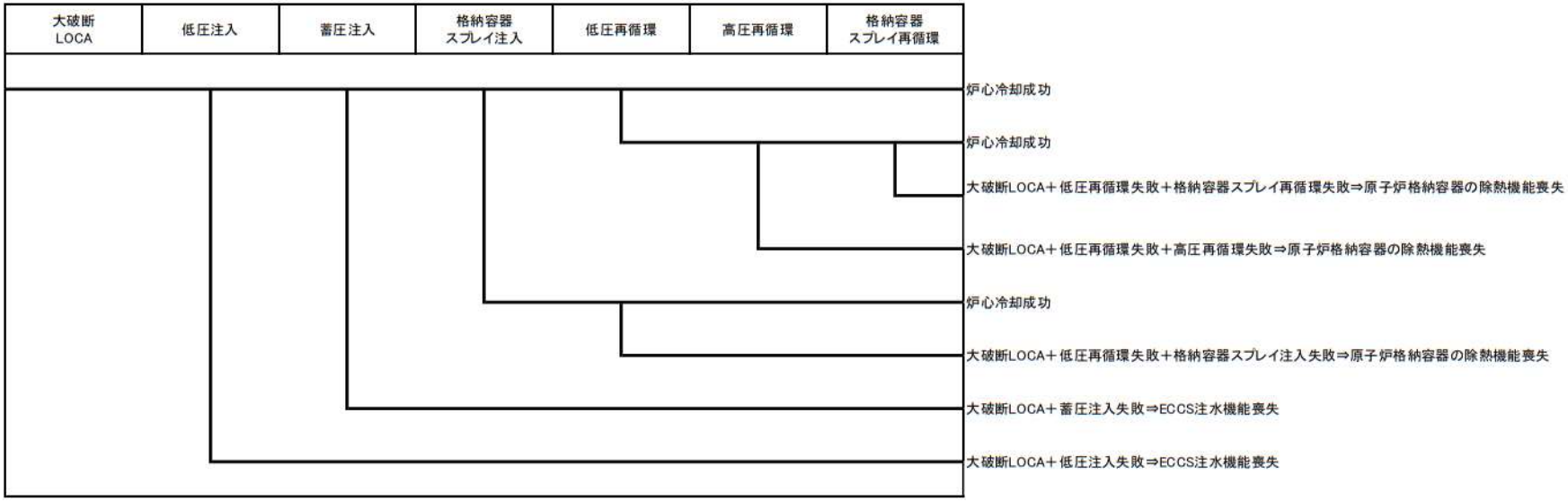
地震PRAの結果を事故シーケンスに整理するプロセスについて

地震PRAでは，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において起因事象の発生と緩和設備の機能喪失の状態を評価しているため，各ヘディングの分岐情報を基に事故シーケンスの分類を行っている。具体的には以下のとおり。

格納容器バイパス及び直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては，損傷する建屋，機器により喪失する安全機能を考慮し，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），原子炉建屋損傷，原子炉格納容器損傷，原子炉補助建屋損傷，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として整理した。

