

第3.1.3.3-8表 ロジックツリーで考慮した分岐の根拠と重みの考え方

モデル	ロジックツリーで考慮した分岐		分岐の根拠	重みの考え方
特定震源モデル	主要活断層	市来断層帯市来区間 <ul style="list-style-type: none"> 基本ケース(L24.9km, 傾斜角90度) 不確かさケース(L24.9km, 傾斜角60度) 当社調査(五反田川断層(L18.6km)) 	<ul style="list-style-type: none"> 基準地震動の策定で考慮した地震調査委員会(2013)に基づく基本震源モデルを考慮 基準地震動の策定で考慮した不確かさを考慮した震源モデルを考慮 当社調査結果に基づく震源モデルを考慮 	基本ケース1/2として、その他を等重み
		市来断層帯甕海峡中央区間 <ul style="list-style-type: none"> 基本ケース(L38.5km, 傾斜角90度) 不確かさケース(L38.5km, 傾斜角60度) 当社調査(F-C(L16.1km)) 		
		甕断層帯甕区間 <ul style="list-style-type: none"> 基本ケース(L40.9km, 傾斜角90度) 不確かさケース(L40.9km, 傾斜角60度) 不確かさケース(L43.0km, 傾斜角90度) 当社調査(F-A, F-Bの個別活動) 		
領域震源モデル	最大地震規模	地震調査委員会(2009) M6.8	内陸地殻内地震の震源を予め特定しにくい地震	内陸地殻内地震の規模 M6.8 を1/2として、その他を等重み
		1914年桜島地震 M7.1	火山性地震の可能性を踏まえ考慮	
		1997年鹿児島県北西部地震 M6.6	上記以外で活断層と関連付けが困難な最大地震規模	
	領域区分	萩原マップ	原子力学会(2007)を参照し、複数のモデルを選定	等重み
垣見マップ				
地震動伝播モデル	距離減衰式	Noda et al.(2002)による距離減衰式 <ul style="list-style-type: none"> 地震観測記録に基づく補正の有無を考慮 	基準地震動の策定における補正無しの評価の分岐として現実的な記録に基づく補正を考慮	等重み

第3.1.3.3-9表 建屋・機器の選定方法(1/2)

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

第3.1.3.3-9表 建屋・機器の選定方法(2/2)

ステップ	内容(地震出力運転時PRA)		
	機器	建屋	屋外重要土木構造物
2-1	以下を追加する。 ・地震で損傷した際に起回事象を発生させる機器／建屋／土木構築物 ・起回事象発生後に事象を緩和させる機器／建屋／土木構築物 [考え方]: ①地震動による安全上重要な建物、構築物、配管等の大型静的機器の損傷に伴い、緩和設備によって事象の進展を抑制できず、炉心損傷に至る機器／建屋／土木構築物を追加 ②地震動による安全機能への広範な影響を及ぼす計装・制御系、非常用系を追加		
	[対象]: ①原子炉容器、炉内構造物、燃料 ②電気盤(メタルクラッド開閉装置、主盤)等を追加	[対象]: ①原子炉建屋、原子炉補助建屋等を追加 ②追加なし	[対象]: ①取水ピットを追加 ②追加なし
	選定した起回事象に基づき、機器／建屋／土木構築物を削除。 [考え方]: 地震が発生した場合に期待できない機器／建屋／土木構築物を削除 [対 象]: タービンバイパス弁等を削除 [対 象]: 削除なし [対 象]: 削除なし		
2-2	プラントウォークダウンにより二次的な影響を及ぼす機器／建屋／土木構築物を追加。 [考え方]: 地震PRA学会標準及び過去に実施した当社のプラントウォークダウン実績をもとに、安全性向上評価の地震PRA実施に当たって確認が必要な機器を抽出し、以下の観点で影響機器の有無を確認 ・倒壊により被害を受けないか ・周辺機器の損傷時、周辺機器の保有水による影響はないか 等		
	[対 象]: 追加なし [対 象]: 追加なし [対 象]: 追加なし		

第3.1.3.3-10表 建屋・機器リストとフラジリティデータの例

起回事象/影響緩和系名	SSC名	Median (G)	β_R	β_U	HCLPF (G)
外部電源系	外部電源系	0.30	0.25	0.50	0.09
原子炉補強冷却機能の全喪失	原子炉補強冷却水ポンプ	4.68	0.08	0.26	2.68
Excess LOCA	1次冷却材ポンプ	2.06	0.19	0.19	1.10
大破断LOCA	1次冷却材管(加圧器サージ管台)	2.97	0.25	0.25	1.34
中破断LOCA	低圧注入系配管(C/L側)	5.40	0.31	0.35	1.83
小破断LOCA	高圧注入系配管(C/L側)	6.69	0.31	0.35	2.25
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	蒸気発生器	3.34	0.31	0.31	1.21
2次冷却系の破断(主給水管破断) 格納容器隔離(多重性考慮なし) 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ(水蒸気切替後)	主給水管	6.69	0.31	0.35	2.25
2次冷却系の破断(MSIV上流) 格納容器隔離	主蒸気ライン配管	3.99	0.31	0.35	1.35
2次冷却系の破断(MSIV下流)	主蒸気隔離弁	2.49	0.13	0.19	1.50
ATWS	燃料集合体	2.26	0.19	0.25	1.11
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	2.29	0.19	0.25	1.12
原子炉建屋損傷	原子炉建屋	3.50	0.15	0.15	2.12
補助給水	タービン動補助給水ポンプ	2.39	0.13	0.19	1.44
2次系強制冷却	主蒸気逃がし弁	3.23	0.25	0.25	1.45
蓄圧注入	蓄圧タンク	2.45	0.19	0.20	1.31
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	常設電動注入ポンプ	11.79	0.08	0.17	7.91
低圧注入 低圧再循環	余熱除去ポンプ	7.11	0.08	0.26	4.07
高圧注入 高圧再循環	充てん/高圧注入ポンプ	14.65	0.08	0.15	10.03
再循環切替	格納容器再循環サンプ	4.61	0.32	0.15	2.14
非常用所内電源	ディーゼル発電機(機関)	2.11	0.13	0.19	1.27
移動式大容量ポンプ車による補機冷却	移動式大容量ポンプ車	2.50	0.20	0.15	1.40
大容量空冷式発電機	大容量空冷式発電機	2.50	0.20	0.15	1.40
CV自然対流冷却(CCW) CV自然対流冷却(SWS)	再循環ダクト	3.25	0.31	0.31	1.16
加圧器逃がし弁強制閉 加圧器逃がし弁/安全弁LOCA 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧	加圧器逃がし弁	3.23	0.25	0.25	1.45
格納容器スプレイ注入	格納容器スプレイポンプ	7.11	0.08	0.26	4.07
静的水素再結合装置(水素除去)	静的水素再結合装置	3.34	0.25	0.25	1.50
電気式水素燃焼装置	電気式水素燃焼装置	11.31	0.08	0.17	7.59
6.6kV電源(安全系)	メタルクラッド開閉装置	2.68	0.14	0.23	1.47

第3.1.3.3-11表 考慮する不確かさ要因

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

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

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

第3.1.3.3-13表 現実的な物性値の評価方法

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

第3.1.3.3-14表 現実的な物性値

	設計時	現実的な物性値	
		+	-
F_c (N/mm ²)	22.1	35.78	27.59
h (%)	5.0	6.82	4.14
V_s (m/s)	1800	2009	1645
$s\sigma_y$ (N/mm ²)	345	379.5	379.5

第3.1.3.3-15表 地盤定数(設計時)

ヤング係数 ×10 ³ (N/mm ²)	ポアソン比	単位体積重量 (t/m ³)	せん断波速度 (m/s)
24.0	0.37	2.7	1800

第3.1.3.3-16表 原子炉建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 ×10 ³ (N/mm ²)	せん断弾性係数 ×10 ³ (N/mm ²)	減衰定数 (%)
外部遮蔽壁 内部コンクリート	コンクリート:Fc=22.1N/mm ² 鉄筋:SD35	22.0	9.18	5.0
原子炉格納容器	—	196	75.4	1.0
蒸気発生器 (サポートも含む)	—	185 (182※)	71.2 (70.0※)	水平3.0

※ 部材番号 57 の値

第3.1.3.3-17表 原子炉補助建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 ×10 ³ (N/mm ²)	せん断弾性係数 ×10 ³ (N/mm ²)	減衰定数 (%)
RC部分	コンクリート:Fc=22.1N/mm ² 鉄筋:SD35	22.0	9.18	5.0

第3.1.3.3-18表 ディーゼル建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 ×10 ³ (N/mm ²)	せん断弾性係数 ×10 ³ (N/mm ²)	減衰定数 (%)
RC部分	コンクリート:Fc=22.1N/mm ² 鉄筋:SD345	22.0	9.18	5.0

第3.1.3.3-19表 燃料取扱建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 ×10 ³ (N/mm ²)	せん断弾性係数 ×10 ³ (N/mm ²)	減衰定数 (%)
RC部分	コンクリート:Fc=22.1N/mm ² 鉄筋:SD35	22.0	9.18	5.0
S部分	鉄骨:SS41	205	79.0	2.0

第3.1.3.3-20表 主蒸気管室建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 $\times 10^3(\text{N}/\text{mm}^2)$	せん断弾性係数 $\times 10^3(\text{N}/\text{mm}^2)$	減衰定数 (%)
RC部分	コンクリート: $F_c=22.1\text{N}/\text{mm}^2$ 鉄筋:SD35	22.0	9.18	5.0

(注)解析モデルの部材はすべてRC部分として取り扱う

第3.1.3.3-21表 コンクリート強度 F_c に応じたコンクリートの弾性定数

	設計時	現実的な物性値	
		F_c+	F_c-
$F_c(\text{N}/\text{mm}^2)$	22.1	35.78	27.59
$E(\text{N}/\text{mm}^2)$	22.0×10^3	25.90×10^3	23.75×10^3
$G(\text{N}/\text{mm}^2)$	9.18×10^3	10.79×10^3	9.895×10^3

第 3.1.3.3-22 表 原子炉建屋の水平方向解析モデル諸元(1/2)

構造物	質点 番号	質 量 (t)	部材 番号	方 向	せん断 断面積 (m ²)	断面2次 モーメント (m ⁴)
外部 遮蔽 建屋 (O/S)	1	160.7	1	EW、NS	39.78	699.6
	2	373.0	2	〃	40.49	4926.2
	3	609.1	3	〃	40.52	10534.2
	4	582.1	4	〃	40.70	15688.4
	5	761.8	5	〃	40.79	19105.4
	6	1267.6	6	〃	63.62	32219.1
	7	2002.6	7	〃	〃	〃
	8	3144.4	8	〃	63.62	32219.1
	9	3234.7	9	〃	66.18	32858.2
	10	3188.0	10	〃	72.60	36559.0
	11	3495.9	11	〃	78.99	39616.6
	12	2838.9	12	〃	83.78	41892.5
	13	1984.7	13	〃	86.99	43408.3
	14	1891.2	14	〃	89.78	44722.5
原子 炉 格 納 容 器 (C/V)	24	21.8	24	〃	0.3830	16
	25	107.6	25	〃	0.8815	192
	26	164.7	26	〃	1.1585	437
	27	229.6	27	〃	2.3905	957
	28	275.6	28	〃	〃	〃
	29	819.2	29	〃	〃	〃
	30	302.3	30	〃	〃	〃
	31	255.1	31	〃	〃	〃
	32	390.5	32	〃	〃	〃
33	392.9	33	EW、NS	2.3905	957	
基礎	36	87239.6	—	—	—	—

第 3.1.3.3-22 表 原子炉建屋の水平方向解析モデル諸元(2/2)

構造物	質点番号	質量 (t)	部材番号	方向	せん断断面積 (m ²)	断面2次モーメント (m ⁴)
内部コンクリート (I/C)	15	1031.8	15	EW	43.74	820.8
				NS	51.81	1378.0
	16	5057.2	16	EW	89.86	3595.1
				NS	121.7	18010.0
	17	7221.4	17	EW	117.6	4739.0
				NS	158.4	19800.0
18	9219.6	18	EW	213.1	49530.0	
			NS	179.1	53690.0	
蒸気発生器 (S/G)	50	99.1	50	EW、NS	2.00	9.59
	51	205.1	51	"	2.00	9.59
	52	128.8	52	"	1.83	6.90
	53	115.5	53	"	1.22	3.45
	54	172.3	54	"	1.22	3.45
	55	171.7	55	"	1.40	3.98
	56	235.9	56	"	1.40	3.98
	57	35.2	57	EW、NS	10.60	54.34
58	123.8	—	—	—	—	

第 3.1.3.3-23 表 原子炉建屋蒸気発生器サポート部のばね定数

	部材番号	水平方向ばね (×10 ⁶ kN/m)		回転方向ばね (×10 ⁶ kN・m/rad)	
		X方向	Y方向	X方向	Y方向
S/G サポート	K1	3.74	3.81	—	—
	K2	12.6	23.4	—	—
	K3	10.0	5.44	—	—
	K4	—	—	44.7	31.9

第 3.1.3.3-24 表 原子炉建屋の地盤のばね定数及び減衰係数(設計時)(1/5)

	方向	ばね定数	連成1次振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K _s)	EW	1.225 × 10 ⁹ (kN/m)	8.183	1.129 × 10 ⁷ (kN・s/m)
	NS		9.645	1.136 × 10 ⁷ (kN・s/m)
回転(K _R)	EW	9.139 × 10 ¹¹ (kN・m/rad)	8.183	1.565 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
	NS		9.645	1.912 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
側面(K _H)	EW	1.650 × 10 ⁸ (kN/m)	8.183	6.440 × 10 ⁶ (kN・s/m)
	NS		9.645	6.345 × 10 ⁶ (kN・s/m)

第 3.1.3.3-24 表 原子炉建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (Fc+,Vs+) (2/5)

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K _S)	EW	1.525 × 10 ⁹ (kN/m)	8.858	1.258 × 10 ⁷ (kN・s/m)
	NS		10.46	1.266 × 10 ⁷ (kN・s/m)
回転(K _R)	EW	1.138 × 10 ¹² (kN・m/rad)	8.858	1.678 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
	NS		10.46	2.064 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
側面(K _H)	EW	2.050 × 10 ⁸ (kN/m)	8.858	7.192 × 10 ⁶ (kN・s/m)
	NS		10.46	7.080 × 10 ⁶ (kN・s/m)

第 3.1.3.3-24 表 原子炉建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (Fc+,Vs-) (3/5)

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K _S)	EW	1.023 × 10 ⁹ (kN/m)	8.694	1.037 × 10 ⁷ (kN・s/m)
	NS		10.08	1.045 × 10 ⁷ (kN・s/m)
回転(K _R)	EW	7.633 × 10 ¹¹ (kN・m/rad)	8.694	1.721 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
	NS		10.08	2.020 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
側面(K _H)	EW	1.375 × 10 ⁸ (kN/m)	8.694	5.792 × 10 ⁶ (kN・s/m)
	NS		10.08	5.738 × 10 ⁶ (kN・s/m)

第 3.1.3.3-24 表 原子炉建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (Fc-,Vs+) (4/5)

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K _S)	EW	1.525 × 10 ⁹ (kN/m)	8.528	1.257 × 10 ⁷ (kN・s/m)
	NS		10.10	1.264 × 10 ⁷ (kN・s/m)
回転(K _R)	EW	1.138 × 10 ¹² (kN・m/rad)	8.528	1.594 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
	NS		10.10	1.980 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
側面(K _H)	EW	2.050 × 10 ⁸ (kN/m)	8.528	7.223 × 10 ⁶ (kN・s/m)
	NS		10.10	7.100 × 10 ⁶ (kN・s/m)

第 3.1.3.3-24 表 原子炉建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (Fc-,Vs-) (5/5)

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K _S)	EW	1.023 × 10 ⁹ (kN/m)	8.384	1.036 × 10 ⁷ (kN・s/m)
	NS		9.765	1.043 × 10 ⁷ (kN・s/m)
回転(K _R)	EW	7.633 × 10 ¹¹ (kN・m/rad)	8.384	1.649 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
	NS		9.765	1.955 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
側面(K _H)	EW	1.375 × 10 ⁸ (kN/m)	8.384	5.809 × 10 ⁶ (kN・s/m)
	NS		9.765	5.748 × 10 ⁶ (kN・s/m)

第 3.1.3.3-25 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデル諸元

質点 番号	質量 (t)	回転慣性 質量 $\times 10^6(\text{t}\cdot\text{m}^2)$	重心座標	
			G _X (m)	G _Y (m)
①	14978	13.793	43.57	32.38
②	25070	26.492	39.62	35.86
③	32281	33.088	40.40	36.83
④	31189	30.262	40.75	37.34
⑤	37831	37.936	37.84	33.84

基準座標(19a、Fa通り)

第 3.1.3.3-26 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材のばね値、剛心位置(設計時)(1/3)

部材 番号	質点 間	ばね値			剛心座標	
		K _X $\times 10^6(\text{kN}/\text{m})$	K _Y $\times 10^6(\text{kN}/\text{m})$	K _θ $\times 10^9(\text{kN}\cdot\text{m}/\text{rad})$	R _X (m)	R _Y (m)
①	①-②	83.32	56.58	95.17	45.20	27.58
②	②-③	203.1	148.0	226.1	42.64	31.56
③	③-④	210.5	170.8	267.0	43.32	34.92
④	④-⑤	332.9	280.5	411.1	47.24	32.79
⑤	⑤-固定点	1311	1359	1117	33.42	23.76

基準座標(19a、Fa通り)

第 3.1.3.3-26 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材のばね値、剛心位置(Fc+) (2/3)

