

第 3.1.3.3-23 表 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の
地盤のばね定数及び減衰係数 (2/5)

(b) F_{c+}, V_{s+}

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K_s)	NS	1.03×10^9 (kN/m)	8.2	1.60×10^7 (kN·s/m)
	EW	1.10×10^9 (kN/m)	7.5	1.85×10^7 (kN·s/m)
回転(K_R)	NS	2.49×10^{12} (kN·m/rad)	8.2	1.63×10^{10} (kN·m·s/rad)
	EW	1.10×10^{12} (kN·m/rad)	7.5	3.99×10^9 (kN·m·s/rad)

第 3.1.3.3-23 表 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の
地盤のばね定数及び減衰係数 (3/5)

(c) F_{c+}, V_s

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K_s)	NS	6.94×10^8 (kN/m)	7.4	1.32×10^7 (kN·s/m)
	EW	7.39×10^8 (kN/m)	6.9	1.53×10^7 (kN·s/m)
回転(K_R)	NS	1.67×10^{12} (kN·m/rad)	7.4	1.43×10^{10} (kN·m·s/rad)
	EW	7.39×10^{11} (kN·m/rad)	6.9	3.64×10^9 (kN·m·s/rad)

第 3.1.3.3-23 表 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の
地盤のばね定数及び減衰係数 (4/5)

(d) F_{c-}, V_{s+}

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K_s)	NS	1.03×10^9 (kN/m)	8.0	1.60×10^7 (kN·s/m)
	EW	1.10×10^9 (kN/m)	7.3	1.84×10^7 (kN·s/m)
回転(K_R)	NS	2.49×10^{12} (kN·m/rad)	8.0	1.61×10^{10} (kN·m·s/rad)
	EW	1.10×10^{12} (kN·m/rad)	7.3	3.89×10^9 (kN·m·s/rad)

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

(e) F_{c-}, V_{s-}

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K_s)	NS	6.94×10^8 (kN/m)	7.3	1.32×10^7 (kN·s/m)
	EW	7.39×10^8 (kN/m)	6.8	1.53×10^7 (kN·s/m)
回転(K_R)	NS	1.67×10^{12} (kN·m/rad)	7.3	1.41×10^{10} (kN·m·s/rad)
	EW	7.39×10^{11} (kN·m/rad)	6.8	3.57×10^9 (kN·m·s/rad)

第 3.1.3.3-24 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデル諸元 (1/2)

部位	質点 節点 番号	高さ EL. (m)	重量 (kN)	部材 番号	せん断 断面積 (m ²)		断面二次 モーメント (m ⁴)		
					NS	EW	NS	EW	
上部 構造物	1	19.25	2.18×10^5	1	218	305	275,063	126,573	
	2	11.30	2.85×10^5	2	327	317	338,888	134,501	
	3	3.70	3.48×10^5	3	464	433	406,463	179,733	
	4	-3.50	4.08×10^5	4	630	548	636,969	224,266	
	5	-11.00	3.83×10^5	5	756	638	686,717	230,512	
	7	-18.00	—	Rigid					
	6	-19.50	6.05×10^5						
	8	-21.00	—						

第 3.1.3.3-24 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデル諸元 (2/2)

部位	質点 番号	方向	回転慣性 (kN・m ²)
基礎	6	NS	4.55×10^8
		EW	1.92×10^8

第 3.1.3.3-25 表 原子炉補助建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (1/5)
(a) 設計時

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K _S)	NS	8.45×10^8 (kN/m)	5.76	1.47×10^7 (kN・s/m)
	EW	8.86×10^8 (kN/m)	5.21	1.62×10^7 (kN・s/m)
回転(K _R)	NS	1.88×10^{12} (kN・m/rad)	5.76	1.09×10^{10} (kN・m・s/rad)
	EW	1.01×10^{12} (kN・m/rad)	5.21	3.41×10^9 (kN・m・s/rad)

第 3.1.3.3-25 表 原子炉補助建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (2/5)
(b) F_{c+}, V_{s+}

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K_S)	NS	1.05×10^9 (kN/m)	6.31	1.63×10^7 (kN·s/m)
	EW	1.10×10^9 (kN/m)	5.71	1.80×10^7 (kN·s/m)
回転(K_R)	NS	2.34×10^{12} (kN·m/rad)	6.31	1.20×10^{10} (kN·m·s/rad)
	EW	1.26×10^{12} (kN·m/rad)	5.71	3.71×10^9 (kN·m·s/rad)

第 3.1.3.3-25 表 原子炉補助建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (3/5)
(c) F_{c+}, V_s

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K_S)	NS	7.04×10^8 (kN/m)	5.84	1.34×10^7 (kN·s/m)
	EW	7.38×10^8 (kN/m)	5.32	1.49×10^7 (kN·s/m)
回転(K_R)	NS	1.57×10^{12} (kN·m/rad)	5.84	1.09×10^{10} (kN·m·s/rad)
	EW	8.42×10^{11} (kN·m/rad)	5.32	3.52×10^9 (kN·m·s/rad)

第 3.1.3.3-25 表 原子炉補助建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (4/5)
(d) F_{c-}, V_{s+}

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K_S)	NS	1.05×10^9 (kN/m)	6.12	1.63×10^7 (kN·s/m)
	EW	1.10×10^9 (kN/m)	5.53	1.80×10^7 (kN·s/m)
回転(K_R)	NS	2.34×10^{12} (kN·m/rad)	6.12	1.16×10^{10} (kN·m·s/rad)
	EW	1.26×10^{12} (kN·m/rad)	5.53	3.57×10^9 (kN·m·s/rad)

第 3.1.3.3-25 表 原子炉補助建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (5/5)
(e) F_{c-}, V_{s-}

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K_S)	NS	7.04×10^8 (kN/m)	5.69	1.34×10^7 (kN·s/m)
	EW	7.38×10^8 (kN/m)	5.18	1.49×10^7 (kN·s/m)
回転(K_R)	NS	1.57×10^{12} (kN·m/rad)	5.69	1.07×10^{10} (kN·m·s/rad)
	EW	8.42×10^{11} (kN·m/rad)	5.18	3.42×10^9 (kN·m·s/rad)

第 3.1.3.3-26 表 燃料取替用水タンク建屋の水平方向解析モデル諸元 (1/2)

部位	質点 節点 番号	高さ EL. (m)	重量 (kN)	部材 番号	せん断 断面積 (m ²)		断面二次 モーメント (m ⁴)		
					NS	EW	NS	EW	
上部 構造物	1	4.91	2.31×10 ⁴	1	0.498	0.498	27.0	27.0	
	2	4.98	4.88×10 ³	2	0.255	0.255	2.77	2.77	
	3	4.85	8.84×10 ³	3	0.222	0.222	4.59	4.59	
	4	17.30	1.98×10 ⁴	4	25	19	5,090	2,240	
	5	11.30	2.27×10 ⁴	5	118	99	27,740	15,290	
	6	5.65	3.04×10 ⁴	6	153	118	34,590	18,550	
	8	0.00	—	Rigid					
	7	-2.00	1.34×10 ⁵						
	9	-4.00	—						

第 3.1.3.3-26 表 燃料取替用水タンク建屋の水平方向解析モデル諸元 (2/2)

部位	質点 番号	方向	回転慣性 (kN・m ²)
基礎	7	NS	1.28×10 ⁷
		EW	1.11×10 ⁷

第 3.1.3.3-27 表 燃料取替用水タンク建屋の
地盤のばね定数及び減衰係数 (1/5)
(a) 設計時

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K _S)	NS	3.60×10 ⁸ (kN/m)	14.39	2.70×10 ⁶ (kN・s/m)
	EW	3.63×10 ⁸ (kN/m)	13.08	2.73×10 ⁶ (kN・s/m)
回転(K _R)	NS	1.09×10 ¹¹ (kN・m/rad)	14.39	2.39×10 ⁸ (kN・m・s/rad)
	EW	9.80×10 ¹⁰ (kN・m/rad)	13.08	1.80×10 ⁸ (kN・m・s/rad)

第 3.1.3.3-27 表 燃料取替用水タンク建屋の
地盤のばね定数及び減衰係数 (2/5)

(b) F_{c+}, V_{s+}

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K_s)	NS	4.49×10^8 (kN/m)	15.68	3.01×10^6 (kN·s/m)
	EW	4.52×10^8 (kN/m)	14.17	3.04×10^6 (kN·s/m)
回転(K_R)	NS	1.36×10^{11} (kN·m/rad)	15.68	2.61×10^8 (kN·m·s/rad)
	EW	1.22×10^{11} (kN·m/rad)	14.17	1.95×10^8 (kN·m·s/rad)

第 3.1.3.3-27 表 燃料取替用水タンク建屋の
地盤のばね定数及び減衰係数 (3/5)

(c) F_{c+}, V_s

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K_s)	NS	3.01×10^8 (kN/m)	14.51	2.48×10^6 (kN·s/m)
	EW	3.03×10^8 (kN/m)	13.41	2.52×10^6 (kN·s/m)
回転(K_R)	NS	9.14×10^{10} (kN·m/rad)	14.51	2.39×10^8 (kN·m·s/rad)
	EW	8.19×10^{10} (kN·m/rad)	13.41	1.85×10^8 (kN·m·s/rad)

第 3.1.3.3-27 表 燃料取替用水タンク建屋の
地盤のばね定数及び減衰係数 (4/5)

(d) F_{c-}, V_{s+}

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K_s)	NS	4.49×10^8 (kN/m)	15.26	3.00×10^6 (kN·s/m)
	EW	4.52×10^8 (kN/m)	13.75	3.04×10^6 (kN·s/m)
回転(K_R)	NS	1.36×10^{11} (kN·m/rad)	15.26	2.54×10^8 (kN·m·s/rad)
	EW	1.22×10^{11} (kN·m/rad)	13.75	1.89×10^8 (kN·m·s/rad)

第 3.1.3.3-27 表 燃料取替用水タンク建屋の
地盤のばね定数及び減衰係数 (5/5)

(e) F_{c-}, V_{s-}

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K_s)	NS	3.01×10^8 (kN/m)	14.21	2.48×10^6 (kN·s/m)
	EW	3.03×10^8 (kN/m)	13.10	2.51×10^6 (kN·s/m)
回転(K_R)	NS	9.14×10^{10} (kN·m/rad)	14.21	2.34×10^8 (kN·m·s/rad)
	EW	8.19×10^{10} (kN·m/rad)	13.10	1.81×10^8 (kN·m·s/rad)

第3.1.3.3-28表 現実的応答評価用モデルで用いる諸元と物性値の関係

		物性値			
		Fc	h	Vs	sgy
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	○	—	○	—

(注) 「○」は物性値が変動することによって、その諸元が変動することを表す。

第3.1.3.3-29表 2点推定法による解析ケース

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

(注) 基礎固定モデルの場合、Vsのばらつきは影響しない。

第3.1.3.3-30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
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(300 σ _m ^{0.5} *N/mm ²) 変動係数:試験結果のばらつきから設定
地盤の せん断剛性G _d	平均値:PS検層結果に基づき設定(Vs=1,440m/s) 変動係数:PS検層結果のばらつきから設定
コンクリート強度 Fc	平均値:1.4×設計基準強度(33.0 N/mm ²) 変動係数:0.13

*: σ_m:平均主応力

第3.1.3.3-31表 解析ケース

解析 ケース	埋戻土の 初期せん断剛性 G_0 (N/mm^2)	地盤の せん断剛性 G_d (N/mm^2)	コンクリート強度 F_c (N/mm^2)
1	$310 \sigma_m^{0.5}$ (+)	5,650 (+)	37.2 (+)
2	$310 \sigma_m^{0.5}$ (+)	5,650 (+)	28.7 (-)
3	$310 \sigma_m^{0.5}$ (+)	4,160 (-)	37.2 (+)
4	$310 \sigma_m^{0.5}$ (+)	4,160 (-)	28.7 (-)
5	$290 \sigma_m^{0.5}$ (-)	5,650 (+)	37.2 (+)
6	$290 \sigma_m^{0.5}$ (-)	5,650 (+)	28.7 (-)
7	$290 \sigma_m^{0.5}$ (-)	4,160 (-)	37.2 (+)
8	$290 \sigma_m^{0.5}$ (-)	4,160 (-)	28.7 (-)

第3.1.3.3-32表 現実的耐力及び現実的応力の不確かさ要因の整理

評価方法	偶然的不確かさ(β_R)	認識論的不確かさ(β_v)
現実的耐力	・機能試験データの統計的 精度	・試験データの統計的精度
現実的応答	・水平・上下地震荷重組合 せ方法 ・モード合成法	・床応答スペクトル ・解析モデルの評価法

第3.1.3.3-33表 原子炉格納容器(PCCV)の建屋応答係数(1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M
中央値	1.186	0.989	0.992
β_R	-	0.070	0.004
β_U	-	-	0.15

第3.1.3.3-33表 原子炉格納容器(PCCV)の建屋応答係数(2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M
中央値	1.191	0.989	0.993
β_R	-	0.070	0.004
β_U	-	-	0.15

第3.1.3.3-33表 原子炉格納容器(PCCV)の建屋応答係数(3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M
中央値	1.088	0.991	1.000
β_R	-	0.072	0.000
β_U	-	-	0.15

第3.1.3.3-34表 内部コンクリート(I/C)の建屋応答係数(1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M
中央値	1.049	0.989	0.996
β_R	-	0.088	0.004
β_U	-	-	0.15

第3.1.3.3-34表 内部コンクリート(I/C)の建屋応答係数(2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M
中央値	1.070	0.989	0.996
β_R	-	0.088	0.006
β_U	-	-	0.15

第3.1.3.3-34表 内部コンクリート(I/C)の建屋応答係数(3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M
中央値	1.088	0.989	1.000
β_R	-	0.088	0.000
β_U	-	-	0.15

第3.1.3.3-35表 原子炉周辺建屋 (RE/B) の建屋応答係数 (1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M
中央値	1.049	0.989	0.996
β_R	-	0.088	0.004
β_U	-	-	0.15

第3.1.3.3-35表 原子炉周辺建屋 (RE/B) の建屋応答係数 (2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M
中央値	1.070	0.989	0.996
β_R	-	0.088	0.006
β_U	-	-	0.15

第3.1.3.3-35表 原子炉周辺建屋 (RE/B) の建屋応答係数 (3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M
中央値	1.088	0.989	1.000
β_R	-	0.088	0.000
β_U	-	-	0.15

第3.1.3.3-36表 原子炉補助建屋(A/B)の建屋応答係数(1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M
中央値	1.117	0.989	0.994
β_R	-	0.087	0.006
β_U	-	-	0.15

第3.1.3.3-36表 原子炉補助建屋(A/B)の建屋応答係数(2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M
中央値	1.143	0.989	0.994
β_R	-	0.087	0.006
β_U	-	-	0.15

第3.1.3.3-36表 原子炉補助建屋(A/B)の建屋応答係数(3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M
中央値	1.088	0.989	1.000
β_R	-	0.088	0.000
β_U	-	-	0.15

第3.1.3.3-37表 燃料取替用水タンク建屋 (RWST/B) の建屋応答係数 (1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M
中央値	1.056	0.991	1.021
β_R	-	0.072	0.024
β_U	-	-	0.15

第3.1.3.3-37表 燃料取替用水タンク建屋 (RWST/B) の建屋応答係数 (2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M
中央値	1.061	0.990	1.019
β_R	-	0.078	0.017
β_U	-	-	0.15

第3.1.3.3-37表 燃料取替用水タンク建屋 (RWST/B) の建屋応答係数 (3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M
中央値	1.053	0.994	1.000
β_R	-	0.051	0.064
β_U	-	-	0.15

第3.1.3.3-38表 原子炉補機冷却水冷却器の耐震性評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕 度
胴板	SGV410	一次応力	334	108	3.09
支持脚	SS400	組合せ一次	255	33	7.72
基礎ボルト	SNB7	引張	451	175	2.57

第3.1.3.3-39表 原子炉補機冷却水冷却器の安全係数評価結果の一覧

耐力係数 F_{BR}		機器応答係数 F_{ER}					建屋応答係数 F_{SR}				結果	
F_S	F_{μ}	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{ECC}	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{NL}	A_m	HCLPF
β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	
β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	
3.79	1.00	1.05	1.09	1.00	1.00	1.00	1.11	0.98	0.99	1.00	2.58	1.36
0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.09	0.01	0.17	0.20	
0.06	0.00	0.00	0.04	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.20	

第3.1.3.3-40表 起因事象の加速度区分別条件付発生確率

起因事象	加速度区分1 (0.2~0.4G)	加速度区分2 (0.4~0.6G)	加速度区分3 (0.6~0.8G)	加速度区分4 (0.8~1.0G)	加速度区分5 (1.0~1.2G)	加速度区分6 (1.2~1.4G)	加速度区分7 (1.4~1.6G)
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	—	—	—	—	2.7E-03	3.1E-02	8.9 E-02
原子炉格納容器損傷	—	—	—	—	—	—	9.6 E-04
原子炉建屋損傷	—	—	—	—	—	—	2.0 E-02
Excess LOCA	—	—	—	—	—	2.7 E-02	1.4 E-01
大破断LOCA	—	—	—	—	—	1.6 E-02	9.3 E-02
中破断LOCA	—	—	—	—	—	3.0 E-03	1.9 E-02
小破断LOCA	—	—	—	—	—	4.4 E-03	3.7 E-02
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	—	—	—	—	—	3.5 E-03	2.9 E-02
主給水管破断	—	—	—	—	3.1 E-03	3.2 E-02	1.1 E-01
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	9.1 E-05	1.0 E-03	1.0 E-03	1.0 E-03	1.0 E-03	1.0 E-03	1.0 E-03
原子炉補機冷却機能の全喪失	2.2 E-04	2.2 E-04	2.2 E-04	1.4 E-02	9.4 E-02	2.8 E-01	5.9 E-01
外部電源喪失	3.9 E-01	7.8 E-01	9.2 E-01	9.7 E-01	9.9 E-01	1.0E+00	1.0E+00
ATWS	—	—	1.2E-03	1.0 E-02	3.2 E-02	1.1 E-01	2.2 E-01
主給水流量喪失	1.0E+00						

第3.1.3.3-41表 プラント損傷状態の定義

No	プラント 損傷 状態	事故のタイプ	1次系 圧力	炉心損傷 時期	原子炉格納容器内事象進展		
					燃料取替用水 タンク水の 原子炉格納容 器への移送	原子炉格納 容器の機能 喪失時期	原子炉格納 容器内熱除 去手段
1	AED	大中破断LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	AEW	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	AEI	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	ALC	大中破断LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×
5	SED	小破断LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	SEW	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	SEI	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	SLW	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×
9	SLI	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○
10	SLC	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×
11	TED	過渡事象	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	TEW	過渡事象	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	TEI	過渡事象	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	G	SGTR(複数本破損)	—	—			
15	B	原子炉建屋損傷 原子炉格納容器損傷	—	—			

第3.1.3.3-42表 地震出力運転時PRAの人的過誤確率の設定方針

		加速度区分1 (0.2~0.4G)	加速度区分2 (0.4~0.6G)以上
診断失敗確率		運転基準緊急処置編: 下限値 運転基準緊急処置編(第二部): ノミナル値 運転基準緊急処置編(第三部): ノミナル値	上限値
操作・読取 失敗における ストレスレベル	事故後早期 の操作	Extremely high	
	事故後長期 の操作	Moderately high	

第3.1.3.3-43表 加速度区分別の地震平均発生頻度

加速度区分	地震平均発生頻度 (/年)
区分1(0.2G~0.4G)	3.4E-04
区分2(0.4G~0.6G)	4.1E-05
区分3(0.6G~0.8G)	7.9E-06
区分4(0.8G~1.0G)	2.0E-06
区分5(1.0G~1.2G)	6.5E-07
区分6(1.2G~1.4G)	2.4E-07
区分7(1.4G~1.6G)	1.0E-07

第3.1.3.3-44表 加速度区分別の炉心損傷頻度

加速度区分	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合 (%)
区分1(0.2G~0.4G)	7.3E-08	15.5
区分2(0.4G~0.6G)	2.0E-08	4.4
区分3(0.6G~0.8G)	2.0E-08	4.3
区分4(0.8G~1.0G)	5.8E-08	12.5
区分5(1.0G~1.2G)	7.6E-08	16.2
区分6(1.2G~1.4G)	1.2E-07	25.9
区分7(1.4G~1.6G)	1.0E-07	21.4
合計	4.7E-07	100.0

第3.1.3.3-45表 起回事象別の炉心損傷頻度

起回事象	CDF (／炉年)	寄与割合 (%)
大破断LOCA	2.4E-08	4.6
中破断LOCA	4.1E-09	0.8
小破断LOCA	5.8E-09	1.1
主給水管破断	2.2E-08	4.2
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	4.5E-09	0.9
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	1.0E-08	1.9
主給水流量喪失	6.4E-09	1.2
外部電源喪失	2.3E-07	44.8
原子炉補機冷却機能の全喪失	1.1E-07	21.8
ATWS	3.8E-08	7.2
Excess LOCA	4.0E-08	7.7
原子炉建屋損傷	1.8E-09	0.3
原子炉格納容器損傷	8.8E-11	<0.1
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	1.8E-08	3.5
合計	4.7E-07	100.0

第3.1.3.3-46表 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)
2次冷却系からの除熱機能喪失	4.0E-08	7.6
全交流動力電源喪失	2.3E-07	43.8
原子炉補機冷却機能喪失	1.1E-07	21.8
原子炉格納容器の除熱機能喪失	1.1E-10	<0.1
原子炉停止機能喪失	3.8E-08	7.2
ECCS注水機能喪失	7.2E-08	13.8
ECCS再循環機能喪失	9.8E-09	1.9
原子炉建屋損傷	1.8E-09	0.3
原子炉格納容器損傷	8.8E-11	<0.1
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	1.8E-08	3.5
合計	4.7E-07	100.0

第3.1.3.3-47表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

PDS	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)
AED	1.0E-07	19.1
AEW	6.3E-10	0.1
AEI	5.5E-09	1.1
ALC	ε	<0.1
SED	8.2E-08	15.7
SEW	ε	<0.1
SEI	1.8E-11	<0.1
SLW	4.8E-08	9.2
SLI	5.7E-10	0.1
SLC	2.0E-09	0.4
TED	2.5E-07	48.6
TEW	2.1E-09	0.4
TEI	8.2E-09	1.6
G	1.8E-08	3.5
B	1.9E-09	0.4
合計	4.7E-07	100.0

ε: カットオフ値(1.0E-12(/炉年))未満

第3.1.3.3-48表 不確実さ解析結果

加速度区分	CDF(／炉年)				エラー ファクタ
	5%下限値	中央値	95%上限値	平均値	
区分1(0.2G～0.4G)	9.2E-10	1.4E-08	1.8E-07	5.2E-08	1.4E+01
区分2(0.4G～0.6G)	1.1E-10	3.6E-09	5.3E-08	1.5E-08	2.2E+01
区分3(0.6G～0.8G)	1.3E-11	1.4E-09	8.7E-08	1.9E-08	8.1E+01
区分4(0.8G～1.0G)	1.3E-11	1.8E-09	2.9E-07	5.3E-08	1.5E+02
区分5(1.0G～1.2G)	7.6E-11	2.3E-09	2.6E-07	6.8E-08	5.8E+01
区分6(1.2G～1.4G)	1.7E-10	1.5E-09	3.8E-07	1.1E-07	4.7E+01
区分7(1.4G～1.6G)	1.7E-10	4.3E-10	2.9E-07	9.8E-08	4.1E+01
合計	2.2E-09	1.1E-07	1.3E-06	4.2E-07	2.5E+01

第3.1.3.3-49表 冗長設備の相関性に係る感度解析結果

加速度区分	ベースケース(完全相関)		感度解析ケース(完全独立)	
	CDF (/年)	寄与割合 (%)	CDF (/年)	寄与割合 (%)
区分1 (0.2G~0.4G)	7.3E-08	15.5	7.3E-08	21.2
区分2 (0.4G~0.6G)	2.0E-08	4.4	2.0E-08	6.0
区分3 (0.6G~0.8G)	2.0E-08	4.3	4.2E-09	1.2
区分4 (0.8G~1.0G)	5.8E-08	12.5	1.6E-08	4.6
区分5 (1.0G~1.2G)	7.6E-08	16.2	3.9E-08	11.3
区分6 (1.2G~1.4G)	1.2E-07	25.9	9.1E-08	26.6
区分7 (1.4G~1.6G)	1.0E-07	21.4	1.0E-07	29.2
合計	4.7E-07	100.0	3.4E-07	100.0

第3.1.3.3-50表 SA対策に係る感度解析結果

加速度区分	ベースケース(SA対策あり)		感度解析ケース(SA対策なし)	
	CDF (/年)	寄与割合 (%)	CDF (/年)	寄与割合 (%)
区分1 (0.2G~0.4G)	7.3E-08	15.5	3.4E-07	22.6
区分2 (0.4G~0.6G)	2.0E-08	4.4	1.0E-07	7.0
区分3 (0.6G~0.8G)	2.0E-08	4.3	1.0E-07	7.0
区分4 (0.8G~1.0G)	5.8E-08	12.5	2.8E-07	19.2
区分5 (1.0G~1.2G)	7.6E-08	16.2	3.1E-07	21.1
区分6 (1.2G~1.4G)	1.2E-07	25.9	2.4E-07	16.4
区分7 (1.4G~1.6G)	1.0E-07	21.4	1.0E-07	6.7
合計	4.7E-07	100.0	1.5E-06	100.0

第3.1.3.3-51表 格納容器機能喪失モードの設定(1/2)

項目	放出	原子炉格納容器の状態	格納容器機能喪失モード	記号	概要	
格納容器機能喪失モード分類	漏えい	格納容器健全	格納容器健全	ϕ	原子炉格納容器が健全に維持されて事故が収束	
	早期放出	格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	TI-SGTR	g	地震により蒸気発生器伝熱管が複数本破損することによる格納容器バイパス
			炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリープ破損による格納容器バイパス			
		格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	β	事故後に原子炉格納容器の隔離に失敗	
		炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失	原子炉格納容器損傷(ライナー部以外)	ε	地震による原子炉格納容器損傷(ライナー部以外)	
			原子炉建屋損傷		地震による原子炉建屋損傷に伴う格納容器機能喪失	
		格納容器破損	早期格納容器破損	原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損
				水素燃焼(原子炉容器破損前)	γ	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損前)によって原子炉格納容器が破損
				水素燃焼(原子炉容器破損直後)	γ'	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損直後)によって原子炉格納容器が破損
				原子炉容器外水蒸気爆発	η	原子炉容器外での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって原子炉格納容器が破損
				格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損
				格納容器直接接触	μ	原子炉格納容器の構造物へ溶融炉心が直接接触して原子炉格納容器が破損

第3.1.3.3-51表 格納容器機能喪失モードの設定(2/2)

項目	放出	原子炉格納容器の状態		格納容器機能喪失モード	記号	概要
格納容器機能喪失モード分類	後期放出	格納容器破損	後期格納容器破損	水素燃焼(原子炉容器破損後後期)	γ	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損後後期)によって原子炉格納容器が破損
				ベースマツト熔融貫通	ϵ	MCCIでベースマツトが熔融貫通
				格納容器過温破損	τ	原子炉格納容器の貫通部が過温で破損
				水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が破損
				水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損

第3.1.3.3-52表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展
炉心損傷	—	格納容器機能喪失の可能性
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	・PDS で定義される蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	gモードによる格納容器機能喪失
炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失	・PDS で定義される炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失	χ モードによる格納容器機能喪失
格納容器先行破損	・PDS で定義される格納容器先行破損	θ モードによる格納容器機能喪失
配管クリープ破損	・1次系高圧(高温側配管、サージライン破損)	1次系減圧
TI-SGTR	・1次系高圧(TI-SGTR)	gモードによる格納容器機能喪失
原子炉容器内水蒸気爆発	・溶融炉心が原子炉容器下部ヘッドへ落下 ・1次系低圧	α モードによる格納容器機能喪失の可能性
水素燃焼	・水素濃度 4vol%上方、6vol%側方、8vol%下方伝ば ・水蒸気濃度 55vol%以下	γ 、 γ' 、 γ'' モードによる格納容器機能喪失の可能性
原子炉容器破損	・炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出
溶融物分散放出	・原子炉容器破損時に1次系高圧	溶融炉心の原子炉容器下部キャビティ外への放出
キャビティ内水量	・燃料取替用水タンク水が原子炉格納容器内に持ち込まれるPDS	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の接触
原子炉容器外水蒸気爆発	・原子炉容器破損時に溶融炉心が重力落下 ・溶融炉心落下質量大	η モードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器券囲気直接加熱	・溶融物分散放出あり	σ モードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器直接接触	・溶融物分散放出あり	μ モードによる格納容器機能喪失の可能性
溶融炉心冷却	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内に溶融炉心落下	MCCIの継続
ベースマツト溶融貫通	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内の溶融炉心冷却に失敗	ε モードによる格納容器機能喪失
格納容器過温破損	・原子炉容器破損 ・原子炉格納容器内への注水なし	τ モードによる格納容器機能喪失
格納容器過圧破損	・崩壊熱による水蒸気生成 ・非凝縮性ガス生成	δ 、 θ モードによる格納容器機能喪失

第3.1.3.3-53表 地震出力運転時レベル2PRAでモデル化する
シビアアクシデント対策

内部事象出力運転時レベル2PRAで 期待する緩和手段		地震出力運転時 レベル2PRA でのモデル化	備考
緩和手段	関連設備		
格納容器隔離	格納容器隔離弁	○	耐震性あり
作業環境維持	アニュラス空気浄化系	○	耐震性あり
	中央制御室非常用循環系(外気との隔離に係るバウンダリのみ)	○	耐震性あり
1次系強制減圧	加圧器逃がし弁(制御用空気系使用)	○	耐震性あり
	加圧器逃がし弁(窒素ポンベ使用)	○	耐震性あり
炉心への注水	非常用炉心冷却設備	○	耐震性あり
格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)	格納容器スプレイポンプ(中央制御室における手動起動)	○	耐震性あり
	常設電動注入ポンプ(水源補給前)	○	耐震性あり
格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)	格納容器内循環ユニット(原子炉補機冷却水通水)	○	耐震性あり
格納容器内注水(格納容器内液相部への蓄熱)	常設電動注入ポンプ(水源補給後)	○	耐震性あり
格納容器内自然対流冷却(海水通水)	格納容器再循環ユニット(海水通水)	○	耐震性あり
水素濃度制御	電気式水素燃焼装置	○	耐震性あり
	静的触媒式水素再結合装置	○	耐震性あり
電源の確保	外部電源の復旧	×	地震により外部電源が喪失した場合の復旧操作には期待せず
	大容量空冷式発電機	○	耐震性あり

第3.1.3.3-54表 地震動加速度区別の格納容器機能喪失頻度

PDS	CFF (／炉年)							
	区分1	区分2	区分3	区分4	区分5	区分6	区分7	合計
	0.2G～0.4G	0.4G～0.6G	0.6G～0.8G	0.8G～1.0G	1.0G～1.2G	1.2G～1.4G	1.4G～1.6G	0.2G～1.6G
AED	ε	ε	ε	1.9E-12	4.9E-10	2.3E-08	6.2E-08	8.5E-08
AEW	ε	ε	2.0E-11	1.8E-11	1.7E-11	1.7E-10	3.0E-11	2.6E-10
AEI	ε	ε	4.3E-11	7.7E-11	2.7E-10	2.1E-09	3.9E-10	2.9E-09
ALC	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
SED	7.5E-09	1.2E-09	2.8E-09	9.3E-09	1.2E-08	1.1E-08	5.5E-09	4.9E-08
SEW	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
SEI	1.8E-11	ε	ε	ε	ε	ε	ε	1.8E-11
SLW	1.0E-08	1.9E-09	1.6E-09	5.4E-09	6.2E-09	3.9E-09	7.2E-10	3.0E-08
SLI	2.0E-11	ε	ε	ε	ε	ε	ε	2.0E-11
SLC	5.8E-10	5.1E-11	1.2E-10	4.2E-10	4.5E-10	3.5E-10	6.8E-11	2.0E-09
TED	1.4E-08	2.7E-09	7.4E-09	2.5E-08	3.4E-08	4.3E-08	3.9E-08	1.7E-07
TEW	5.7E-10	1.2E-09	2.1E-10	4.9E-11	2.2E-11	4.0E-11	2.1E-12	2.1E-09
TEI	2.1E-09	4.8E-09	8.7E-10	1.6E-10	4.4E-11	1.6E-10	3.6E-11	8.2E-09
G	ε	ε	ε	ε	1.8E-09	7.5E-09	8.9E-09	1.8E-08
B	ε	ε	ε	ε	ε	ε	1.9E-09	1.9E-09
合計	3.5E-08	1.2E-08	1.3E-08	4.1E-08	5.5E-08	9.1E-08	1.0E-07	3.5E-07

ε: カットオフ値 (1.0E-12 (／炉年)) 未満

第3.1.3.3-55表 プラント損傷状態別の格納容器機能喪失頻度

PDS	CDF(／炉年)	寄与割合 (%)	条件付き格納容器 機能喪失確率	CFF(／炉年)	寄与割合 (%)
AED	1.0E-07	19.1	0.85	8.5E-08	23.4
AEW	6.3E-10	0.1	0.41	2.6E-10	<0.1
AEI	5.5E-09	1.1	0.53	2.9E-09	0.8
ALC	ε	<0.1	—	ε	<0.1
SED	8.2E-08	15.7	0.60	4.9E-08	13.4
SEW	ε	<0.1	—	ε	<0.1
SEI	1.8E-11	<0.1	1.00	1.8E-11	<0.1
SLW	4.8E-08	9.2	0.62	3.0E-08	8.1
SLI	5.7E-10	0.1	0.03	2.0E-11	<0.1
SLC	2.0E-09	0.4	1.00	2.0E-09	0.6
TED	2.5E-07	48.6	0.65	1.7E-07	45.3
TEW	2.1E-09	0.4	1.00	2.1E-09	0.6
TEI	8.2E-09	1.6	1.00	8.2E-09	2.2
G	1.8E-08	3.5	1.00	1.8E-08	5.0
B	1.9E-09	0.4	1.00	1.9E-09	0.5
合計	4.7E-07	100.0	0.74	3.5E-07	100.0

ε: カットオフ値 (1.0E-12 (／炉年)) 未満

第3.1.3.3-56表 格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード	CFF(／炉年)							
	区分1	区分2	区分3	区分4	区分5	区分6	区分7	合計
	0.2G～0.4G	0.4G～0.6G	0.6G～0.8G	0.8G～1.0G	1.0G～1.2G	1.2G～1.4G	1.4G～1.6G	0.2G～1.6G
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
β (格納容器隔離失敗)	6.0E-09	6.8E-09	2.0E-09	5.2E-09	1.3E-08	4.5E-08	9.1E-08	1.7E-07
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	2.5E-11	ε	ε	2.6E-12	6.3E-12	7.2E-12	1.7E-12	4.3E-11
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.1E-08	3.5E-09	6.8E-09	2.2E-08	2.5E-08	2.4E-08	1.0E-08	1.1E-07
ε (ペースマット溶融貫通)	5.1E-10	6.1E-11	3.2E-10	1.0E-09	1.2E-09	9.2E-10	3.3E-10	4.3E-09
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.8E-10	5.1E-11	1.2E-10	4.2E-10	4.5E-10	3.5E-10	6.8E-11	2.0E-09
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	4.9E-12	ε	1.4E-12	7.6E-12	6.8E-12	5.3E-12	ε	2.6E-11
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
g (蒸気発生器伝熱管破損)	1.4E-12	ε	1.6E-11	6.7E-11	1.9E-09	7.6E-09	8.9E-09	1.9E-08
τ (格納容器過温破損)	6.9E-09	1.3E-09	3.8E-09	1.2E-08	1.4E-08	1.2E-08	6.6E-09	5.6E-08
μ (格納容器直接接触)	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
χ (炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失)	ε	ε	ε	ε	ε	ε	1.9E-09	1.9E-09
合計	3.5E-08	1.2E-08	1.3E-08	4.1E-08	5.5E-08	9.1E-08	1.0E-07	3.5E-07

ε: カットオフ値 (1.0E-12(／炉年))未満

第3.1.3.3-57表 放出カテゴリ別発生頻度

原子炉格納容器の状態		分類	放出カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
格納容器機能喪失	格納容器 バイパス	内的	F1	3.0E-10	<0.1
		外的	F2	1.8E-08	3.9
	格納容器破損	エナジェティック	F3A	6.9E-11	<0.1
		先行破損	F3B	2.0E-09	0.4
		その他	F3C	1.7E-07	37.5
		外的	F4	1.9E-09	0.4
	隔離失敗	—	F5	1.7E-07	36.7
健全(設計漏えい)		—	F6	9.6E-08	20.9

第3.1.3.3-58表 不確実さ解析結果(地震動加速度区分別)