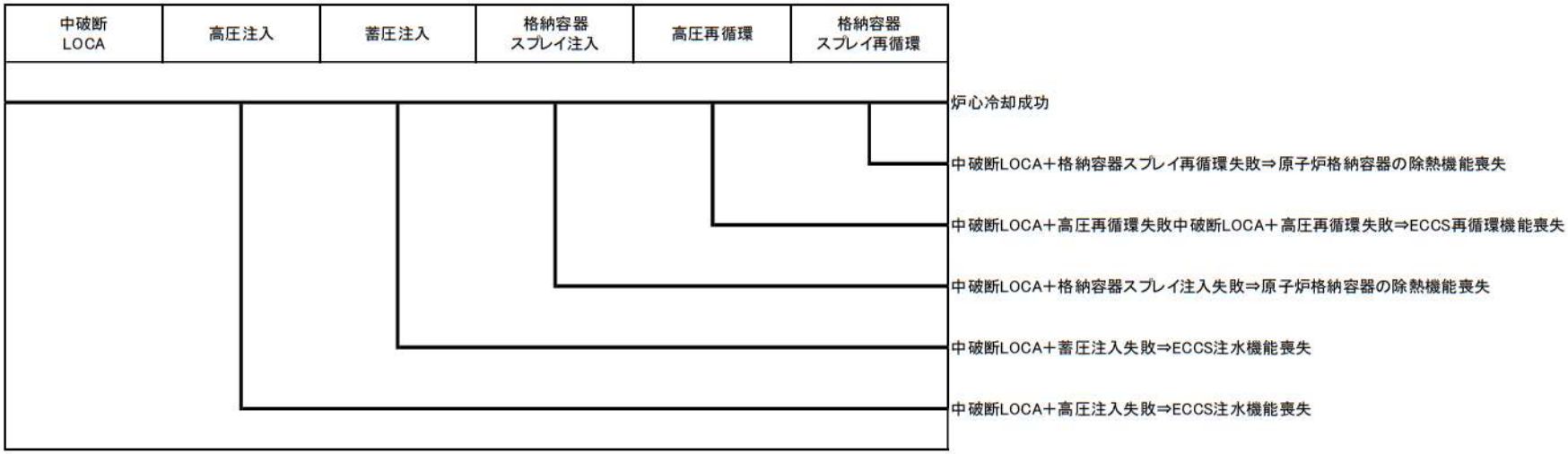
また，各LOCA事象，２次冷却系の破断，外部電源喪失，原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失の起因事象により発生する事故シナリオについては，各起因事象に対するフロントライン系イベントツリーの分岐結果により事故シーケンスを分類した。第4-1～4-5図に各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンスを示す。

また，起因事象階層イベントツリーで主給水流量喪失に分類される事象が過渡分類イベントツリーを経由してフロントライン系イベントツリーに結合される例を，地震区分４において全交流動力電源喪失が発生している場合を例に第4-6図に示す。



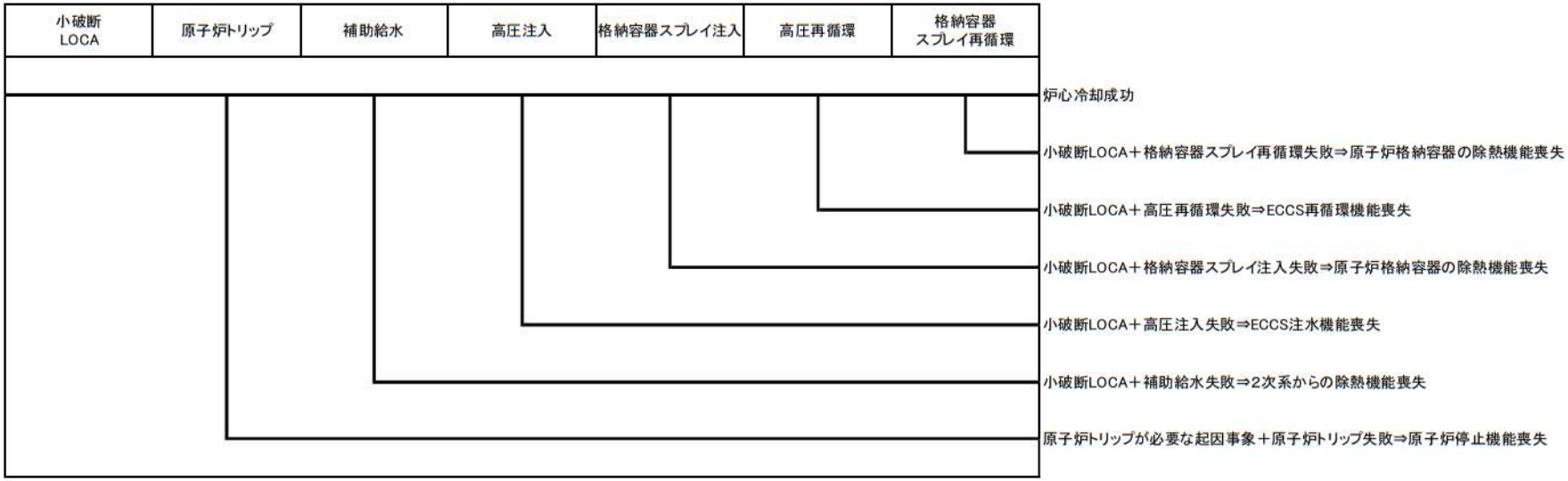
＜大破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第 4-1 図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(1/5)