部材 番号	質点 間	ばね値			剛心座標	
		K _X $\times 10^6(\text{kN}/\text{m})$	K _Y $\times 10^6(\text{kN}/\text{m})$	K _θ $\times 10^9(\text{kN}\cdot\text{m}/\text{rad})$	R _X (m)	R _Y (m)
①	①-②	98.09	66.61	112.0	45.20	27.58
②	②-③	239.1	174.2	266.2	42.64	31.56
③	③-④	247.8	201.1	314.3	43.32	34.92
④	④-⑤	391.9	330.2	484.0	47.24	32.79
⑤	⑤-固定点	1543	1600	1315	33.42	23.76

基準座標(19a、Fa通り)

第 3.1.3.3-26 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材のばね値、剛心位置 (Fc-) (3/3)

部材番号	質点間	ばね値			剛心座標	
		K_x $\times 10^6(\text{kN/m})$	K_y $\times 10^6(\text{kN/m})$	K_θ $\times 10^9(\text{kN}\cdot\text{m/rad})$	R_x (m)	R_y (m)
①	①-②	89.95	61.08	102.7	45.20	27.58
②	②-③	219.3	159.8	244.1	42.64	31.56
③	③-④	227.2	184.4	288.2	43.32	34.92
④	④-⑤	359.4	302.8	443.8	47.24	32.79
⑤	⑤-固定点	1415	1467	1206	33.42	23.76

基準座標(19a、Fa通り)

第 3.1.3.3-27 表 ディーゼル建屋の水平方向解析モデル諸元

質点番号	質量 (t)	部材番号	方向	せん断断面積 (m ²)	断面2次モーメント (m ⁴)
1	357.2	①	EW	10.5	67.57
			NS	6.24	139.9
2	3544.6	②	EW	75.08	5930
			NS	29.6	6441
3	3038.1	③	EW	158.05	9464
			NS	139.9	15090

第3.1.3.3-28表 燃料取扱建屋の水平方向解析モデル諸元

質点番号	質量 (t)	回転慣性質量 (t·m ²)	重心座標 (m)	
			G_x (m)	G_y (m)
1	1161.5	137570	46.00	20.50
2	1752.4	356270	24.58	9.68
3	11034.7	5429800	34.19	16.95
4	18839.2	7889300	36.45	16.43

基準座標 (20b、S通り)

第 3.1.3.3-29 表 燃料取扱建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材のばね値、剛心位置(設計時)(1/3)

部材 番号	ばね値			剛心座標	
	K_x ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	K_y ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	K_θ ($\times 10^6 \text{kN}\cdot\text{m/rad}$)	R_x (m)	R_y (m)
1	5.077	1.737	1850.9	46.83	21.13
2	5.362	1.303	2810.6	39.78	16.11
3	329.5	293.3	137500	35.90	17.49
4	772.1	766.7	259500	38.05	15.11

基準座標(20b、S通り)

第 3.1.3.3-29 表 燃料取扱建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材のばね値、剛心位置(Fc+) (2/3)

部材 番号	ばね値			剛心座標	
	K_x ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	K_y ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	K_θ ($\times 10^6 \text{kN}\cdot\text{m/rad}$)	R_x (m)	R_y (m)
1	5.077	1.737	1850.9	46.83	21.13
2	5.362	1.303	2810.6	39.78	16.11
3	387.3	344.7	161600	35.90	17.49
4	907.5	901.2	305000	38.05	15.11

基準座標(20b、S通り)

第 3.1.3.3-29 表 燃料取扱建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材のばね値、剛心位置(Fc-) (3/3)

部材 番号	ばね値			剛心座標	
	K_x ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	K_y ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	K_θ ($\times 10^6 \text{kN}\cdot\text{m/rad}$)	R_x (m)	R_y (m)
1	5.077	1.737	1850.9	46.83	21.13
2	5.362	1.303	2810.6	39.78	16.11
3	355.2	316.1	148200	35.90	17.49
4	832.2	826.4	279700	38.05	15.11

基準座標(20b、S通り)

第3.1.3.3-30表 主蒸気管室建屋の水平方向解析モデル諸元

質点 番号	質 量 (t)	方向	部材 番号	せん断 断面積 (m ²)	断面2次 モーメント (m ⁴)
1	215.3	X	1	7.67	30.49
		Y		7.67	0.96
2	723.0	X	2	19.04	403.56
		Y		13.23	725.88
3	1377.5	X	3	16.63	473.22
		Y		44.95	10381.57

第 3.1.3.3-31 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	soy
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3.1.3.3-32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3.1.3.3-33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 Fc (N/mm ²)	平均値:1.4×設計基準強度(33.0) 変動係数:0.13
埋戻土の初期せん断剛性 G ₀ (N/mm ²)	平均値:室内試験結果に基づき設定(1,420 σ _m ^{0.5} ^(注1)) 変動係数:試験結果のばらつきから設定
改良地盤のせん断剛性 G ₀ (N/mm ²)	平均値:PS検層結果に基づき設定(Vs=1,160m/s) 変動係数:PS検層結果のばらつきから設定(0.11 ^(注2))

(注1) σ_m:平均主応力

(注2)PS検層に基づくS波速度Vsの変動係数

第3.1.3.3-34表 解析ケース

解析 ケース	コンクリート強度 Fc (N/mm ²)	埋戻土の 初期せん断剛性 G ₀ (N/mm ²)	改良地盤の せん断剛性G ₀ (N/mm ²)
1	37.2 (+)	1,530 σ _m ^{0.5} (+)	3,210 (+)
2	37.2 (+)	1,530 σ _m ^{0.5} (+)	2,100 (-)
3	37.2 (+)	1,310 σ _m ^{0.5} (-)	3,210 (+)
4	37.2 (+)	1,310 σ _m ^{0.5} (-)	2,100 (-)
5	28.7 (-)	1,530 σ _m ^{0.5} (+)	3,210 (+)
6	28.7 (-)	1,530 σ _m ^{0.5} (+)	2,100 (-)
7	28.7 (-)	1,310 σ _m ^{0.5} (-)	3,210 (+)
8	28.7 (-)	1,310 σ _m ^{0.5} (-)	2,100 (-)

第3.1.3.3-35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_U)
現実的耐力	<ul style="list-style-type: none"> 機能試験データの統計的精度 	<ul style="list-style-type: none"> 試験データの統計的精度
現実的応答	<ul style="list-style-type: none"> 水平・上下地震荷重組合せ方法 モード合成法 	<ul style="list-style-type: none"> 床応答スペクトル 解析モデルの評価法

第3.1.3.3-36表 原子炉建屋(O/S)の建屋応答係数(1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.16	0.99	0.98	1.13
β_R	0.00	0.07	0.01	0.07
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-36表 原子炉建屋(O/S)の建屋応答係数(2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.16	0.99	0.98	1.13
β_R	0.00	0.07	0.01	0.07
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-36表 原子炉建屋(O/S)の建屋応答係数(3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.91	0.99	1.00	0.90
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-37表 原子炉建屋 (I/C) の建屋応答係数 (1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.90	0.99	1.00	0.89
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-37表 原子炉建屋 (I/C) の建屋応答係数 (2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.90	0.99	1.00	0.89
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-37表 原子炉建屋 (I/C) の建屋応答係数 (3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.92	0.99	1.00	0.91
β_R	0.00	0.06	0.01	0.06
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-38表 原子炉建屋(C/V)の建屋応答係数(1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.05	0.99	1.00	1.04
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-38表 原子炉建屋(C/V)の建屋応答係数(2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.05	0.99	1.00	1.04
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-38表 原子炉建屋(C/V)の建屋応答係数(3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.92	0.99	1.00	0.91
β_R	0.00	0.06	0.01	0.06
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-39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	F_{SR}
中央値	1.10	0.99	0.99	1.07
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-39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	F_{SR}
中央値	1.06	0.99	1.00	1.05
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-39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	F_{SR}
中央値	0.93	0.99	1.03	0.95
β_R	0.00	0.06	0.01	0.06
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-40表 ディーゼル建屋(DG/B)の建屋応答係数(1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.90	0.99	1.03	0.92
β_R	0.00	0.08	0.01	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-40表 ディーゼル建屋(DG/B)の建屋応答係数(2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.90	0.99	1.00	0.89
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-40表 ディーゼル建屋(DG/B)の建屋応答係数(3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.98	1.00	1.03	1.00
β_R	0.00	0.02	0.01	0.02
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-41表 燃料取扱建屋 (FH/B) の建屋応答係数 (1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.17	0.99	1.00	1.16
β_R	0.00	0.07	0.00	0.07
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-41表 燃料取扱建屋 (FH/B) の建屋応答係数 (2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.99	0.99	1.00	0.98
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-41表 燃料取扱建屋 (FH/B) の建屋応答係数 (3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.92	0.99	1.00	0.91
β_R	0.00	0.07	0.00	0.07
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-42表 主蒸気管室建屋 (MS/R) の建屋応答係数 (1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.97	1.00	1.03	1.00
β_R	0.00	0.03	0.01	0.03
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-42表 主蒸気管室建屋 (MS/R) の建屋応答係数 (2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.93	0.99	1.03	0.95
β_R	0.00	0.05	0.01	0.05
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-42表 主蒸気管室建屋 (MS/R) の建屋応答係数 (3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.00	1.00	1.00	1.00
β_R	0.00	0.00	0.00	0.00
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-43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	107	3.12
支持脚	SS400	組合せ一次	255	75	3.40
基礎ボルト	SS400	引張	451	94	4.79

第3.1.3.3-44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_{FC}		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_{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_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	
3.83	1.00	1.05	1.04	1.00	1.00	1.06	0.99	1.00	1.00	2.43	1.30
0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.17	0.19	
0.06	0.00	0.00	0.02	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.20	

第3.1.3.3-45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)
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	—	—	—	—	—	1.5E-02
原子炉格納容器損傷	—	—	—	—	5.0E-03	3.4E-02
原子炉建屋損傷	—	—	—	—	—	—
Excess LOCA	—	—	—	—	5.7E-03	4.4E-02
大破断LOCA	—	—	—	—	—	2.2E-02
中破断LOCA	—	—	—	—	—	9.3E-03
小破断LOCA	—	—	—	—	—	—
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	—	—	—	1.4E-03	3.5E-02	1.3E-01
主給水管破断	—	—	—	1.4E-03	3.5E-02	1.3E-01
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	—	—	—	1.4E-03	3.5E-02	1.3E-01
原子炉補機冷却機能の全喪失	—	—	—	4.1E-02	3.7E-01	8.2E-01
外部電源喪失	4.1E-01	7.9E-01	9.3E-01	9.7E-01	9.9E-01	1.0E+00
ATWS	—	—	—	1.8E-03	1.4E-02	5.7E-02
主給水流量喪失	1.0E+00					

第3.1.3.3-46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 ピット水の 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3.1.3.3-47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3.1.3.3-48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)	9.6E-04
区分2(0.4G~0.6G)	1.4E-04
区分3(0.6G~0.8G)	3.5E-05
区分4(0.8G~1.0G)	1.1E-05
区分5(1.0G~1.2G)	4.1E-06
区分6(1.2G~1.4G)	1.6E-06

第3.1.3.3-49表 加速度区分別の炉心損傷頻度

加速度区分	CDF(／炉年)	寄与割合(%)
区分1(0.2G～0.4G)	1.6E-08	0.7
区分2(0.4G～0.6G)	3.6E-09	0.2
区分3(0.6G～0.8G)	8.7E-10	<0.1
区分4(0.8G～1.0G)	7.4E-08	3.6
区分5(1.0G～1.2G)	5.6E-07	27.2
区分6(1.2G～1.4G)	1.4E-06	68.2
合計	2.1E-06	100.0

第3.1.3.3-50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	5.4E-08	2.6
中破断LOCA	2.1E-08	1.0
小破断LOCA	ε	<0.1
主給水管破断	ε	<0.1
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	3.6E-07	17.2
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	ε	<0.1
主給水流量喪失	1.2E-09	<0.1
外部電源喪失	1.4E-07	6.7
原子炉補機冷却機能の全喪失	1.1E-06	55.2
ATWS	1.1E-07	5.4
Excess LOCA	1.5E-07	7.0
原子炉建屋損傷	ε	<0.1
原子炉格納容器損傷	7.4E-08	3.6
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	2.4E-08	1.2
合 計	2.1E-06	100.0

ε: カットオフ値(1.0E-12(／炉年))未滿

第3.1.3.3-51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	3.6E-07	17.3
全交流動力電源喪失	1.4E-07	6.6
原子炉補機冷却機能喪失	1.1E-06	55.2
原子炉格納容器の除熱機能喪失	6.7E-11	<0.1
原子炉停止機能喪失	1.1E-07	5.4
ECCS注水機能喪失	2.2E-07	10.6
ECCS再循環機能喪失	3.5E-10	<0.1
原子炉建屋損傷	ε	<0.1
原子炉格納容器損傷	7.4E-08	3.6
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	2.4E-08	1.2
合 計	2.1E-06	100.0

ε: カットオフ値(1.0E-12(/炉年))未満

第3.1.3.3-52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	2.9E-07	13.8
AEW	1.8E-08	0.9
AEI	2.8E-08	1.3
ALC	2.7E-11	<0.1
SED	4.6E-07	22.4
SEW	ε	<0.1
SEI	ε	<0.1
SLW	1.6E-07	7.7
SLI	1.6E-09	<0.1
SLC	9.5E-09	0.5
TED	9.9E-07	47.9
TEW	6.7E-09	0.3
TEI	6.3E-09	0.3
G	2.4E-08	1.2
B	7.4E-08	3.6
合計	2.1E-06	100.0

ε : カットオフ値(1.0E-12(/炉年))未満

第3.1.3.3-53表 格納容器機能喪失モードの設定結果(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	
			格納容器ベント	ϕ	フィルタベントの実施	
	早期放出	格納容器バイパス	格納容器機能喪失	蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	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
				TI-SGTR		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ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	
		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	原子炉格納容器損傷(ライナー部以外)	κ	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	ω	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3.1.3.3-53表 格納容器機能喪失モードの設定結果(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(原子炉容器破損後長期)	γ	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損後長期)によって原子炉格納容器が破損
				ベースマツト溶融貫通	ϵ	MCCIでベースマツトが溶融貫通
				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3.1.3.3-54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	α 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
配管クリーブ破損	・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	・燃料取替用水ピット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
格納容器雰囲気直接加熱	・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3.1.3.3-55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)	格納容器再循環ユニット(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3.1.3.3-56表 格納容器機能喪失モード別の評価結果

格納容器機能喪失モード	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	8.6E-12	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	1.0E-06	68.5
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	1.4E-10	<0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	3.6E-07	24.0
ε (ベースマツト溶解貫通)	2.9E-09	0.2
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	9.5E-09	0.6
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	2.4E-10	<0.1
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0.0E+00	0
g (蒸気発生器伝熱管破損)	2.6E-08	1.7
τ (格納容器過温破損)	6.3E-11	<0.1
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1
κ (炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失)	7.4E-08	4.9
全格納容器機能喪失頻度	1.5E-06	100.0
φ (格納容器ベント)	1.2E-07	—
ψ (格納容器健全)	1.8E-07	—

ε: カットオフ値(1.0E-12(/炉年))未満

*: 全CFFに対する寄与割合

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 (%)
格納容器バイパス	内的	F1	2.0E-09	0.1
	外的	F2	2.4E-08	1.3
格納容器破損	エナジエティック	F3A	3.8E-10	<0.1
	先行破損	F3B	9.5E-09	0.5
	その他	F3C	3.7E-07	20.2
	外的	F4	7.4E-08	4.1
隔離失敗	—	F5	1.0E-06	57.2
健全(設計漏えい)	—	F6	1.8E-07	9.8
放射性物質管理放出	—	F7	1.2E-07	6.8

第3.1.3.3-58表 特定重大事故等対処施設有無による格納容器機能喪失モード別
評価結果

格納容器機能喪失モード	特重施設なし		特重施設あり (ベースケース)	
	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	8.6E-12	<0.1	8.6E-12	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	1.0E-06	63.1	1.0E-06	68.5
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	1.9E-09	0.1	1.4E-10	<0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.9E-07	29.5	3.6E-07	24.0
ε (ベースマット溶融貫通)	9.7E-09	0.6	2.9E-09	0.2
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	9.5E-09	0.6	9.5E-09	0.6
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	2.1E-10	<0.1	2.4E-10	<0.1
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0.0E+00	0	0.0E+00	0
ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	2.6E-08	1.6	2.6E-08	1.7
τ (格納容器過温破損)	5.2E-10	<0.1	6.3E-11	<0.1
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1	ε	<0.1
χ (炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失)	7.4E-08	4.5	7.4E-08	4.9
全格納容器機能喪失頻度	1.7E-06	100.0	1.5E-06	100.0
ϕ (格納容器ベント)	—	—	1.2E-07	—
ϕ (格納容器健全)	1.8E-07	—	1.8E-07	—

ε : カットオフ値(1.0E-12(/炉年))未満

*: 全CFFに対する寄与割合

第3.1.3.3-59表 特定重大事故等対処施設有無による放出カテゴリ別評価結果

原子炉格納容器の 状態	分類	放出カテゴリ 記号	特重施設なし		特重施設あり (ベースケース)	
			発生頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	発生頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
格納容器 バイパス	内的	F1	2.0E-09	0.1	2.0E-09	0.1
	外的	F2	2.4E-08	1.3	2.4E-08	1.3
格納容器破損	エナジェ ティック	F3A	2.1E-09	0.1	3.8E-10	<0.1
	先行破損	F3B	9.5E-09	0.5	9.5E-09	0.5
	その他	F3C	5.0E-07	27.2	3.7E-07	20.2
	外的	F4	7.4E-08	4.1	7.4E-08	4.1
隔離失敗	—	F5	1.0E-06	57.0	1.0E-06	57.2
健全(設計漏えい)	—	F6	1.8E-07	9.7	1.8E-07	9.8
放射性物質管理放出	—	F7	—	—	1.2E-07	6.8