加速度区分	CFF (／炉年)				エラー ファクタ
	5%下限値	中央値	95%上限値	平均値	
区分 1 (0.2G～0.4G)	3.9E-10	6.2E-09	8.1E-08	2.3E-08	1.4E+01
区分 2 (0.4G～0.6G)	3.4E-11	1.0E-09	2.5E-08	6.2E-09	2.8E+01
区分 3 (0.6G～0.8G)	4.2E-12	4.5E-10	3.5E-08	8.0E-09	9.1E+01
区分 4 (0.8G～1.0G)	5.3E-12	7.9E-10	1.3E-07	2.4E-08	1.6E+02
区分 5 (1.0G～1.2G)	3.7E-11	1.6E-09	1.5E-07	3.6E-08	6.3E+01
区分 6 (1.2G～1.4G)	8.7E-11	1.5E-09	2.6E-07	7.0E-08	5.5E+01
区分 7 (1.4G～1.6G)	1.2E-10	4.3E-10	2.8E-07	8.7E-08	4.8E+01
合計	1.0E-09	6.9E-08	8.3E-07	2.5E-07	2.8E+01

第3.1.3.3-59表 不確実さ解析結果(格納容器機能喪失モード別)

格納容器 機能喪失 モード	CFF (／炉年)				エラー ファクタ
	5%下限値	中央値	95%上限値	平均値	
α	—	—	—	—	—
β	3.4E-10	1.2E-08	4.9E-07	1.4E-07	3.8E+01
γ	—	—	—	—	—
γ'	—	—	—	—	—
γ''	2.6E-14	1.8E-12	8.3E-11	2.0E-11	5.6E+01
δ	3.0E-10	1.0E-08	1.7E-07	4.6E-08	2.4E+01
ε	5.4E-12	2.6E-10	2.0E-08	4.5E-09	6.1E+01
θ	4.5E-12	1.5E-10	6.8E-09	1.5E-09	3.9E+01
η	6.1E-15	5.5E-13	5.6E-11	1.2E-11	9.5E+01
σ	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	—
g	8.7E-13	3.5E-10	1.4E-07	2.5E-08	4.0E+02
τ	4.8E-11	1.9E-09	1.7E-07	3.9E-08	5.9E+01
μ	—	—	—	—	—
χ	2.6E-13	4.0E-11	9.7E-09	1.9E-09	1.9E+02
合計	1.0E-09	6.9E-08	8.3E-07	2.5E-07	2.8E+01

第3.1.3.3-60表 不確実さ解析結果(放出カテゴリ別)

原子炉格納容器の状態		分類	放出カテゴリ記号	発生頻度(／炉年)				エラーファクタ
				5% 下限値	中央値	95% 上限値	平均値	
格納容器機能喪失	格納容器バイパス	内的	F1	3.2E-17	1.1E-12	2.5E-08	6.4E-09	2.8E+04
		外的	F2	3.6E-13	2.0E-10	1.1E-07	1.8E-08	5.4E+02
	格納容器破損	エナジेटリック	F3A	5.5E-14	3.4E-12	1.4E-10	3.3E-11	5.0E+01
		先行破損	F3B	4.5E-12	1.5E-10	6.8E-09	1.5E-09	3.9E+01
		その他	F3C	4.7E-10	1.4E-08	3.5E-07	9.0E-08	2.7E+01
		外的	F4	2.6E-13	4.0E-11	9.7E-09	1.9E-09	1.9E+02
	隔離失敗	—	F5	3.4E-10	1.2E-08	4.9E-07	1.4E-07	3.8E+01
健全 (設計漏えい)	—	F6	4.2E-10	1.2E-08	1.5E-07	4.1E-08	1.9E+01	

第3.1.3.3-61表 冗長設備の相関性に係る感度解析結果

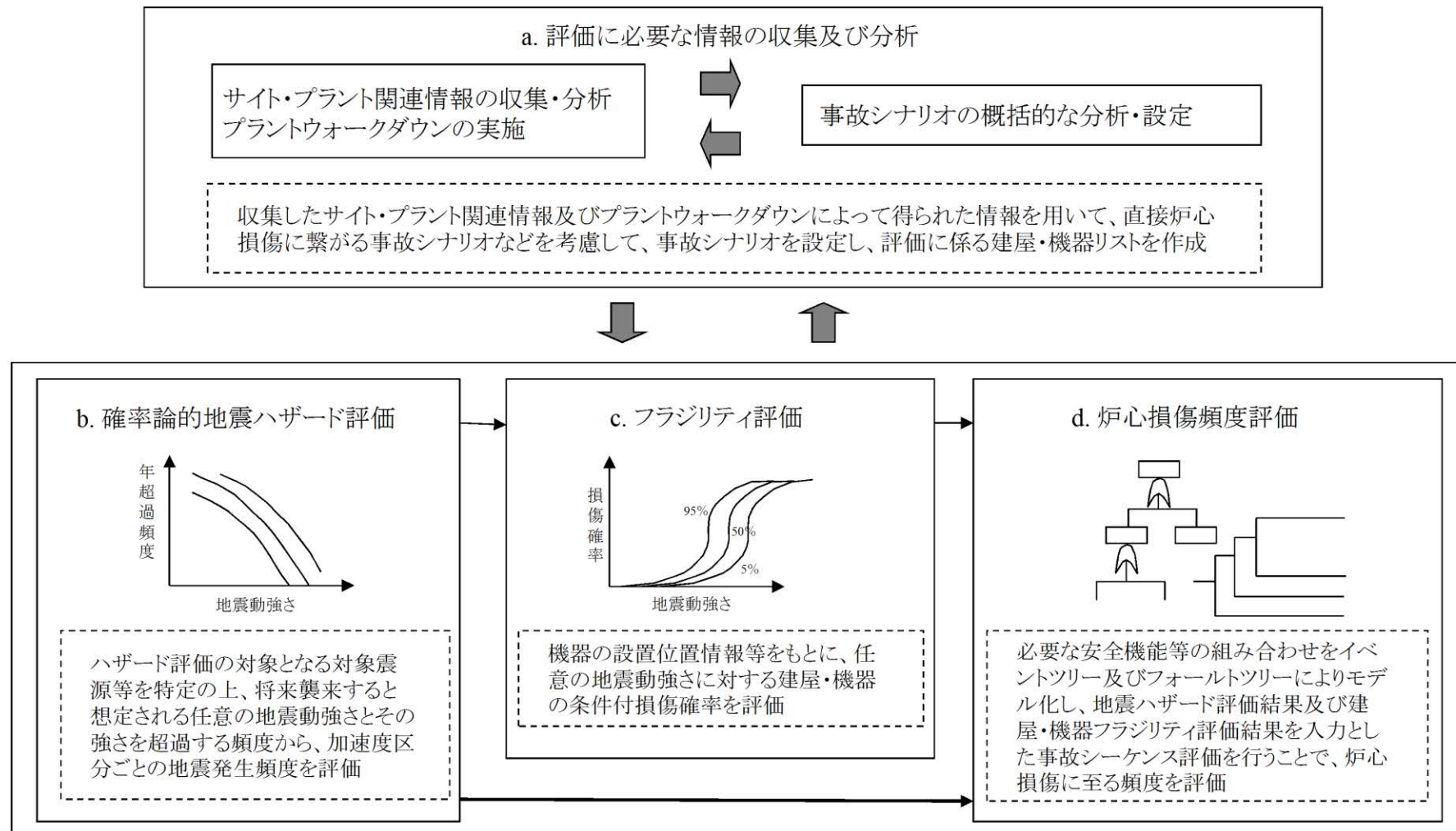
加速度区分	①ベースケース (完全相関)		②感度解析ケース (完全独立)	
	CFF (/炉年)	寄与割合 (%)	CFF (/炉年)	寄与割合 (%)
区分1 (0.2G~0.4G)	3.5E-08	10.1	3.5E-08	13.8
区分2 (0.4G~0.6G)	1.2E-08	3.4	1.2E-08	4.6
区分3 (0.6G~0.8G)	1.3E-08	3.8	2.1E-09	0.8
区分4 (0.8G~1.0G)	4.1E-08	11.7	1.0E-08	4.0
区分5 (1.0G~1.2G)	5.5E-08	16.0	2.9E-08	11.2
区分6 (1.2G~1.4G)	9.1E-08	26.2	6.7E-08	26.2
区分7 (1.4G~1.6G)	1.0E-07	28.9	1.0E-07	39.3
合計	3.5E-07	100.0	2.6E-07	100.0

第3.1.3.3-62表 SA対策に係る感度解析結果

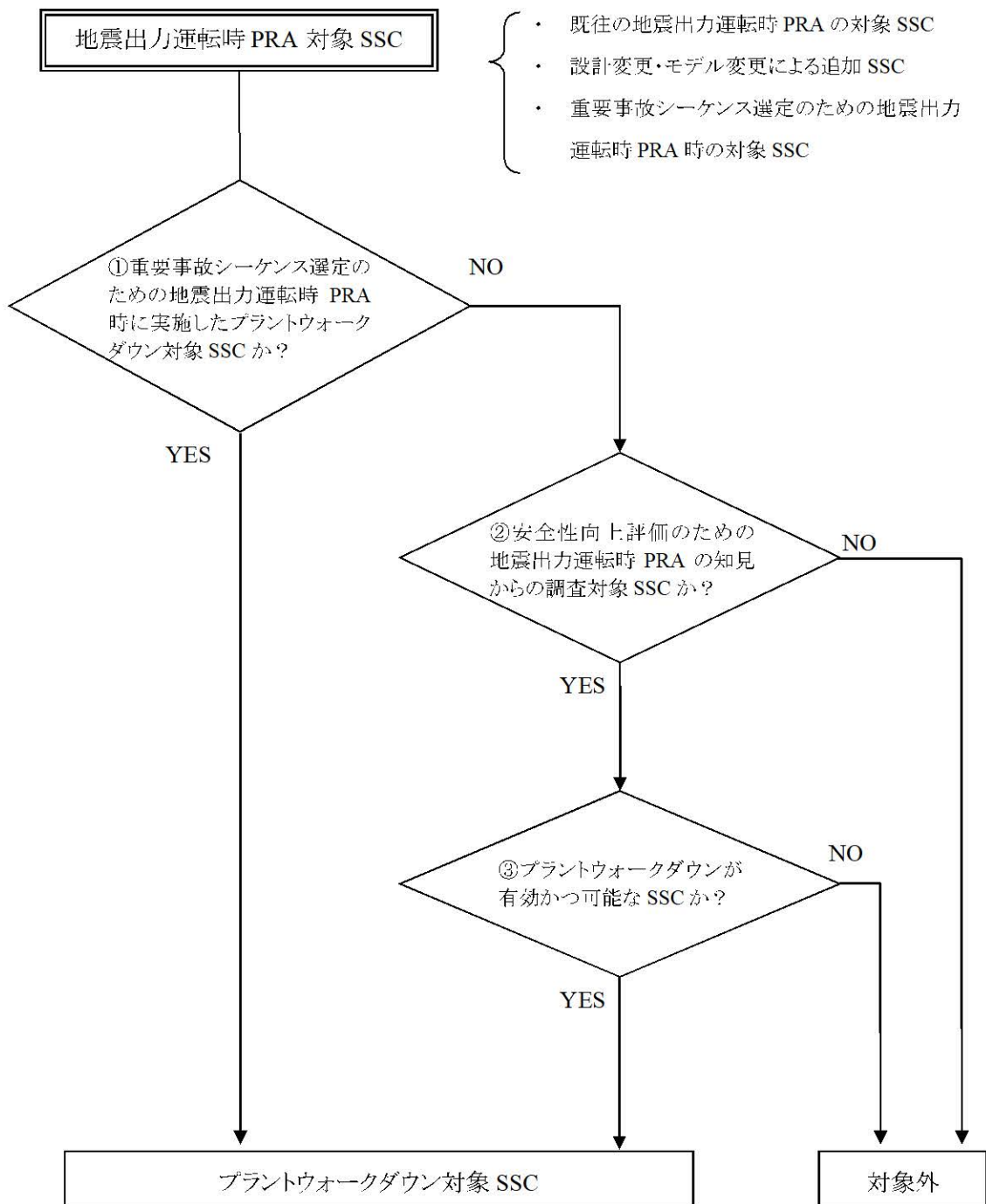
加速度区分	①ベースケース (SA 対策あり)		②感度解析ケース (SA 対策なし)	
	CFF (/炉年)	寄与割合 (%)	CFF (/炉年)	寄与割合 (%)
区分1 (0.2G~0.4G)	3.5E-08	10.1	3.4E-07	22.6
区分2 (0.4G~0.6G)	1.2E-08	3.4	1.0E-07	7.0
区分3 (0.6G~0.8G)	1.3E-08	3.8	1.0E-07	7.0
区分4 (0.8G~1.0G)	4.1E-08	11.7	2.8E-07	19.2
区分5 (1.0G~1.2G)	5.5E-08	16.0	3.1E-07	21.1
区分6 (1.2G~1.4G)	9.1E-08	26.2	2.4E-07	16.4
区分7 (1.4G~1.6G)	1.0E-07	28.9	1.0E-07	6.7
合計	3.5E-07	100.0	1.5E-06	100.0

第3.1.3.3-63表 放出カテゴリごとのCs-137放出量の評価結果

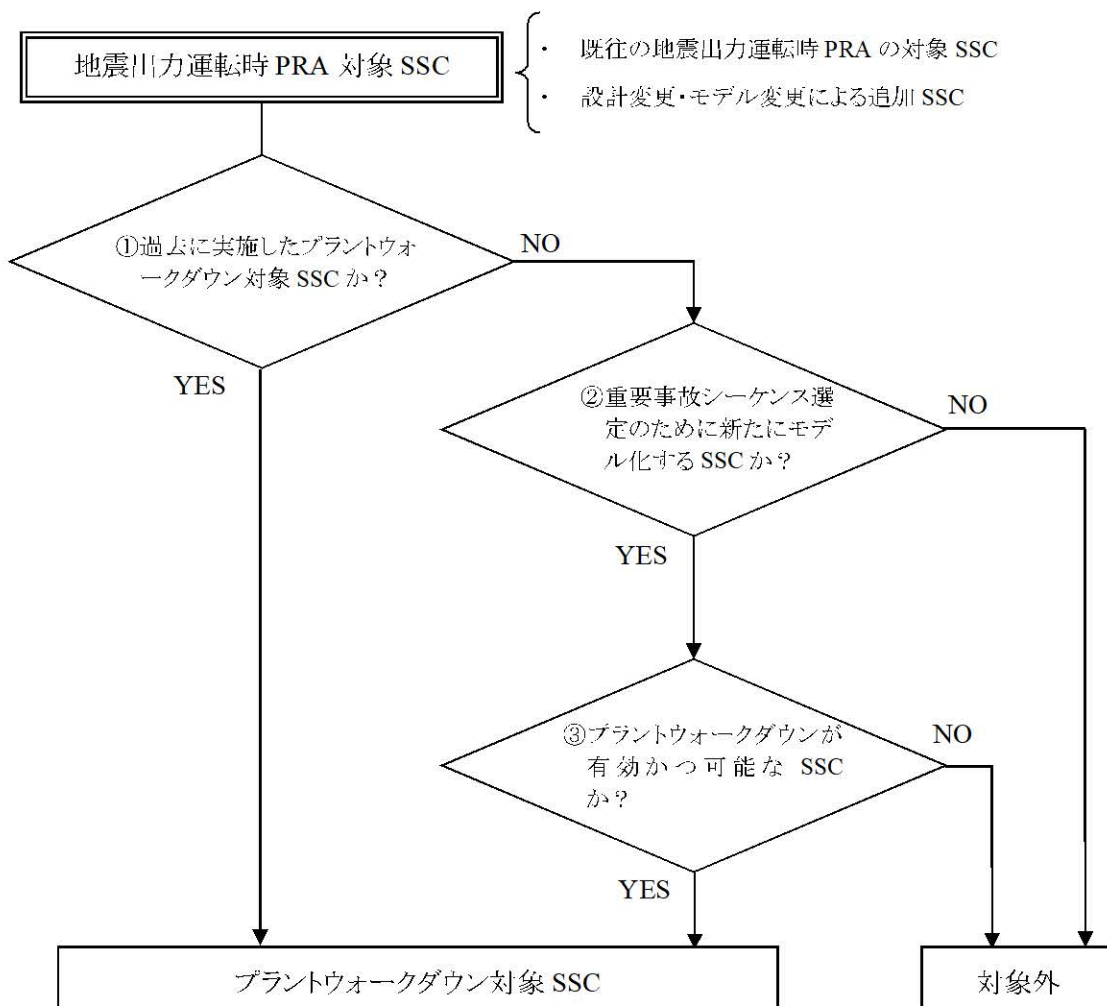
原子炉格納容器の状態		分類	放出 カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)		ソースターム解析結 果(Cs-137放出量の 定量的結果又は定 性的結果)(TBq)
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	内的	F1	3.0E-10	3.5E-07	>100
		外的	F2	1.8E-08		>100
	格納容器 破損	エナジェ ティック	F3A	6.9E-11		>100
		先行 破損	F3B	2.0E-09		>100
		その他	F3C	1.7E-07		>100
		外的	F4	1.9E-09		>100
	隔離失敗	—	F5	1.7E-07		>100
健全(設計漏えい)		—	F6	9.6E-08		8.6E-01



第3.1.3.3-1図 地震出力運転時レベル1PRAの評価フロー



第 3.1.3.3-2 図 地震出力運転時 PRA プラントワークダウン調査対象 SSC の選定フロー



第 3.1.3.3-3 図 重要事故シーケンス選定時の地震出力運転時 PRA における
プラントウォークダウン調査対象 SSC の選定フロー

地震PRAプラントウォークダウンチェックシート

SSC名: _____

機器番号: _____

耐震クラス: _____ 設置建屋: _____ 設置高さ: _____

形状: _____ 支持タイプ: _____

[チェック対象項目]	要	否
A)耐震安全性の確認	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
B)地震後のアクセス性及び現場操作の確認	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
C)地震PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

総合評価

実施日: _____

実施者: _____

地震I-1

第 3.1.3.3-4 図 地震出力運転時 PRA プラントウォークダウンチェックシート(1/3)

SSC名: _____

A)耐震安全性の確認

対象SSC本体の評価	Y	N	U	N/A
1. 対象SSCの図面(外形図・耐震計算書等)と外見上相違点は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 対象SSC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	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 配管接合部と図面に外見上の相違点は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
4. 配管接合部に外見上の異常(腐食・亀裂等)は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
アンカーボルト・基礎溶接部評価	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	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 周辺のコンクリート部を含めて外見上の異常(腐食・亀裂等)は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 締め付け強度は適切に管理されている (ゆるみ止め対策がされているか等)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
二次的影響について	Y	N	U	N/A
1. 周辺の耐震クラスが低いSSC等の倒壊・落下により被害を受けない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 倒壊により被害を与える周辺のSSCの耐震性は問題ない (対象SSC本体の評価に準じた評価)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 周辺に固縛されていない重量物はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
4. 周辺SSCの損傷時、周辺SSCの保有水による影響はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
5. 周辺に仮置の火災源はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
6. SSCに接続されているケーブルは地震による損傷を受けない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

二次的影響についての気づき事項を記載

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

地震1-2

SSC名: _____

地震後のアクセス性及び現場操作の確認	Y	N	U	N/A
1. 対象SSCの識別が可能である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 周辺斜面及び周辺設備からの被害を受けない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 可動部分のある器具は存在しない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
4. 周辺斜面のすべりによる土砂の流れ込みや近傍の設備の倒壊によりアクセスルート及びSSC搬入路が塞がれる可能性はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
5. 現場での操作が可能である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
6. 操作のための場所が確保できる	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
7. SSCの作動状態が確認できる	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

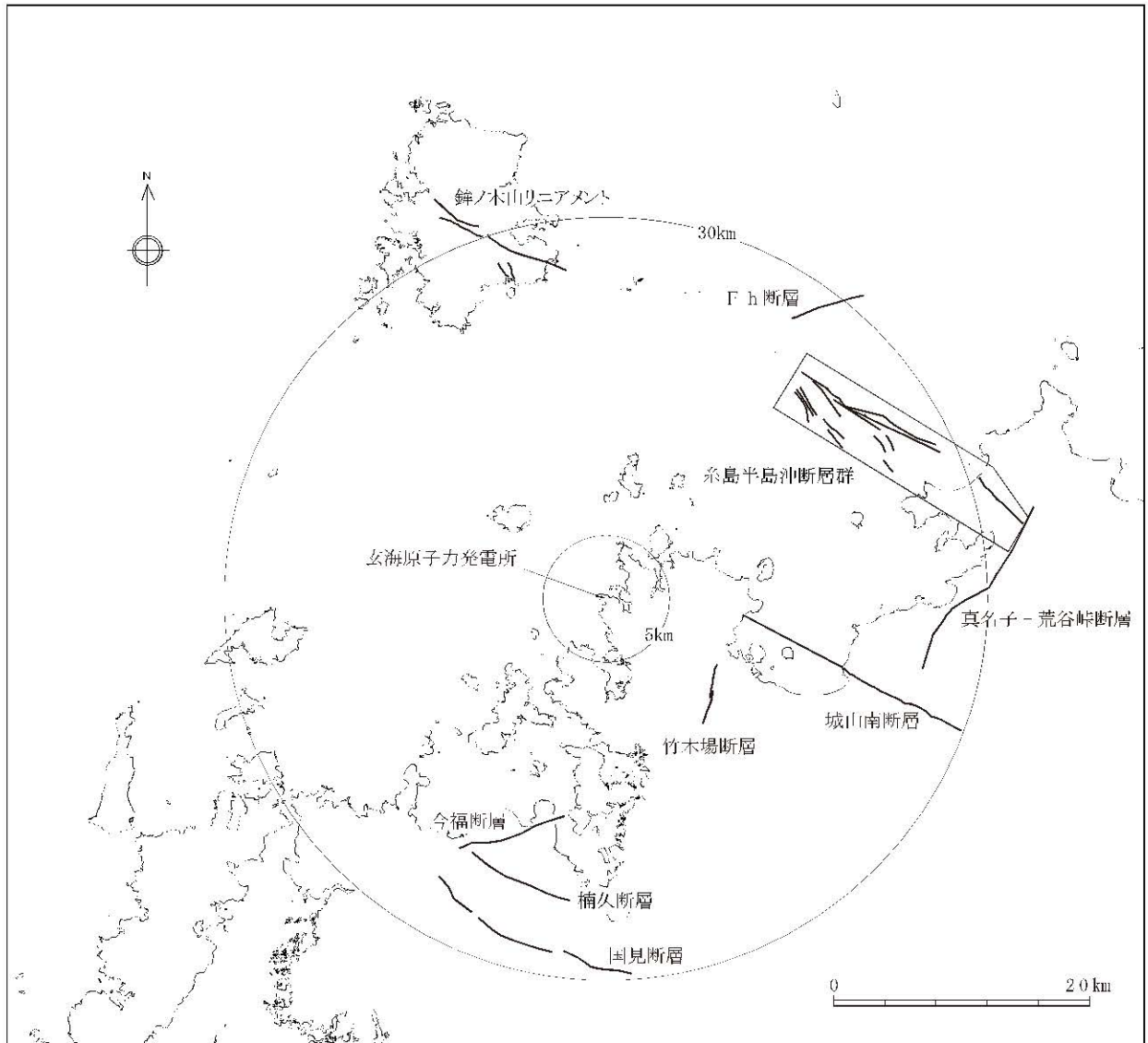
地震PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認	Y	N	U	N/A
1. モデル化の前提条件が適切である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

地震PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件
前提条件:
確認結果:

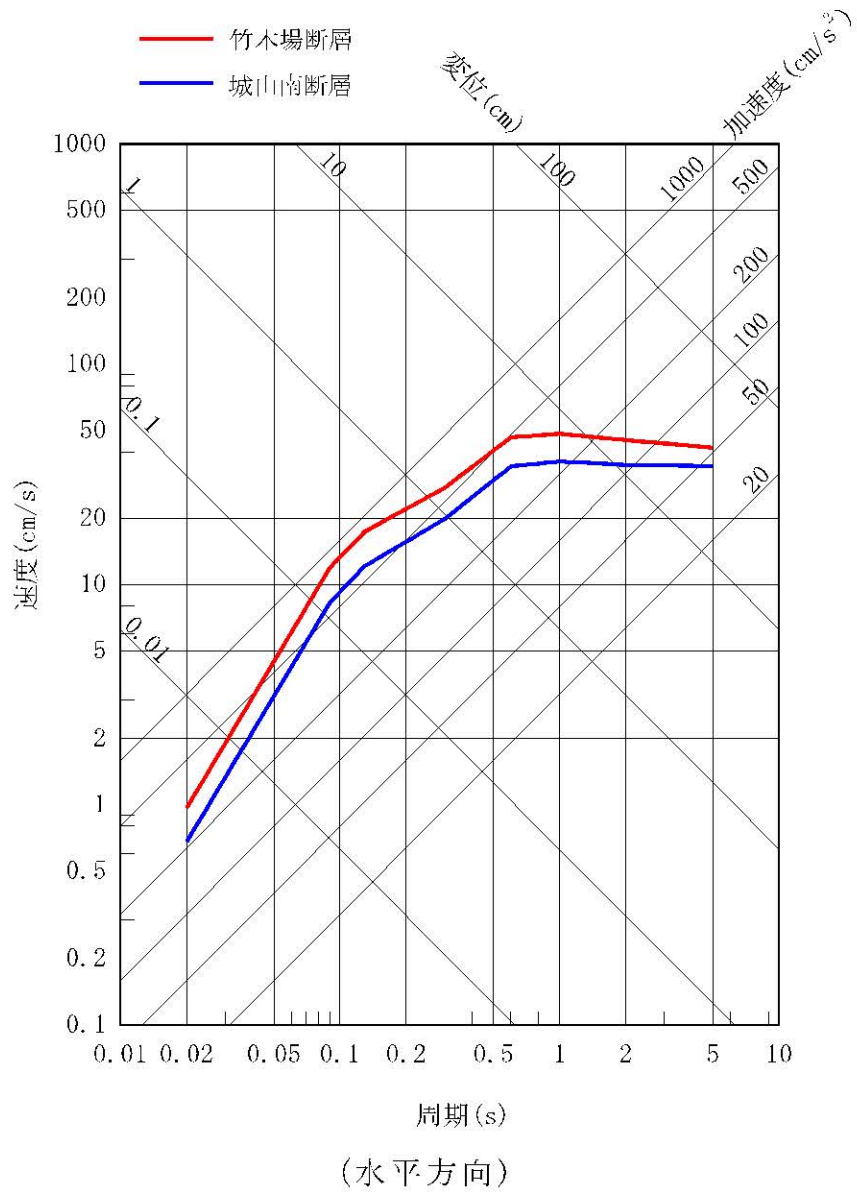
(記号の説明) Y: YES, N: NO, U: 調査不可, N/A: 対象外

地震1-3

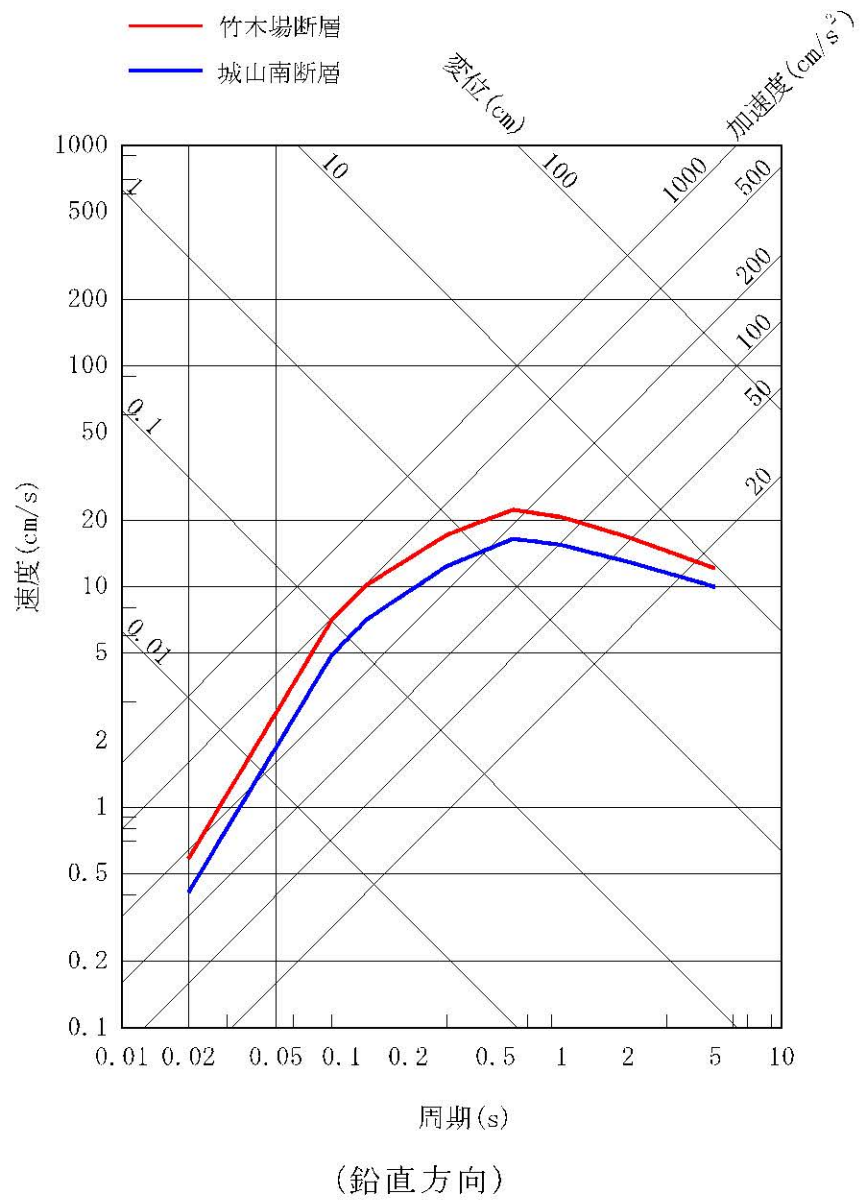
第 3.1.3.3-4 図 地震出力運転時 PRA プラントワークダウンチェックシート(3/3)



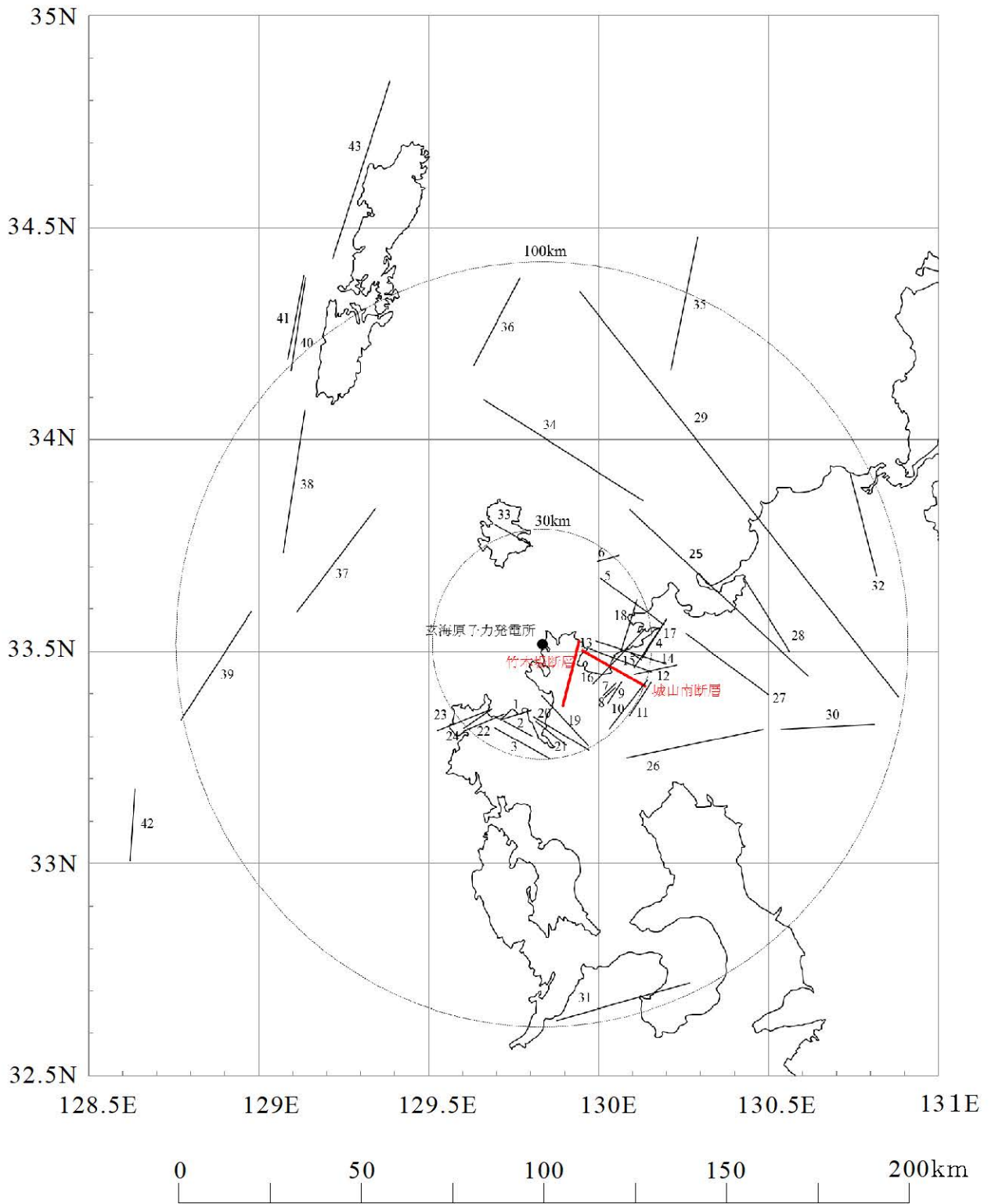
第3.1.3.3-5図 敷地周辺の活断層



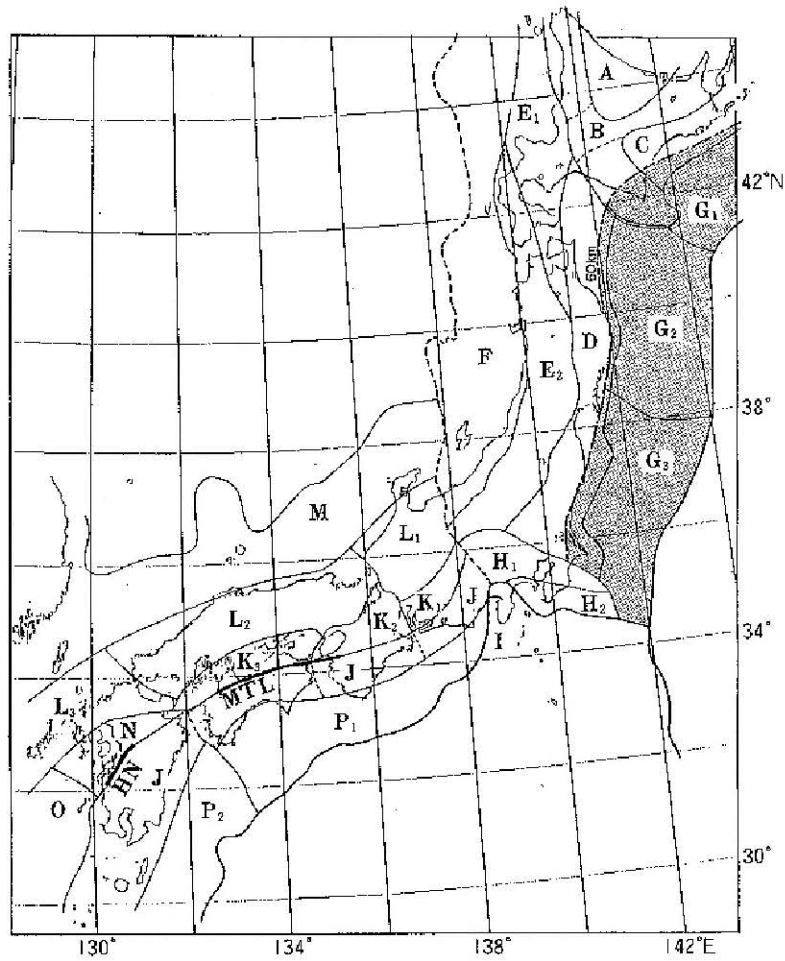
第3.1.3.3-6図 主要な活断層の応答スペクトル(1/2)