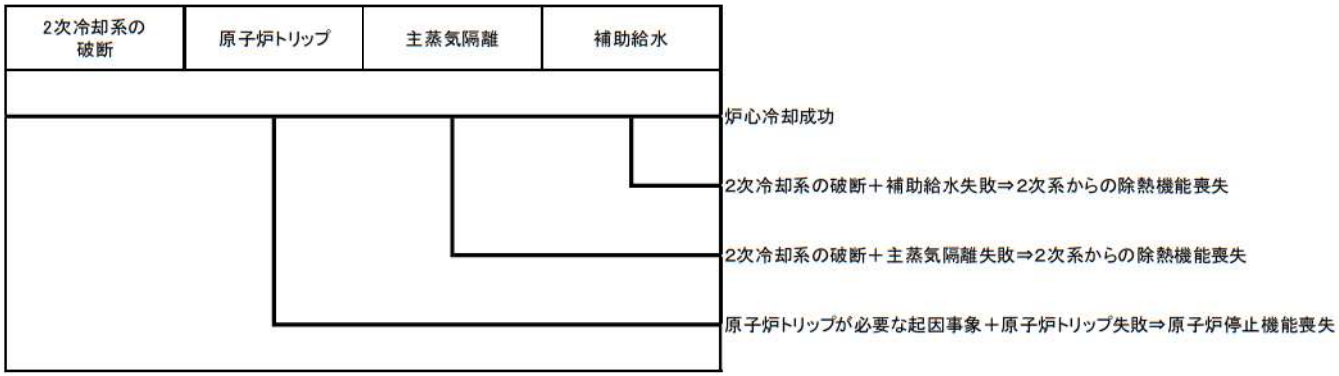
＜中破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第 4-2 図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(2/5)

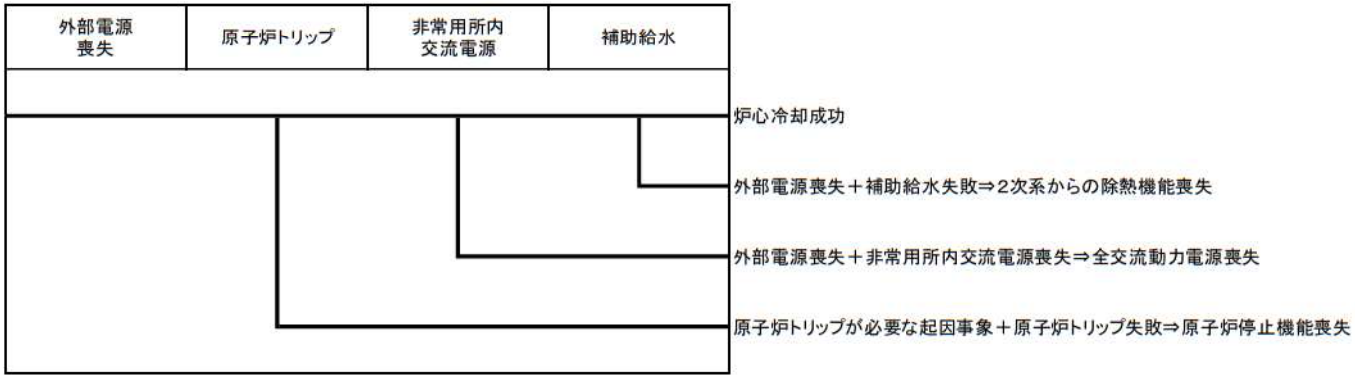


＜小破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第 4-3 図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(3/5)