第3.1.3.3-60表 特定重大事故等対処施設を考慮した感度解析結果
(格納容器機能喪失モード別)

格納容器機能喪失モード	特重施設あり (ベースケース)		特重施設あり (感度解析ケース)	
	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	8.6E-12	<0.1	8.6E-12	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	1.0E-06	68.5	1.0E-06	80.8
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	1.4E-10	<0.1	1.5E-10	<0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	3.6E-07	24.0	1.3E-07	10.4
ε (ベースマット溶融貫通)	2.9E-09	0.2	3.0E-09	0.2
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	9.5E-09	0.6	9.5E-09	0.7
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	2.4E-10	<0.1	2.4E-10	<0.1
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0.0E+00	0	0.0E+00	0
ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	2.6E-08	1.7	2.6E-08	2.0
τ (格納容器過温破損)	6.3E-11	<0.1	6.3E-11	<0.1
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1	ε	<0.1
χ (炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失)	7.4E-08	4.9	7.4E-08	5.8
全格納容器機能喪失頻度	1.5E-06	100.0	1.3E-06	100.0
ϕ (格納容器ベント)	1.2E-07	—	3.5E-07	—
ϕ (格納容器健全)	1.8E-07	—	2.1E-07	—

ε : カットオフ値(1.0E-12(/炉年))未満

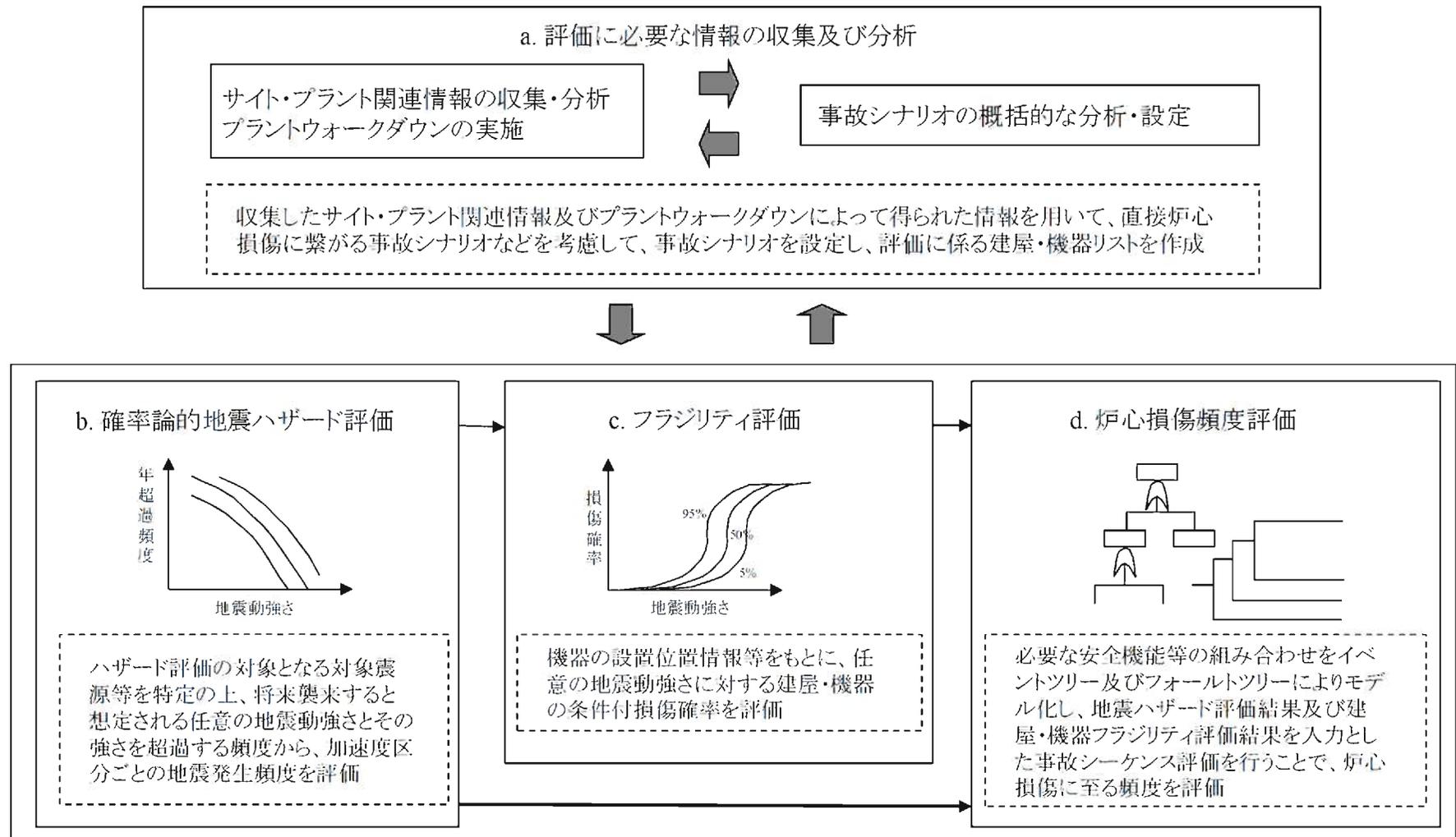
*: 全CFFに対する寄与割合

第3.1.3.3-61表 放出カテゴリごとのCs-137放出量の評価結果

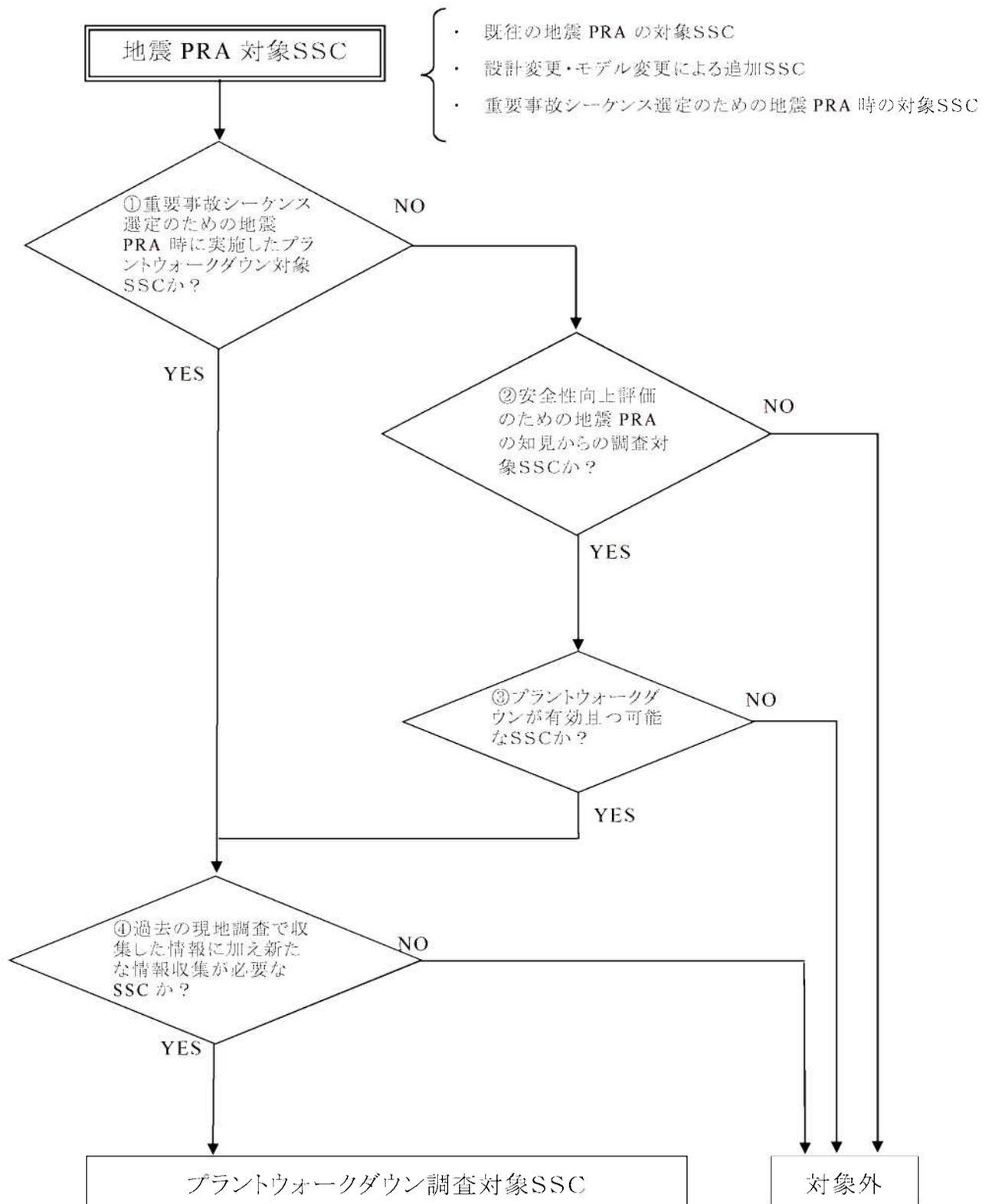
原子炉格納容器の 状態	分類	放出 カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)		ソースターム解析結果 (Cs-137 放出量の定量的 結果又は定性的結 果) (TBq)
格納容器バイパス	内的	F1	2.5E-09	2.3E-06	>100
	外的	F2	1.3E-08		>100
格納容器破損	エナジエ ティック	F3A	6.0E-10		>100
	先行 破損	F3B	6.8E-09		>100
	その他	F3C	4.8E-07		>100
	外的	F4	7.5E-08		>100
隔離失敗	—	F5	1.2E-06		>100
健全(設計漏えい)	—	F6	2.4E-07		3.2 ^(注1)
放射性物質管理放出	—	F7	2.3E-07		0.79 ^(注1,2)

(注1) 有効数字2桁に切り上げ。

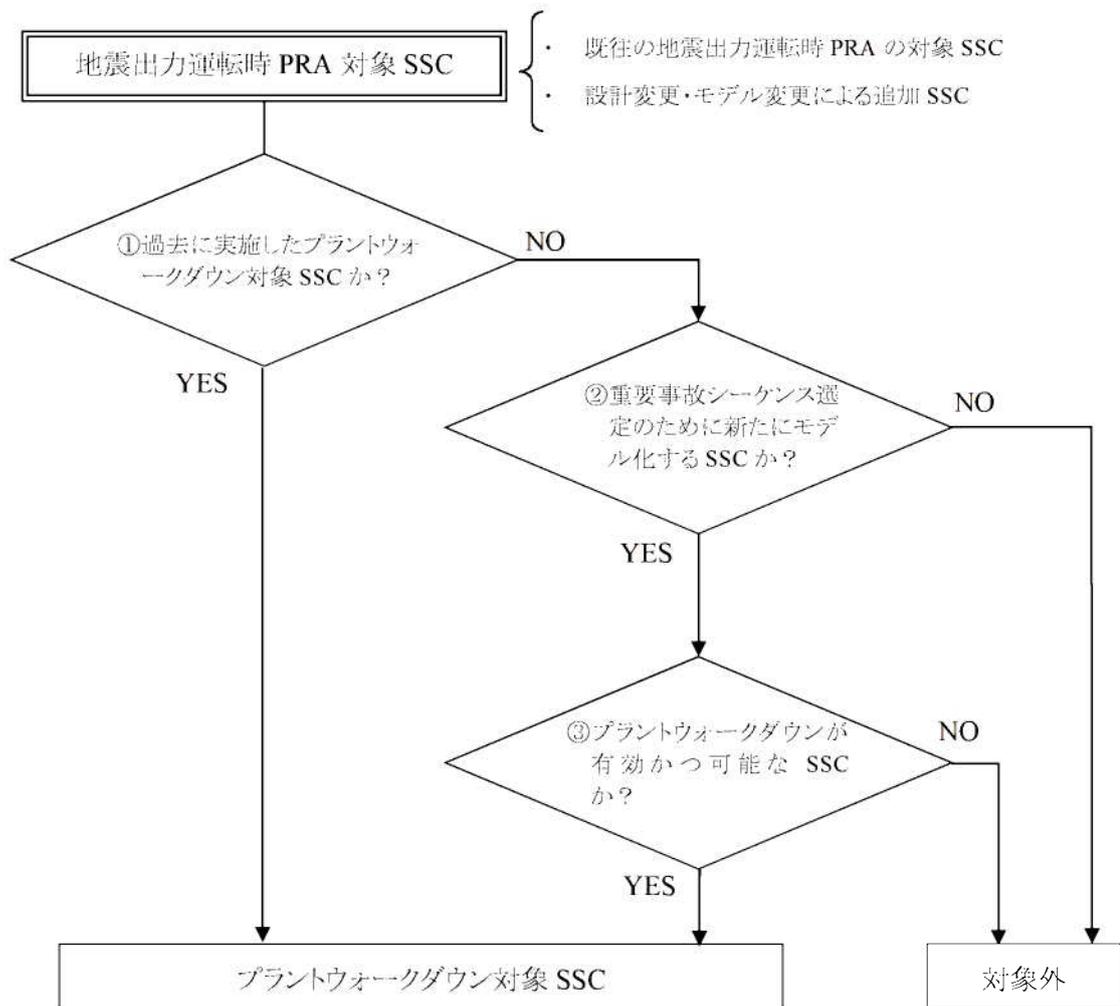
(注2) 設計漏えい:0.78TBq、フィルタベント:0.0069TBq(四捨五入値)



第3.1.3.3-1図 地震出力運転時レベルIPRAの評価フロー



第 3.1.3.3-2 図 地震出力運転時 PRA プラントウォ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
プラントワ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1-1

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

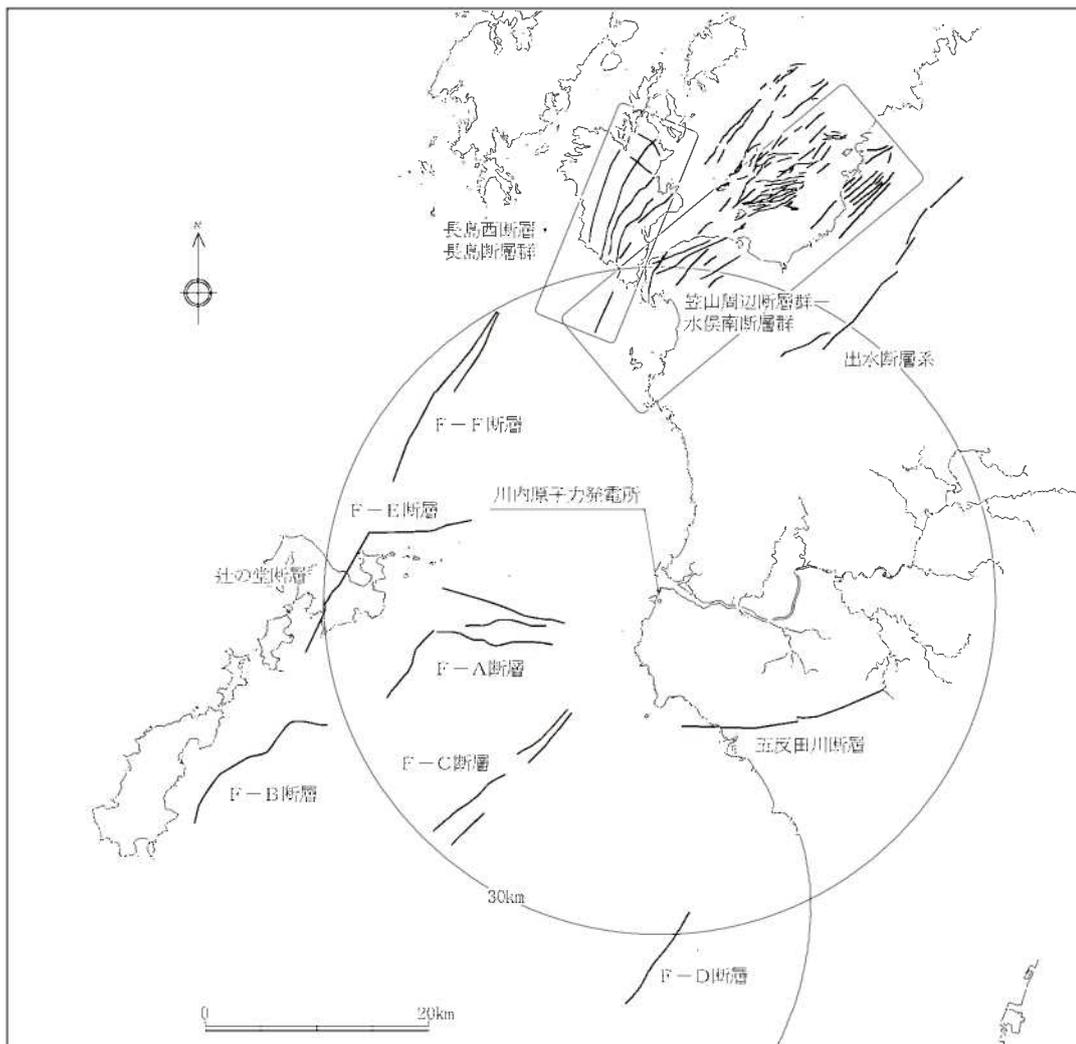
対象SSC本体の評価	Y	N	U	N/A
1. 対象SSCの図面(外形図・耐震計算書等)と外見上相違点は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 対象SSCと支持構造物との接合部に外見上の異常(腐食・亀裂等)は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 配管接合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				
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