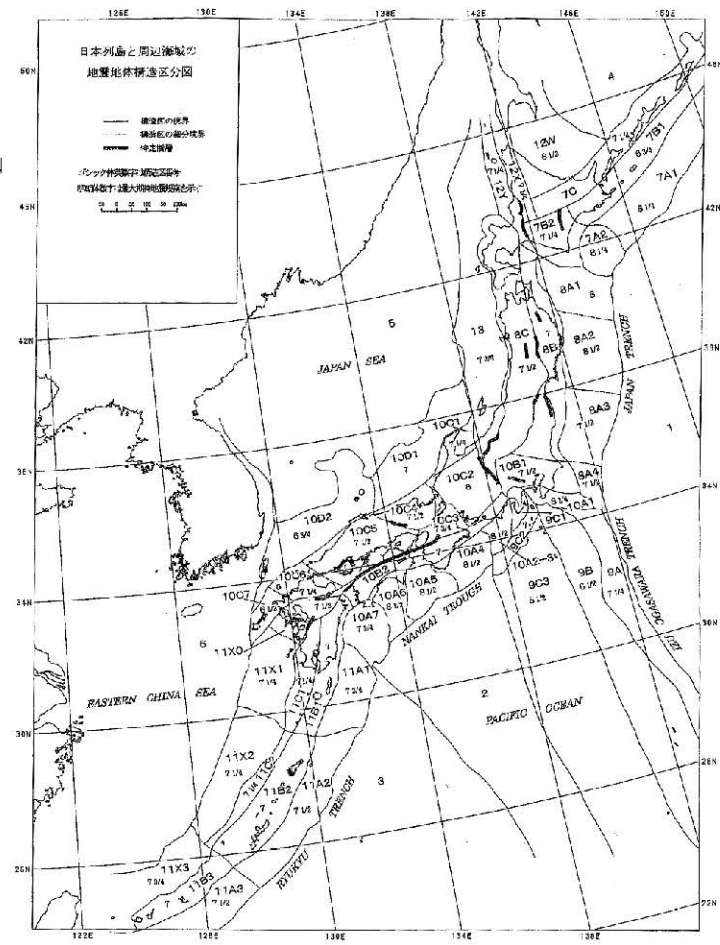
第3.1.3.3-6図 主要な活断層の応答スペクトル(2/2)



第3.1.3.3-7図 その他の活断層

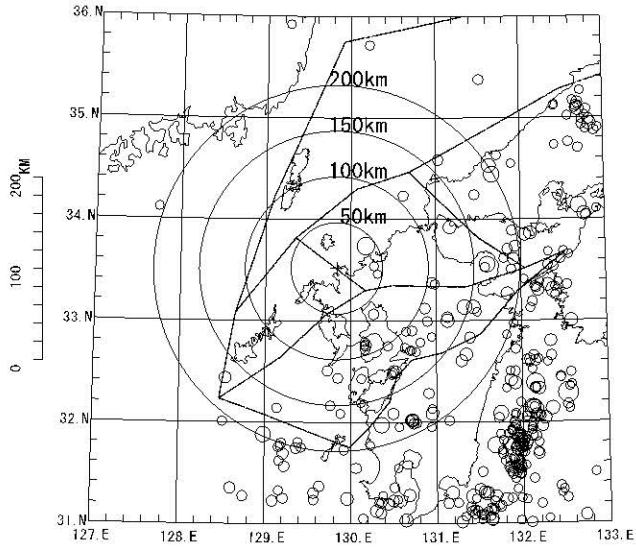


萩原(1991)の地震地体構造区分

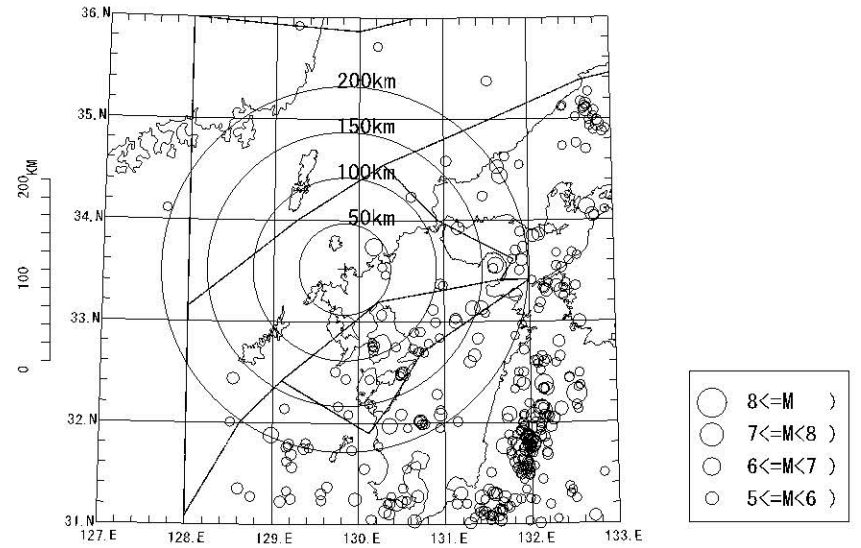


垣見ほか(2003)の地震地体構造区分

第3.1.3.3-8図 萩原(1991)及び垣見ほか(2003)の領域区分



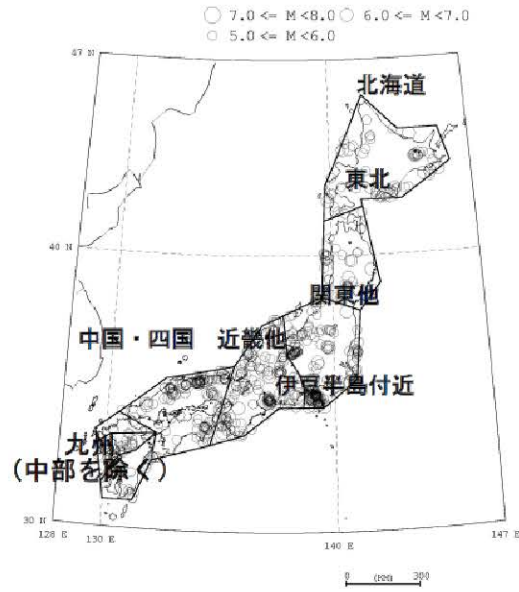
萩原(1991)の地震地体構造区分



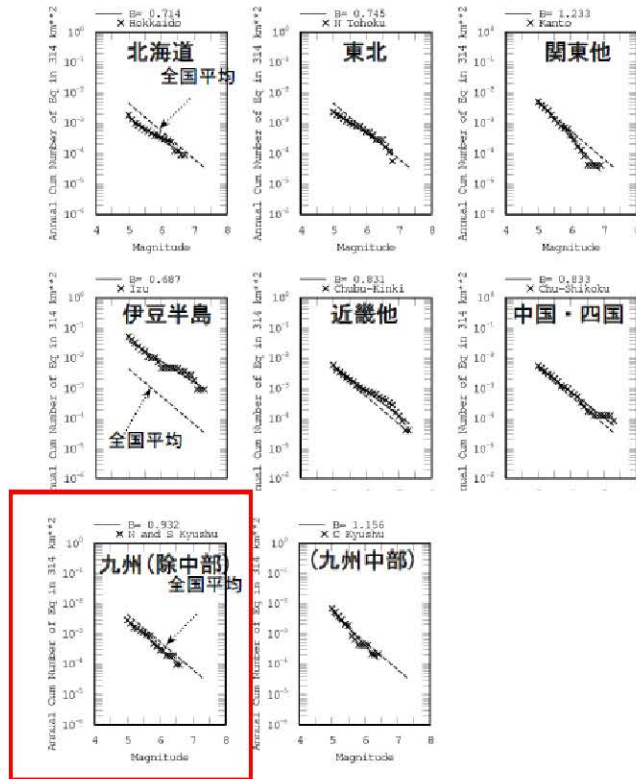
垣見ほか(2003)の地震地体構造区分

第3.1.3.3-9図 玄海原子力発電所周辺の各領域区分と

地震発生状況(1926年～2012年12月までの200km以浅でM5.0以上の震央分布)



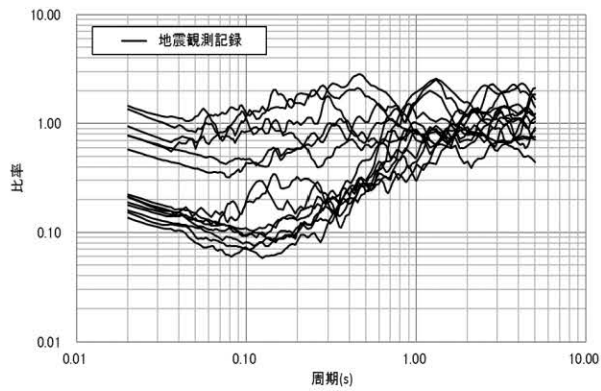
日本列島の地域分割 (8地域)



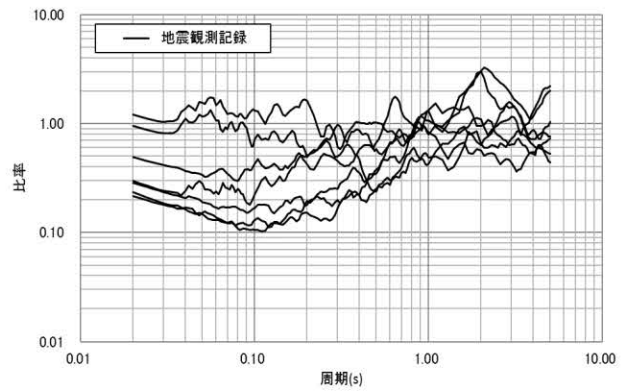
各地域の地震規模別発生頻度

参考:震源を特定し難い地震による地震動の超過確率別スペクトルの検討
平成21年8月24日独立行政法人原子力安全基盤機構 に加筆

第3.1.3.3-10図 地域ごとの地震規模別発生頻度の評価及びb値

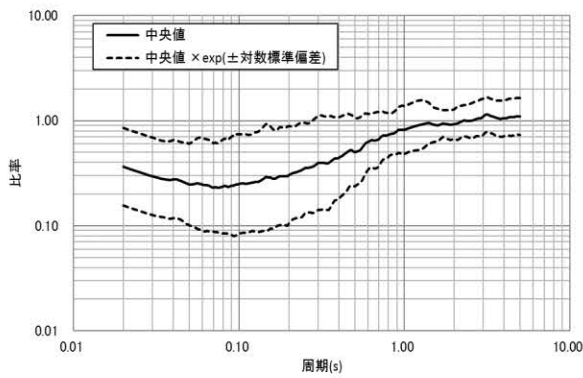


(水平方向)

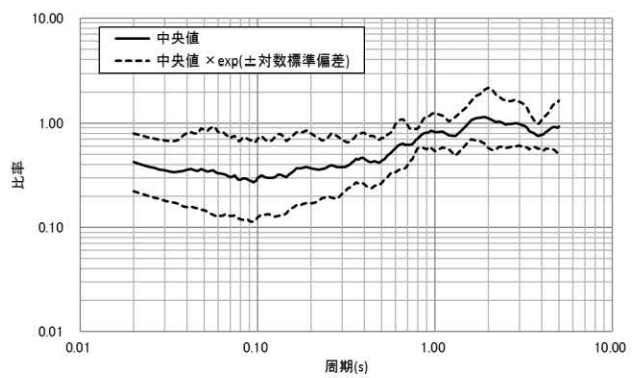


(上下方向)

(a) 各観測記録の残差スペクトル

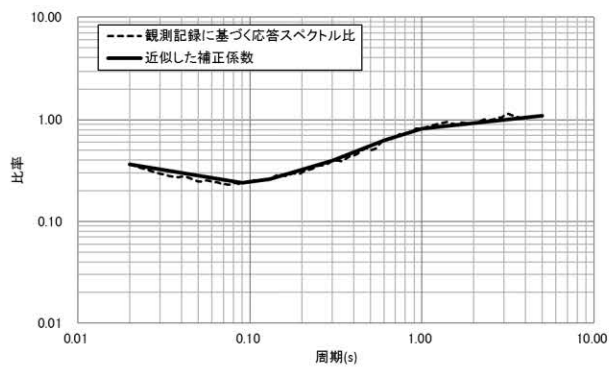


(水平方向)

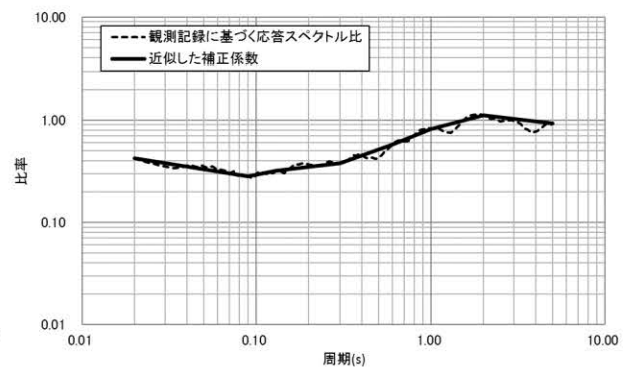


(上下方向)

(b) 残差スペクトルの平均と標準偏差



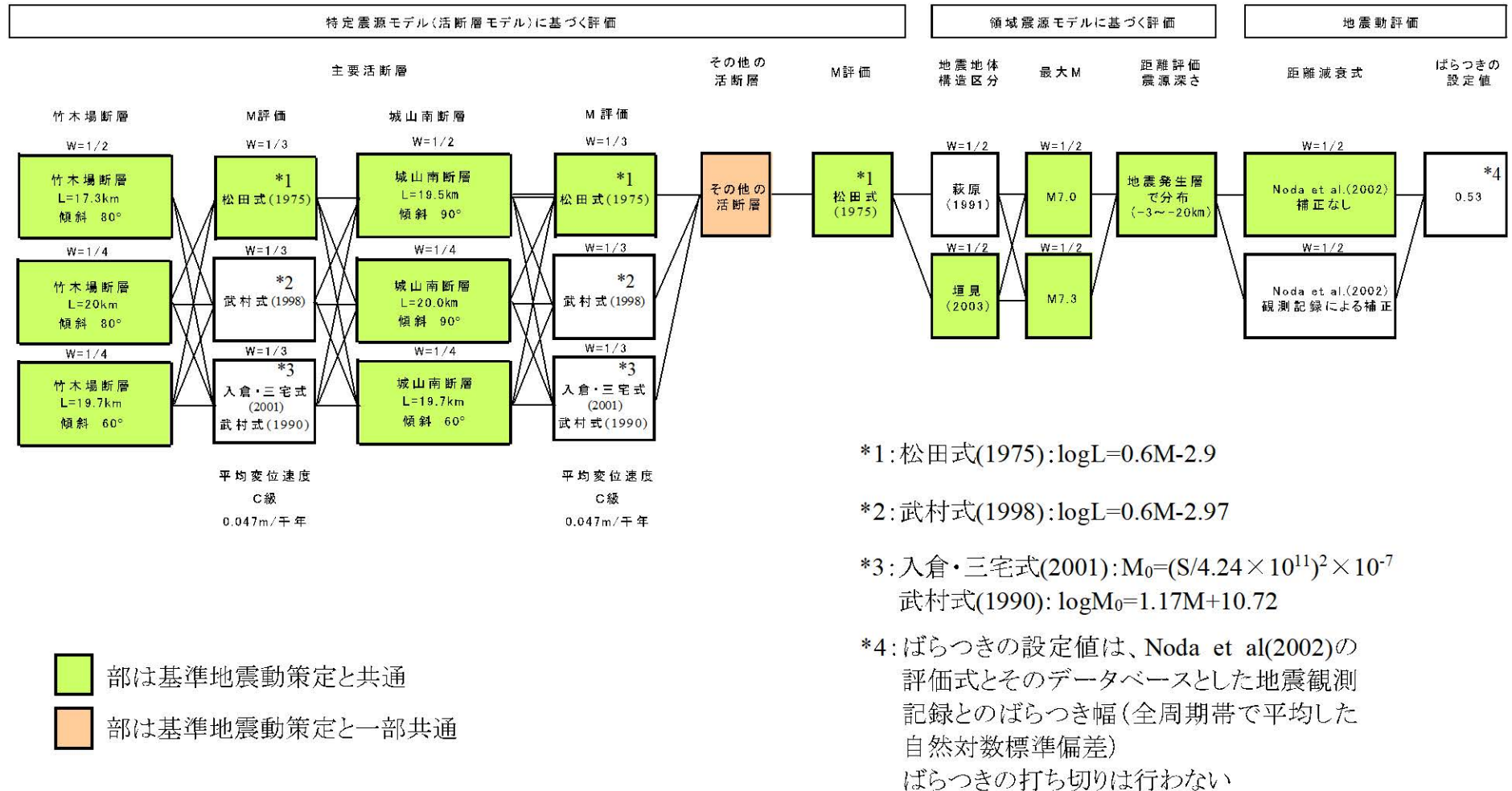
(水平方向)



(上下方向)

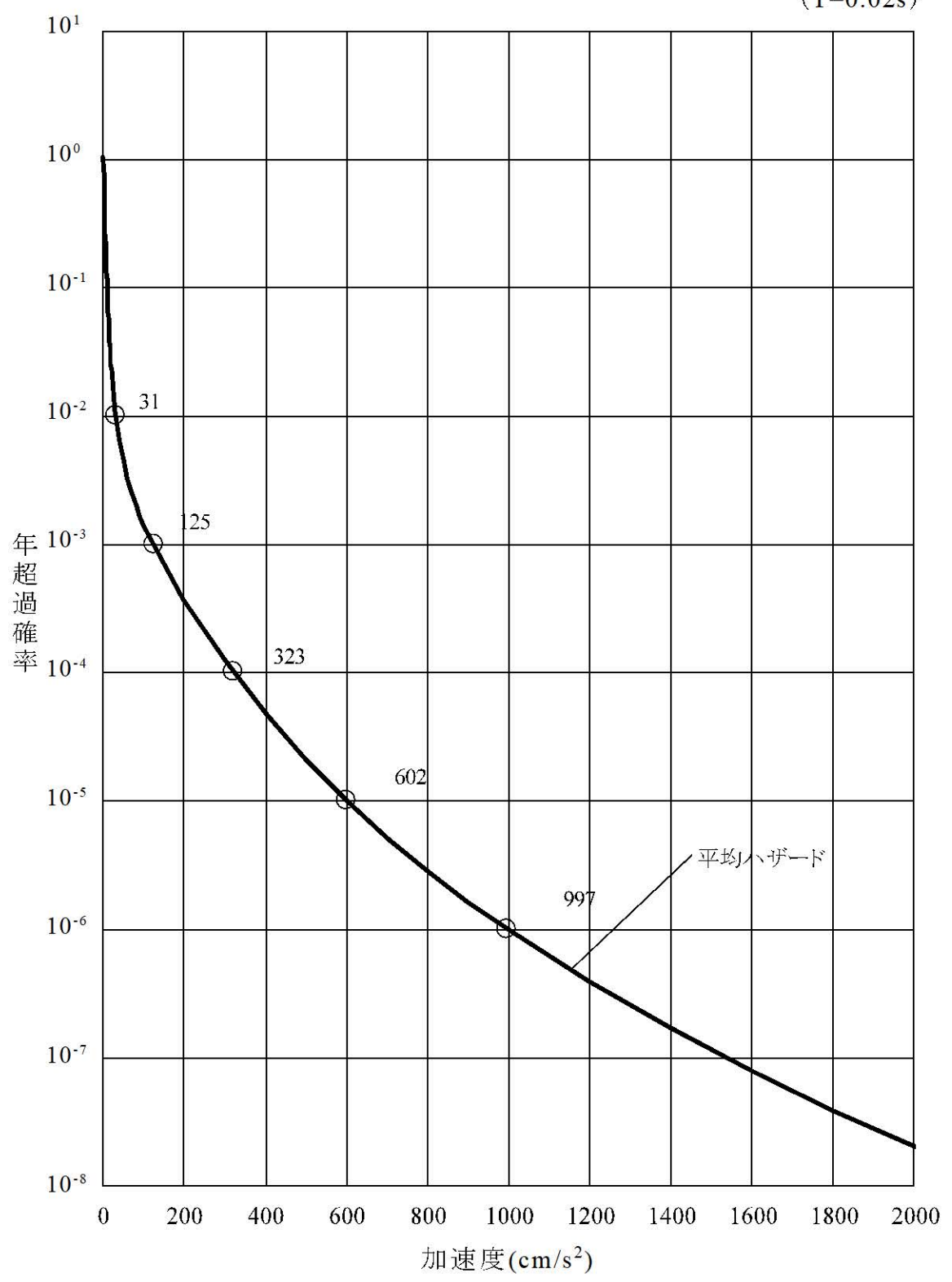
(c) 補正係数の設定

第3.1.3.3-11図 観測記録による補正



第3.1.3.3-12図 作成したロジックツリー

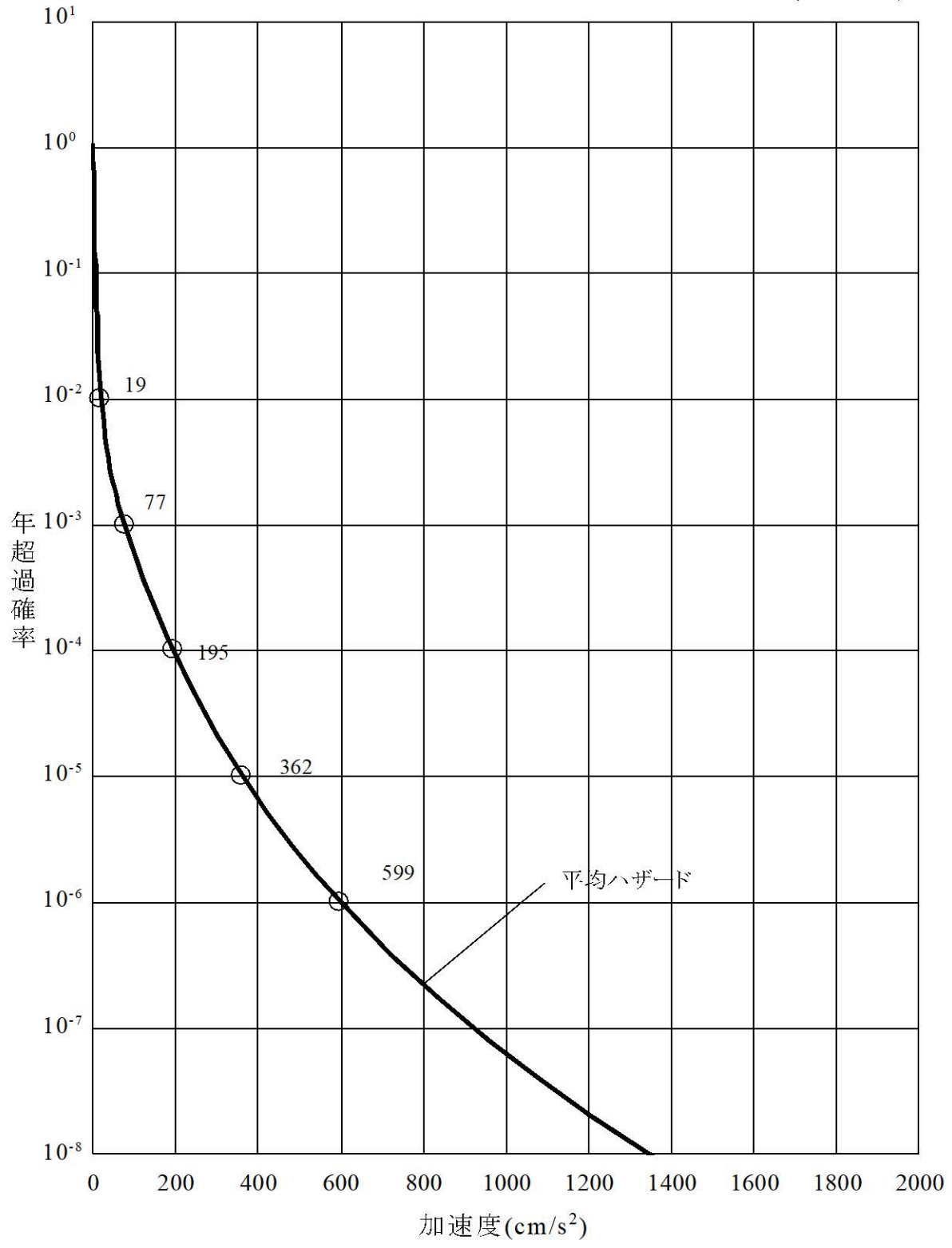
(T=0.02s)



(水平方向)

第3.1.3.3-13図 平均地震ハザード曲線 (1/2)

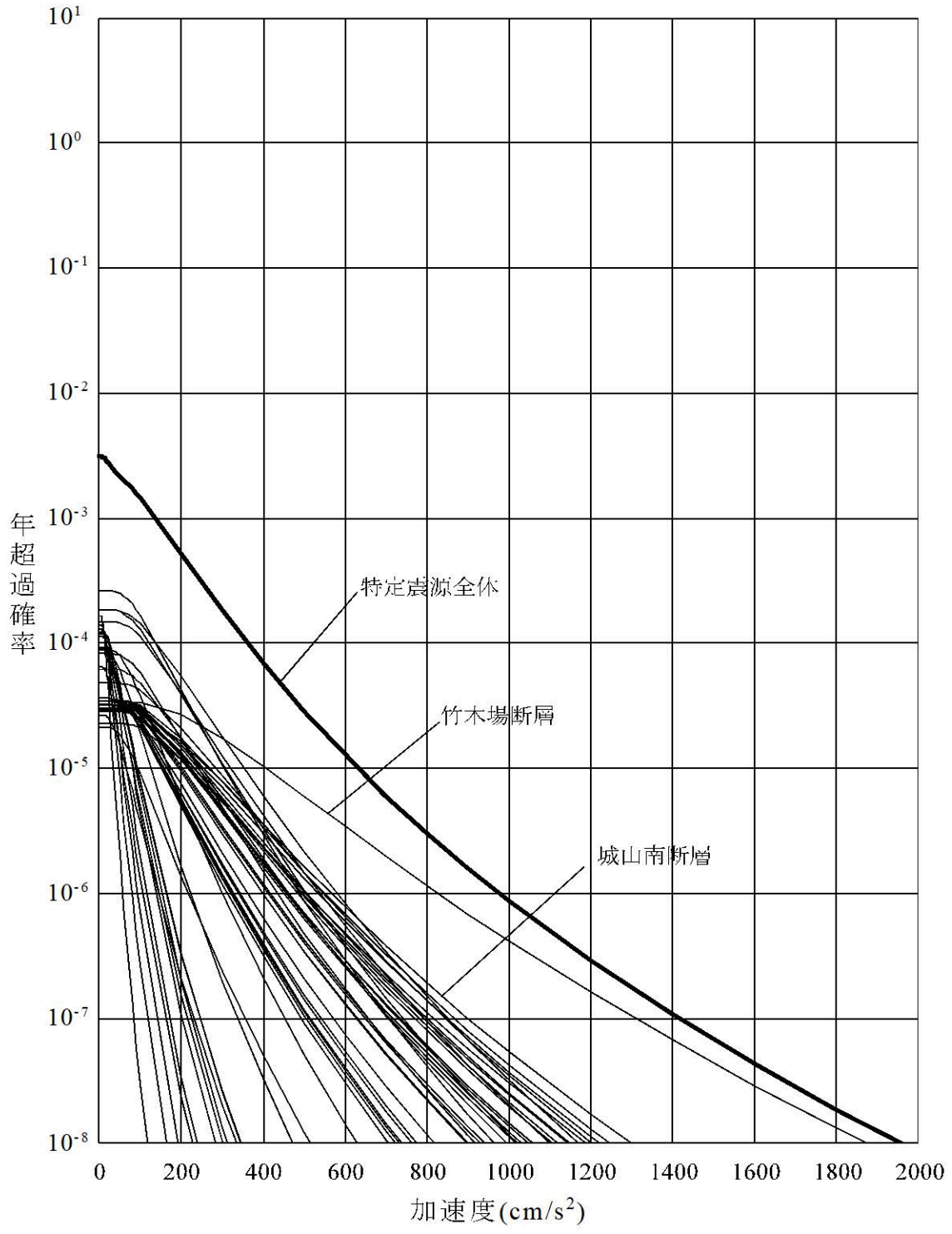
(T=0.02s)



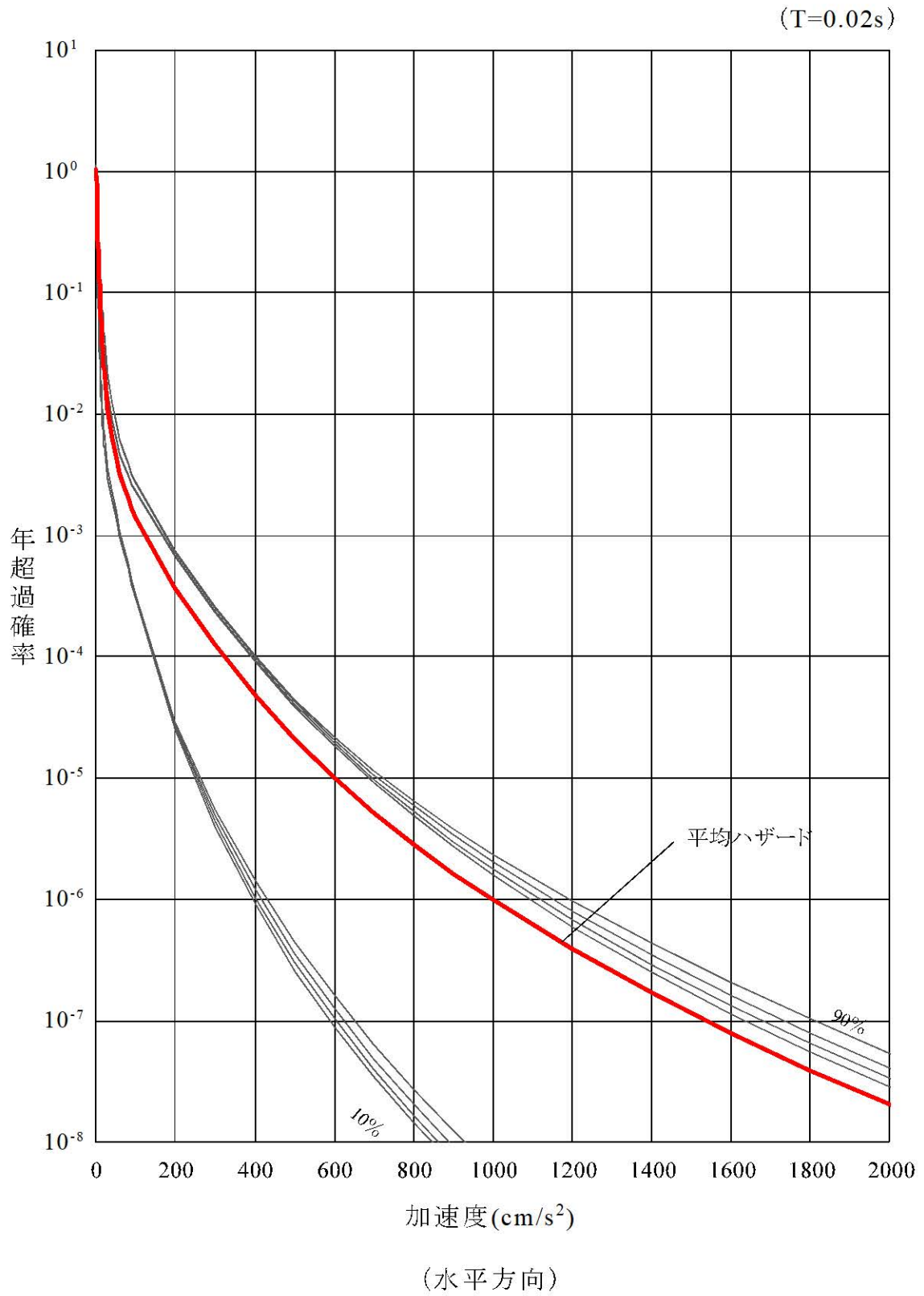
(鉛直方向)

第3.1.3.3-13図 平均地震ハザード曲線 (2/2)

(T=0.02s)

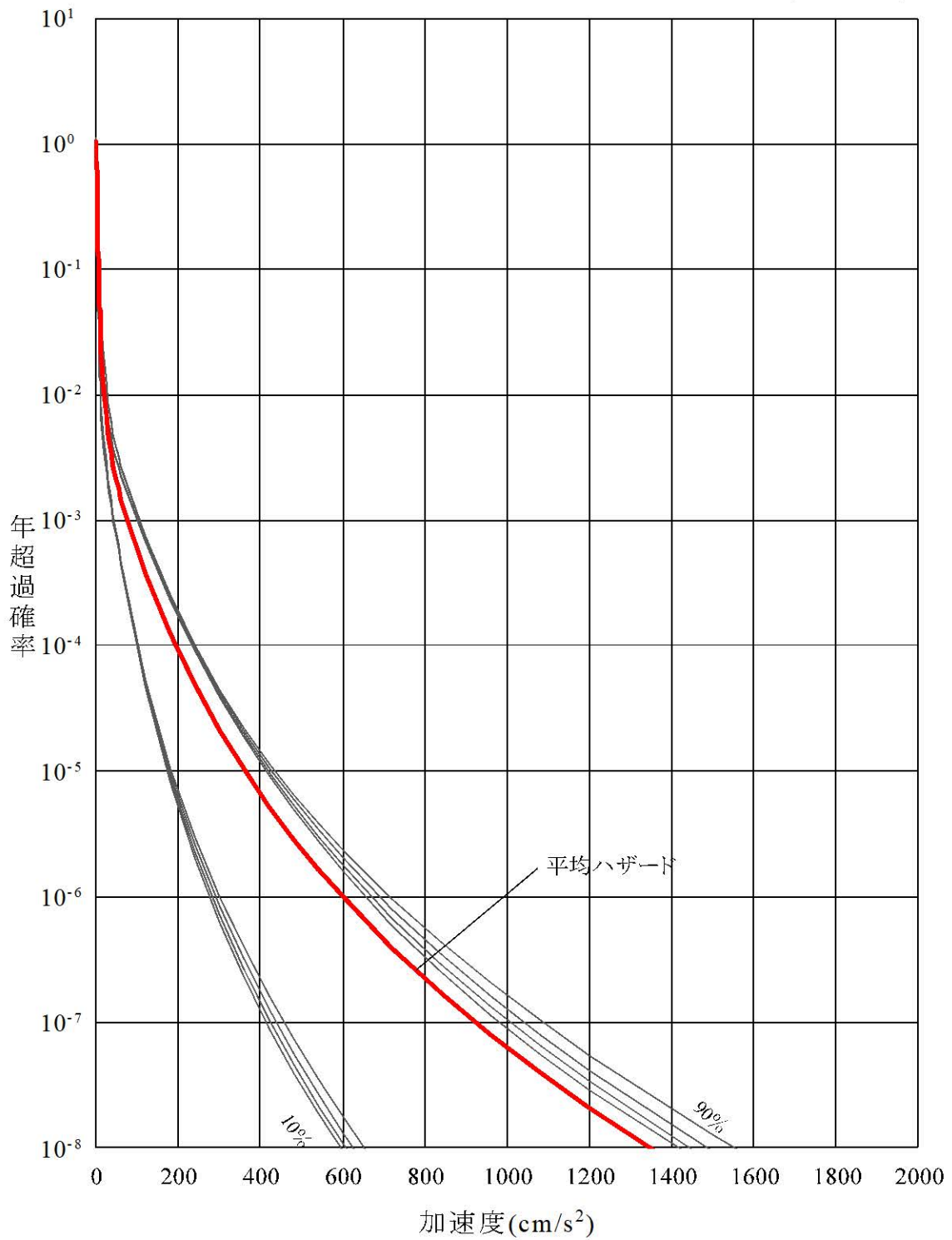


第3.1.3.3-14図 特定震源モデルによる平均地震ハザード曲線の内訳



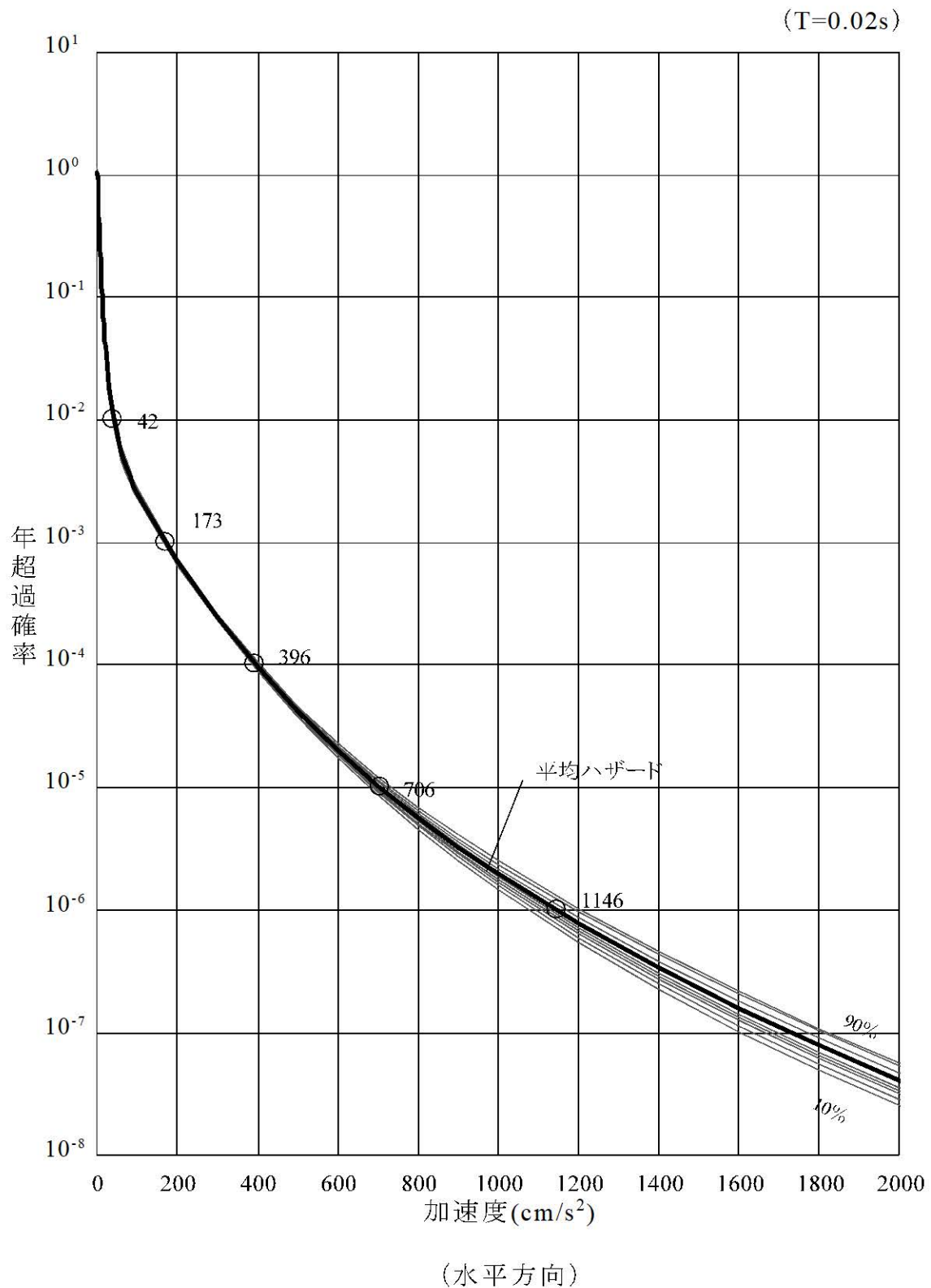
第3.1.3.3-15図 フラクタイル地震ハザード曲線 (1/2)