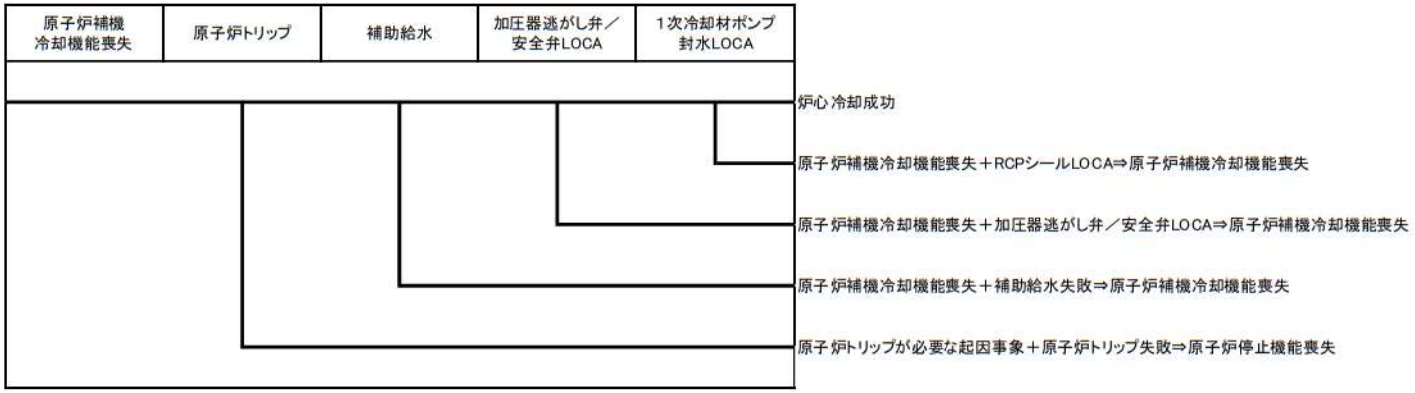


＜２次冷却系の破断に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

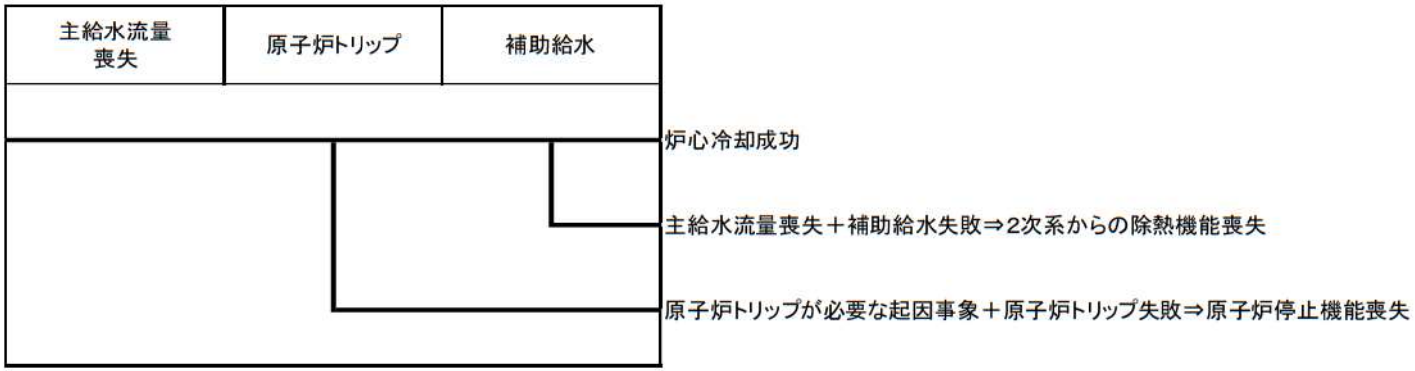


＜外部電源喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第 4-4 図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(4/5)