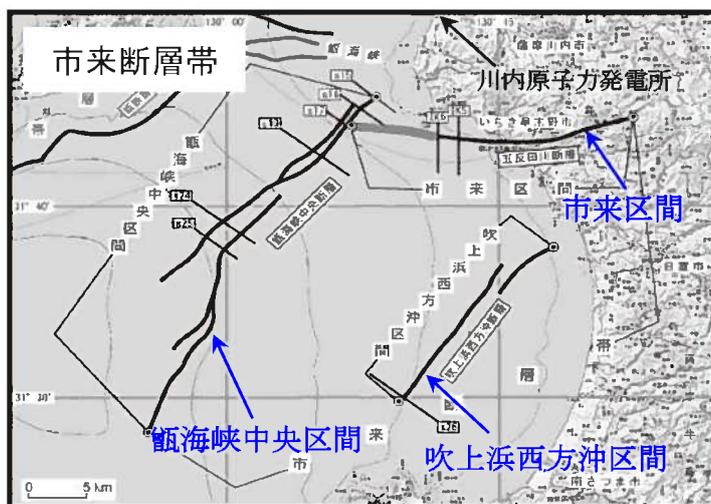
(記号の説明) Y: YES, N: NO, U: 調査不可, N/A: 対象外

地震1-2

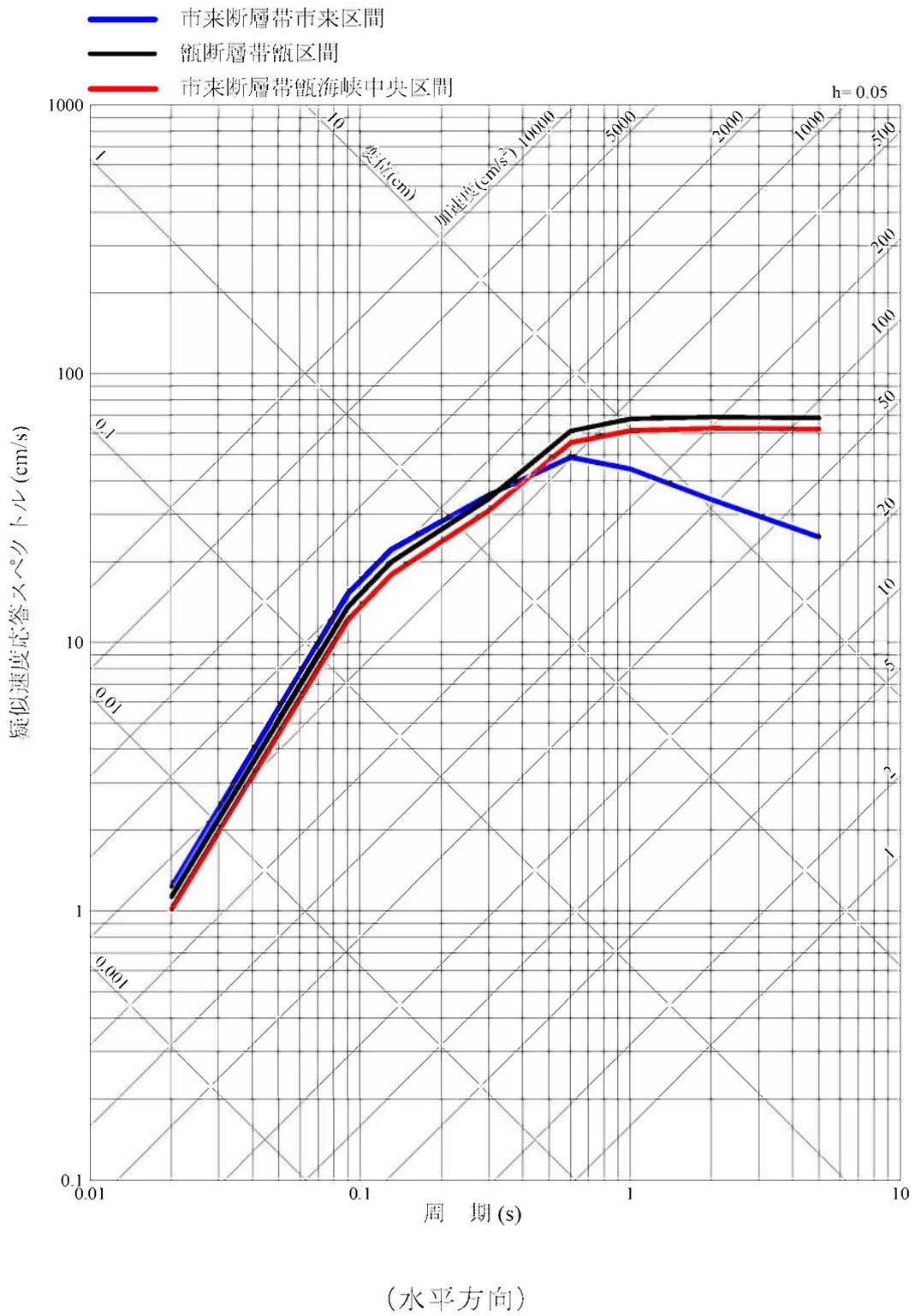
第 3.1.3.3-4 図 地震出力運転時 PRA プラントウォークダウンチェックシート(2/3)



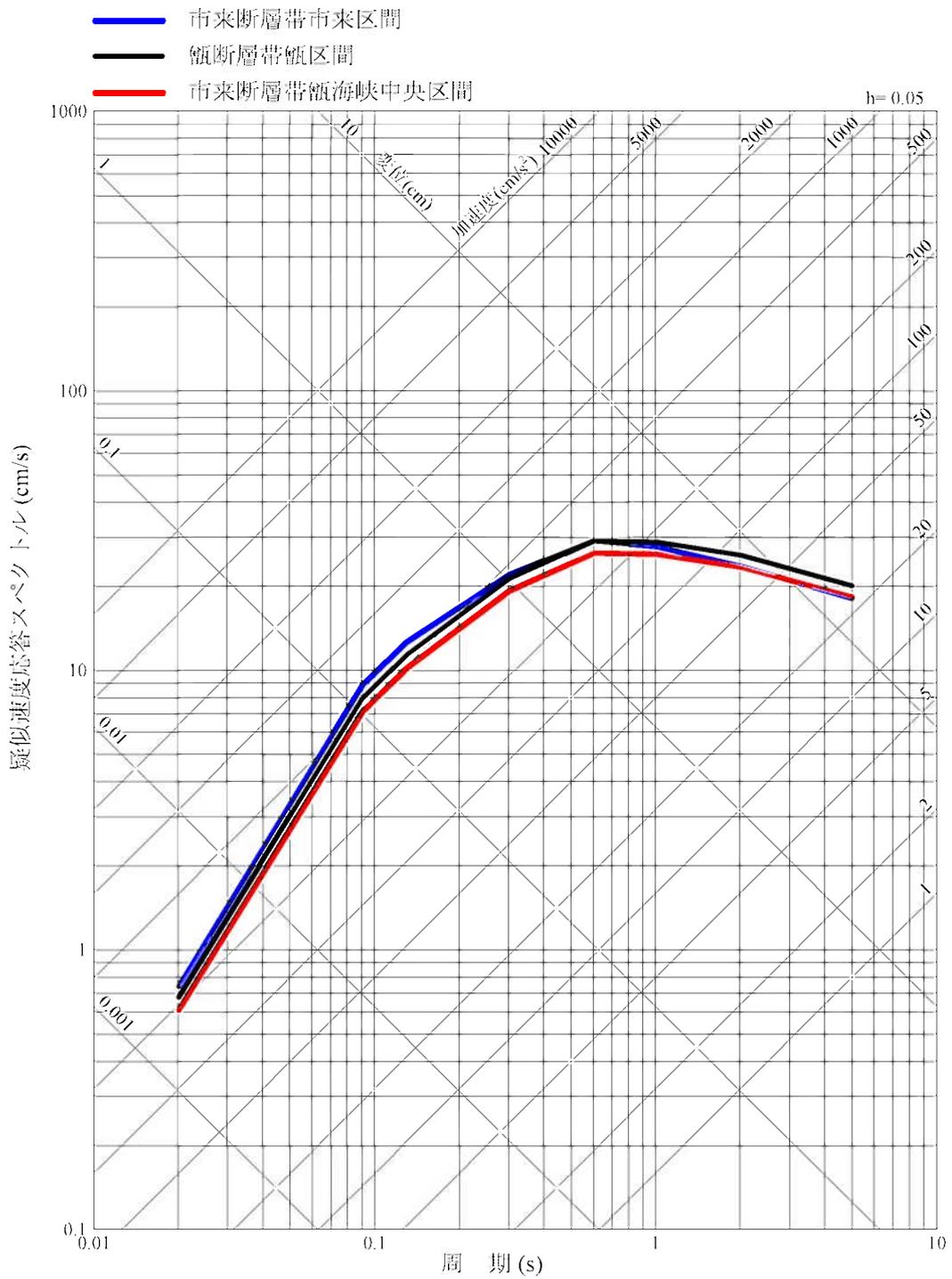
第3.1.3.3-5図 敷地周辺の主な活断層(1/2)



第3.1.3.3-5図 敷地周辺の主な活断層(2/2) (地震調査研究推進本部(2013))

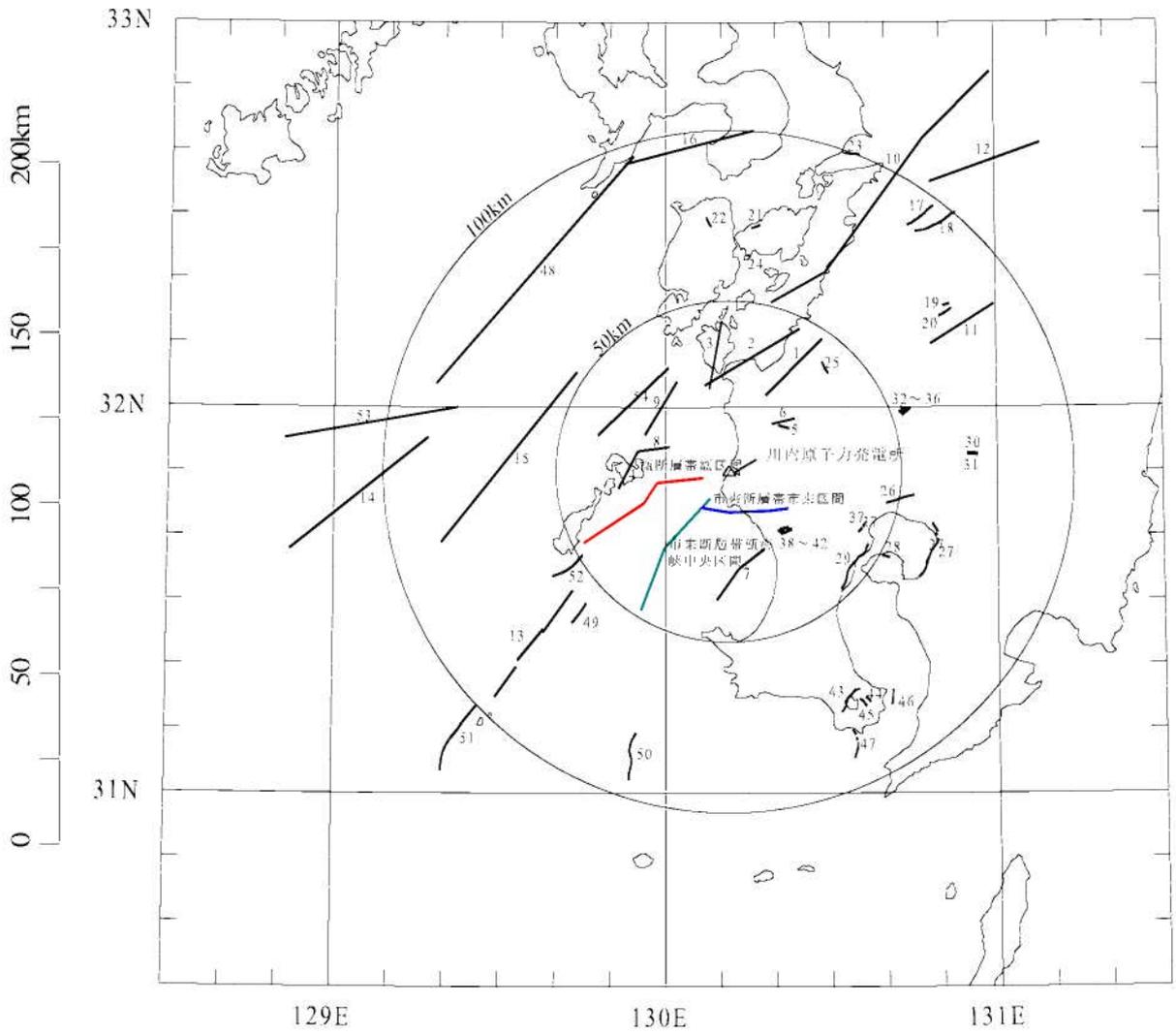


第3.1.3.3-6図 主な活断層の応答スペクトル(1/2)

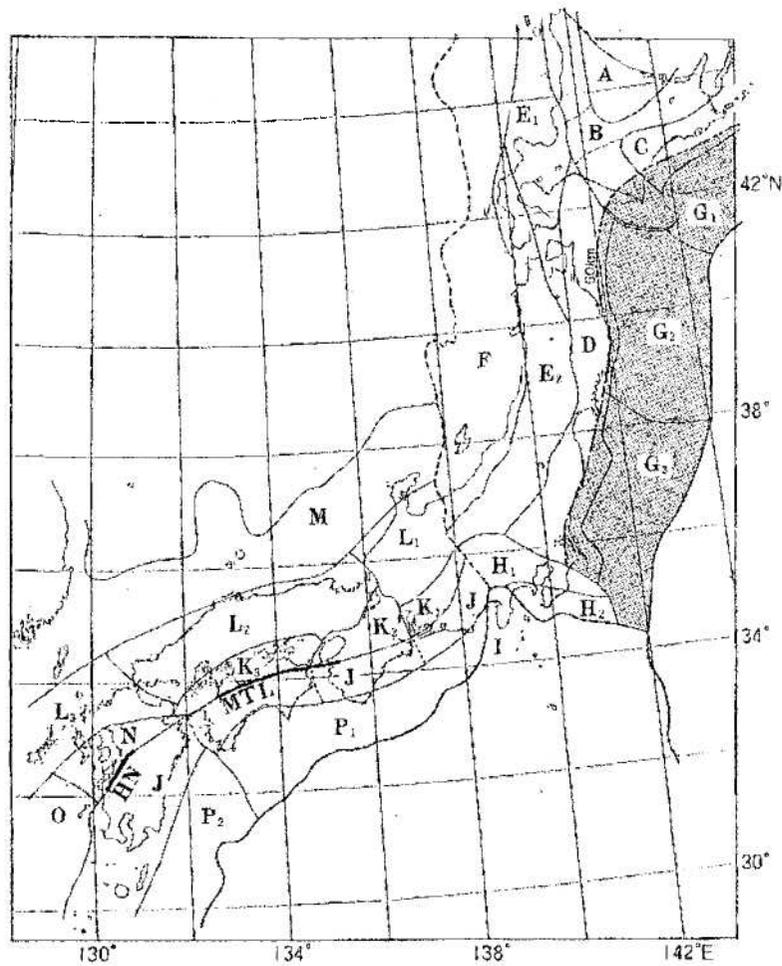


(鉛直方向)

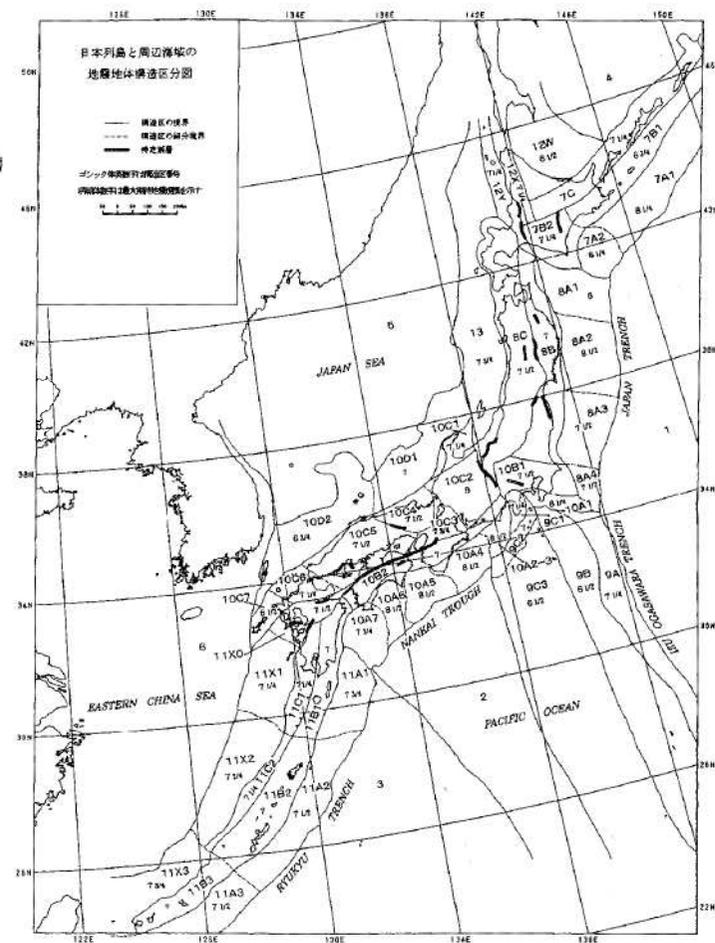
第3.1.3.3-6図 主な活断層の応答スペクトル(2/2)