(T=0.02s)



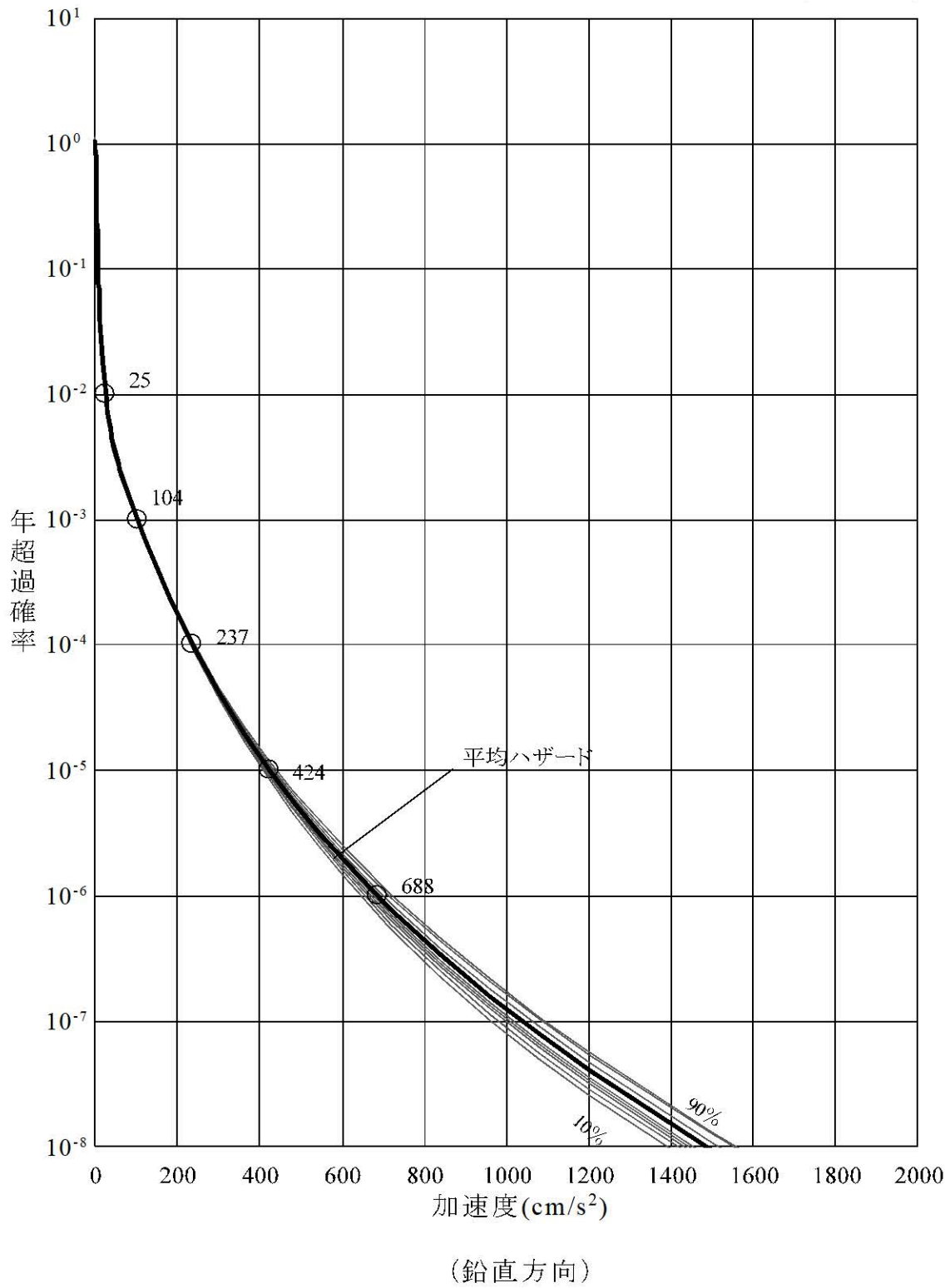
(鉛直方向)

第3.1.3.3-15図 フラクタイル地震ハザード曲線 (2/2)

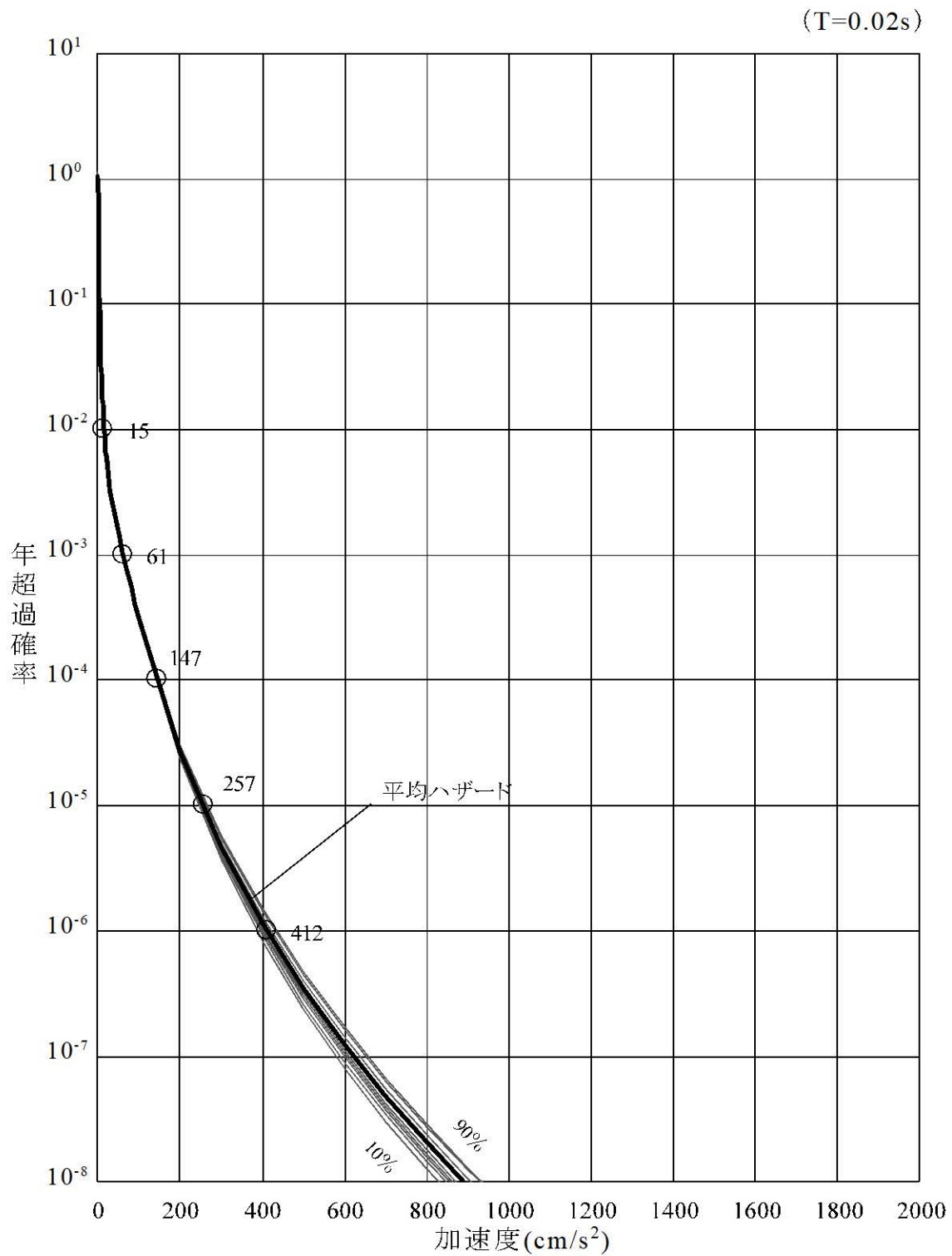


第3.1.3.3-16図 フラクタイル地震ハザード曲線(距離減衰式の補正なし)(1/2)

(T=0.02s)

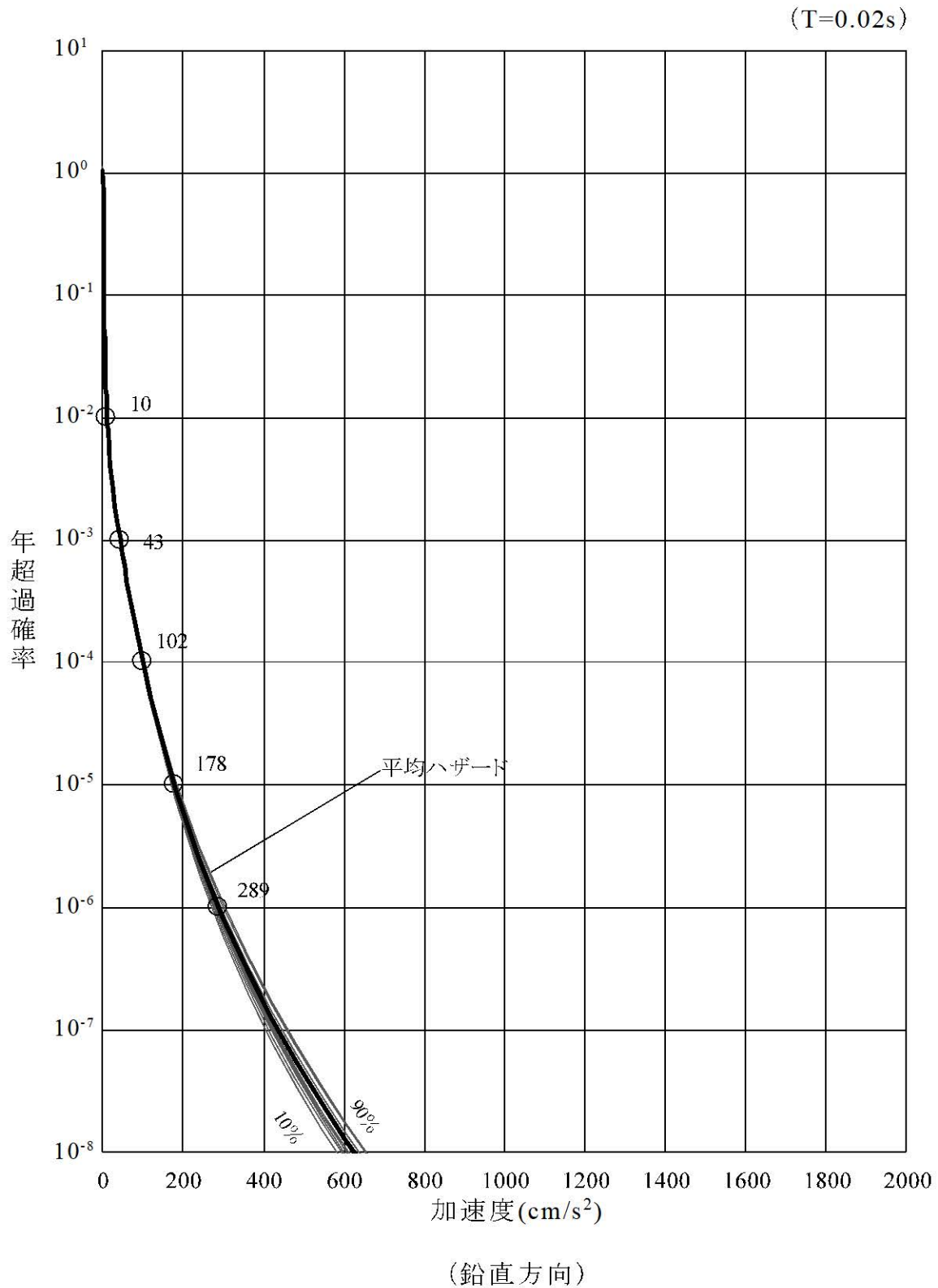


第3.1.3.3-16図 フラクタイル地震ハザード曲線(距離減衰式の補正なし)(2/2)

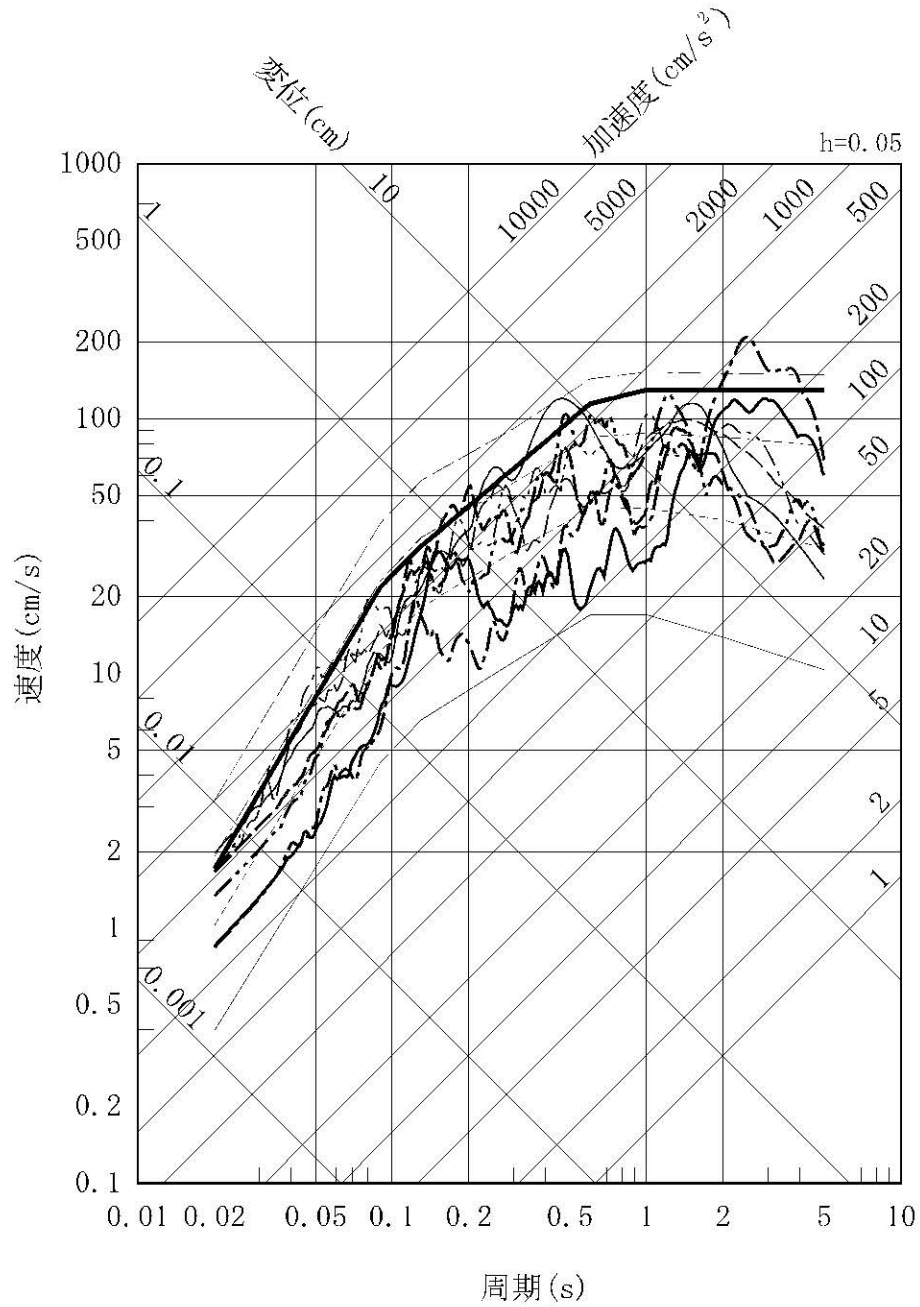
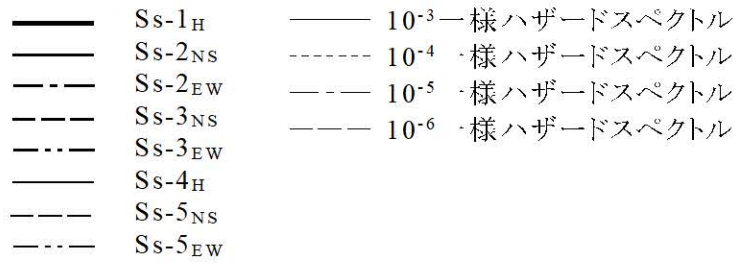


(水平方向)

第3.1.3.3-17図 フラクタイル地震ハザード曲線(距離減衰式の補正あり)(1/2)



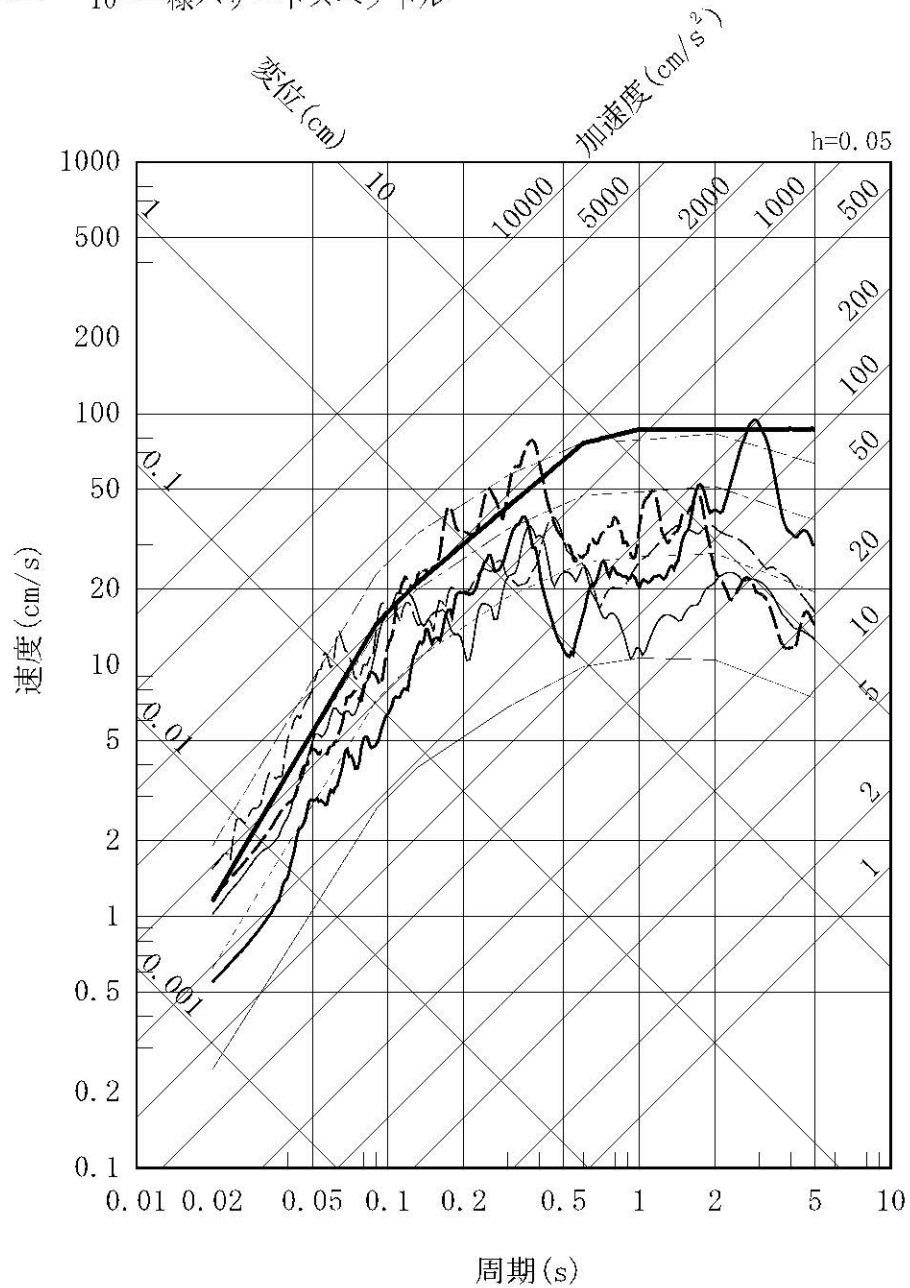
第3.1.3.3-17図 フラクタイル地震ハザード曲線(距離減衰式の補正あり)(2/2)



(水平方向)

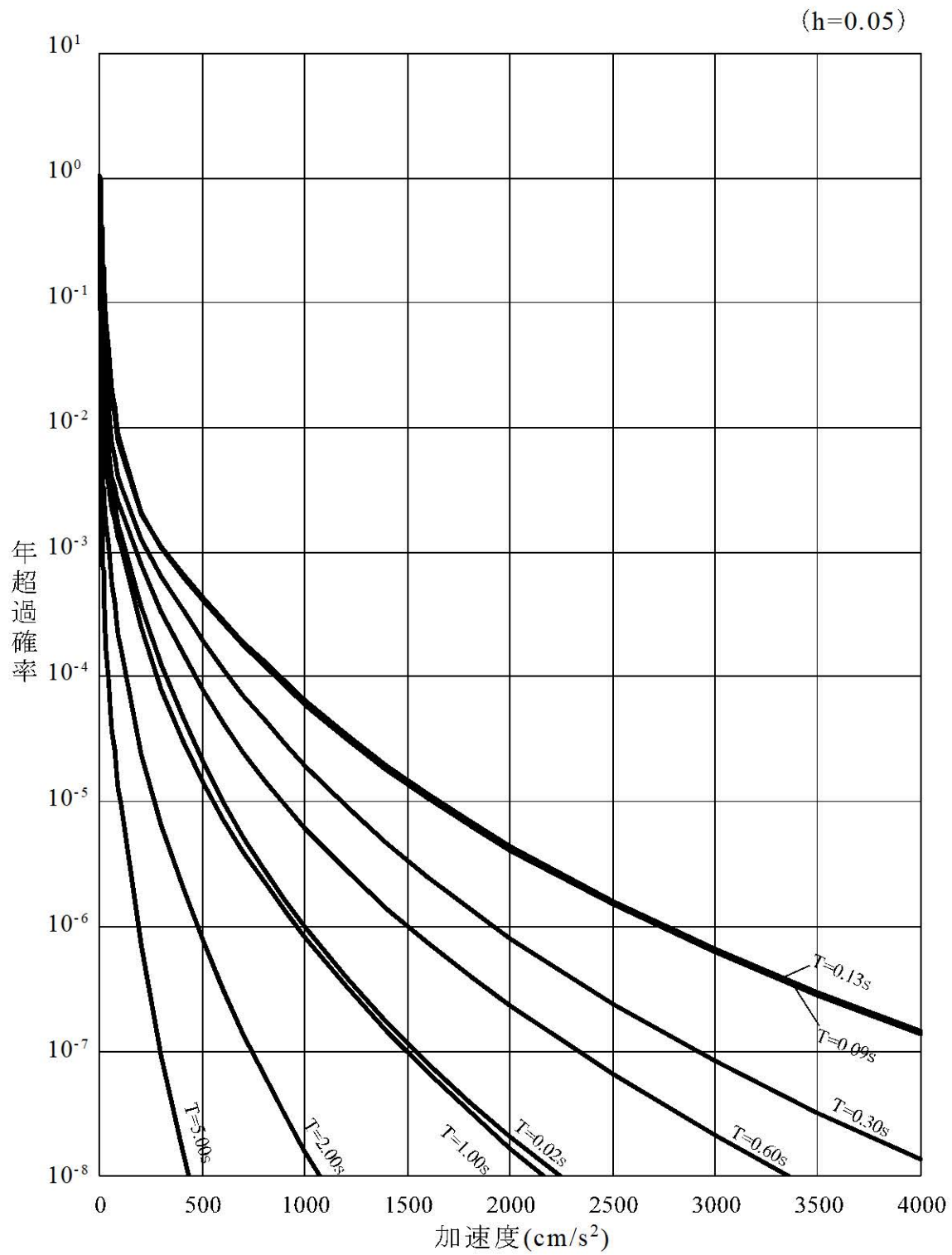
第3.1.3.3-18図 基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの
一様ハザードスペクトルの比較 (1/2)

- SS-1_V
- SS-2_{UD}
- - - SS-3_{UD}
- SS-4_V
- - - SS-5_{UD}
- 10⁻³一様ハザードスペクトル
- - - 10⁻⁴一様ハザードスペクトル
- - - 10⁻⁵一様ハザードスペクトル
- - - 10⁻⁶一様ハザードスペクトル



(鉛直方向)

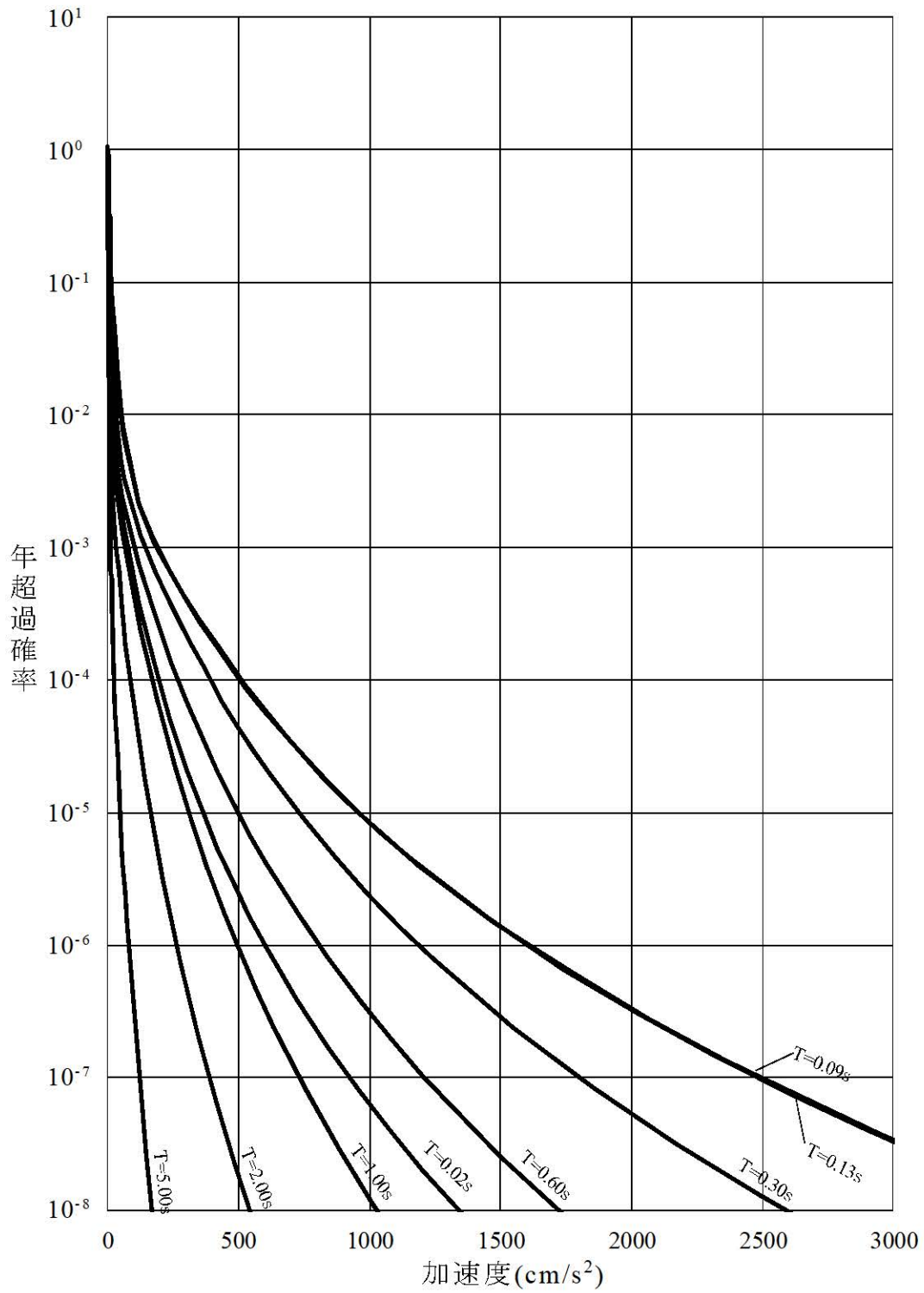
第3.1.3.3-18図 基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルの比較 (2/2)



(水平方向)

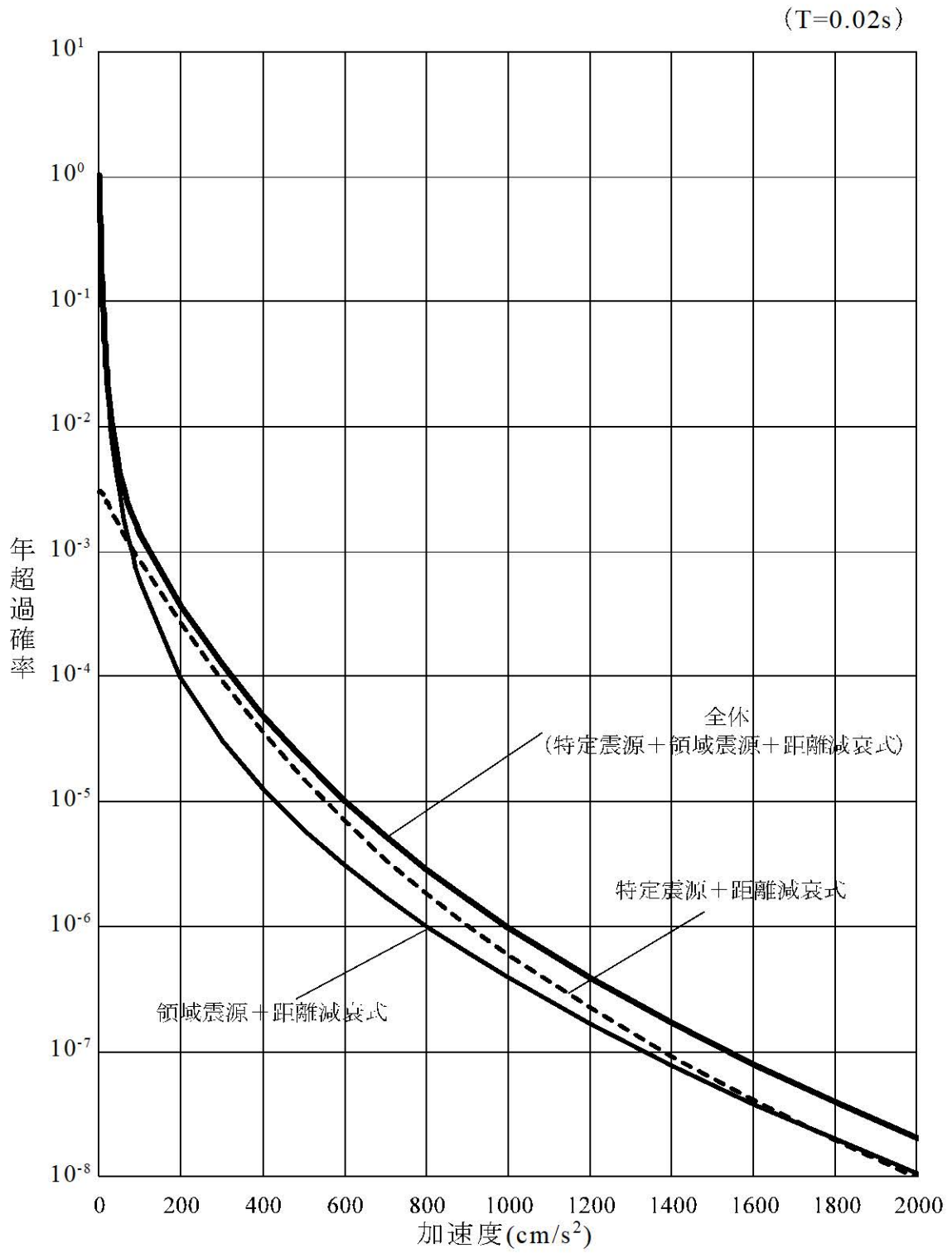
第3.1.3.3-19図 周期ごとの平均地震ハザード曲線 (1/2)

(h=0.05)



(鉛直方向)

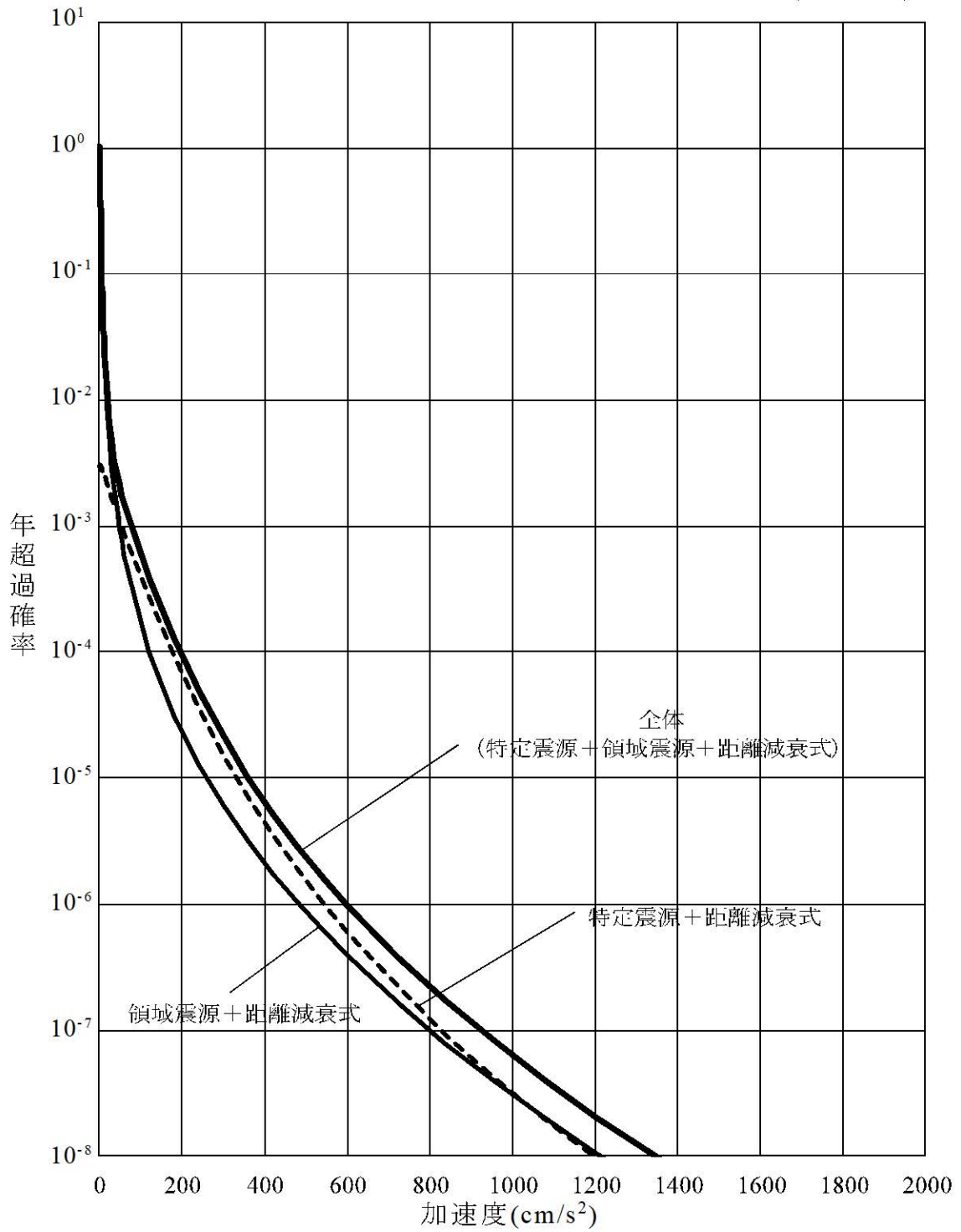
第3.1.3.3-19図 周期ごとの平均地震ハザード曲線 (2/2)