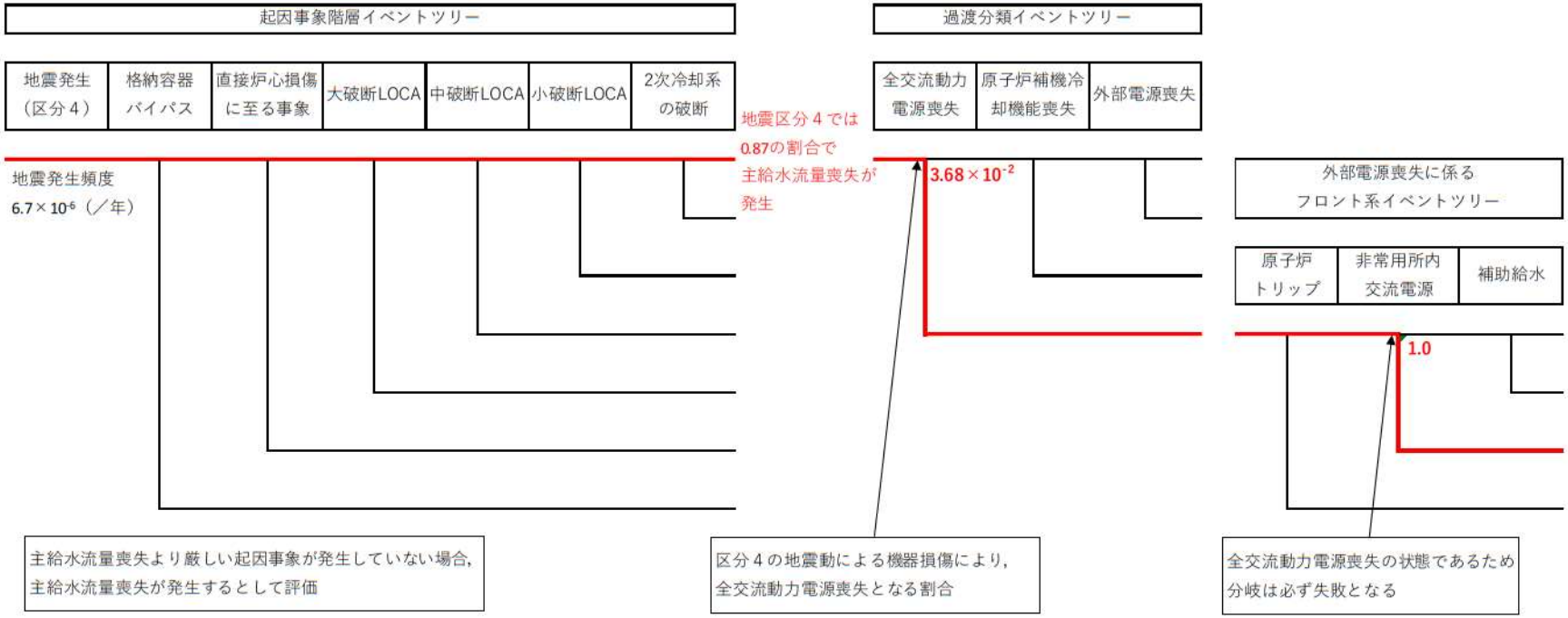


＜原子炉補機冷却機能喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞



＜主給水流量喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第 4-5 図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(5/5)



※RiskSpectrum®PSAにおいては，事故シーケンス毎の炉心損傷頻度は出力されるが，分岐確率は直接出力されないため，地震区分4における全交流動力電源喪失に関連する機器の損傷確率から分岐確率を算出した

第 4-6 図　全交流動力電源喪失が発生している場合の例

地震PRAにおけるランダム故障の影響について

１．はじめに

耐震Ｓクラス施設は，基準地震動（以下「Ss」という。）による地震動に対して，その安全機能が保持できるよう設計されているため，確定論的な評価では，耐震Ｓクラス施設である緩和設備が機能することによって炉心損傷に至ることなく事象を収束させることができる。

一方，確率論的な評価では，Ss によって耐震Ｓクラス施設であってもある確率をもって損傷する取扱いとしている。そのため，地震PRAでは，地震によって起因事象が発生した後に，緩和設備が地震損傷することで炉心損傷に至るケース（地震損傷のみのケース）及び緩和設備がランダム故障することで炉心損傷に至るケース（地震損傷とランダム故障の組合せケース）の両方を評価結果に含んでいる。

ここでは，地震 PRA における Ss 相当までの地震動による炉心損傷頻度（CDF）のうち，地震損傷とランダム故障の組合せにより炉心損傷に至る頻度を評価し，地震PRAにおけるランダム故障の影響を確認した。