第3.1.3.3-7図 その他の活断層

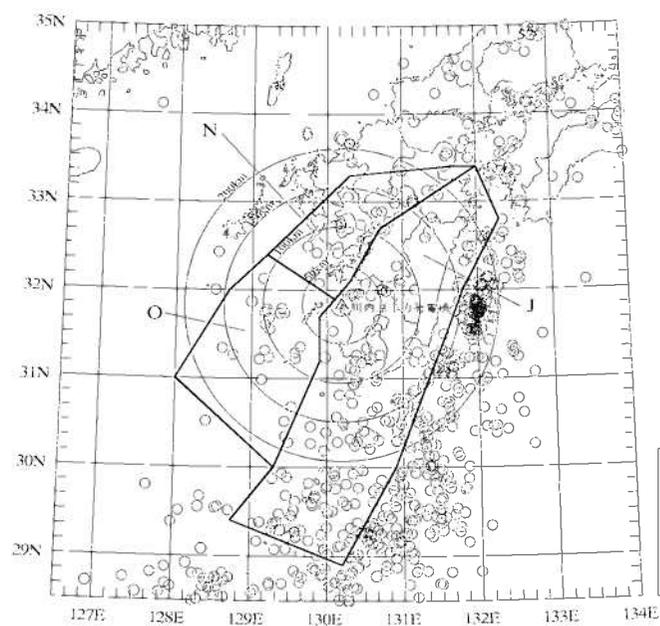


萩原(1991)の地震地体構造区分

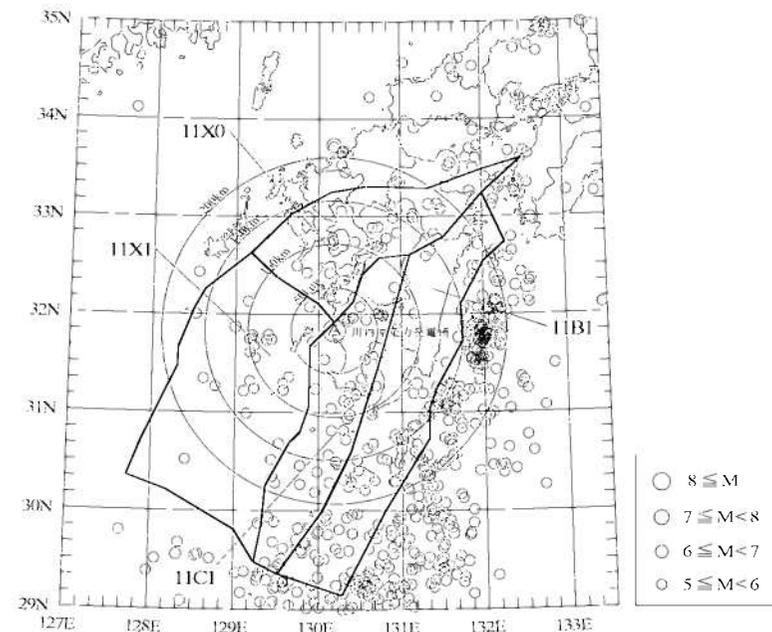


垣見ほか(2003)の地震地体構造区分

第3.1.3.3-8図 萩原(1991)及び垣見ほか(2003)による領域区分



萩原(1991)の地震地体構造区分

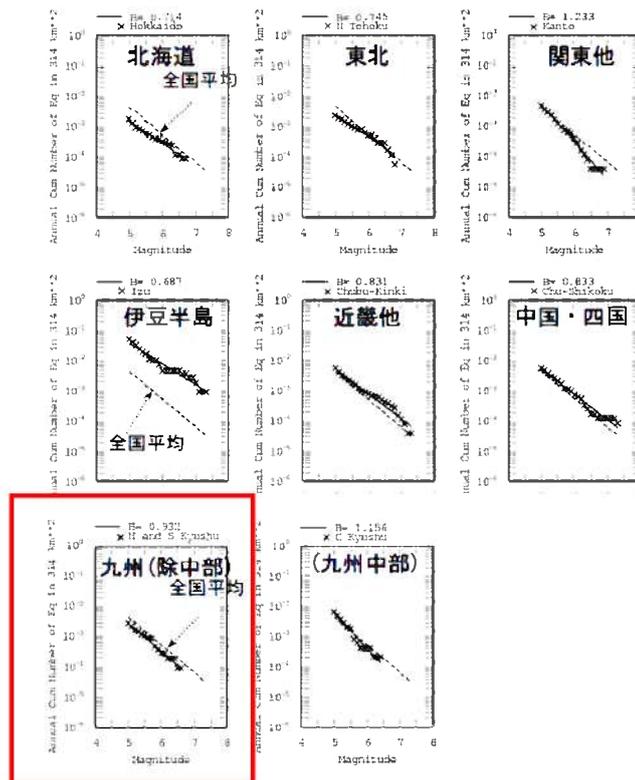


垣見ほか(2003)の地震地体構造区分

第3.1.3.3-9図 川内原子力発電所から100km以内の領域をモデル化した結果及び
1926年～2011年12月までの200km以浅でM5.0以上の震央分布



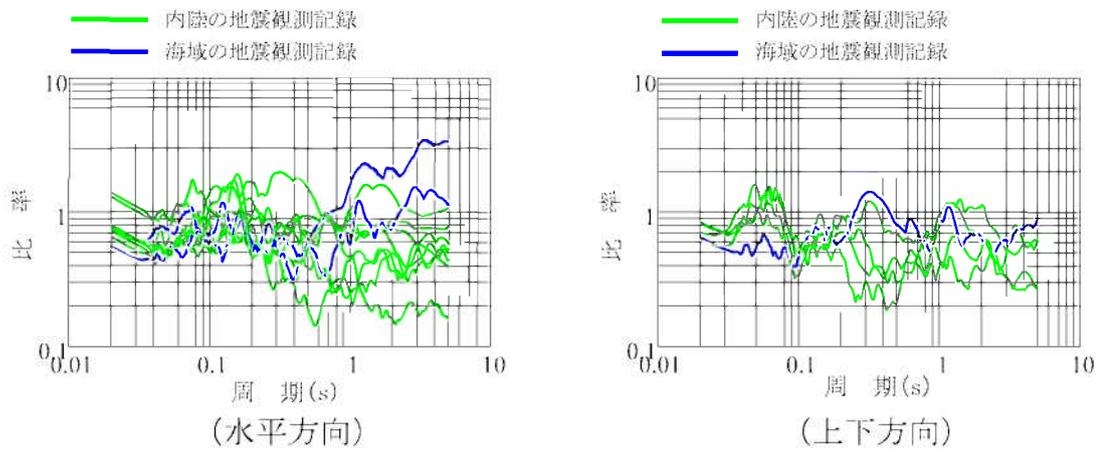
日本列島の地域分割(8地域)



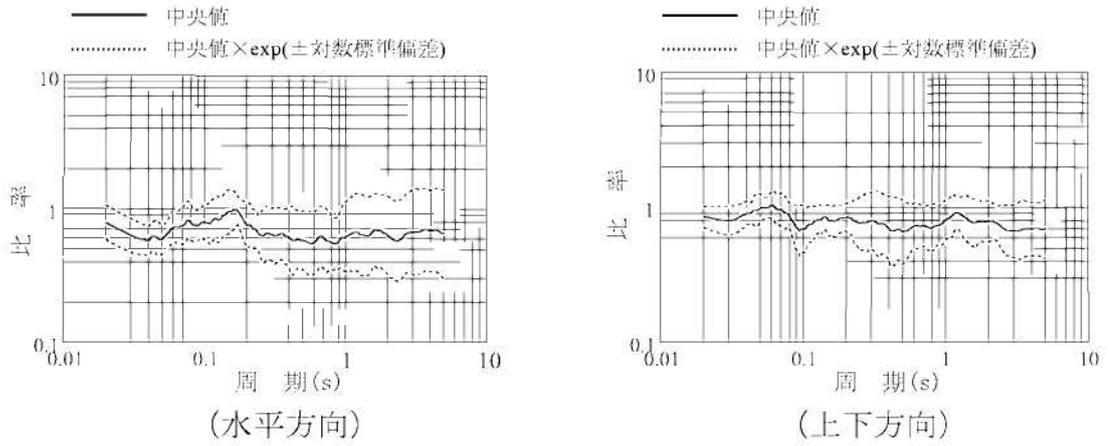
各地域の地震規模別発生頻度

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

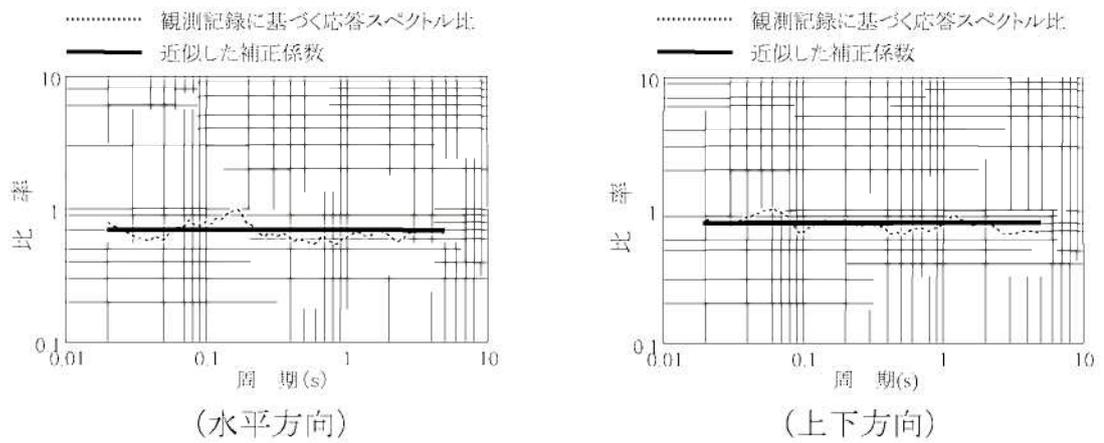
第3.1.3.3-10図 地域ごとの地震規模別発生頻度の評価



(a) 各観測記録の残差スペクトル

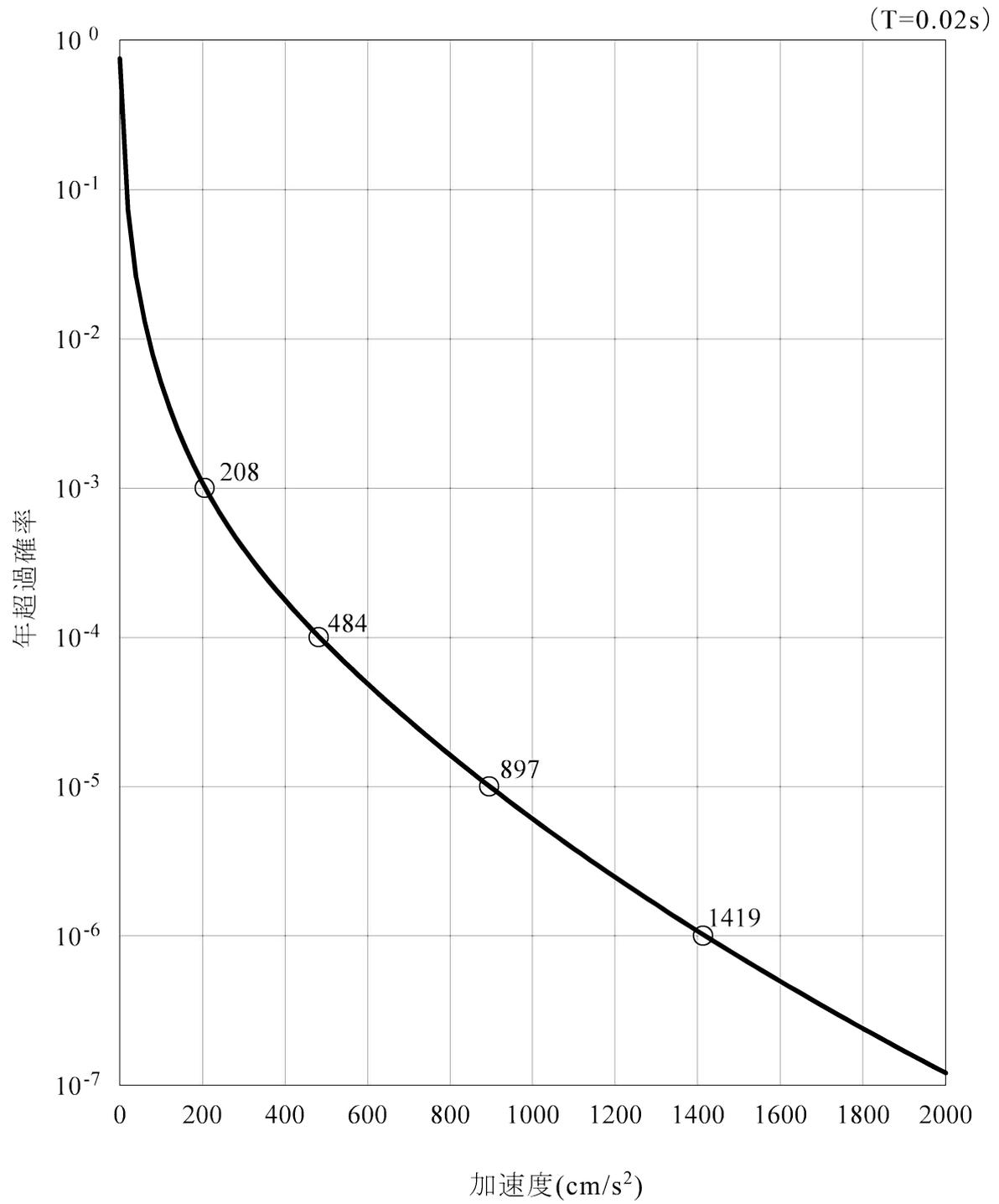


(b) 残差スペクトルの平均と標準偏差



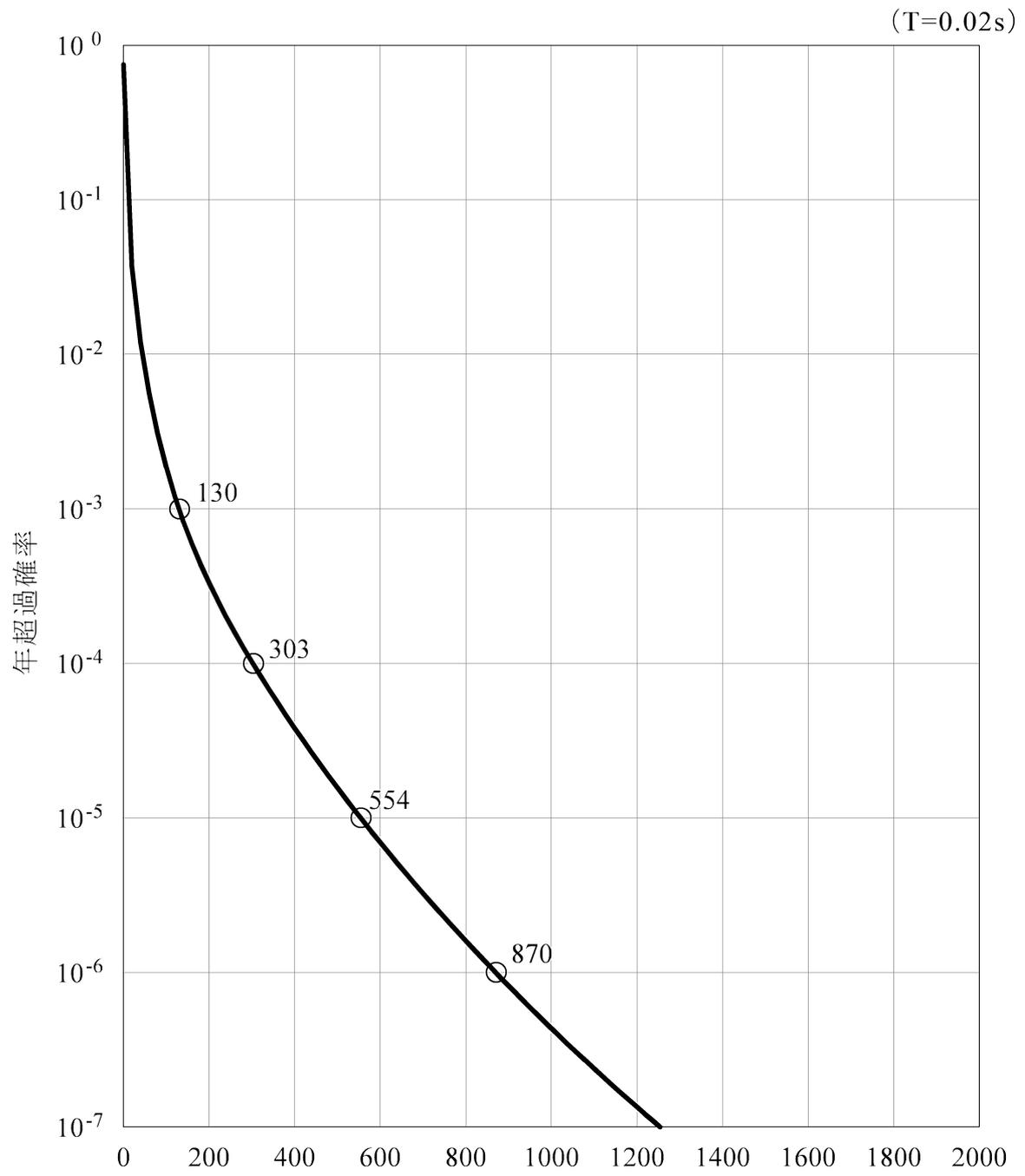
(c) 補正係数の設定

第3.1.3.3-11図 観測記録による補正



(水平方向)