(水平方向)

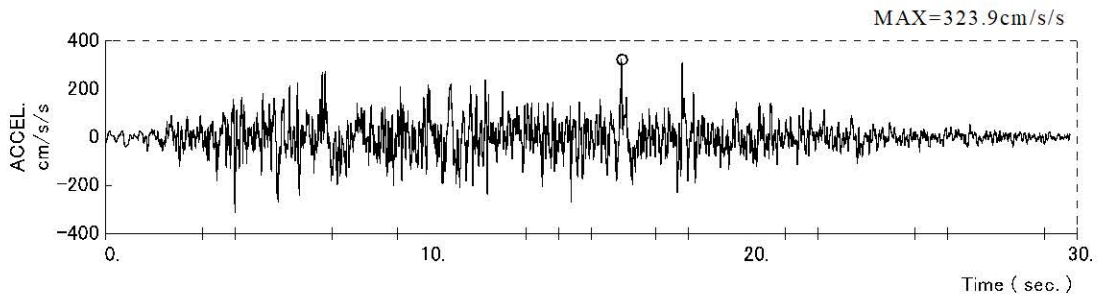
第3.1.3.3-20図 震源別平均地震ハザード曲線(1/2)

(T=0.02s)

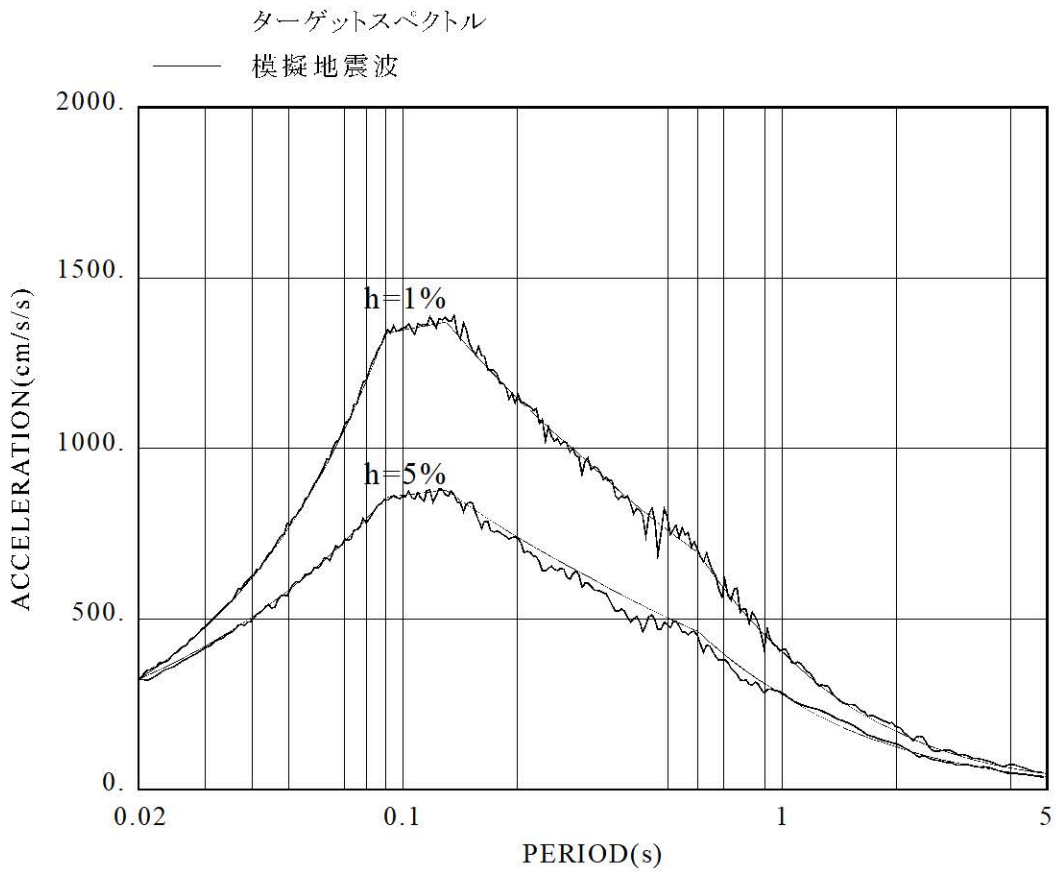


(鉛直方向)

第3.1.3.3-20図 震源別平均地震ハザード曲線(2/2)

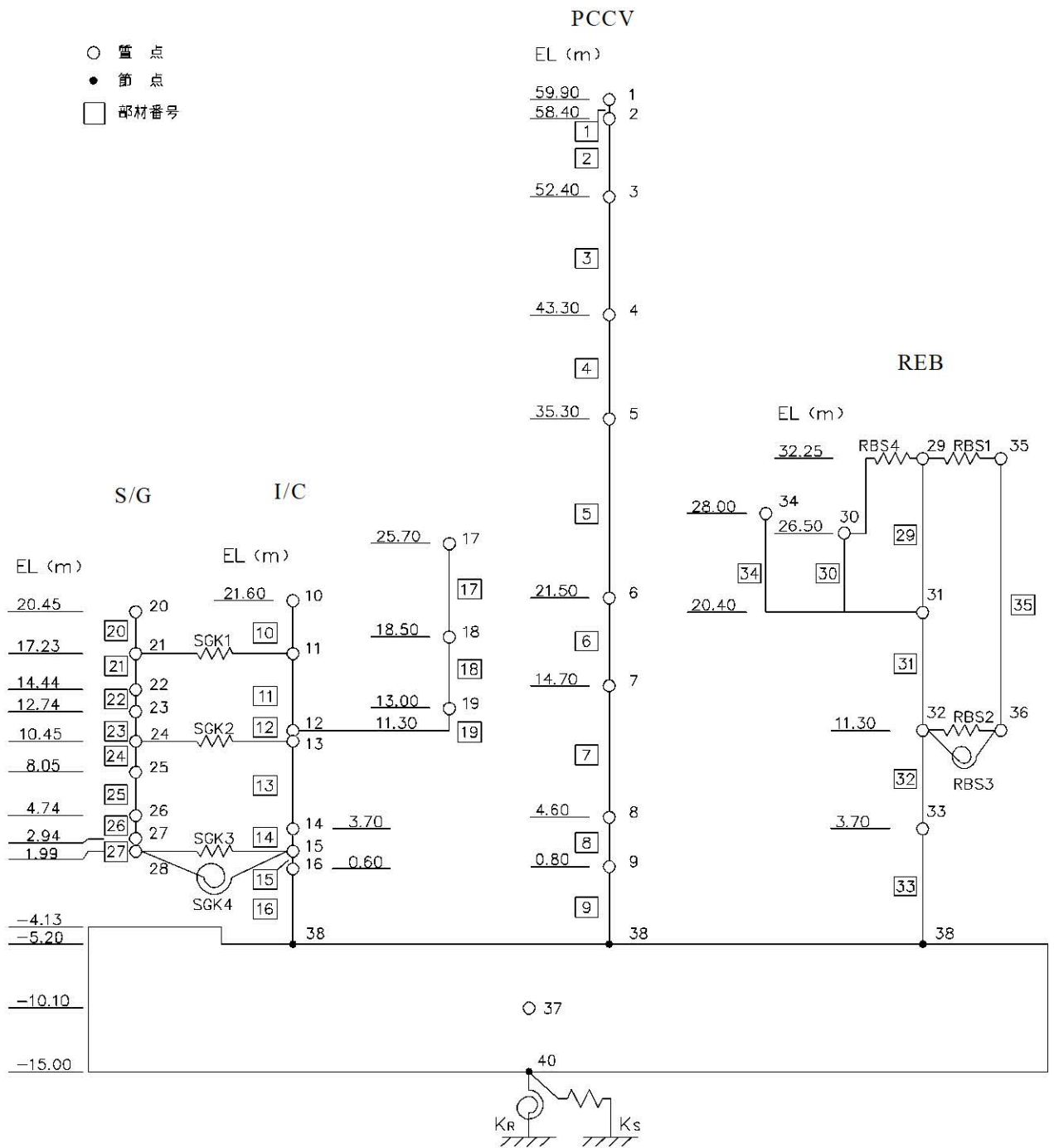


(1) 加速度時刻歴波形



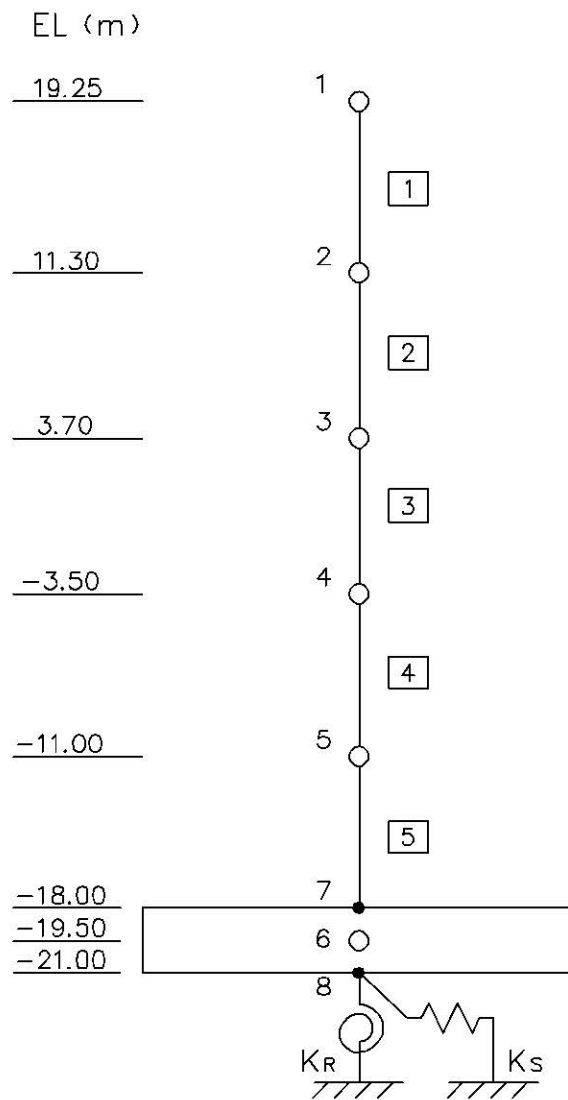
(2) 応答スペクトル

第3.1.3.3-21図 年超過確率 10^{-4} 一様ハザードスペクトル適合模擬波



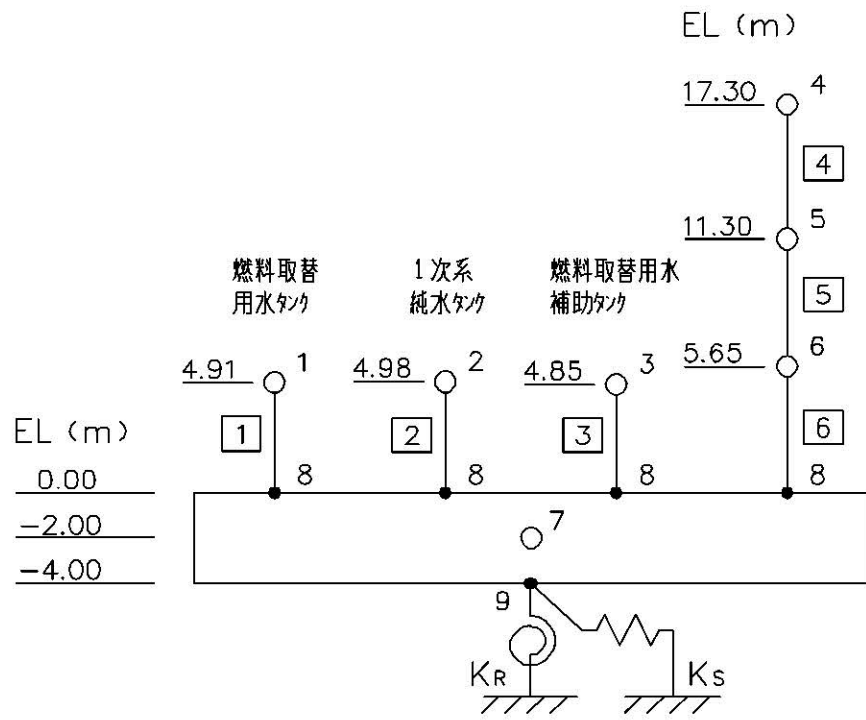
第3.1.3.3-22図 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋地震応答解析モデル(水平方向)

- 質点
- 節点
- 部材番号

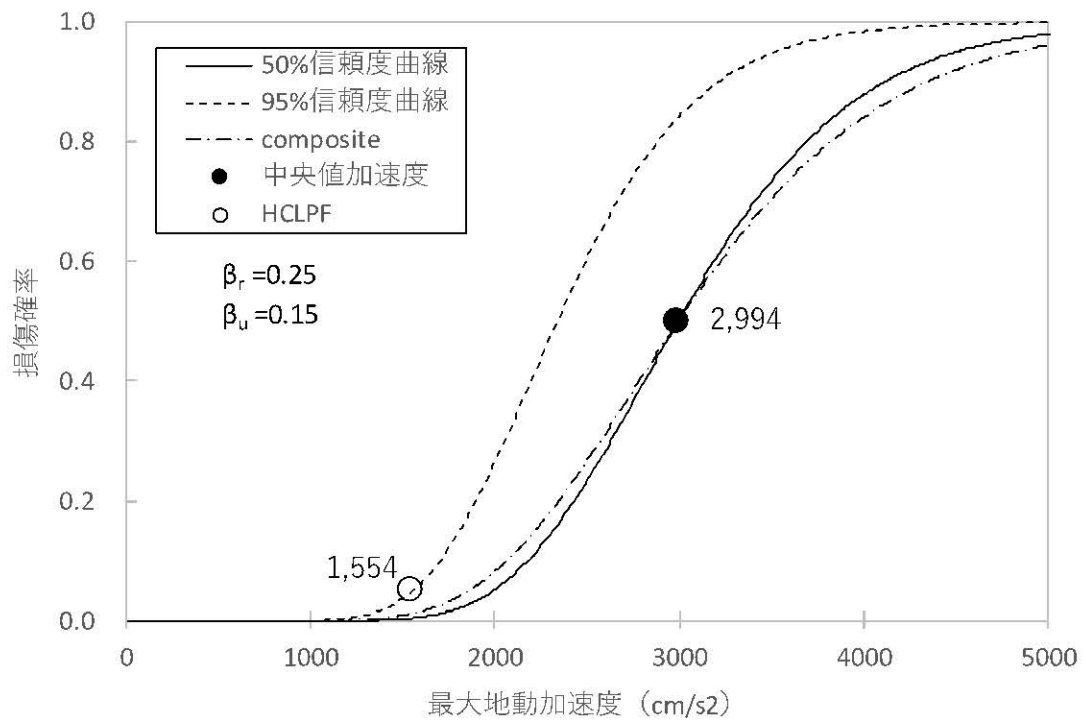


第3.1.3.3-23図 原子炉補助建屋地震応答解析モデル(水平方向)

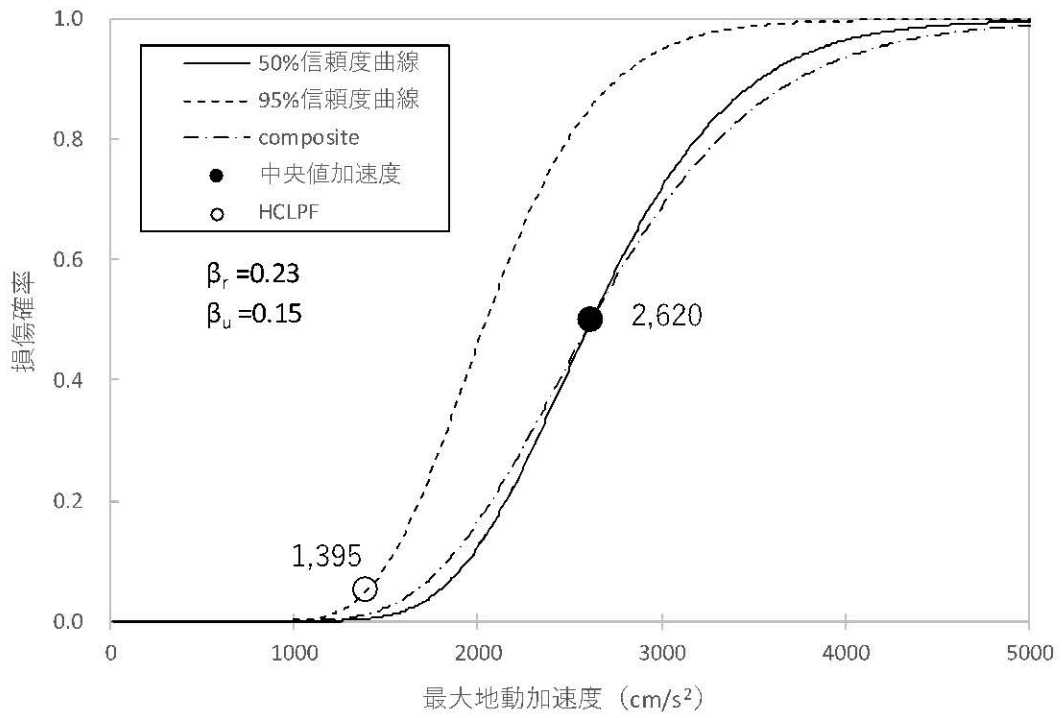
- 質点
- 節点
- 部材番号



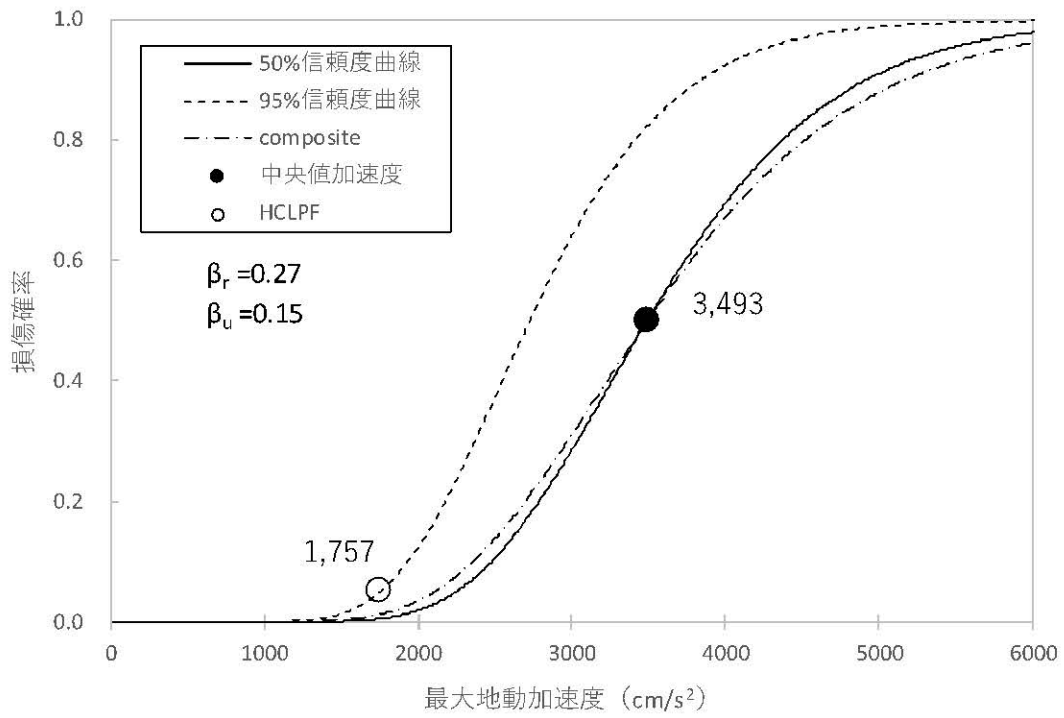
第3.1.3.3-24図 燃料取替用水タンク建屋の水平方向解析モデル(水平方向)



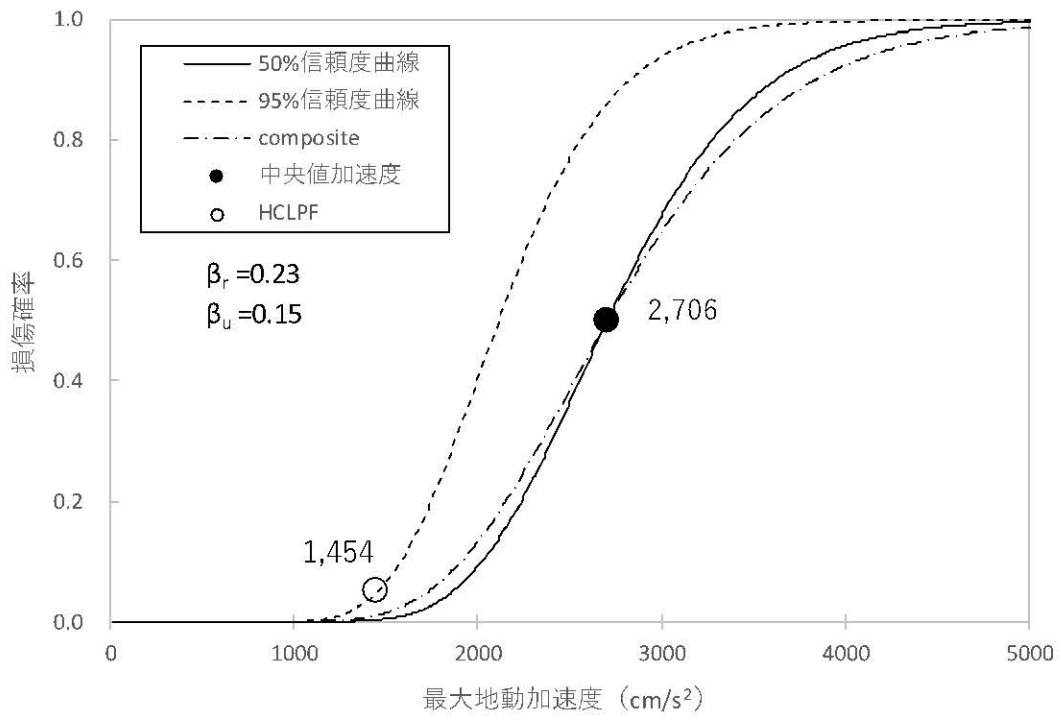
第3.1.3.3-25図 原子炉格納容器(EW方向)の fragility 曲線及びHCLPF



第3.1.3.3-26図 原子炉周辺建屋 (EW方向) の fragility 曲線及びHCLPF

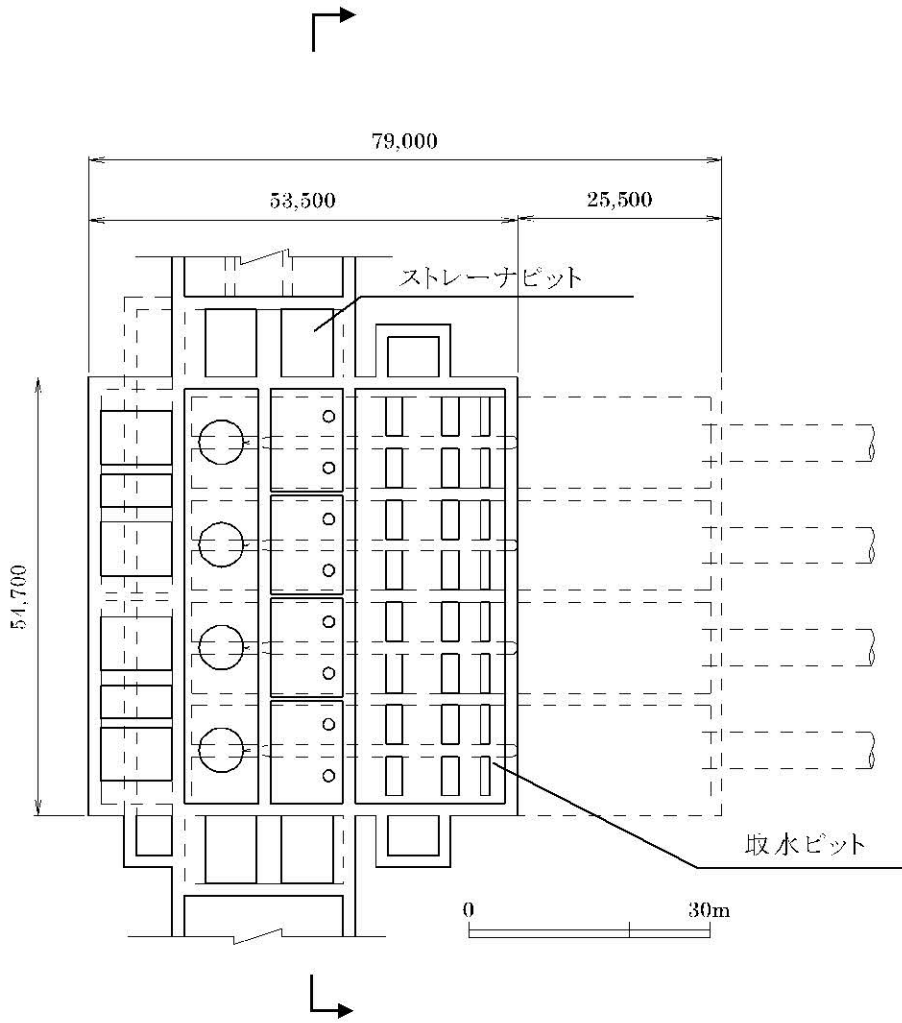


第3.1.3.3-27図 原子炉補助建屋(NS方向)のフラジリティ曲線及びHCLPF



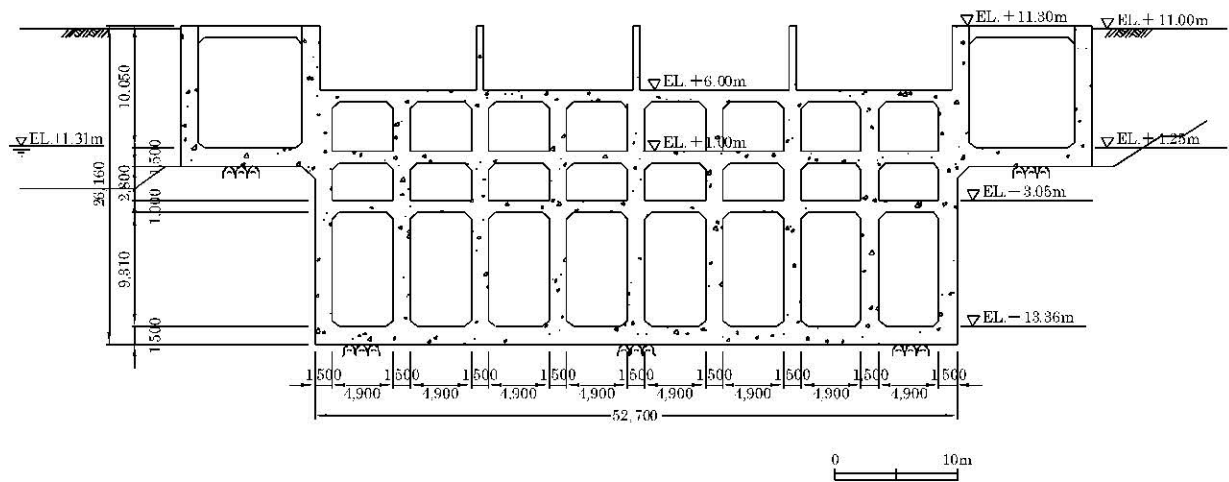
第3.1.3.3-28図 燃料取替用水タンク建屋 (EW方向) の fragility 曲線及びHCLPF

(単位: mm)



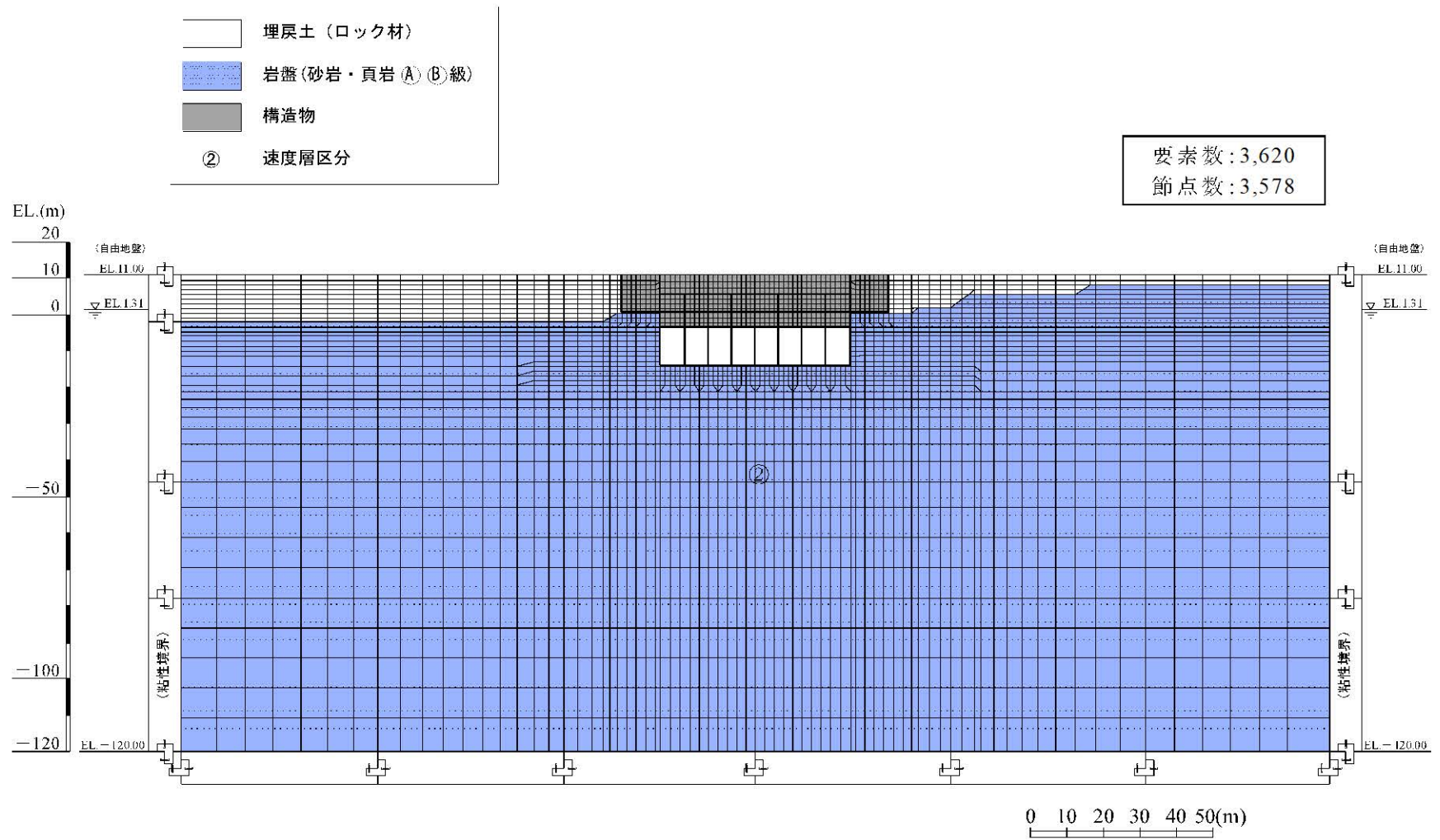
第3.1.3.3-29図 取水ピット平面図

(単位: mm)