２．加速度区分の見直しについて

地盤の最大加速度値が 693Gal（0.71G）であることから，Ss 相当（0.71G）までの CDF を評価するため，加速度区分を第１表のとおり変更する。

第1表　新旧加速度区分比較

	旧加速度区分	新加速度区分
区分１	0.2G～0.4G	0.2G～0.4G
区分２	0.4G～0.6G	0.4G～0.6G
区分３	0.6G～0.8G	0.6G～0.71G
		0.71G～0.8G
区分４	0.8G～1.0G	0.8G～1.0G
区分５	1.0G～1.2G	1.0G～1.2G
区分６	1.2G～1.5G	1.2G～1.5G

３．Ss相当の地震動によるランダム故障の影響

Ss 相当（0.71G）の地震動による地震PRAの評価結果を第２表に示す。また，事故シーケンス毎のCDFを第３表に示す。

第２表より，全CDFは約4.7E-07／炉年であり，そのうち，緩和設備のランダム故障によるものが4.7E-07／炉年であり，Ss相当までの加速度領域においても，緩和設備のランダム故障の影響が支配的である。また，第３表より，主給水流量喪失や外部電源喪失といった低加速度領域で起因事象発生頻度の高いシーケンスで，ランダム故障の影響が大きい

ことが分かる。

第2表　Ss相当（0.71G）の地震動による地震PRA評価結果

Ss (0.2G～0.71G)	地震損傷のみ	ランダム故障 との組合せ有	合計
累積CDF	ε	4.7E-07／炉年	4.7E-07／炉年
寄与割合	＜0.1%	100%	100%

ε：発生頻度が十分に低いため評価結果に現れない

第3表　Ss相当の地震動による事故シーケンス毎の地震PRA評価結果

Ss（0.2G～0.71G）での累積CDF 事故シーケンス（地震）	地震損傷のみ（／炉年）	ランダム故障との組合せ有（／炉年）	CDF（合計）（／炉年）
主給水流量喪失＋補助給水失敗	ε	7.7E-08	7.7E-08
外部電源喪失＋補助給水失敗	ε	3.1E-08	3.1E-08
２次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗	ε	ε	ε
原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA	ε	2.2E-10	2.2E-10
外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	ε	3.7E-07	3.7E-07
原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	ε	1.1E-10	1.1E-10
電磁弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	ε	ε	ε
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	ε	ε	ε
大破断LOCA＋低圧注入失敗	ε	ε	ε
大破断LOCA＋蓄圧注入失敗	ε	ε	ε
大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋高圧再循環失敗	ε	ε	ε
大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	ε	ε	ε
大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	ε	ε	ε
中破断LOCA＋高圧注入失敗	ε	1.2E-10	1.2E-10
中破断LOCA＋蓄圧注入失敗	ε	2.6E-14	2.6E-14
中破断LOCA＋高圧再循環失敗	ε	7.3E-11	7.3E-11
中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	ε	2.9E-11	2.9E-11
中破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	ε	2.8E-11	2.8E-11
小破断LOCA＋補助給水失敗	ε	ε	ε
小破断LOCA＋高圧注入失敗	ε	ε	ε
小破断LOCA＋高圧再循環失敗	ε	ε	ε
小破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	ε	ε	ε
小破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	ε	ε	ε
２次冷却系の破断＋補助給水失敗	ε	ε	ε
原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	ε	9.8E-13	9.8E-13
原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	ε	ε	ε
大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）	ε	ε	ε
複数の信号系損傷	ε	ε	ε
原子炉補助建屋損傷	ε	ε	ε
１次系流路閉塞による２次系除熱機能喪失	ε	ε	ε
原子炉建屋損傷	ε	ε	ε
原子炉格納容器損傷	ε	ε	ε
蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）	ε	ε	ε
合計	ε	4.7E-07	4.7E-07

ε：発生頻度が十分に低いため評価結果に現れないシーケンス

※四捨五入をしているため，表中の合計と一致しない場合がある

４．結論

Ss 相当（0.71G）について，地震 PRA 評価を実施した結果，全 CDF は 4.7E-07／炉年，そのうち，緩和設備のランダム故障によるものが 4.7E-07／炉年であり，Ss 相当までの加速度領域においても，緩和設備のランダム故障の影響が支配的である。