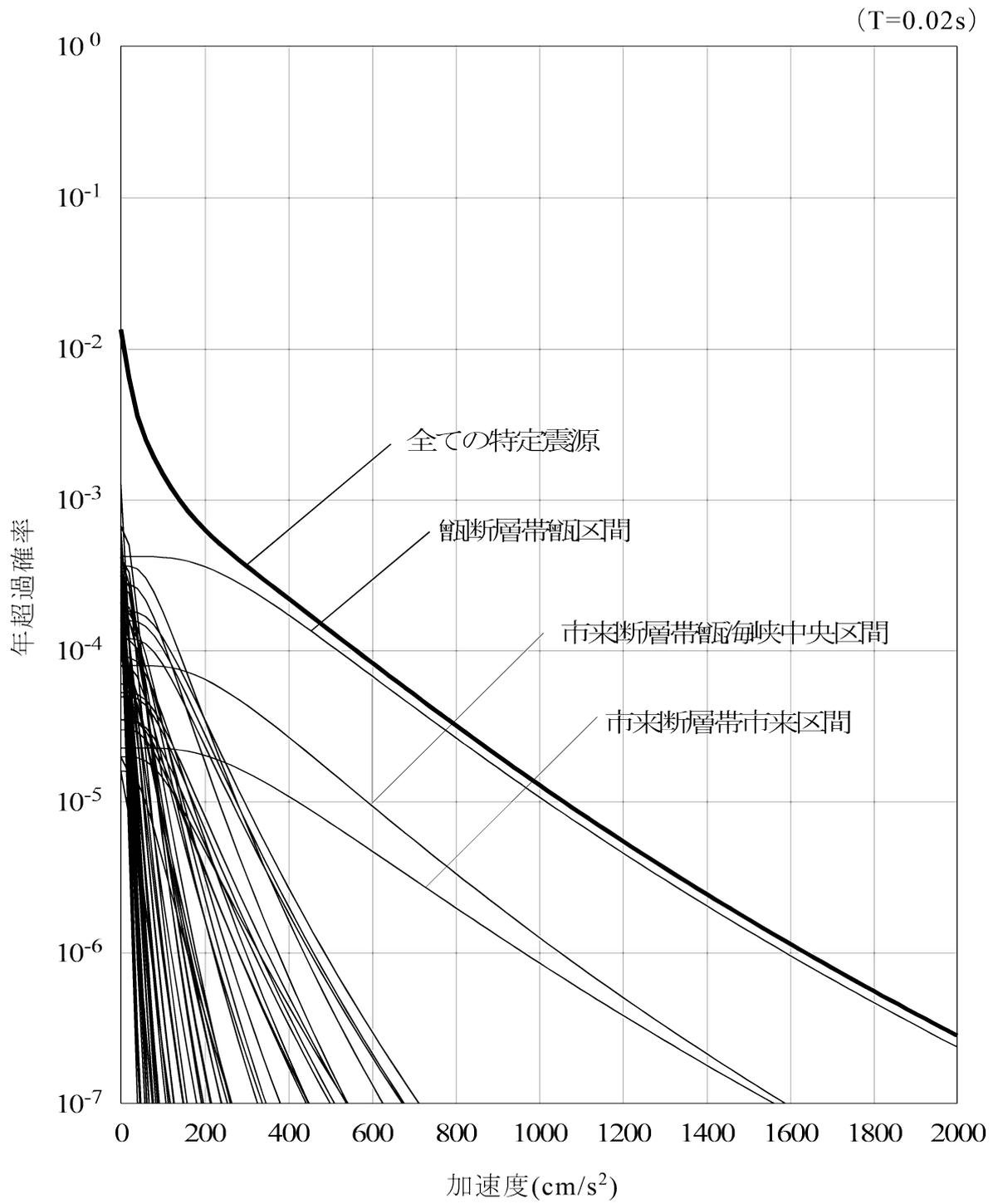
第3.1.3.3-13図 平均地震ハザード曲線(1/2)



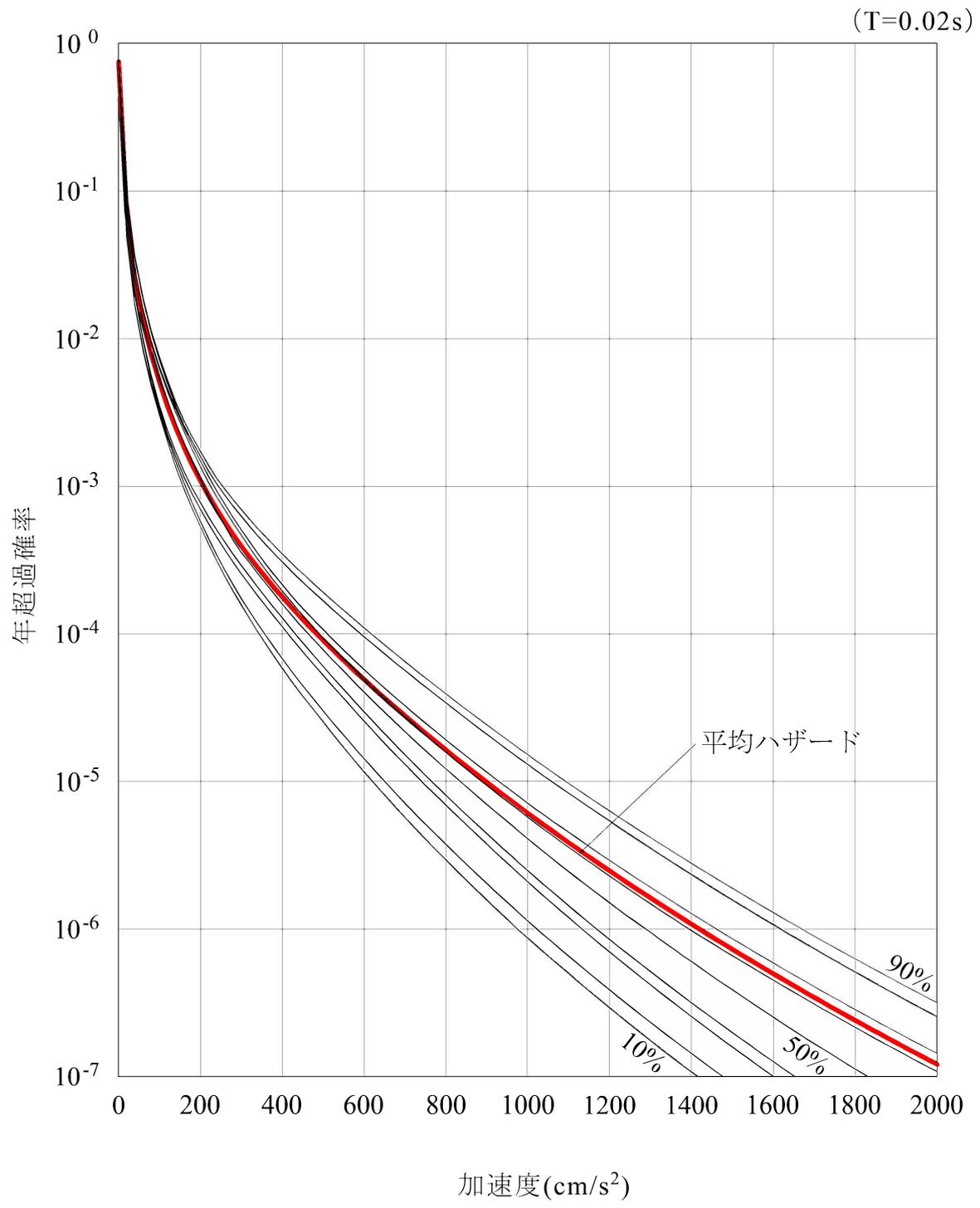
加速度(cm/s²)

(鉛直方向)

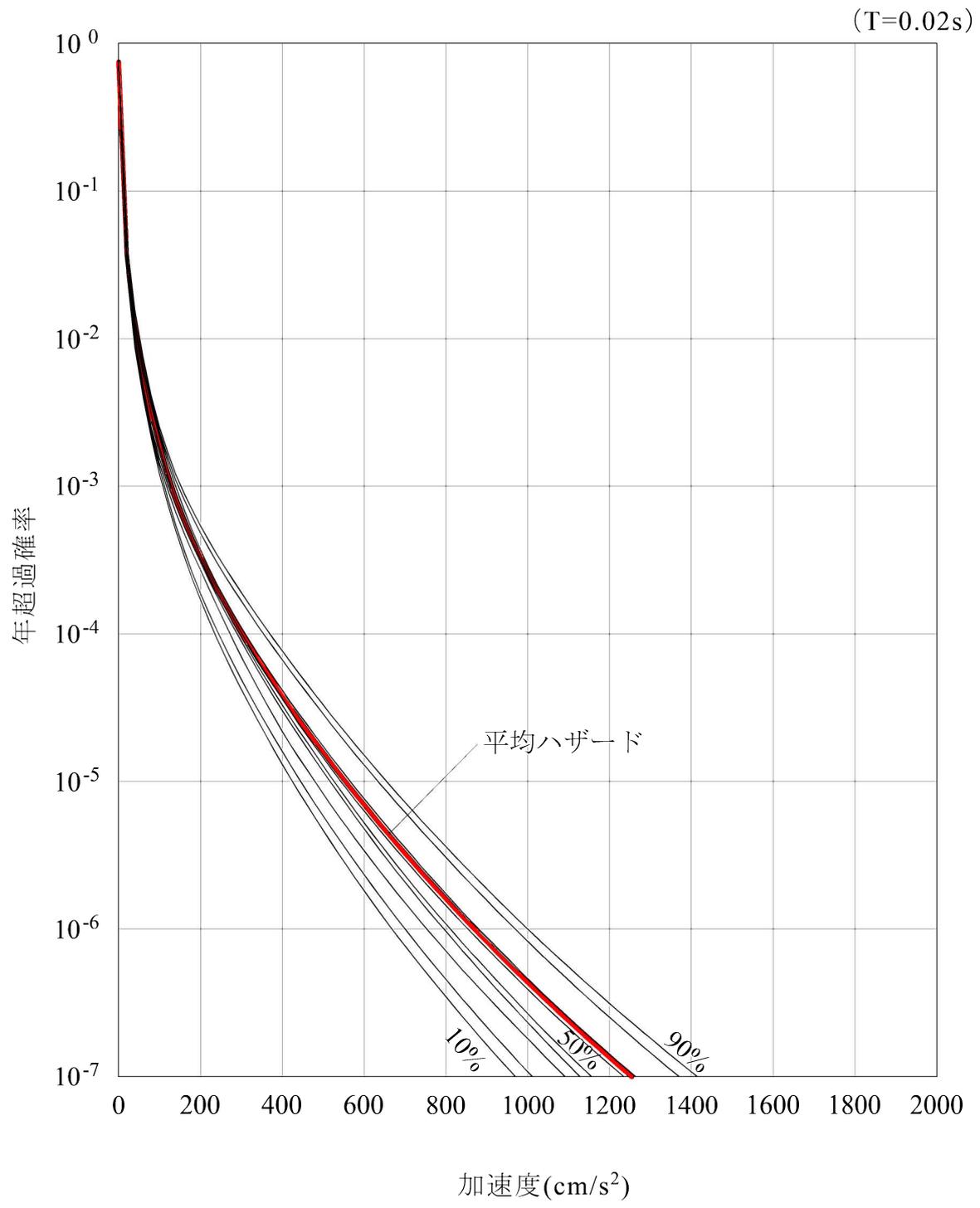
第3.1.3.3-13図 平均地震ハザード曲線 (2/2)



第3.1.3.3-14図 特定震源モデルによる地震ハザード曲線の内訳

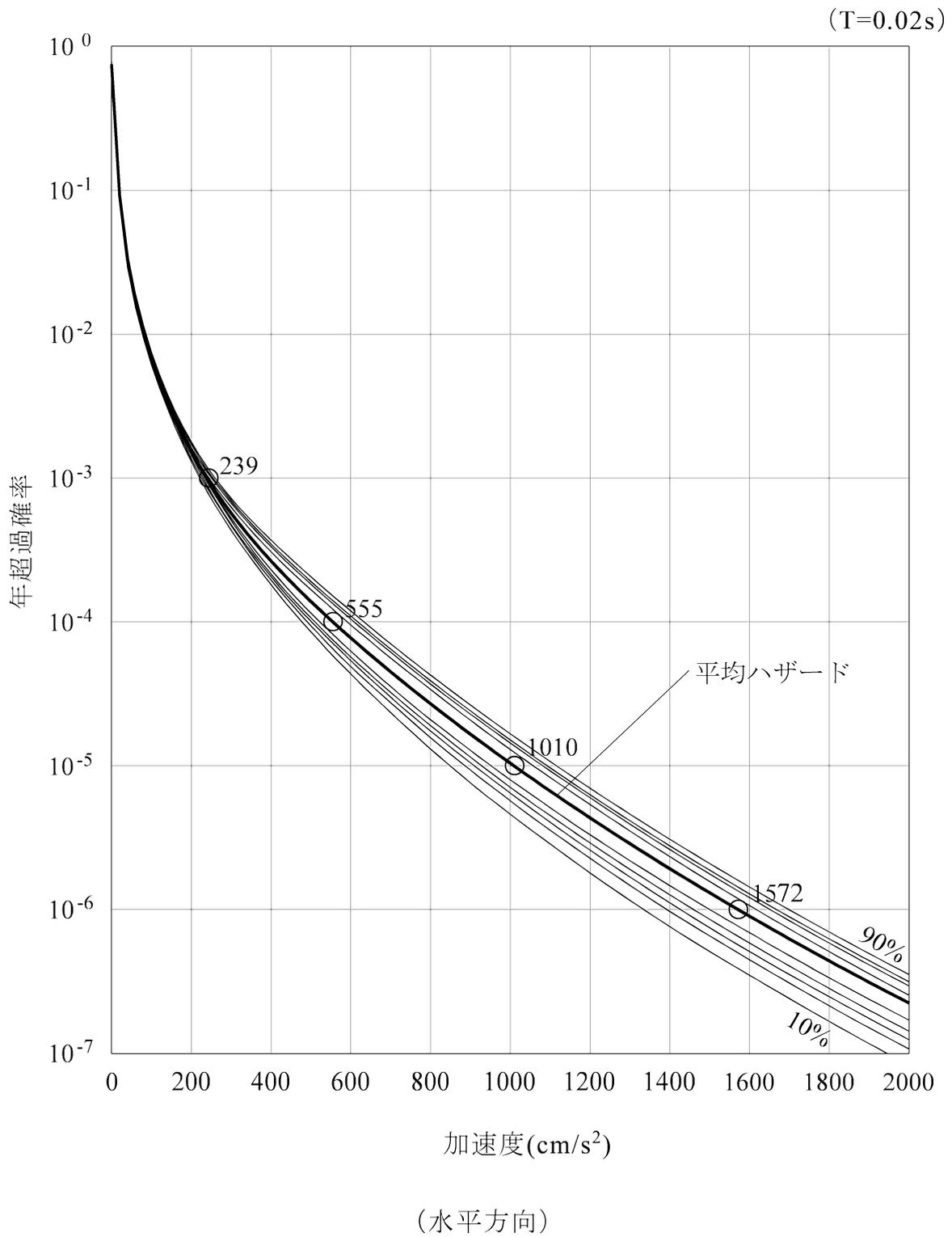


第3.1.3.3-15図 フラクタイル地震ハザード曲線(1/2)

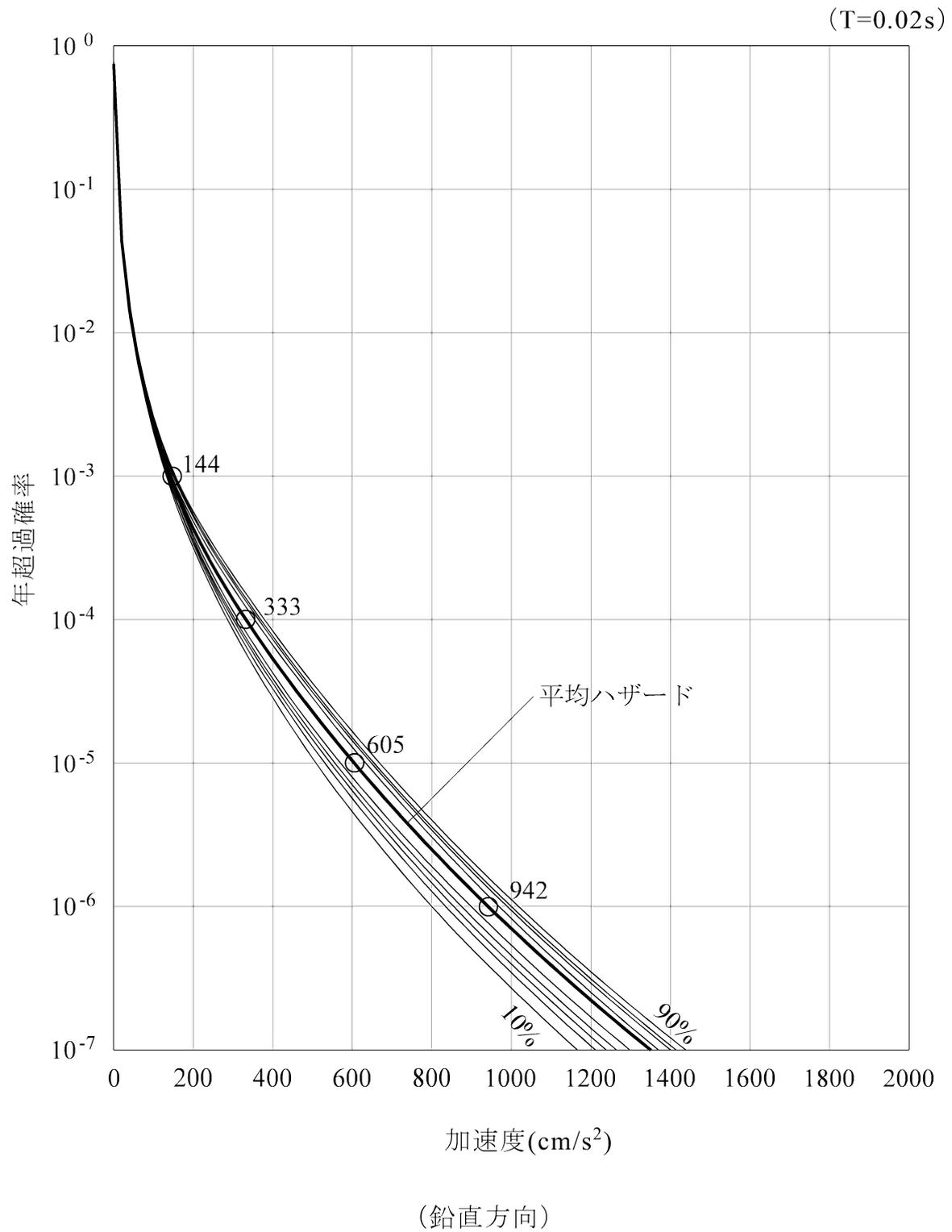


(鉛直方向)