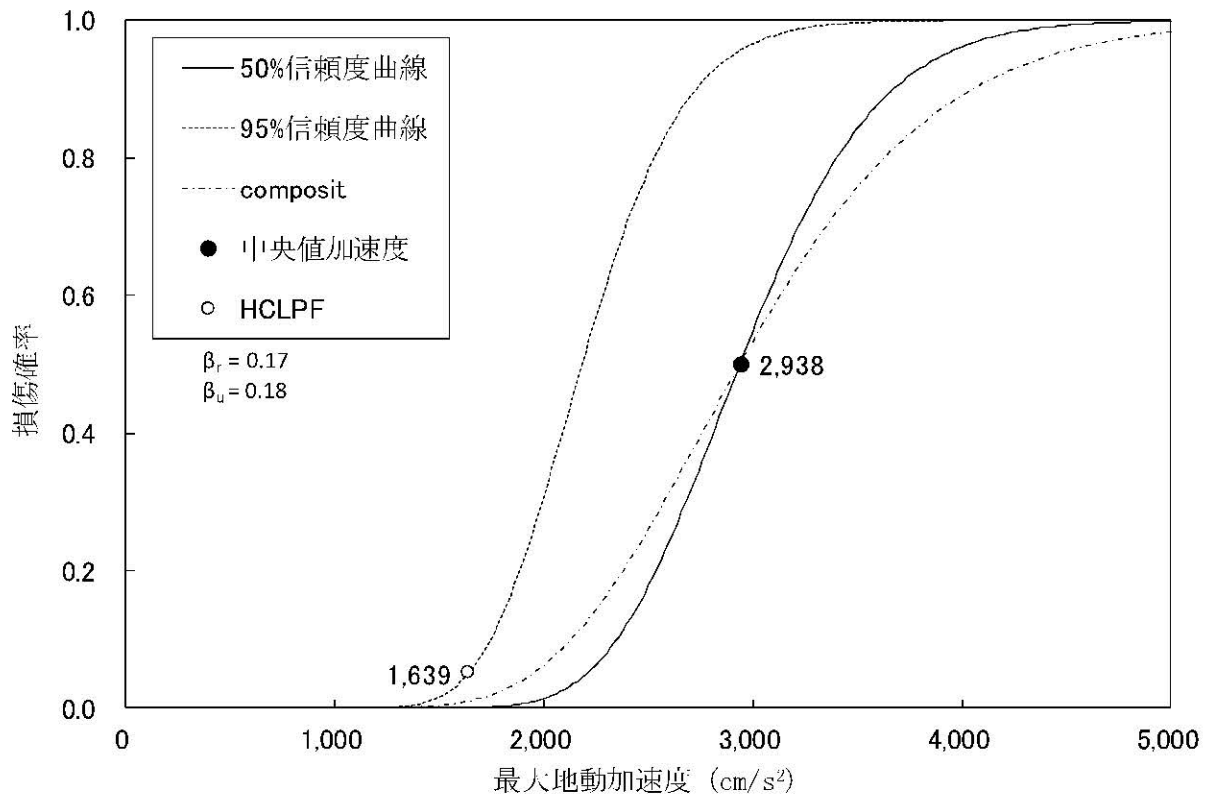


第3.1.3.3-30図 取水ピット断面図

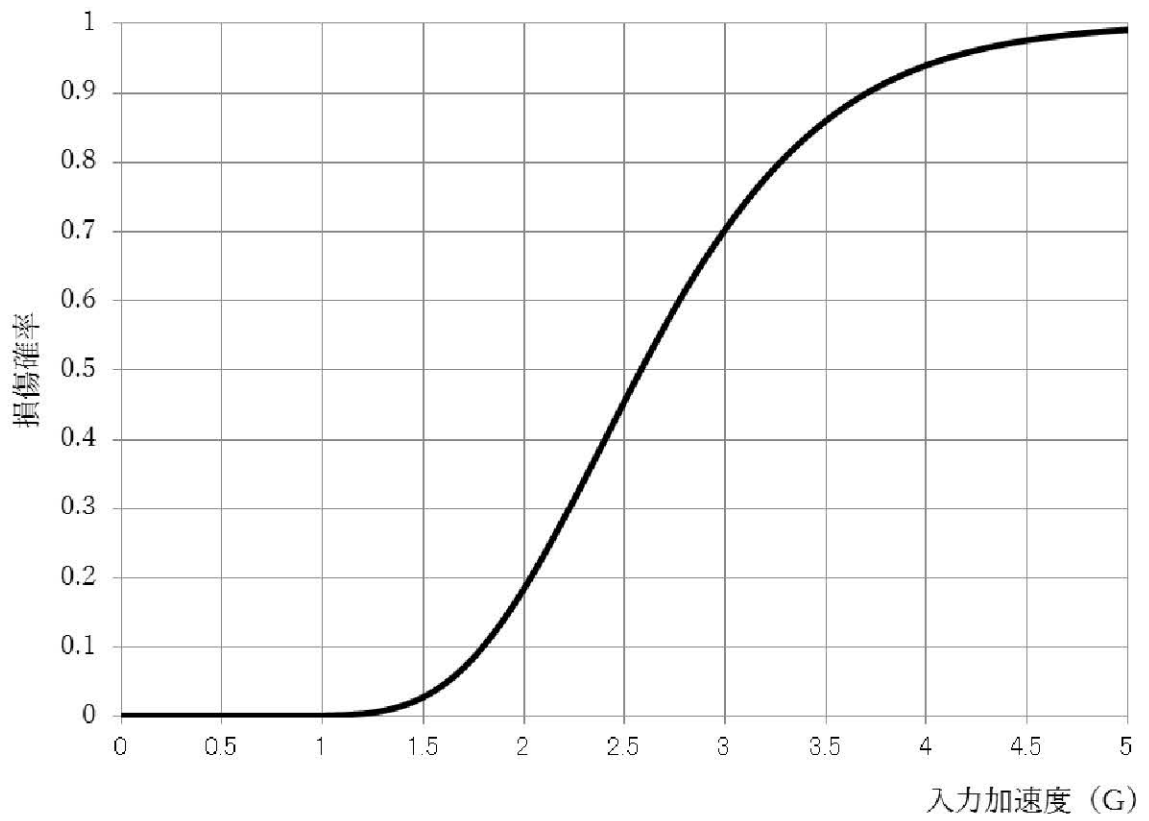
3.1.3-526



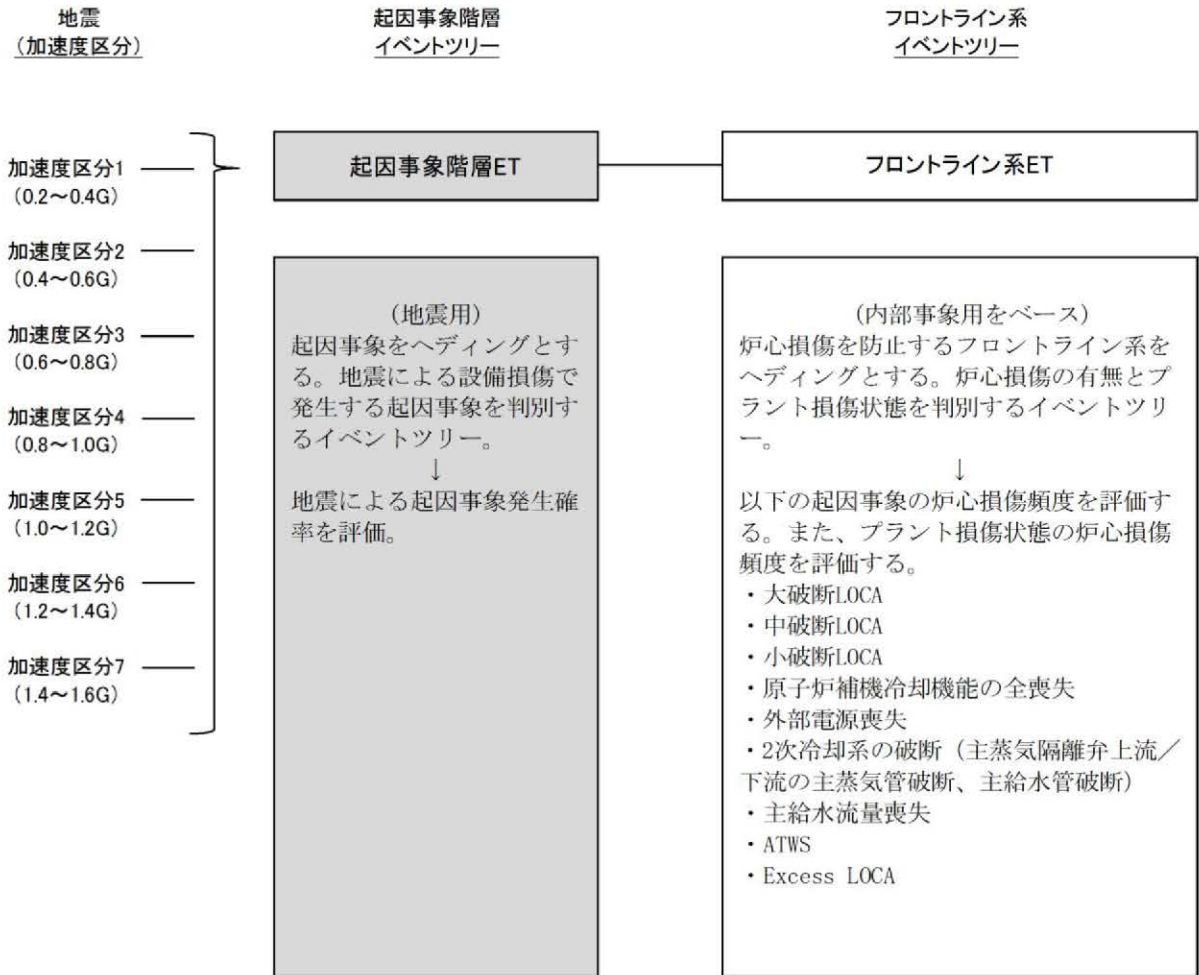
第3.1.3.3-31図 地震応答解析モデル



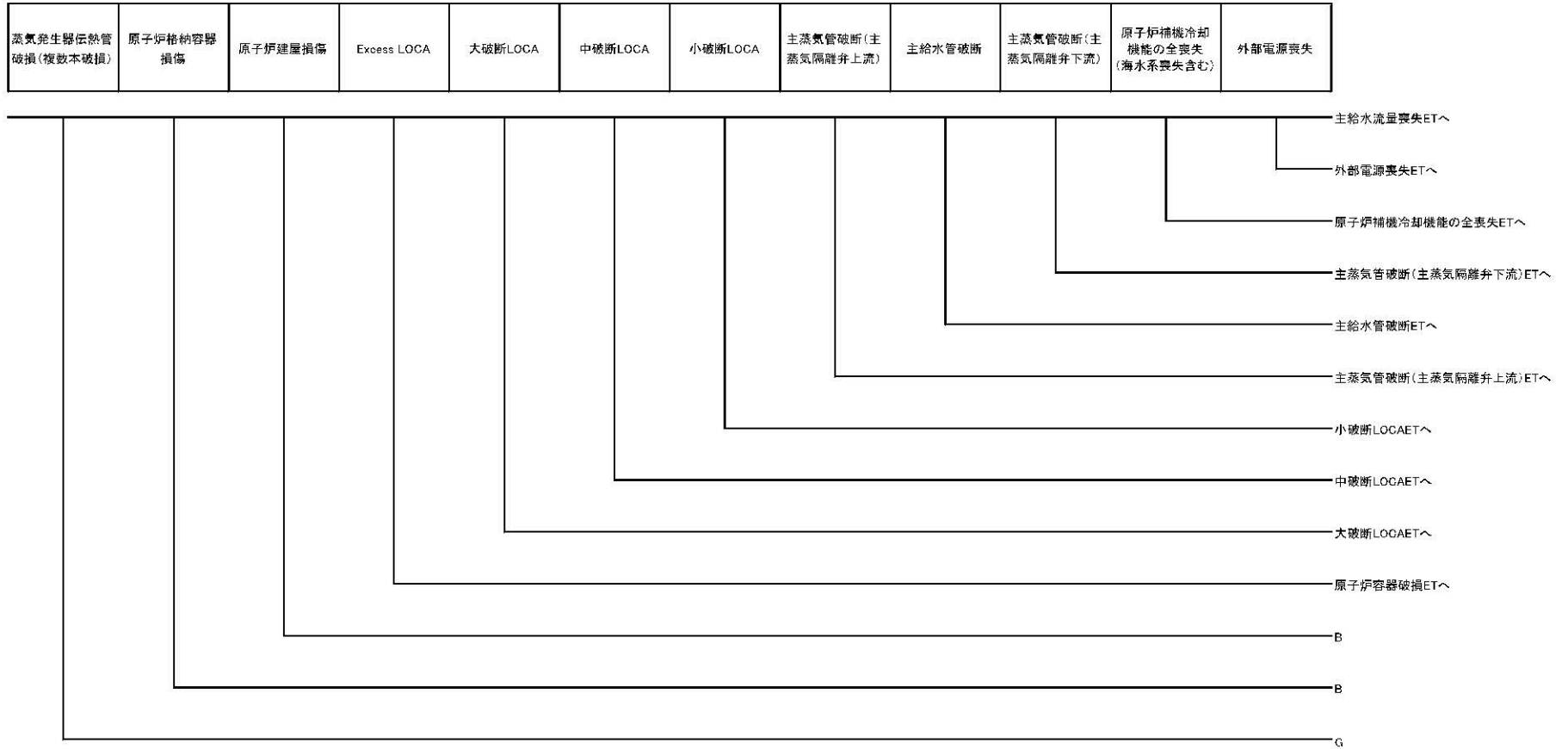
第3.1.3.3-32図 取水ピット fragility 曲線



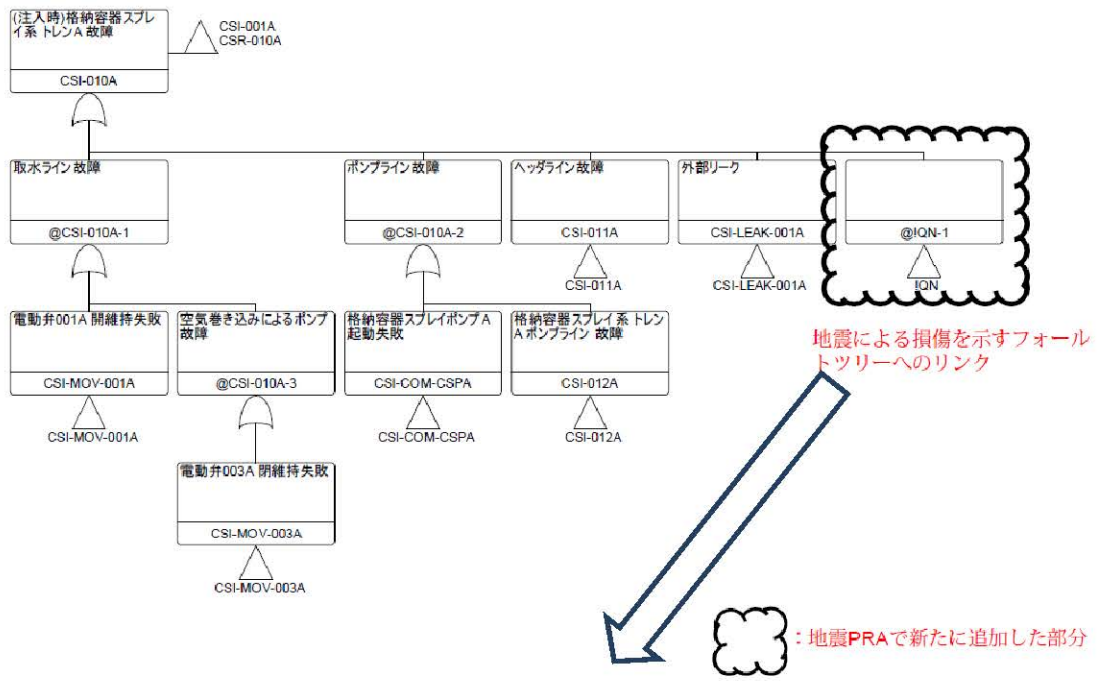
第3.1.3.3-33図 原子炉補機冷却水冷却器のフラジリティ曲線



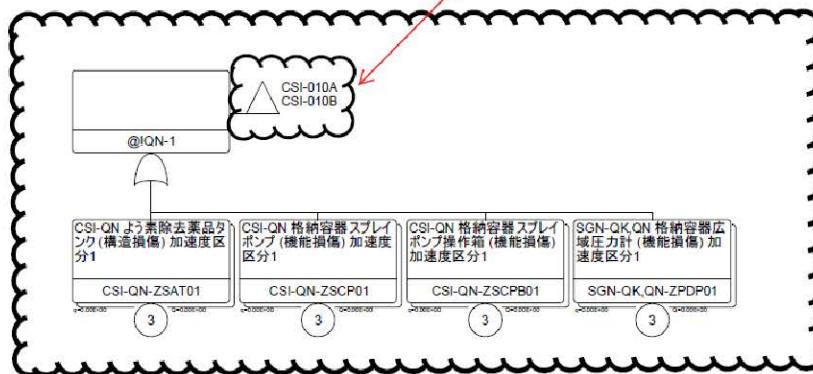
第3.1.3.3-34図 地震システム解析モデル(小イベントツリー)



第3.1.3.3-35図 起因事象階層イベントツリー



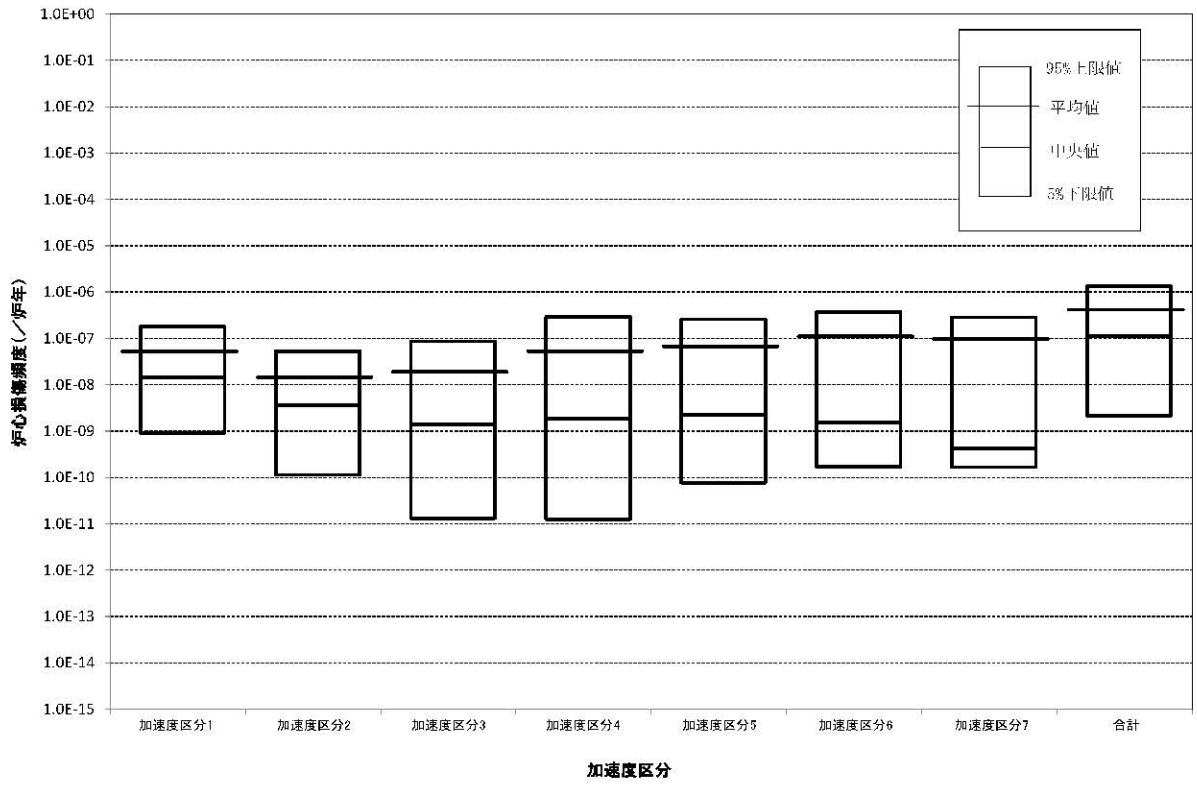
地震による損傷では、A系統もB系統も同時に損傷すること（完全相関）を想定しているため、A系統およびB系統の両方のフォールトツリーにリンクしている。



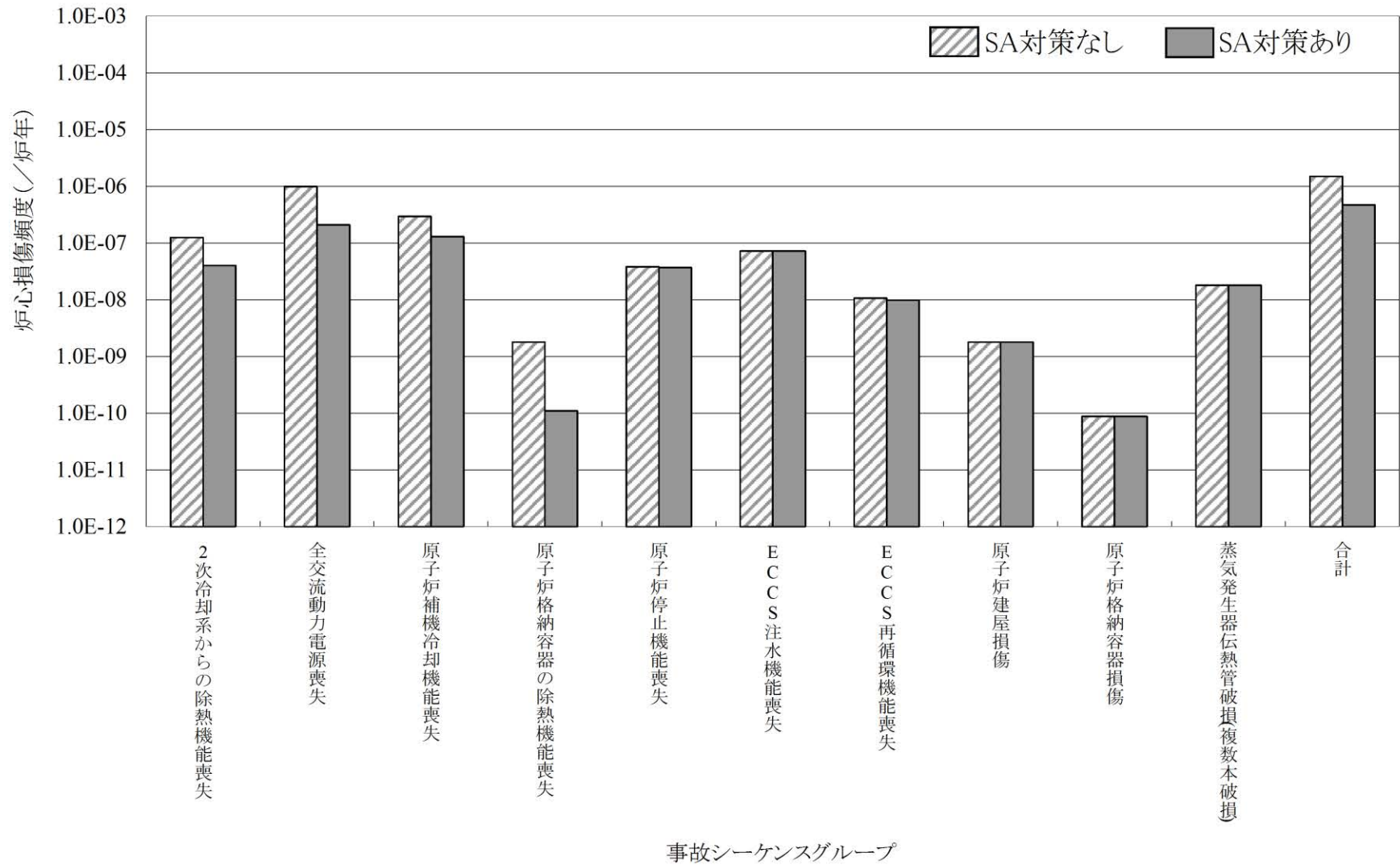
地震による損傷を示すフォールトツリー

☁️ : 地震PRAで新たに追加した部分

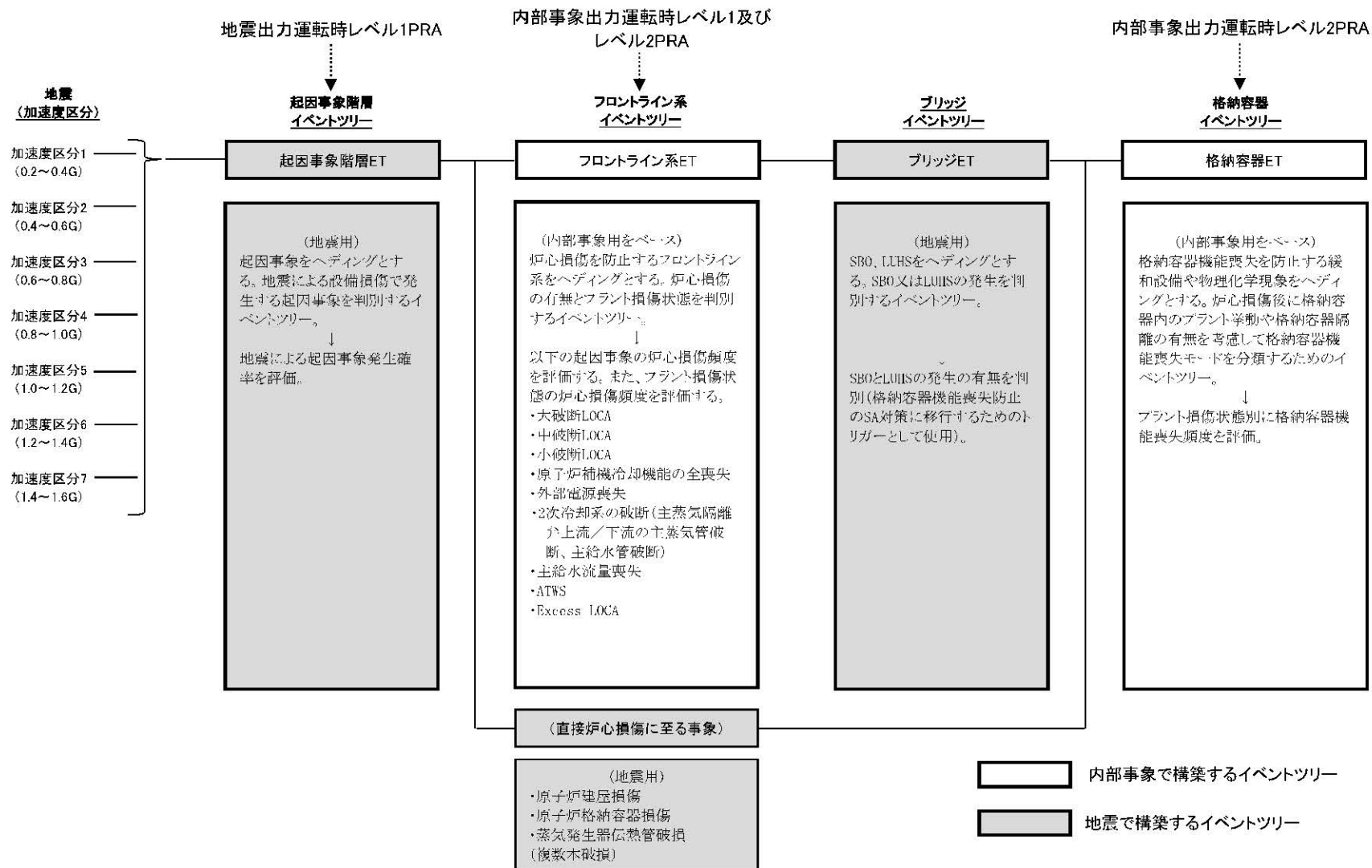
第3.1.3.3-36図 フォールトツリー構築例



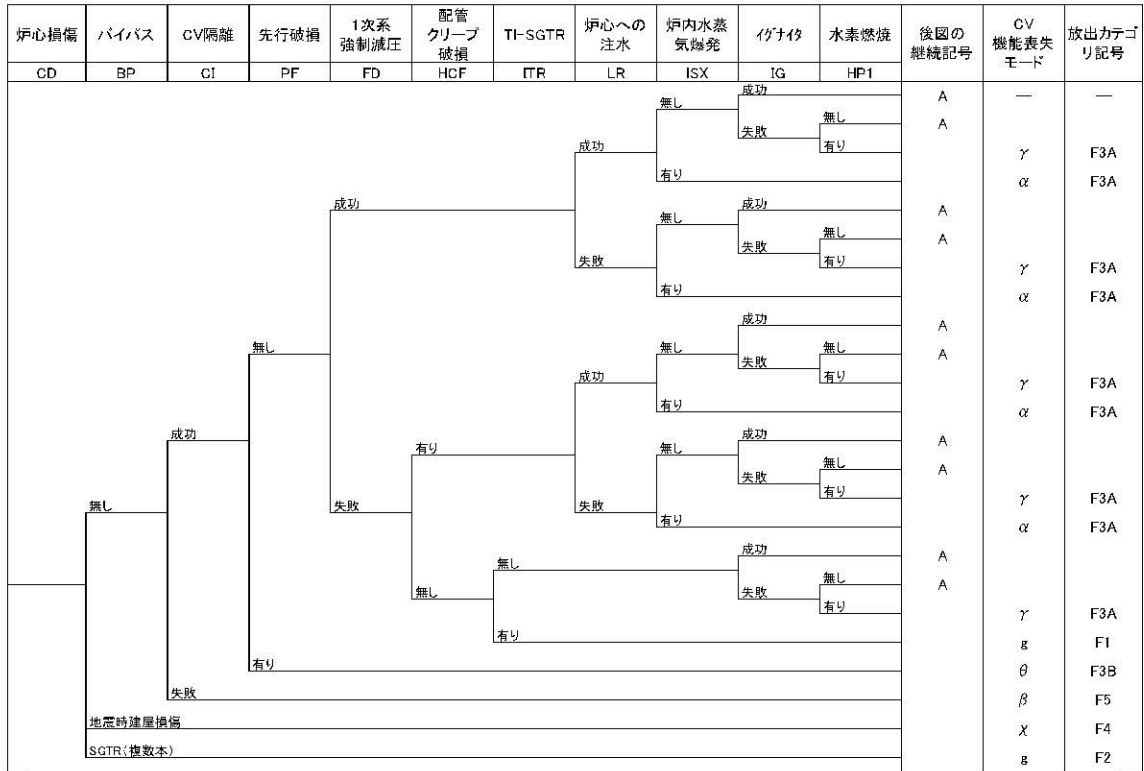
第3.1.3.3-37図 不確実さ解析結果



第3.1.3.3-38図 SA対策に係る事故シーケンスグループ別の感度解析結果



第3.1.3.3-39図 地震出力運転時PRAにおけるシステム評価の流れ



(注1) 後図の継続記号の—は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

(注2) 格納容器機能喪失モード:

- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマツト溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- ζ = 炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失
- φ = 格納容器健全

(注3) 放出カテゴリ記号

- F1 = 格納容器バイパス(内的)
- F2 = 格納容器バイパス(外的)
- F3A = 格納容器破損(内的)(エナジェティック)
- F3B = 格納容器破損(内的)(先行破損)
- F3C = 格納容器破損(内的)(その他)
- F4 = 格納容器破損(外的)
- F5 = 隔離失敗(内的及び外的)
- F6 = 健全(設計漏えい)(内的及び外的)

T1 原子炉容器破損前

第3.1.3.3-40図 格納容器イベントツリー(1/3)

前図の 継続記号	溶融物 分散放出	キャピティ 内水量	CV内注水 (キャピティ 水張り)	炉外水蒸 気爆発	CV雰囲気 直接加熱	CV直接 接触	水素燃焼	後図の 継続記号	CV 機能喪失 モード	放出カテ ゴリ記号	
A	RPV	DC	CF	ESX	DGH	MA	HP2				
A	分散放出	多量	有り	無し	有り	無し	無し	B	—	—	
						有り	有り	—	γ'	F3A	
						無し	無し	—	μ	F3A	
						有り	有り	—	σ	F3A	
						無し	有り	—	η	F3A	
		少量	成功	有り	無し	有り	無し	無し	B	—	—
							有り	有り	—	γ'	F3A
							無し	無し	—	μ	F3A
							有り	有り	—	σ	F3A
							無し	有り	—	η	F3A
	失敗	有り	無し	有り	無し	無し	無し	B	—	—	
						有り	有り	—	γ'	F3A	
						無し	有り	—	μ	F3A	
						有り	有り	—	σ	F3A	
						無し	有り	—	η	F3A	
	重力落下	多量	有り	無し	有り	無し	無し	B	—	—	
						有り	有り	—	γ'	F3A	
						無し	無し	—	η	F3A	
						有り	有り	B	—	—	
						無し	有り	—	γ'	F3A	
少量		成功	有り	無し	有り	無し	無し	B	—	—	
						有り	有り	—	γ'	F3A	
						無し	有り	—	η	F3A	
						有り	有り	—	γ'	F3A	
						無し	有り	B	—	—	
失敗	有り	無し	有り	無し	無し	無し	B	—	—		
					有り	有り	—	γ'	F3A		
					無し	有り	—	η	F3A		
					有り	有り	—	γ'	F3A		
					無し	有り	—	η	F3A		

(注1) 後図の継続記号の—は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

(注2) 格納容器機能喪失モード:

- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマツト融融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- ζ = 炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失
- φ = 格納容器健全

(注3) 放出カテゴリ記号

- F1 = 格納容器バイパス(内的)
- F2 = 格納容器バイパス(外的)
- F3A = 格納容器破損(内的)(エナジェティック)
- F3B = 格納容器破損(内的)(先行破損)
- F3C = 格納容器破損(内的)(その他)
- F4 = 格納容器破損(外的)
- F5 = 隔離失敗(内的及び外的)
- F6 = 健全(設計漏えい)(内的及び外的)

T2 原子炉容器破損直後

第3.1.3.3-40図 格納容器イベントツリー(2/3)

前図の 継続記号	CV内自然 対流冷却 (CCW通水)	CV内注水 (液相蓄熱)	CV内自然 対流冷却 (海水通水)	デブリ冷却	水素燃焼	ベースマツト 熔融貫通	CV過温 破損	CV 機能喪失 モード	放出カテゴ リ記号
B	NCG1	HSL	NCC2	EVC	HP3	BM	OT		
B	成功	成功	成功	成功	無し			ψ	F6
				有り				γ''	F3A
				失敗	無し	無し		ψ	F6
					有り			ε	F3C
				成功	無し			ψ	F6
					有り			γ''	F3A
				失敗	無し	無し		ψ	F6
					有り			ε	F3C
				成功	無し			ψ	F6
					有り			γ''	F3A
				失敗	無し	有り		δ	F3C
					有り			τ	F3C
				成功	無し			ψ	F6
					有り			γ''	F3A
				失敗	無し	無し		δ	F3C
					有り			τ	F3C
				成功	無し			ψ	F6
					有り			γ''	F3A
				失敗	無し	有り		δ	F3C
					有り			τ	F3C
成功	無し			ψ	F6				
	有り			γ''	F3A				
失敗	無し	無し		δ	F3C				
	有り			τ	F3C				
成功	無し			ψ	F6				
	有り			γ''	F3A				
失敗	無し	有り		δ	F3C				
	有り			ε	F3C				

(注1) 後図の継続記号のーは、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

(注2) 格納容器機能喪失モード:

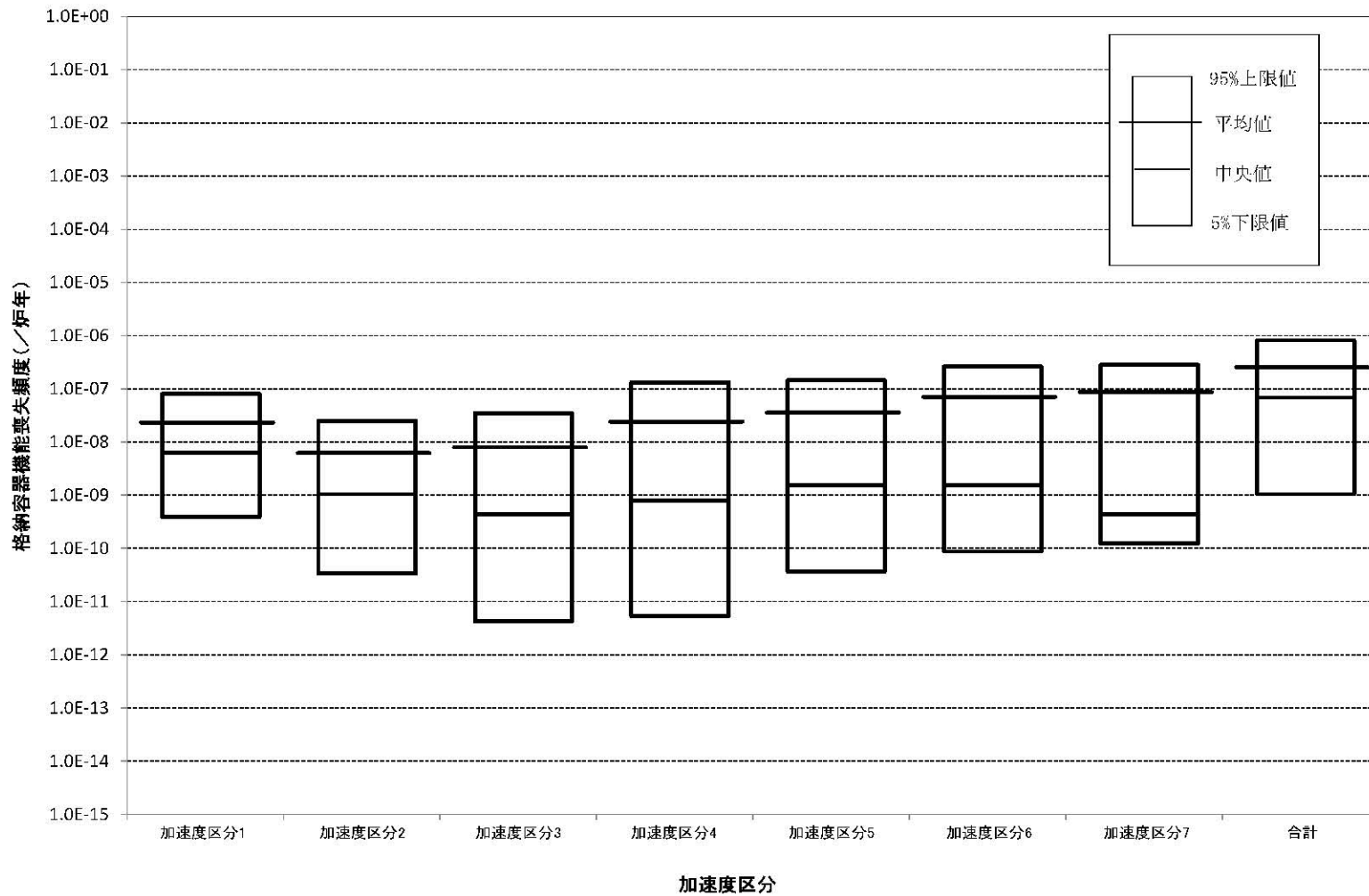
- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマツト熔融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- ζ = 炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失
- φ = 格納容器健全