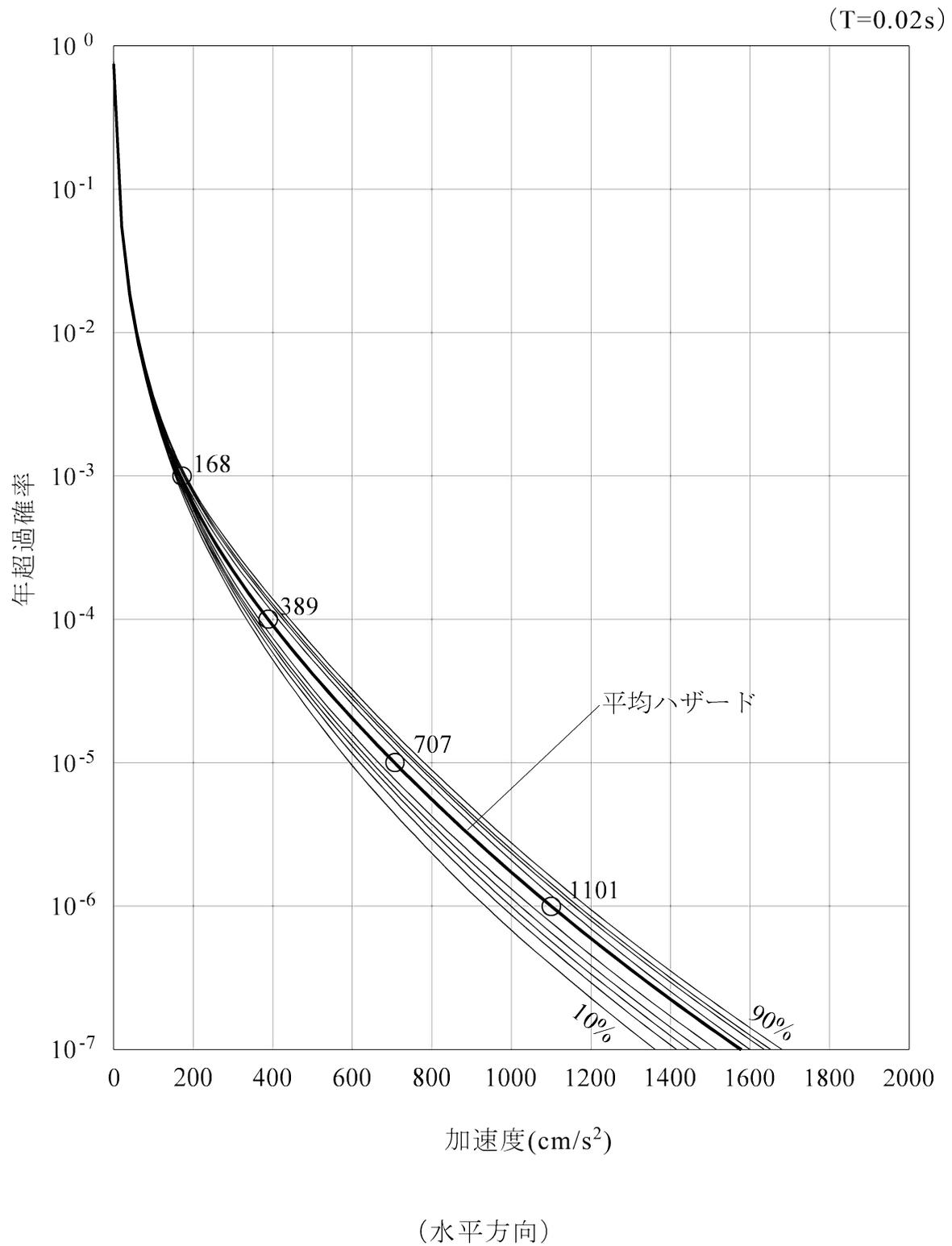
第3.1.3.3-15図 フラクタイル地震ハザード曲線(2/2)



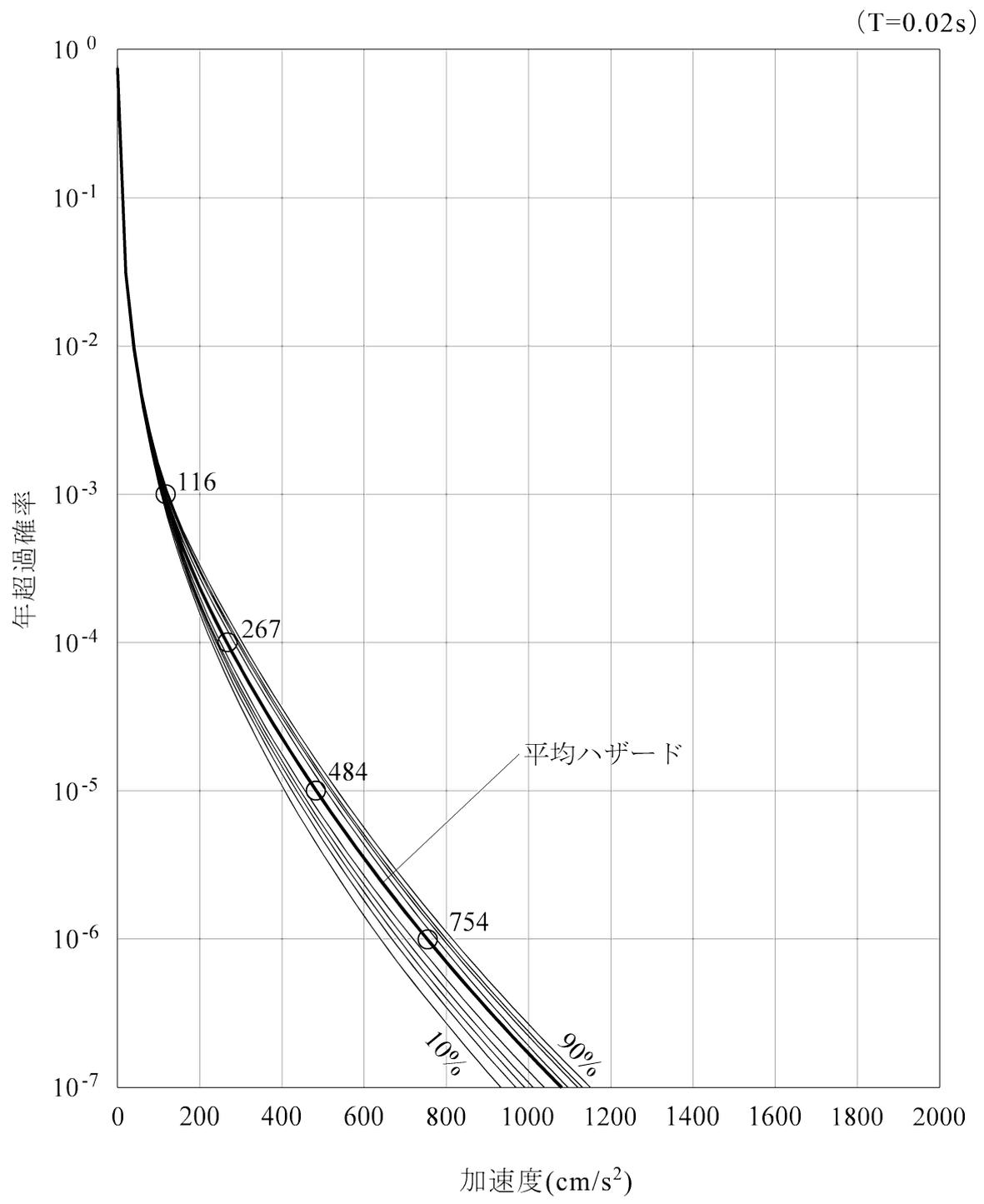
第3.1.3.3-16図 フラクタイル地震ハザード曲線(距離減衰式の補正なし)(1/2)



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)

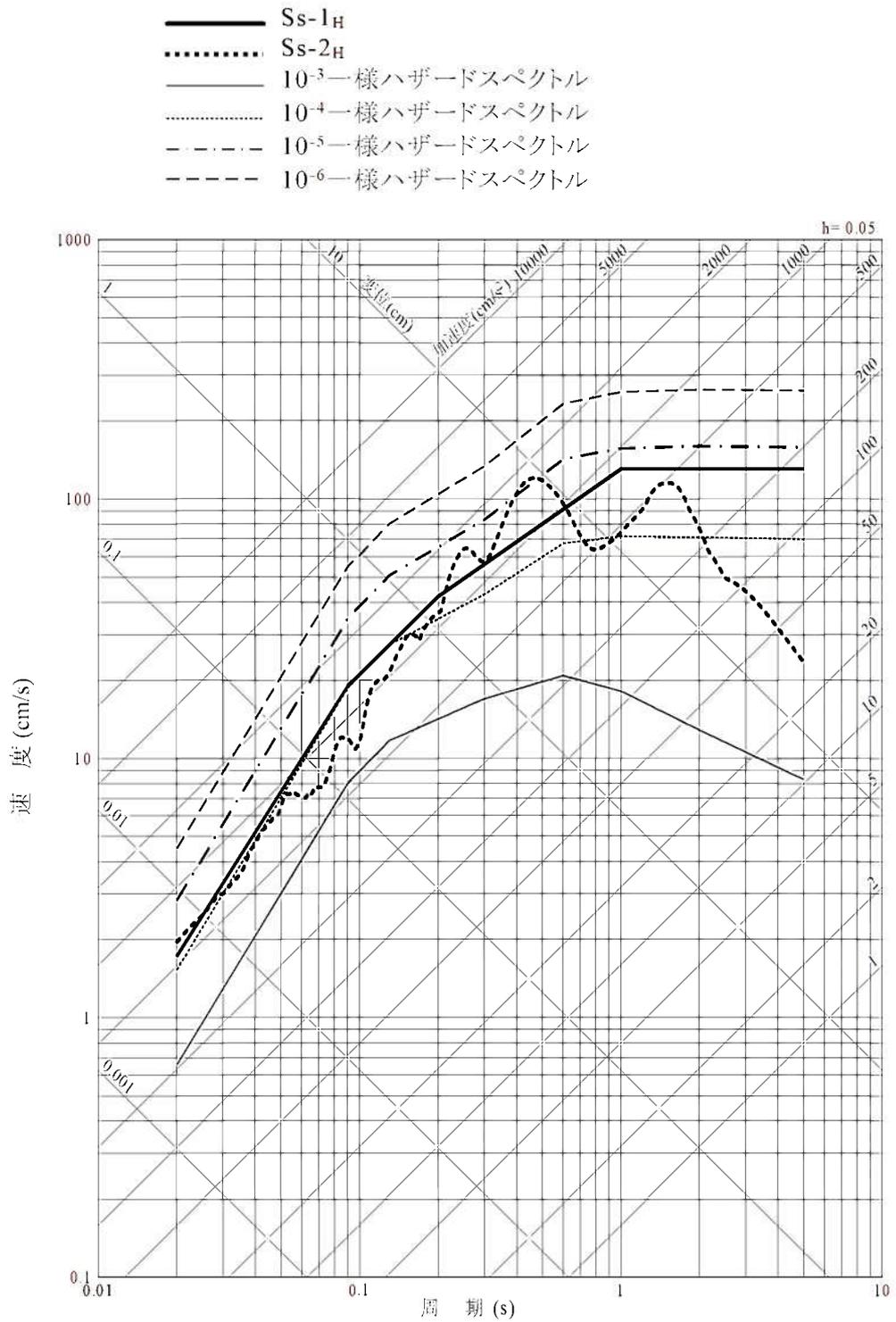


第3.1.3.3-17図 フラクタイル地震ハザード曲線(距離減衰式の補正あり) (1/2)



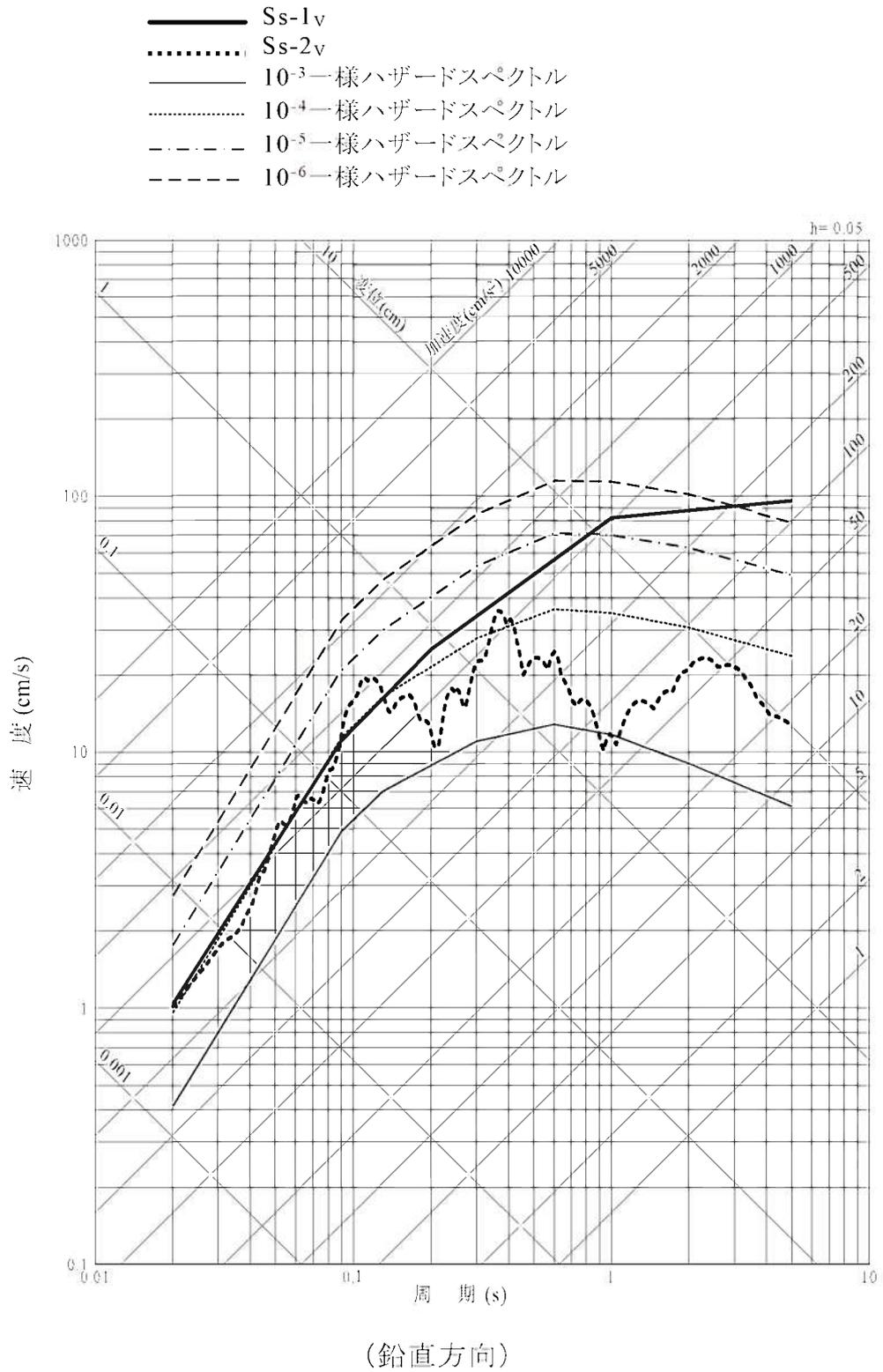
(鉛直方向)

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)(2/2)