(注3) 放出カテゴリ記号

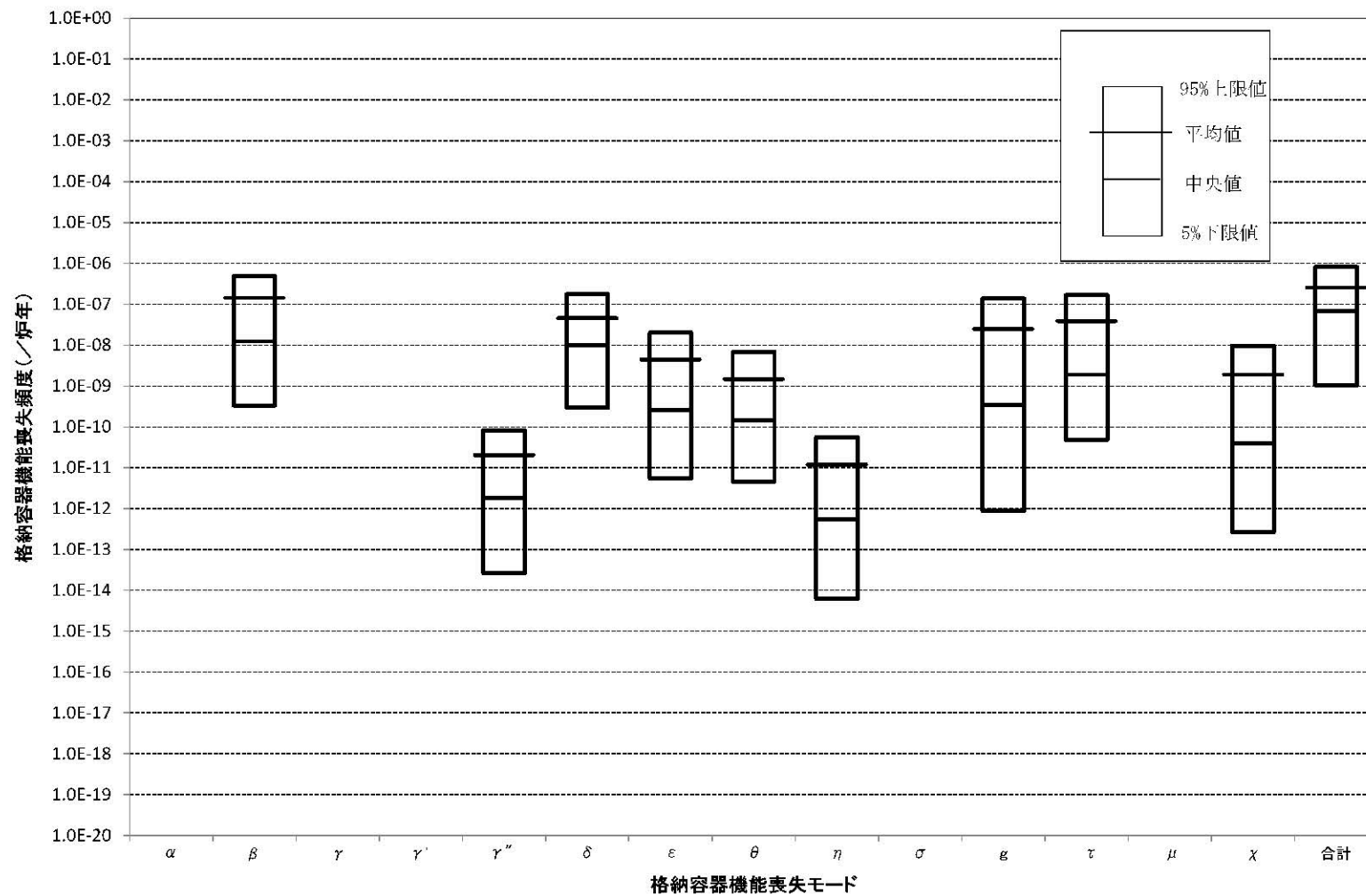
- F1 = 格納容器バイパス(内的)
- F2 = 格納容器バイパス(外的)
- F3A = 格納容器破損(内的)(エナジェティック)
- F3B = 格納容器破損(内的)(先行破損)
- F3C = 格納容器破損(内的)(その他)
- F4 = 格納容器破損(外的)
- F5 = 隔離失敗(内的及び外的)
- F6 = 健全(設計漏えい)(内的及び外的)

T3 原子炉容器破損後後期

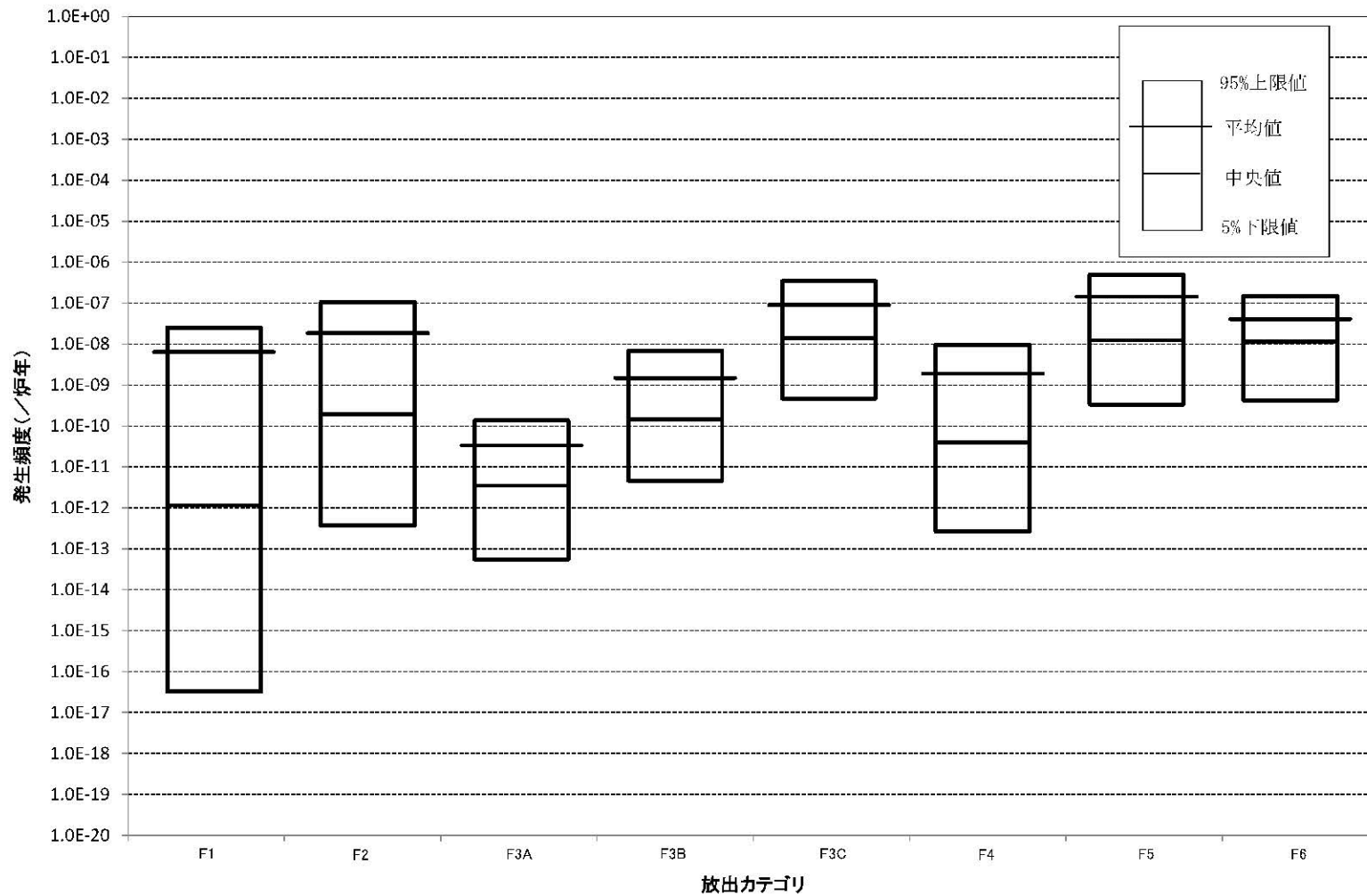
第3.1.3.3-40図 格納容器イベントツリー(3/3)



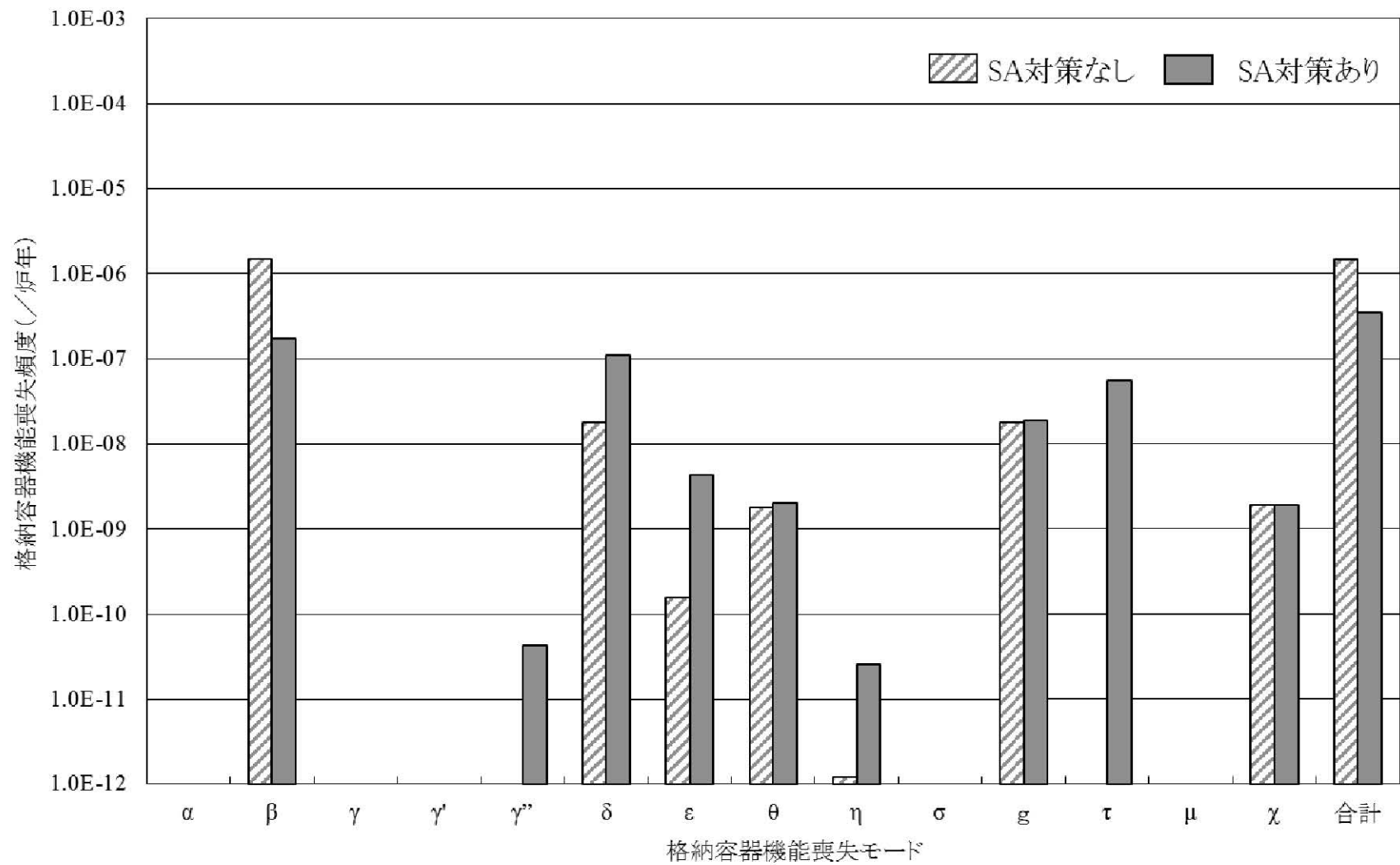
第3.1.3.3-41図 不確実さ解析結果(地震加速度区分別)



第3.1.3.3-42図 不確かさ解析結果(格納容器機能喪失モード別)



第3.1.3.3-43図 不確かさ解析結果(放出カテゴリ別)



第3.1.3.3-44図 SA対策に係る感度解析結果

3.1.3.4 津波出力運転時 PRA

津波出力運転時 PRA は、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011」（以下「津波 PRA 学会標準」という。）及びレベル 2PRA 学会標準を参考に評価を実施した。なお、今回の津波出力運転時 PRA では、津波単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。津波出力運転時レベル 1PRA の評価フローを第 3.1.3.4-1 図に示す。

(1) 評価に必要な情報の収集及び分析

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

a. サイト・プラント情報の収集・分析

(a) 耐津波設計関連情報及び津波被害情報等の収集及び分析

津波出力運転時 PRA では、確率論的津波ハザード評価に必要な波源に関する情報、フラジリティ評価に必要な SSC の配置及び建屋開口部等の情報を調査・収集した。また、津波出力運転時 PRA のシステムモデル上の仮定が妥当であることを確認するため、災害情報を収集し活用している。具体例を以下に示す。

- ・東北地方太平洋沖地震等では、広範囲の地域で津波による被災が確認されていることから、津波出力運転時 PRA では災害後の外部支援の困難さを考慮して評価期間を7日間としている。
- ・東北地方太平洋沖地震では、地震発生時のトリップ信号により、サイトに津波が襲来する前の自動停止に成功していることを踏まえ、津波出力運転時 PRA においても津波襲来前の原子炉停止に期待している。

津波出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源を第 3.1.3.4-1 表に示す。

(b) プラントウォークダウン

津波出力運転時 PRA では、SSC の設置位置及び建屋開口部シール等の情報をもとに津波シナリオを想定しており、図面上の情報から想定したシナリオの妥当性確認や、図面では確認が困難な情報の取得を目的として、プラントウォークダウン(インタビュー含む)を実施した。

調査対象とする SSC 及び建屋開口部シールを第 3.1.3.4-2 図のフローに

従い選定し、第3.1.3.4-3図に示すチェックシートを用い、主に以下について確認を行った。

- ・津波防護設備の確認
 - ・SSCに影響を与える波力、漂流物衝突、洗掘の確認
 - ・建屋開口部シールの確認
 - ・津波後のアクセス性及び現場操作の確認
 - ・津波出力運転時PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認
- プラントウォークダウンの結果、津波出力運転時PRAの実施に必要な基本的な情報について、構築したPRAモデル及び検討したシナリオに影響を与える要因のないことを確認した。

(c) 津波防護対策の概要

津波出力運転時 PRA では、津波防護対策を考慮した評価を行う。主要な防護対策の概要を以下に示す。

イ 海水ポンプエリア防護壁、海水ポンプエリア水密扉

EL.+11.0mの敷地を超える津波が襲来した場合に、津波が海水ポンプエリアへ到達、流入することを防止し、防護対象設備が機能喪失することのない設計とするため、海水ポンプエリア防護壁及び海水ポンプエリア水密扉を設置し、また、貫通部には止水処置を施している。

ロ 原子炉補助建屋水密扉、原子炉周辺建屋水密扉

タービン建屋からの津波・溢水の伝ばを防止し、防護対象設備が機能喪失することのない設計とするため、タービン建屋と各建屋間に水密扉を設置し、また、貫通部については止水処置を施している。

ハ 津波監視カメラ、取水ピット水位計

津波の襲来状況を監視するための津波監視設備として、津波監視カメラ及び取水ピット水位計を設置している。

b. 事故シナリオの同定

事故シナリオの同定では、津波が発生した際のサイトへの影響を概括的に分析し、スクリーニングアウトする(フラジリティ評価対象外とする)事故シナリオを抽出するとともに、残った事故シナリオを対象に、津波襲来時に起因事象が誘発される可能性のある設備及びその際に期待する緩和設備を抽出する。また、それらの内容を津波高さ別に整理する。

(a) 本評価における仮定

本評価における事故シナリオの同定は、主に以下の仮定に基づき実施している。

- ・地震(余震含む)が SSC に及ぼす影響は考慮せず、津波の影響のみ評価する。
- ・津波の繰り返しの襲来による影響を考慮しない。
- ・遡上の効果については、フラジリティ評価において遡上に関する不確実さとして考慮する。
- ・機器の設置高さを、当該機器が機能損傷・構造損傷するかどうかの評価の起点とする。なお、海水ポンプ及び循環水ポンプについては、モータ下端高さを評価の起点とする。
- ・建屋外部の開口部から津波が流入した場合は、同一建屋の同一階層以下全体が同時に浸水すると仮定する。
- ・原子炉格納容器は密閉構造であることから、原子炉格納容器内には津波が流入しないと仮定する。
- ・原子力プラントにおける安全設備・機器(PRA で対象とする設備・機器)を有している建物及び構築物は、その耐震性等を考慮すると波力により損壊することは考え難いことから、波力による影響はないと仮定する。

(b) 事故シナリオの概括的な分析・設定

津波出力運転時 PRA で評価対象とすべき津波による設備の損傷・機能喪失要因の検討を行い、要因別に想定される事故シナリオを整理する。さらに、津波出力運転時 PRA で評価対象となる事故シナリオを整理するに当たり、対象とする起因事象を選定するとともに、SSC を選定してその配置情報を特定する。その結果を踏まえ、機能喪失する機器をグループ化し、津波高さの範囲を区切って津波シナリオ区分を設定する。津波シナリオ区分の設定には、玄海 3 号機の機器の配置調査結果及びフラジリティ評価結果を活用する。

津波出力運転時 PRA で考慮すべき損傷・機能喪失要因の概要及び各要因に対するフラジリティ評価の要否について、以下に検討結果を示す。

イ 被水・没水

津波による被水・没水の影響として、電動機、電動機の回転機及び電気計装等の故障により動的機能が喪失（作動失敗、継続運転失敗）することが考えられる。したがって、フラジリティ評価対象となる SSC は、動的（電氣的）な部品を含む設備・機器である。

ロ 波力

波力の影響として、設備・機器が津波による波圧を受けることで構造的に損傷することが考えられる。したがって、屋外に設置されたほとんどの SSC がフラジリティ評価対象となる。但し、被水・没水による機能損傷が先行する場合は除外するなど、個々の SSC に対してフラジリティ評価の実施要否を検討する。

また、安全設備・機器を有している建物内に設置されている SSC 及び津波対策により波力を直接受けることがないような対策が施された屋外 SSC については、波力を直接受けることは考え難く、波力の影響はないと

考えられるため、フラジリティ評価対象外とする。

ハ 流体力

流体力(摩擦力、抗力)は、SSCが津波の流れから受ける外力であり、SSCへの影響は波力と同様に構造的な損壊又は機能喪失となるような損傷である。したがって、フラジリティ評価対象となるのは波力と同様なSSCとなる。但し、その影響が波力に対して軽微である場合には、波力に含まれるものとして取り扱う。

ニ 浮力

浮力は、流体中に置かれた物体に働く力であり、SSCが水没することで発生し、SSCへの影響は波力と同様に構造的な損壊又は機能喪失となるような損傷である。したがって、屋外に設置されているSSC及び建物・構築物がフラジリティ評価対象となる。また、屋内に設置されているSSCに対しても、津波により屋内が浸水した場合には、SSCが水没することで屋外のSSCと同様の影響があることからフラジリティ評価対象となる。但し、その影響が基礎部の耐力(基礎ボルトの引張強さなど)に対して軽微である場合には、フラジリティ評価対象外とする。

ホ 引き津波による水位低下

引き津波により海水の潮位が低下した場合、海水を水源とするポンプの取水障害が発生して、キャビテーションによりポンプが機能喪失することが考えられる。したがって、海水を取水する海水ポンプ及び循環水ポンプがフラジリティ評価対象である。引き津波により、各ポンプの許容最低水位よりも水位が低下した時点でポンプが機能損傷することを想定する。

ヘ 漂流物衝突

漂流物衝突による衝撃力では、津波によって運ばれた物体が衝突することで、対象SSCが損壊することを考慮する。したがって、屋外に設置さ

れた大半のSSCが脆弱性評価対象となる。但し、被水・没水による機能損傷が先行する場合及び漂流物が到達する可能性の有無等を考慮して、個々のSSCに対する脆弱性評価対象を検討する。

ト 海底砂移動

海底砂移動では、津波により海底にある砂が巻き上げられ移動することを想定しており、取水口の閉塞、海水取水ポンプ軸受への砂混入による機能損傷、海水系統への砂混入による流路の閉塞が考えられる。したがって、海水を取水する海水ポンプ及び循環水ポンプが脆弱性評価対象となる。

チ 洗掘

洗掘では、構造物基部での水流で地面が掘り返されることにより、構造物が支持を失い倒壊することが想定される。したがって、屋外に設置されている機器・構造物が脆弱性評価対象となり、防護堤等の構造物及び取水口では、洗掘によるコンクリート構築物の破壊・転倒により損傷する事故シナリオが考えられる。但し、被水・没水による機能損傷が先行する場合及び基礎の状況による洗掘発生の有無等を考慮して、個々のSSCに対する脆弱性評価対象を検討する。

上記の検討結果を踏まえ、津波出力運転時 PRA で脆弱性評価の検討対象とすべき津波による損傷・機能喪失要因と、対象となる SSC を整理した結果を第 3.1.3.4-2 表に示す。

(c) 起回事象の分析

(b)で分析した結果を活用し、津波を起因として炉心損傷に至る可能性のある起回事象を分析する。分析に当たっては、内部事象出力運転時レベル 1PRA の起回事象分析選定結果及び津波特有の事故シナリオの特性を考慮し、津波出力運転時レベル 1PRA の評価対象となる起回事象を

分類・設定する。その際には、以下の 3 つの観点でスクリーニングを実施する。

①国内の PWR プラント共通の観点

②評価対象プラントにおける設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点

③事象進展の類似性及び包含性等を考慮したグルーピングの観点

起因事象を選定する際は、内部事象出力運転時レベル 1PRA において評価対象とした起因事象に加えて、内部事象出力運転時レベル 1PRA で除外した起因事象も含めた全 44 事象について、評価対象とするか検討を行った。

まず、起因事象全 44 事象に対して、①の観点でスクリーニングを実施した。検討内容及び選定結果を第 3.1.3.4-3 表に示す。①のスクリーニングに続いて、押し津波及び引き津波それぞれについて、②及び③の観点でスクリーニングを実施した。検討内容及び選定結果を第 3.1.3.4-4 表及び第 3.1.3.4-5 表に示す。本スクリーニングの結果、押し津波発生時に想定される起因事象として選定したのは以下の事象である。

- ・主給水流量喪失
- ・外部電源喪失
- ・原子炉補機冷却海水系の全喪失
- ・複数の信号系損傷

また、引き津波発生時に想定される起因事象として選定したのは以下の事象である。

- ・過渡事象
- ・原子炉補機冷却海水系の全喪失

津波発生時には、押し津波及び引き津波それぞれにより上記の事象発

生が想定されるが、押し津波と引き津波の関係性については完全に独立の事象ではないと考えられる。

しかしながら、津波ハザードデータについては、その相関性の知見が乏しく、技術的に相関性を考慮したデータの算出技術が未成熟である。また、押し津波では建屋内も含めてプラント全体への影響があるが、引き津波では海水を取水する海水ポンプ及び循環水ポンプのみに留まり、影響は限定的である。

また、引き津波の場合、サイト内のほかの設備・機器が津波により損傷しておらず、引き津波の発生に気づき、ポンプを停止することができれば、水位回復した後に、ポンプを再起動することも可能である。

以上のことを踏まえ、本評価では押し津波を評価対象としてその影響を評価することとする。

なお、引き津波の影響について評価した結果は(4)g.(g)及び(5)g.(b)に示す。

(d) 津波シナリオ区分の設定

津波シナリオを作成するに当たり、津波出力運転時 PRA 特有の設備、津波により損傷する設備(起因事象を誘発する設備、緩和設備)の配置情報及び後述する脆弱性評価の結果等を基に津波高さの範囲を整理し、津波シナリオ区分を設定する。

また、津波シナリオ区分の設定に当たり、本評価では主に以下を仮定している。

- ・海水ポンプエリアに対する津波防護対策である海水ポンプエリア防護壁、水密扉等については、海水ポンプエリア防護壁で代表し、強度を確認している EL.+12.0m 未満の津波であれば健全とし、EL.+12.0m 以上の津波では損傷するものと仮定する。したがって、EL.+12.0m 以上の津波で

は海水ポンプエリアが浸水し、海水ポンプが被水・没水することにより必ず機能喪失すると仮定する。

- ・水密化された範囲の建屋(以下「1次系建屋」という。)の貫通部シールの施工高さはEL.+13.0mまでと想定する。したがって、EL.+13.0mを超える津波高さでは1次系建屋が必ず浸水し、当該津波高さまでの設備が水没し、損傷すると仮定する。
- ・貫通部シールの損傷は1次系建屋に津波が到達するEL.+9.1mから考慮し、配置情報等を踏まえ、津波高さに応じて代表とする貫通部シールを選定する。
- ・タービン建屋内の設備については、タービン建屋開口部がシール施工されていないことから、タービン建屋開口部高さ(EL.+9.1m)以上の津波では建屋内が浸水し、当該津波高さまでの設備が水没し、損傷すると仮定する。

津波シナリオ区分の区分分けの高さの根拠について、第3.1.3.4-6表に示す。また、設定した津波シナリオ区分を第3.1.3.4-7表に示す。

(2) 確率論的津波ハザード評価

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

a. 評価方針

確率論的津波ハザード評価については、日本原子力学会(2012)、土木学会原子力土木委員会津波評価部会(2011)及び土木学会(2016)の方法を参考に、以下の流れで検討した。

b. 波源モデルの設定

確率論的津波ハザード評価において検討対象とする津波波源として、決定論評価と同様、海域活断層による地殻内地震のうち、阿部(1989)の簡易予測式による津波高の比較により、発電所に及ぼす影響が大きいと考えられる警固断層帯による地震、壱岐北東部断層群による地震、西山断層帯による地震及び対馬南西沖断層群と宇久島北西沖断層群の連動による地震を選定した。なお、プレート間地震及び海洋プレート内地震は、想定される津波の規模及び敷地とプレート境界との位置関係から、海域活断層による地殻内地震に比べ、影響が小さいと考えられる。

決定論評価における最大水位変動量及び津波ハザード評価における検討対象の津波波源を第 3.1.3.4-8 表に、各波源の位置を第 3.1.3.4-4 図に示す。

なお、決定論評価においては、水位上昇側は対馬南西沖断層群と宇久島北西沖断層群の連動による地震、水位下降側は西山断層帯による地震を基準津波としている。基準津波の地盤変動量分布を第 3.1.3.4-5 図に、基準津波の策定位置を第 3.1.3.4-6 図に、基準津波の時刻歴波形を第 3.1.3.4-7 図に、

サイト周辺における最大水位上昇量分布及び最大水位下降量分布を第3.1.3.4-8図に示す。

c. 津波伝播モデルの設定

弾性体理論に基づき海面変位を算定し、非線形長波理論に基づき平面二次元の差分法を用いて数値シミュレーションを実施した。

数値シミュレーションの主な計算条件を第3.1.3.4-9表に、計算格子分割を第3.1.3.4-9図に、取水ピット前面位置及び取水口位置での時刻歴波形を第3.1.3.4-10図～第3.1.3.4-13図に示す。

d. ロジックツリーの作成

日本原子力学会(2012)に示される専門家活用水準 1 を採用し、基準津波の策定過程において考慮した津波波源の不確実さを考慮して、以下のとおりロジックツリーを作成した。

なお、上縁深さ、落ち、すべり角及び発生頻度を認識論的不確実さとして、津波推定値のばらつきを偶然的な不確実さとして考慮した。

- ・発生頻度については、土木学会(2011)に基づき、平均変位速度を1m/1000年～0.1m/1000年の一様分布として設定し、すべり量から算出した。
- ・津波推定値のばらつきについては、土木学会(2011)に基づき、すべり量のばらつきをロジックツリーとして分岐させていないため、大きなばらつきを設定した。

ロジックツリーを第3.1.3.4-14図に示す。

e. ハザード曲線の作成

敷地への遡上及び取水性の観点から、取水ピット前面位置及び取水口位置を評価地点として選定した。取水ピット前面位置及び取水口位置における津波ハザード曲線を第 3.1.3.4-15 図に、フラクタイルハザード曲線を第 3.1.3.4-16 図に、波源ごとの寄与度を第 3.1.3.4-17 図に示す。水位上昇側の津波ハザード曲線において、対馬南西沖断層群と宇久島北西沖断層群の連動による地震に伴う津波、水位下降側の津波ハザード曲線において西山断層帯による地震の寄与度が高い。基準津波による水位の年超過確率は、取水ピット前面位置においては、水位上昇側で $10^{-6} \sim 10^{-7}$ 程度、取水口位置においては、水位下降側で $10^{-6} \sim 10^{-7}$ 程度である。

また、基準津波の策定位置における津波ハザード曲線を第 3.1.3.4-18 図に示す。基準津波による水位の年超過確率は、水位上昇側で $10^{-5} \sim 10^{-6}$ 程度、水位下降側で $10^{-6} \sim 10^{-7}$ 程度である。

(3) フラジリティ評価

a. 評価対象及び損傷モードの設定

(a) 評価対象機器の選定

(1)b.の結果を活用し、本評価の対象となる機器リストを作成した。機器リストの例を第 3.1.3.4-10 表に示す。

(b) 損傷モード及び部位の設定

津波フラジリティ評価では、津波 PRA 学会標準に基づき、以下の損傷・機能喪失要因について評価を行う。

- ・被水・没水
- ・波力
- ・流体力
- ・浮力
- ・漂流物衝突
- ・海底砂移動
- ・洗掘

各損傷・機能喪失要因について、一般的なフラジリティ評価方針を第 3.1.3.4-11 表に示す。また、評価対象プラントの状況を考慮して、機器種別ごとのフラジリティ評価方針を整理した結果を第 3.1.3.4-12 表に示す。なお、津波の遡上については、工学的判断に基づく方法で敷地内の水位及び遡上による不確実さを考慮している。

上記の検討結果を踏まえると、玄海 3 号機については、以下の設備がフラジリティ定量評価の実施対象となる。

- ・屋外設置の動的・電氣的設備及び可搬設備に関する被水・没水
- ・屋内設置の動的・電氣的設備に関する被水・没水

但し、屋内設置設備のうち 1 次系建屋内の設備については建屋貫通部の

シールの損傷により建屋内に水が流入することで被水・没水すると仮定するため、貫通部シールのフラジリティに依存する。このため、貫通部シールをフラジリティ定量評価の実施対象とする。

b. フラジリティ評価手法

(a) フラジリティ評価用津波の想定

フラジリティ評価では、ある基準となる津波高さを設定し、それがサイト内に一様に広がる(基準となる津波高さの EL.まで一様に水没する)という想定のもとフラジリティの計算を実施した。

(b) フラジリティ評価手法

フラジリティ評価手法として下記に示す耐力係数及び応答係数による方法(安全係数法)を使用した。

安全係数法によるフラジリティ評価では、一般に安全係数の概念を用いて下式のように算定する。

$$A_m = F \times A_d \quad (\text{式 3.1.3.4-1})$$

ここで、

A_m : フラジリティ波高中央値(=損傷確率 50%に相当する津波高さ)

F : 安全係数(裕度)

A_d : 基準津波の最大波高

$$F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} = \frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}} \times \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}} \quad (\text{式 3.1.3.4-2})$$

$$F = F_{ER} \times F_{TR} \times F_{EC} \quad (\text{式 3.1.3.4-3})$$

ここで、

F_{ER} : 機器応答に関する係数

F_{TR} : 遡上応答に関する係数

F_{EC} : 耐力に関する係数

(式 3.1.3.4-1)の安全係数(裕度)は、(式 3.1.3.4-2)のように基準とする津波による現実的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、評価対象機器の設計応答値に対する現実的な応答の割合(応答に関する安全係数)及び現実的な耐力に対する設計応答値の割合(耐力に関する安全係数)に分離して評価する。

但し、入力 of 津波高さに対する機器の応答には、津波の遡上に関わる水位の応答に加えて機器自身の応答が影響する場合があることから、(式 3.1.3.4-3)のように両方の応答に関する係数を考慮する。なお、本評価においては、津波の遡上に関わる水位の応答の係数を遡上応答係数(F_{TR})、機器自身の応答に関わる応答の係数を機器応答係数(F_{ER})と呼ぶ。

上記により算出された A_m により損傷確率は次式のように表される。

$$F(A) = \Phi \left\{ \frac{\ln \left(\frac{A}{A_m} \right) + \beta_{c_U} \cdot X}{\beta_{c_R}} \right\}$$

ここで、 β_{c_R} は偶然的な不確かさ要因の対数標準偏差、 β_{c_U} は認識論的な不確かさ要因の対数標準偏差を表し、以下のように示される。

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

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

β_{R-s} : 現実的耐力の偶然的な不確かさ

β_{R-r} : 現実的応答の偶然的な不確かさ

β_{U-s} : 現実的耐力の認識論的不確実さ

β_{U-r} : 現実的応答の認識論的不確実さ

また、 X はフラジリティ曲線の信頼度 p に対応する標準正規確率変量 ($\Phi^{-1}(p)$)を表し、以下の値をとる。

$p = 5\%$ 信頼度の時 $X = -1.65$

$p = 50\%$ 信頼度の時 $X = 0$

$p = 95\%$ 信頼度の時 $X = 1.65$

上記のように、フラジリティ曲線は信頼度に応じた曲線を示すが、平均値曲線としては β_{cR} 及び β_{cU} の二乗和平方根 β_c を用いた以下の式により表される。

$$F(A) = \Phi \left\{ \frac{\ln \left(\frac{A}{A_m} \right)}{\beta_c} \right\}$$

但し、

$$\beta_c = \sqrt{(\beta_{cR})^2 + (\beta_{cU})^2}$$

信頼度に応じたフラジリティ曲線のイメージを第 3.1.3.4-19 図に示す。

c. フラジリティ評価結果

(a) 屋外設置設備のフラジリティ評価結果

屋外設置設備の被水・没水に関するフラジリティ評価結果について以下に

示す。ここでは、設置高さ EL.+16.0m の機器を代表として評価内容を示す。

なお、この fragility 評価では、耐力としてのパラメータは設置高さのみであるので、同じ EL. に設置されている機器は同じ fragility を得ることとなる。

イ 機器応答係数 F_{ER}

本損傷・機能喪失要因では、当該機器の設置高さに津波が到達した時点で機能喪失すると想定するため、機器応答に関する保守性及び不確かさ β は考慮しない。したがって、本係数は、以下の値となる。

$$F_{ER} = 1.0$$

$$\beta = 0$$

ロ 遡上応答係数 F_{TR}

評価対象機器の位置に到達する津波波高(水位)については、海岸線における水位がそのまま敷地内へ拡散するものと想定する。すなわち、応答の保守性を考慮しないため遡上応答係数 $F_{TR} = 1.0$ となる。

次に、遡上に関する不確かさを考慮する場合、実際の現象を想定すると津波の遡上高さが海岸線における津波高さの2倍を超えるような高さに到達することは考えにくい。このことから、工学的判断により、遡上高さの99%上限値を海岸線における津波高さの2倍と想定し、不確かさ $\beta = 0.30$ とする。

なお、津波の遡上については、自然現象のランダム性によるばらつき及び解析・計算方法に依存する認識論的ばらつきの両方が影響を及ぼすものと考えられるため、それぞれが同程度の寄与を持っていると考えて不確かさ $\beta = 0.30$ を認識論的不確かさ β_U 及び偶然的な不確かさ β_R に等分する。

$$F_{TR} = 1.0$$

$$\beta_U = 0.21$$

$$\beta_R = 0.21$$

$$(\beta = 0.30)$$

ハ 耐力係数 F_{EC}

本係数は、強度に関する係数 F_s として評価する。評価対象機器の設置高さを現実的耐力とし、設計応答値として fragility 評価用に設定する津波高さを用いて評価する。すなわち、以下のように示すことができる。

$$F_s = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}} = \frac{\text{機器設置高さ}}{\text{fragility 評価用津波による水位}} = \frac{16.0}{15.0} = 1.06$$

なお、ここでは fragility 評価用津波による水位として 15m を設定した。

また、機器設置高さは配置設計において厳密に設定されているため、本係数の不確かさは考慮しない。したがって、本係数は、以下の値となる。

$$F_{EC} = F_s = 1.06$$

$$\beta = 0$$

ニ fragility 評価結果

イ項～ハ項の各係数をまとめると、被水・没水に関する fragility は以下ようになる。また、得られた fragility 曲線を第 3.1.3.4-20 図に示す。

$$\begin{aligned} A_m &= F_{ER} \times F_{TR} \times F_{EC} \times A_d \\ &= (1.0 \times 1.0 \times 1.06) \times (15.0) \end{aligned}$$

$$=16.0 \text{ (m)}$$

$$\beta_U = \sqrt{0.0^2 + 0.21^2 + 0.0^2} = 0.21$$

$$\beta_R = \sqrt{0.0^2 + 0.21^2 + 0.0^2} = 0.21$$

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

$$= 16.0 \times \exp(-1.65 \times (0.21 + 0.21))$$

$$= 8.00 \text{ (m)}$$

この結果は、海岸線における津波高さが8.0mの場合に、設置高さEL.+16.0mの機器が津波の遡上により損傷する確率が95%信頼度で5%あるということを示す。また、海岸線における津波高さが16.0mの場合に、津波の遡上により機器が損傷する確率は50%である。

なお、海水ポンプ及び循環水ポンプについては、設置位置が海岸線の近傍であり、津波遡上による不確実さは津波ハザードのもつ津波高さの不確実さに包絡されるものと考えられる。したがって、海水ポンプ及び循環水ポンプのフラジリティ評価において遡上の不確実さは考慮しない扱いとする。

以上から、代表的な屋外設置機器のフラジリティ評価結果をまとめると第3.1.3.4-10表のようになる。

(b) 屋内設置設備のフラジリティ評価結果

イ タービン建屋内設備

タービン建屋内設備の被水・没水に関するフラジリティは、屋外設置設備と同様に評価するが、遡上に関する不確実さは考慮しない。また、タービン建屋にはEL.+9.1m未満に屋外に通じる貫通部及び開口部がなく、EL.+9.1m未満の津波ではタービン建屋内に流入することはない。一方、EL.+9.1m以上の津波では、タービン建屋内への流入が必ず発生し、内部

の機器を損傷させると想定する。

したがって、設置高さEL.+9.1m未満のタービン建屋内機器の被水・没水に関するフラジリティは以下のようなになる。

$$0 < x < 9.1 \quad P = 0$$

$$9.1 \leq x \quad P = 1$$

x : 津波高さ(m)

P : 損傷確率

なお、設置高さがEL.+9.1mよりも高い機器については、その設置高さの津波高さでは損傷確率は1となる。

ロ 1次系建屋内設備

1次系建屋内設備の被水・没水に関するフラジリティは、建屋貫通部シールのフラジリティにより評価する。1次系建屋内設備に関するフラジリティ評価の概念を、第3.1.3.4-21図に示す。

評価においては、建屋下層にある貫通部シールを代表として評価した。ここでは、タービン建屋と原子炉周辺建屋間の貫通部(設置高さ:EL.-5.2m)を代表として評価内容を示す。

(イ) 機器応答係数 F_{ER}

本係数は波力荷重の計算において考慮する水位上昇に関する係数 F_{FL} として評価する。本評価の場合は、地下に設置されているシールが対象であり、津波水位による静水圧に着目した評価を行う。このため、津波波力による発生応力評価で用いる評価対象物に津波が衝突した際の水位上昇の想定が持つ保守性及び不確かさは考慮しない。

したがって、本係数は、以下の値となる。

$$F_{ER} = F_{FI} = 1.0$$

$$\beta = 0$$

(ロ) 遡上応答係数 F_{TR}

評価対象機器の位置に到達する津波波高(水位)については、海岸線における水位がそのまま敷地内へ拡散するものと想定する。すなわち、応答の保守性を考慮しないため遡上応答係数 $F_{TR} = 1.0$ となる。

次に、遡上に関する不確実さを考慮する場合、実際の現象を想定すると津波の遡上高さが海岸線における津波高さの2倍を超えるような高さに到達することは考えにくい。このことから、工学的判断により、遡上高さの99%上限値を海岸線における津波高さの2倍と想定し、不確実さを $\beta = 0.30$ とする。

なお、津波の遡上については、自然現象のランダム性によるばらつき及び解析・計算方法に依存する認識論的ばらつきの両方が影響を及ぼすものと考えられるため、それぞれが同程度の寄与を持っていると考えて全不確実さ $\beta = 0.30$ を β_U 及び β_R に等分する。

$$F_{TR} = 1.0$$

$$\beta_U = 0.21$$

$$\beta_R = 0.21$$

$$(\beta = 0.30)$$

(ハ) 耐力係数 F_{EC}

本係数は強度に関する係数 F_s と塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_{μ} として評価する。

I 強度に関する係数 F_s

現実的耐力として、評価対象部位の止水性能(何メートルの静水圧に耐えるか)を用い、設計応答値として fragility 評価用津波水位(に相当する静水圧)を用いる。設計において、貫通部シールは水深20mに相当する静水圧(0.2MPa)に耐えることを確認している。このため、現実的には下限値に相当する値であると考えられるが、本評価では中央値として扱い、不確かさを考慮しないものとする。したがって、EL.-5.2mのシールの場合の耐力中央値は、水深20mに相当する14.8mとなる。以上から、強度に関する係数は以下のように示すことができる。

$$F_s = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}} = \frac{14.8}{10.0} = 1.48$$

$$\beta = 0$$

なお、ここでは fragility 評価用津波による水位として10mを設定した。

II 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_{μ}

貫通部シールについては塑性変形によるエネルギー吸収効果は期待しないため、以下の値を用いる。

$$F_{\mu} = 1.0$$

$$\beta = 0$$

以上から、耐力係数 F_{EC} は以下となる。

$$F_{EC} = F_S \times F_{\mu} = 1.48$$

$$\beta = 0$$

(二) 貫通部シールのフラジリティ評価結果

イ項～ハ項の各係数をまとめると、フラジリティは以下のようになる。

$$A_m = F_{ER} \times F_{TR} \times F_{EC} \times A_d$$

$$= (1.0 \times 1.0 \times 1.48) \times (10)$$

$$= 14.8 \text{ (m)}$$

$$\beta_U = \sqrt{0.0^2 + 0.0^2 + 0.21^2 + 0.0^2} = 0.21$$

$$\beta_R = \sqrt{0.0^2 + 0.0^2 + 0.21^2 + 0.0^2} = 0.21$$

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

$$= 14.8 \times \exp(-1.65 \times (0.21 + 0.21))$$

$$= 7.4 \text{ (m)}$$

このシールはタービン建屋から原子炉周辺建屋への貫通部であるので、流入経路としては一旦タービン建屋内に津波が入ったのち、貫通部を經由して原子炉周辺建屋へ至ることとなる。すなわち、タービン建屋内に津波が流入しない限り、この貫通部は損傷しないといえる。また、タービン建屋にはEL.+9.1m以下に屋外に通じる貫通部及び開口部がなく、これ以下の津波ではタービン建屋内に流入することがない。

以上をまとめると、タービン建屋と原子炉周辺建屋間の貫通部 (EL.-5.2m) の貫通部シールのフラジリティは以下のように表現することができる。

- ・タービン建屋と原子炉周辺建屋間の貫通部 (EL. -5.2m) のフラジリティ

$$0 < x < 9.1 \quad P=0$$

$$9.1 \leq x < 13.0 \quad A_m = 14.8, \beta_R = \beta_U = 0.21, HCLPF = 7.4$$

$$13.0 \leq x \quad P=1$$

x : 津波高さ (m)

P : 損傷確率

EL.+13.0m以上の津波の場合、貫通部シールの損傷有無に係わらず、1次系建屋の開口部から津波が流入すると想定しているため、評価対象となる建屋内設置設備の損傷確率は1とする。

上記と同様に、海水管ダクトと原子炉補助建屋間の貫通部 (EL.-11.0m) について検討すると、フラジリティは以下のような結果となる。

$$A_m = 9.0 \text{ (m)}$$

$$\beta_U = 0.21$$

$$\beta_R = 0.21$$

$$HCLPF = 4.5 \text{ (m)}$$

このシールは海水管ダクトから原子炉補助建屋への貫通部であるので、流入経路としては、海水ポンプエリア経由でダクト内に津波が入っ

たのち、貫通部を経由して原子炉補助建屋へ至ることとなる。すなわち、海水ポンプエリア内に津波が流入しない限り、この貫通部は損傷しないといえる。また、前述のとおり、海水ポンプエリア防護壁により、EL.+12.0mより低い津波では、海水ポンプエリアには津波が流入することはないと想定している。

以上をまとめると、本貫通部のフラジリティは以下のように表現することができる。

- ・ 海水管ダクトと原子炉補助建屋間の貫通部 (EL.-11.0m) のフラジリティ

$$0 < x < 12.0 \quad P=0$$

$$12.0 \leq x < 13.0 \quad A_m=9.0, \beta_R = \beta_U = 0.21, HCLPF=4.5$$

$$13.0 \leq x \quad P=1$$

以上のフラジリティを比較すると、フラジリティ曲線自体は海水管ダクトと原子炉補助建屋間の貫通部 (EL.-11.0m) のほうが厳しいため、こちらを代表とすることが考えられる。しかし、このフラジリティでは $0 < x < 12$ の損傷確率を0として扱っているため、タービン建屋と原子炉補助建屋間の貫通部 (EL.-5.2m) のフラジリティのうち $9.1 \leq x < 12.0$ の間の損傷確率を無視することとなり、非保守的な評価となる可能性がある。そこで、本評価においては、この両者を代表として扱い、以下のようなフラジリティを考慮することとした。

$$0 < x < 9.1 \quad P=0$$

$$9.1 \leq x < 12.0 \quad A_m=14.8, \beta_R = \beta_U = 0.21, HCLPF=7.4$$

$$12.0 \leq x < 13.0 \quad A_m = 9.0, \beta_R = \beta_U = 0.21, HCLPF = 4.5$$

$$13.0 \leq x \quad P = 1$$

1次系建屋内の機器について得られる fragility 曲線の例を第3.1.3.4-22図に示す。fragility 曲線は、当該機器の設置EL.と上記の貫通部 fragility によるEL.+9.1mの高いほうから立ち上がり、EL.+12.0mを境界として fragility 曲線が切り替わることとなる。また、シールのないEL.+13.0m以上では損傷確率は1となる。

以上から、代表的な屋内設置機器の fragility 評価結果をまとめると第3.1.3.4-10表のようになる。

d. 損傷の相関の取り扱い

屋外設置設備で設置場所が離れているものについては、完全独立を想定している。また、屋内設置設備については、設置高さごとにグループ化しており、グループが同じ設備は被水・没水により同時に損傷するとして完全相関を想定している。

(4) 炉心損傷頻度評価

a. 起回事象の発生頻度の評価

(1)b.(c)の結果から、本評価で選定した起回事象は以下の4つである。

- ・主給水流量喪失
- ・外部電源喪失
- ・原子炉補機冷却海水系の全喪失
- ・複数の信号系損傷

津波出力運転時レベル 1PRA においては、1次系建屋内への浸水有無によってシナリオが異なる。

なお、津波出力運転時レベル 1PRA においては、津波シナリオ区分別の津波発生頻度に各シナリオ区分の起回事象の発生要因となる機器の損傷確率を掛け合わせたものが各起回事象の発生頻度となる。津波シナリオ区分別の津波発生頻度については、g.(a)に示す。

b. 成功基準の設定

炉心損傷を防止するための緩和系の成功基準は、内部事象出力運転時レベル 1PRA 及び津波出力運転時レベル 1PRA では相違がないため、内部事象出力運転時レベル 1PRA で設定した成功基準を用いる。また、使命時間についても内部事象出力運転時レベル 1PRA と同様の設定とする。

なお、津波特有の事象である「複数の信号系損傷」については、緩和手段がないため、成功基準を設定していない。

c. 事故シーケンスの分析

(a) イベントツリーの作成

本評価では、内部事象出力運転時レベル 1PRA モデルと同様に小イ

イベントツリー／大フォールトツリー法を採用し、津波浸水イベントツリー、起因事象イベントツリー及び事象進展イベントツリーを作成し、これらを統合して評価する。津波評価用のイベントツリーの展開構成を概念的に第3.1.3.4-23図に示す。各イベントツリーの概要は以下のとおり。

イ 津波浸水イベントツリー

津波浸水イベントツリーは、1次系建屋内への浸水有無を分類するイベントツリーである。1次系建屋の水密化された範囲が浸水すると、1次系建屋内の下階に設置されている補助給水系等が損傷して緩和手段がなくなり、事象進展が大きく異なることからこれらを分類する。

本評価における津波浸水イベントツリーを第3.1.3.4-24図に示す。

ロ 起因事象イベントツリー

起因事象イベントツリーは、津波浸水イベントツリーの次にリンクさせ、津波による設備への影響により誘発される起因事象の分類を行うイベントツリーである。

起因事象イベントツリーにおけるヘディング設定の順番の考え方を以下に示す。

- ・基本的に事象進展の厳しい事象(津波シナリオ)から順に設定する。
- ・1次系建屋内が浸水する場合の方が、浸水しない場合より厳しいシナリオであるので、最初に1次系建屋内が浸水する場合に発生し得る起因事象を、事象進展の厳しい順に設定する。
- ・屋外と1次系建屋以外の建屋(タービン建屋等)に津波の影響がある場合について、発生し得る起因事象を、事象進展の厳しい順に設定する。

起因事象イベントツリー(1次系建屋内浸水あり)の分岐の考え方を以下に示す。

2つ以上の起回事象の組合せを考慮しても、その後の事象進展イベントツリーで記載する起回事象発生後に期待する緩和系の類似性等から、事象進展の厳しい事象に包含可能(当該事象の事象進展イベントツリーで評価可能)である場合は、代表する事象進展イベントツリーへの分岐のみ実線とし、その他は点線で表記する。但し、以下の2つの事象についてはこの限りではない。

複数の信号系損傷が発生する高さ(EL.+9.1m)以上の津波の襲来時は、1次系建屋内が浸水して、重要な設備・機器が複数損傷し、直接炉心損傷となるため、ほかの起回事象との組合せの分岐を設定しない。

屋外で発生する原子炉補機冷却海水系の全喪失と外部電源喪失の同時発生については、外部電源喪失(非常用所内電源のヘディングは必ず失敗)として評価することとし、分岐を設ける。

なお、起回事象イベントツリー(1次系建屋内浸水なし)については、上記に加え、1次系建屋内のみで発生する起回事象の分岐を除外した形とする。

本評価における起回事象イベントツリーを第3.1.3.4-25図及び第3.1.3.4-26図に示す。

ハ 事象進展イベントツリー

事象進展イベントツリーは、起回事象発生後の緩和系の喪失確率及びCDFの評価を行うイベントツリーである。津波出力運転時レベル1PRAでは、起回事象の発生要因が内部事象出力運転時レベル1PRAと異なるが、起回事象発生後の事象進展は内部事象出力運転時レベル1PRAと同じであり、津波による機器の損傷はフォールトツリーでモデル化するため、内部事象出力運転時レベル1PRAでも考慮している起回事象については同じ事象進展イベントツリーを活用することができる。また、事象進展

イベントツリーのイベントヘディングの定義及び成功基準についても内部事象出力運転時レベル1PRAと同様である。

但し、津波出力運転時レベル1PRAで独自に考慮する起因事象(複数の信号系損傷)については、本事象が発生すると緩和系の成否に関わらず直接炉心損傷に至るので、炉心損傷の観点では分岐は不要であるが、PDS分類の観点では分岐が必要なため、事象進展イベントツリーを作成する。

本評価における事象進展イベントツリーを参考資料に示す。

(b) 事故シーケンスの最終状態の分類

炉心損傷に至る事故シーケンスを機能喪失となる要因の観点から事故シーケンスグループとして整理した。津波出力運転時レベル 1PRA では、内部事象出力運転時レベル 1PRA にて定義した事故シーケンスグループに、津波特有の事故シーケンスグループとして複数の信号系損傷を追加する。

イ プラント損傷状態の分類

PDSの分類では、炉心損傷以降の事故シナリオの分析を合理的に行えるよう、内部事象出力運転時レベル1PRAの考え方にに基づき、津波時に特有な影響も考慮して、事故シーケンスの特徴を表す要素を抽出して定義する。

内部事象出力運転時レベル1PRAの評価対象に含まれていない津波発生時固有の起因事象として、複数の信号系損傷が挙げられる。複数の信号系損傷の事象進展イベントツリーは、内部事象出力運転時レベル1PRAの外部電源喪失のイベントツリーにおいて緩和設備が失敗した場合と同様の事故シーケンスとなっており、加圧器逃がし弁/安全弁LOCA又はRCPシールLOCAの発生の有無に応じて、SED又はTEDに分

類する。

一方、内部事象出力運転時レベル1PRAの評価対象であっても、津波出力運転時レベル1PRAでは評価対象に含まれていない起因事象もあるため、このような起因事象に係るPDSは津波時には考慮しない。

上記検討を踏まえて、熱水力挙動の類似性及び緩和操作の類似性として、事故のタイプと1次系圧力、炉心損傷時期及び格納容器内事故進展に基づくPDSの分類を整理した結果を第3.1.3.4-13表に示す。

d. システム信頼性の評価

(a) フォールトツリーの作成

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

本評価では、第 3.1.3.4-27 図に示すように、イベントツリーヘディングにフォールトツリーを設定し、炉心損傷頻度を算出する。以下に各イベントツリーに設定するフォールトツリーの内容を示す。

イ 津波浸水イベントツリーへ設定するフォールトツリー

津波浸水イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリーには、1次系建屋内への津波浸水条件をモデル化して作成する。

ロ 起因事象イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリー

起因事象イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリーには、津波による起因事象誘発要因となる機器の損傷をモデル化して作成する。

津波出力運転時レベル1PRAで考慮する起因事象は、津波ハザードにより発生することを想定するため、起因事象のフォールトツリーでは、SSCの津波による損傷のみを考慮し、内部事象による機能喪失は考慮し

ない。

ハ 事象進展イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリー

事象進展イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリーは、内部事象出力運転時レベル1PRAフォールトツリーをベースとして、津波による系統機能喪失となる機器の損傷をモデル化して作成する。

ニ 長期冷却に必要な換気空調設備

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

(b) フロントライン系とサポート系の従属性

フロントライン系とサポート系の従属性については、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様の従属性を考慮する。

e. 信頼性パラメータの設定

信頼性パラメータについては、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様のパラメータを設定する。

f. 人的過誤の評価

人的過誤については、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様にTHERP手法により評価し、従属性のレベルについてはSPAR-Hのイベントツリーを用いて評価している。これを基に、津波出力運転時レベル1PRAでは内部事象出力運転時レベル1PRAとの作業環境の違いを考慮して、人的過

誤の扱いを以下のとおりとしている。

(a) 起因事象発生前人的過誤

起因事象発生前の人的過誤は、内部事象出力運転時レベル 1PRA での想定が試験及び点検等による戻し忘れであり、津波発生前の事象であることから、内部事象出力運転時レベル 1PRA と同様の評価とする。

(b) 起因事象発生後人的過誤

起因事象発生後の人的過誤は、内部事象出力運転時レベル 1PRA の人的過誤確率をベースに、主に以下に示す津波発生時におけるヒューマンエラーへの影響を考慮した。津波出力運転時レベル 1PRA の人的過誤確率の設定方針を第 3.1.3.4-14 表に示す。

- ・津波が襲来した場合には、複数の設備（計器も含む）が同時に損傷する可能性があり、その際はプラント状態の診断が難しくなる。（診断失敗への影響）
- ・現場操作における、現場へのアクセス性の低下（操作・読取失敗への影響）
- ・津波発生後の操作であり、上記 2 点の影響を考慮するとストレスレベルが高くなると推察される。（操作・読取失敗への影響）
- ・事故発生から長期間経過している場合は、瓦礫の撤去等の完了、プラント状態の把握が完了していると想定され、内部事象相当のストレスレベルになると推察される。

g. 事故シーケンスの定量化

(a) 津波シナリオ区分別の津波発生頻度

津波シナリオ区分 i の津波発生頻度 f_i は、津波高さ h_i と h_{i-1} の津波ハザード曲線の超過発生頻度 $F(h_i)$ と $F(h_{i-1})$ から求められる。

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

上記の手法で、津波ハザードを入力データとして、計算プログラム RiskSpectrum® HazardLite を用いて津波シナリオ区分別の津波発生頻度を算出する。津波シナリオ区分別の津波平均発生頻度を第 3.1.3.4-15 表に示す。

(b) 津波シナリオ区分別の機器損傷確率

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

イ 損傷確率を曲線状のフラジリティで与える機器

損傷確率を曲線状のフラジリティで与える機器については、機器のフラジリティ評価結果 (A_m 、 β_R 、 β_U) を入力データとして、計算プログラム RiskSpectrum® HazardLite を用いて津波シナリオ区分別の機器損傷確率を算出する。例として、外部電源関連設備である予備変圧器等の被水・没水の津波シナリオ区分別の損傷確率を第3.1.3.4-16表に示す。

ロ 損傷確率をステップ状のフラジリティで与える機器

損傷確率をステップ状のフラジリティで与える機器については、設置高さ以上の津波高さでの津波シナリオ区分で損傷確率を1.0とする。例として、海水ポンプの被水・没水の津波シナリオ区分別の損傷確率を第 3.1.3.4-17表に示す。

(c) 炉心損傷頻度の算出方法

津波シナリオ区分を m 区分に分けた場合、津波シナリオ区分 i で発生する n_i 種類の事故シーケンス j_i の発生頻度 CDF_{ij} は、津波シナリオ区分 i の津波発生頻度 f_i 及び事故シーケンス j_i の条件付き炉心損傷確率 $CCDP_{ij}$ を用いて、次式によって求める。

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

全炉心損傷頻度 CDF_t は、各津波シナリオ区分 i で発生する事故シーケンス j_i の発生頻度 CDF_{ij} の、全津波シナリオ区分で発生する全事故シーケンスの総和である。すなわち、次式で求められる。

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

上記の手法で、計算プログラム RiskSpectrum® PSA を用いて全炉心損傷頻度を算出する。

(d) 定量化結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全炉心損傷頻度は 4.6×10^{-11} (／炉年)となった。

イ 津波シナリオ区分別及び 1 次系建屋内浸水有無別の炉心損傷頻度評価結果

津波シナリオ区分別の炉心損傷頻度を第3.1.3.4-18表に示す。津波シナリオ区分別のCDFでは、シナリオ区分2におけるCDFの割合が最も高い。次いで、シナリオ区分4が占める割合が高くなった。

次に、1次系建屋内への浸水有無別のCDFについては、1次系建屋内浸水ありのCDFが全炉心損傷頻度の約96.7%を占め、1次系屋内浸水なしのCDFが小さい。この理由として、1次系建屋内への浸水有無を左右する開口部シールの設置場所が低く、損傷確率が高いことが影響していることが考えられる。また、海水ポンプエリア防護壁によって海水ポンプが防護されていること、SA対策設備の設置高さが高いことから、外部電源喪

失や原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生した場合においても炉心損傷を防止できるためである。このことから、これら設備の津波対策が有効であることが分かる。

上記を踏まえ、各津波シナリオ区分の主要なシーケンスについて以下に示す。

(イ) 津波シナリオ区分1 (5.5m以上～9.1m未満)

本シナリオ区分の CDF は 2.0×10^{-13} (／炉年) であり、全炉心損傷頻度に占める割合は約 0.4% である。本シナリオ区分では、津波の遡上により屋外に設置された外部電源設備が機能喪失した場合は外部電源喪失が発生する。その後、緩和機能がランダム要因により喪失して炉心損傷に至る。

なお、本シナリオ区分の津波高さでは 1 次系建屋の開口部高さまで津波が到達しないため、1 次系建屋が浸水するシナリオは発生しない。

(ロ) 津波シナリオ区分2 (9.1m以上～11.0m未満)

本シナリオ区分の CDF は 2.0×10^{-11} (／炉年) であり、全炉心損傷頻度に占める割合は約 43.4% である。本シナリオ区分は、タービン建屋等に浸水する津波高さであり、タービン建屋等を経由して 1 次系建屋の開口部まで浸水する。1 次系建屋の開口部にはシールが施工されており、開口部シールが損傷して 1 次系建屋に浸水した場合には、メタルクラッド開閉装置などが被水・没水し、複数の信号系損傷が必ず発生して、炉心損傷に至る。

また、開口部シールが損傷しない場合は、津波シナリオ区分 1 と同様のシーケンスとなる。

(ハ) 津波シナリオ区分3 (11.0m以上～12.0m未満)

本シナリオ区分の CDF は 5.5×10^{-12} (／炉年) であり、全炉心損傷頻度に占める割合は約 11.8% である。本シナリオ区分では、タービン建屋等に設置されている遮断器が被水・没水し、外部電源喪失が必ず発生する。外部電源喪失後は、津波シナリオ区分 1 と同様の主要なシーケンスが発生する。

また、開口部シールが損傷して、1 次系建屋へ浸水する場合は、津波シナリオ区分 2 と同様のシーケンスとなる。

(ニ) 津波シナリオ区分4 (12.0m以上～13.0m未満)

本シナリオ区分の CDF は 1.1×10^{-11} (／炉年) であり、全炉心損傷頻度に占める割合は約 24.2% である。本シナリオ区分は、海水ポンプエリアに浸水する高さであり、海水ポンプが被水・没水し、原子炉補機冷却海水系の全喪失の発生が必ず発生する。海水ポンプが機能喪失すると従属的に非常用所内電源が機能喪失し、区分 3 以上の津波では外部電源喪失も発生するため、必ず全交流動力電源喪失が発生することとなる。全交流動力電源喪失発生後は、SA 対策設備及び補助給水系などの緩和機能が津波要因又はランダム要因により喪失して炉心損傷に至るシーケンスが発生する。

また、本シナリオ区分で 1 次系建屋が浸水する場合には津波シナリオ区分 2 と同様の主要なシーケンスが発生する。

(ホ) 津波シナリオ区分5 (13.0m以上～)

本シナリオ区分の CDF は 9.4×10^{-12} (／炉年) であり、全炉心損傷頻度に占める割合は約 20.2% である。本シナリオ区分では津波高さが 13.0m の 1 次系建屋の開口部シール高さを上回るため、必ず 1 次系建屋内が浸水し、津波シナリオ区分 2 と同様の主要なシーケンスが

発生する。

ロ 起因事象別の炉心損傷頻度

起因事象別のCDFを第3.1.3.4-19表に示す。全炉心損傷頻度に占める割合は、複数の信号系損傷が約96.7%、外部電源喪失が約3.3%である。

複数の信号系損傷が全炉心損傷頻度の大半を占めているのは、開口部シールが損傷して1次系建屋内に浸水し、メタルクラッド開閉装置が被水・没水して機能喪失するシナリオが主であるためである。

ハ 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ別のCDFを第3.1.3.4-20表に示す。全炉心損傷頻度に占める割合は、複数の信号系損傷の事故シーケンスグループのCDFが約96.7%、全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループが約3.3%である。

複数の信号系損傷が全炉心損傷頻度の大半を占めているのは、起因事象別のCDF同様に開口部シールが損傷して1次系建屋内に浸水し、メタルクラッド開閉装置が被水・没水して機能喪失するシナリオが主であるためである。

ニ プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

PDS別のCDFを第3.1.3.4-21表に示す。複数の信号系損傷又は全交流動力電源喪失が発生後、RCPシールLOCA又は加圧器逃がし弁／安全弁LOCAが発生しない事故シーケンスが分類されるTEDが約99.1%を占め、次いでRCPシールLOCAが発生した上で大容量空冷式発電機の確立、常設電動注入ポンプによる炉心注水等に失敗する事故シーケンスが分類されるSEDが約0.8%を占める結果となった。

(e) 重要度解析

津波出力運転時レベル 1PRA で評価した SSC が、炉心損傷に与える影響を把握するために重要度評価として、Fussell-Vesely (FV) 重要度を評価した(重要度は津波出力運転時レベル 1PRA で評価対象とした津波高さの範囲での全炉心損傷頻度に対して算出)。FV 重要度の定義については、3.1.3.1(2)g.(c)に示す。

FV 重要度評価結果を参考資料に示す。

(f) 不確実さ解析

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

津波シナリオ区分別 CDF の不確実さ解析結果を第 3.1.3.4-22 表及び第 3.1.3.4-28 図に示す。

全炉心損傷頻度のエラーファクタは 8.5×10^7 となり、内部事象出力運転時レベル 1PRA に比べると非常に不確実さが大きい結果となった。その主な要因としては、津波ハザードデータの不確実さが非常に大きいことが挙げられる。しかし、平均値が点推定値に近いことから、全炉心損傷頻度の不確実さは、そのエラーファクタは大きいものの、点推定解析の値自体は妥当であると考えられる。

(g) 感度解析

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

本評価では、以下について感度解析を実施した。

・SA 対策に係る感度解析

・引き津波に係る感度解析

イ SA 対策に係る感度解析

(イ) 解析条件

SA 対策設備によるリスク低減効果を把握することを目的として、SA 対策に期待しない場合の炉心損傷頻度を算出する。本感度解析では、海水ポンプエリア防護壁も SA 対策の一つとして扱う。そのため、海水ポンプエリア防護壁の効果を考慮しないことに伴い、津波シナリオ区分を変更する必要がある。ベースケースの津波シナリオ区分と、本感度解析用に設定した津波シナリオ区分の区分分け高さの根拠を第 3.1.3.4-23 表に示す。

(ロ) 解析結果

第 3.1.3.4-24 表に津波シナリオ区分別の SA 対策有無による評価結果を、第 3.1.3.4-29 図に事故シーケンスグループ別の SA 対策有無による評価結果を示す。感度解析の全炉心損傷頻度は 3.4×10^{-9} (／炉年)となった。SA 対策を実施したことにより、全炉心損傷頻度は 1.4×10^{-2} 倍低減した。

SA 対策なしのケースでは、津波が海水ポンプエリア床の貫通部等から浸水し、海水ポンプモータ下端高さの 7.7m に到達し海水ポンプが機能損傷することを想定している。一方で、SA 対策ありのケースでは、海水ポンプエリアの津波防護施設を考慮することで、津波高さ 12.0m を超えた津波が襲来した場合に初めて海水ポンプエリアに浸水し、海水ポンプが機能損傷することを想定している。したがって、海水ポンプエリアの津波防護施設を考慮することで、海水ポンプの損傷

高さが 7.7m から 12.0m に引き上げられる。7.7m と 12.0m の津波の超過発生頻度には 2 桁近くの差があり、海水ポンプは、その損傷高さの津波が発生した時点で必ず損傷するとして評価していることから、海水ポンプの損傷で発生する原子炉補機冷却海水系の全喪失の発生頻度に 2 桁の差が生じる。したがって、海水ポンプエリアの津波防護施設が非常に有効であることが分かる。

次に、12.0m を超えた津波が襲来した場合、SA 対策なしのケースでは必ず全交流動力電源喪失が発生して、緩和設備がないため炉心損傷に至る。一方、SA 対策有りのケースでも、同様に必ず全交流動力電源喪失が発生するが、移動式大容量ポンプ車及び大容量空冷式発電機等の SA 対策に期待でき、CDF は低減する。

ロ 引き津波に係る感度解析

(イ) 解析条件

引き津波による影響度合いを把握することを目的として、引き津波発生時に(1)b.(c)にて選定した起因事象が発生した場合の CDF を算出する。循環水ポンプの許容最低水位、及び海水ポンプの許容最低水位から、引き津波の津波シナリオ開始高さと同津波シナリオ区分を以下のように設定する。

津波監視カメラ及び取水ピット水位計については引き津波時の水位低下を把握する監視計器として期待する。

引き津波の発生頻度を評価した結果を第 3.1.3.4-25 表に示す。

- ・ 津波シナリオ区分 1 (-2.7m以下～-5.18mまで):循環水ポンプの許容最低水位 (-2.7m)
- ・ 津波シナリオ区分 2 (-5.18m以下～):海水ポンプの許容最低水位 (-5.18m)

(ロ) 解析結果

第 3.1.3.4-26 表に起因事象別の CDF を示す。感度解析の全炉心損傷頻度は 3.3×10^{-12} (／炉年) となった。引き津波発生による全炉心損傷頻度は、押し津波の約 0.07 倍となった。

原子炉補機冷却海水系の全喪失を起因とする炉心損傷頻度が約 99.5% であり、全炉心損傷頻度の大半を占めている。主要なシーケンスとしては、海水ポンプの停止操作後、1次冷却材ポンプの停止失敗により、補機冷却水温度上昇抑制操作に失敗し、原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生する。また、原子炉補機冷却海水系の全喪失発生後の緩和操作についても、RCP シール LOCA が従属的に発生し、移動式大容量ポンプ車や常設電動注入ポンプによる操作に失敗することで、炉心損傷に至るシーケンスである。

(5) 格納容器機能喪失頻度評価

a. プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

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

(a) プラント損傷状態の分類

(4)c.(b)イに示す。

(b) プラント損傷状態ごとの発生頻度

(4)g.(d)ニに示す。

b. 格納容器機能喪失モードの設定

津波に起因して格納容器機能喪失に至る各 PDS の事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の機能喪失形態を分類するため、格納容器機能喪失モードを設定する。格納容器機能喪失モードの設定に当たり、以下の検討を実施した。

(a) 格納容器機能喪失モードの選定

津波時に特有な事象は、津波出力運転時 PRA の評価上の仮定(津波出力運転時 PRA 評価では津波が引いた状態の評価とする、津波による原子炉格納容器自体の損傷は考慮しない、原子炉格納容器内には津波が流入しないものとする)より、津波による SSC への影響はあるものの、炉心損傷以降の事故進展は内部事象出力運転時 PRA と相違はない。

原子炉格納容器外部での津波による SSC の損傷が原子炉格納容器内事象に与える影響は、フロントライン系であれば非常用炉心冷却機能、格納容器スプレイ機能等の喪失、サポート系であれば電源機能、原子炉補機冷却機能の全喪失等に包含される。これらの機能喪失は内部事象

出力運転時 PRA においても考慮されており、それらの機能喪失あるいはその組合せが事故進展に与える影響についても内部事象出力運転時 PRA で考慮されている。

したがって、内部事象出力運転時 PRA で考慮される格納容器機能喪失モードに加えて考慮すべき津波に特有な格納容器機能喪失モードはなく、津波出力運転時 PRA の格納容器機能喪失モードは、基本的に内部事象出力運転時 PRA と同じである。

但し、PDS については、c. (b)イにおいて、津波出力運転時レベル 1PRA の事故シーケンスを検討した結果、G(蒸気発生器伝熱管破損)及び V(インターフェイスシステム LOCA)は、津波出力時レベル 1PRA で対象外としている。

そのため、内部事象出力運転時 PRA の格納容器機能喪失モードにおいて、津波事象において対象外とした PDS にのみ係る格納容器機能喪失モードである蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷に伴う格納容器バイパス(gの一部)及びインターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷に伴う格納容器バイパス(v)については分類不要となる。

以上を踏まえて設定した津波出力運転時 PRA の格納容器機能喪失モードを第 3.1.3.4-27 表に示す。

(b) 格納容器機能喪失時期

格納容器機能喪失モードの機能喪失時期は、内部事象出力運転時レベル 2PRA と同様である。格納容器機能喪失モードの機能喪失時期を整理した結果を第 3.1.3.4-27 表に示す。

(c) 機能喪失場所及び機能喪失規模

炉心損傷以降の事故進展は内部事象出力運転時レベル 2PRA と相違はないため、物理化学現象に伴う格納容器機能喪失モードは、内部事

象出力運転時レベル 2PRA と同様である。

c. 事故シーケンスの分析

内部事象出力運転時レベル 2PRA の検討に加えて津波による影響を考慮し、PDS ごとに、緩和設備の動作状態及び SA 時の物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組合せから事故進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。

(a) 事故シーケンスの特徴分析

イ シビアアクシデント時の物理化学現象の分析

炉心損傷から格納容器機能喪失に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象に対し、各 PDS を対応させて、その発生条件及び発生後の事故進展を検討に対する影響を分析した結果を第 3.1.3.4-28 表に示す。

ロ 事故の緩和手段の分析

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

津波時の影響を考慮して、内部事象出力運転時レベル 2PRA で期待する緩和手段の津波出力運転時レベル 2PRA での扱いについて検討した結果を第 3.1.3.4-29 表に示す。検討した結果、事故シーケンスの特徴分析に関して津波出力運転時レベル 2PRA で期待する緩和手段は内部事象出力運転時レベル 2PRA と同じである。

なお、津波時に考慮する津波高さ又は 1 次系建屋の浸水の有無によって期待できない緩和手段があるが、本項目では期待する緩和手段全てを記載している。

(b) 格納容器イベントツリーの構築

CFF を定量化するために、(4)項におけるイベントツリーに加えて、「格納容器イベントツリー」をリンクする手法を用いる。津波の評価におけるイベントツリーのリンクのイメージ図を含む津波出力運転時 PRA におけるシステム評価の流れ第 3.1.3.4-30 図に示す。

格納容器イベントツリーは、炉心損傷後において格納容器機能喪失を防止するための緩和系の喪失確率及び CFF の評価を行うイベントツリーである。(5)c.(a)により、SA 時の主要な物理化学現象、事故進展中に実施される事故の緩和手段とその実施タイミングで整理し、これらの物理化学現象と事故の緩和手段を考慮して格納容器イベントツリーを構築した。津波出力運転時レベル 2PRA での評価対象 SSC への津波の影響(津波による SSC 損傷)はフォールトツリーでモデル化する。構築した格納容器イベントツリーを第 3.1.3.4-31 図に示す。

(c) 従属性のモデル化

イ 炉心損傷防止のための設備の利用

内部事象出力運転時レベル 2PRA と同様に、炉心損傷防止のための設備の復旧については原則として考慮しない。また、第 3.1.3.4-29 表に示すとおり、津波時には、内部事象で考慮していた外部電源の復旧についても考慮しない。

ロ シビアアクシデント事象及び事象の緩和手段の従属性

3.1.3.1(3)c.(c)ロと同様である。

d. 事故進展解析の実施

プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損などの事象の発生時期、SA 時の物理化学現象による格納容器負荷を解析するとともに、格納

容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定に必要なデータを求めることを目的として、各 PDS を代表する事故進展解析を実施する。

(a) 解析対象事故シーケンスの選定

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

事故シーケンスの選定の考え方は、内部事象出力運転時レベル 2PRA と同様である。内部事象出力運転時レベル 2PRA で選定した代表事故シーケンスの津波時での妥当性を確認するため、津波時の各 PDS の CDF の上位カットセットを確認した結果を、参考資料に示す。

その結果、内部事象出力運転時レベル 2PRA において各 PDS に対して選定した代表事故シーケンスは、津波出力運転時レベル 2PRA の観点からも妥当であることを確認できたため、内部事象出力運転時レベル 2PRA において実施した事故進展解析の結果を津波出力運転時レベル 2PRA においても参照する。

e. 格納容器機能喪失頻度の定量化

PDS ごとに、PDS の発生頻度及び格納容器イベントツリーの各ヘディングの分岐確率から、CFR を算出する。

(a) 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定

PDS ごとに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率を設定するが、その設定方法については内部事象出力運転時レベル 2PRA と同様である。津波の影響については津波出力運転時レベル 1PRA と同様の設定の考え方である。但し、津波出力運転時レベル 1PRA において除外した起因事象に係る PDS 又は津波時には CDF が極めて小さい PDS である、「A**」、「G」、「V」、「SEW」、「SEI」、「SLI」、「SLC」、「TEW」及び