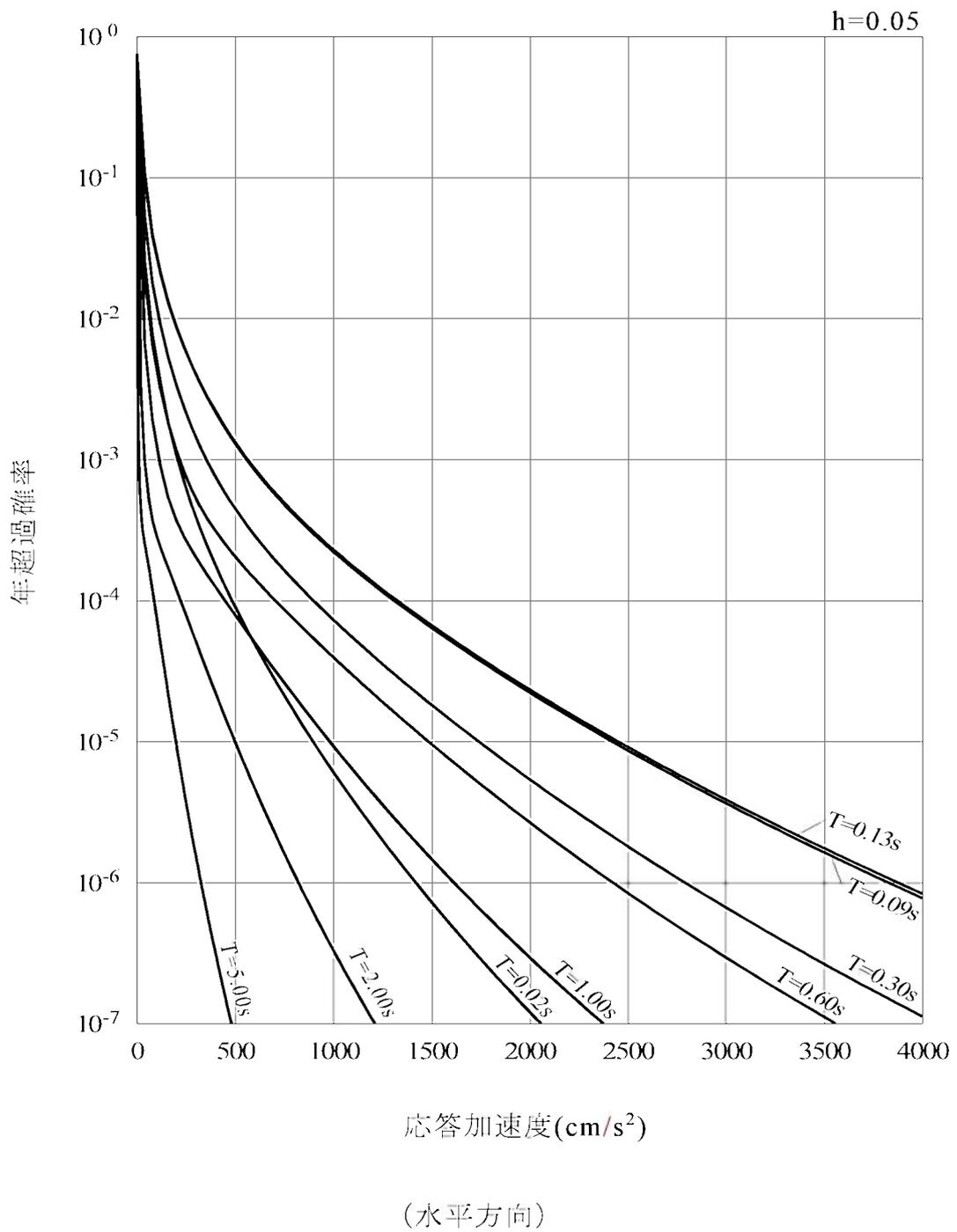


(水平方向)

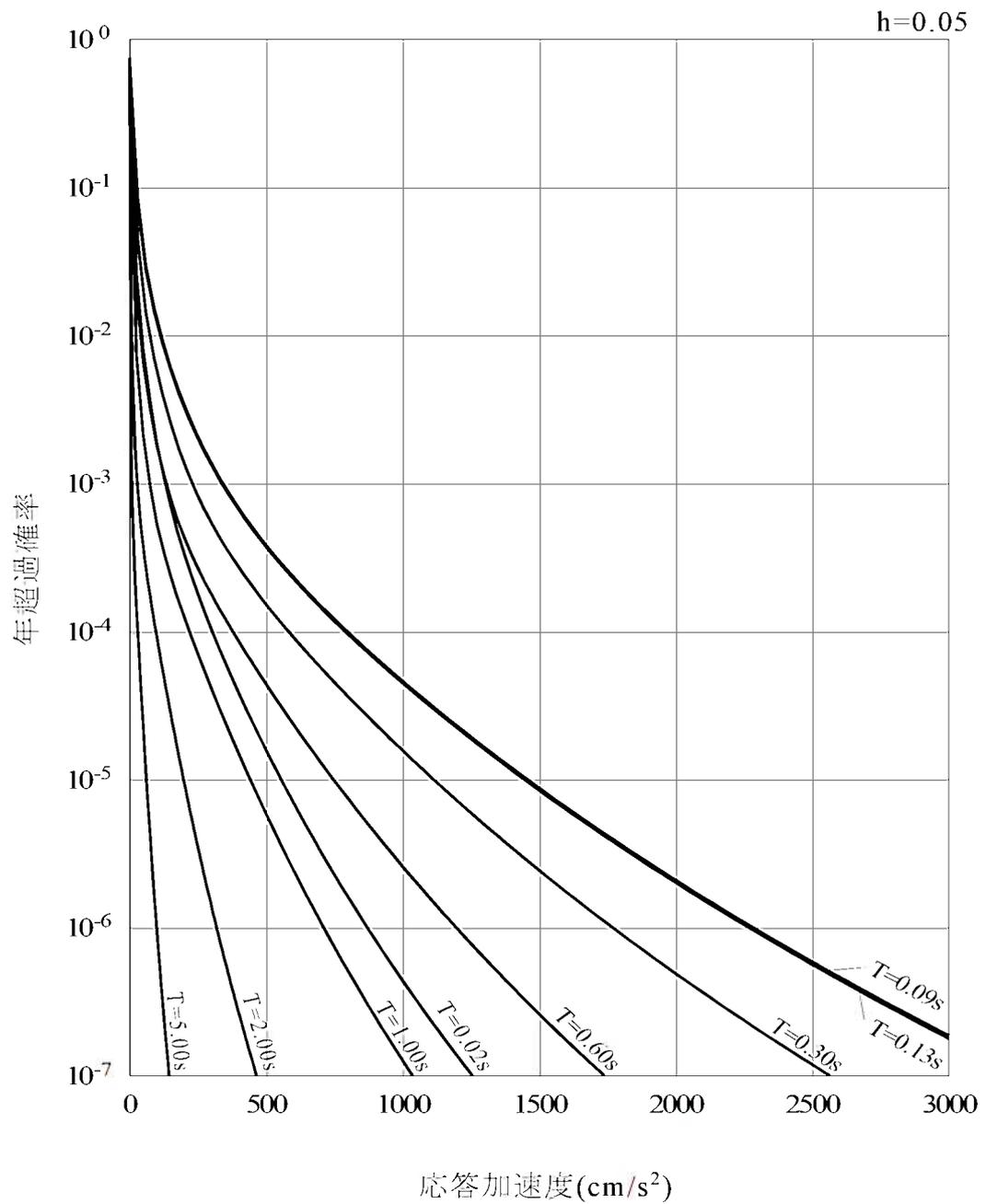
第3.1.3.3-18図 基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの
一様ハザードスペクトルとの比較(1/2)



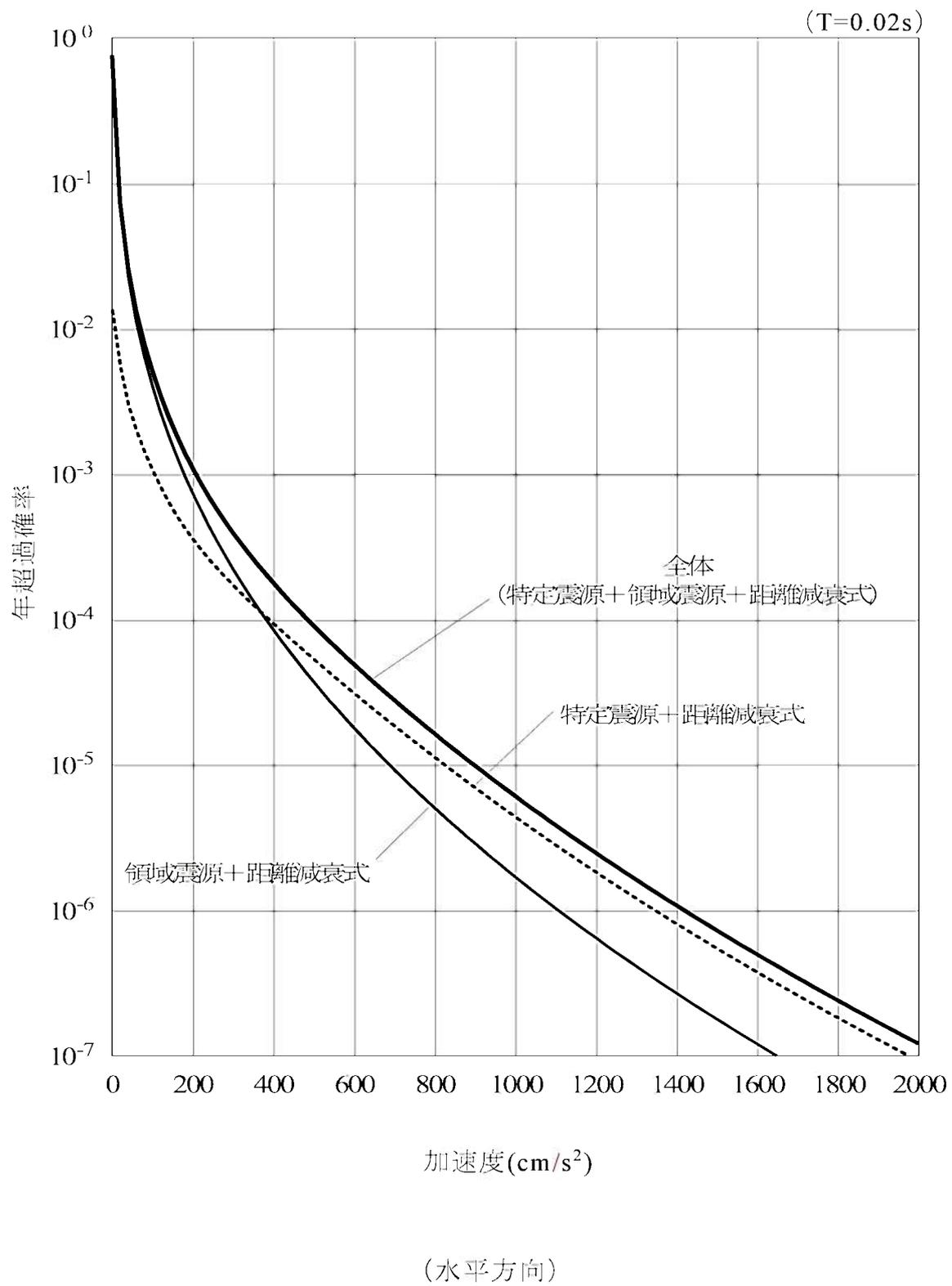
第3.1.3.3-18図 基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較 (2/2)



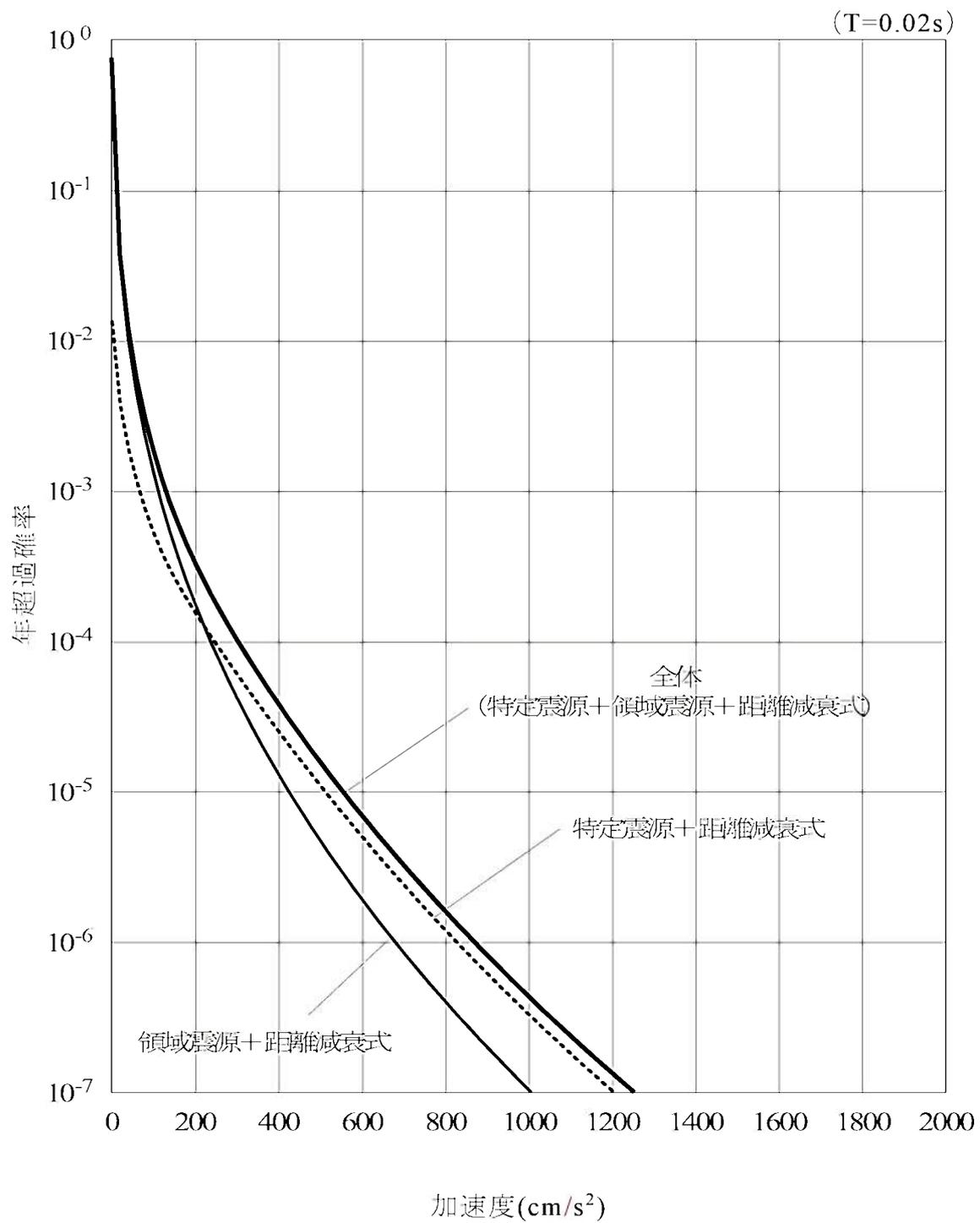
第3.1.3.3-19図 周期ごとの平均地震ハザード曲線(1/2)



第3.1.3.3-19図 周期ごとの平均地震ハザード曲線(2/2)

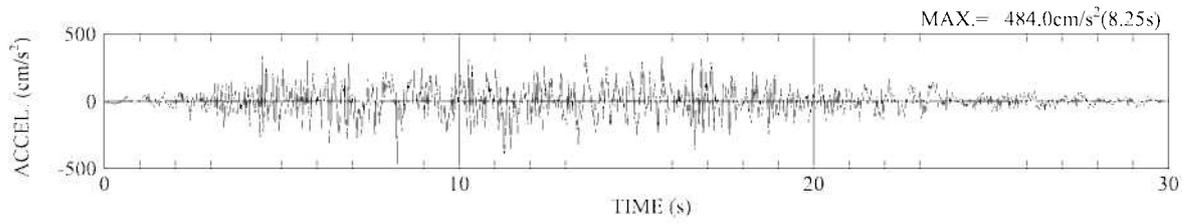


第3.1.3.3-20図 川内原子力発電所の震源別平均ハザード(1/2)

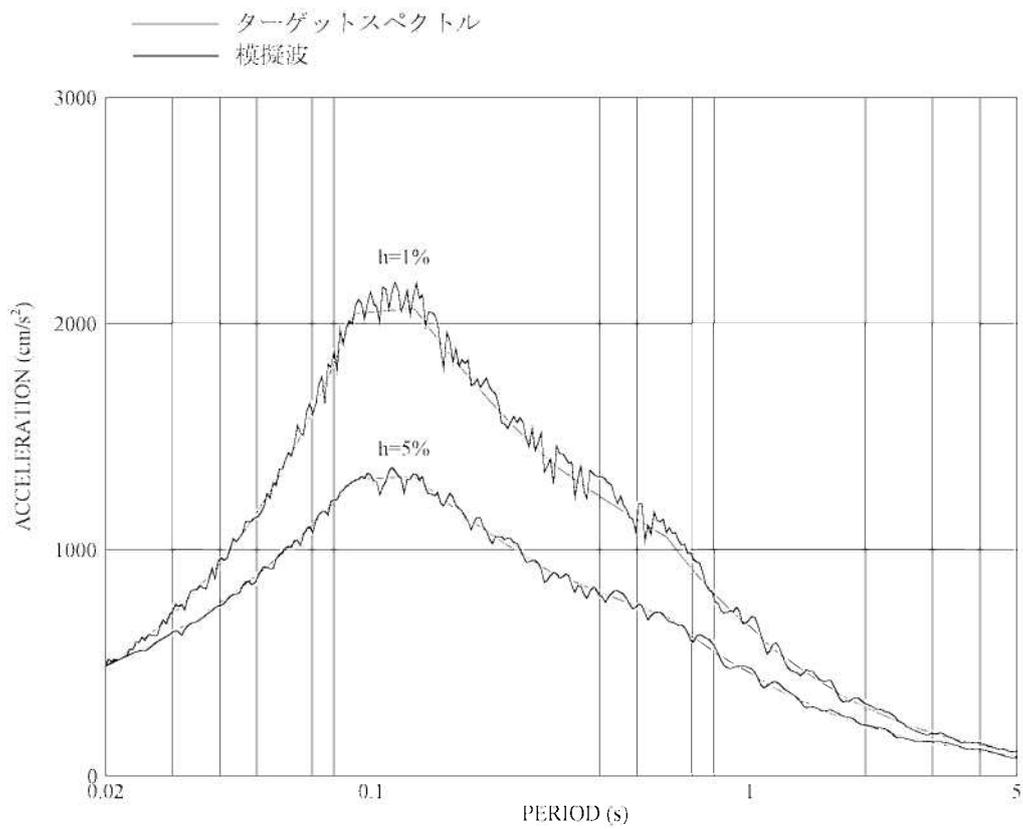


(鉛直方向)

第3.1.3.3-20図 川内原子力発電所の震源別平均ハザード(2/2)

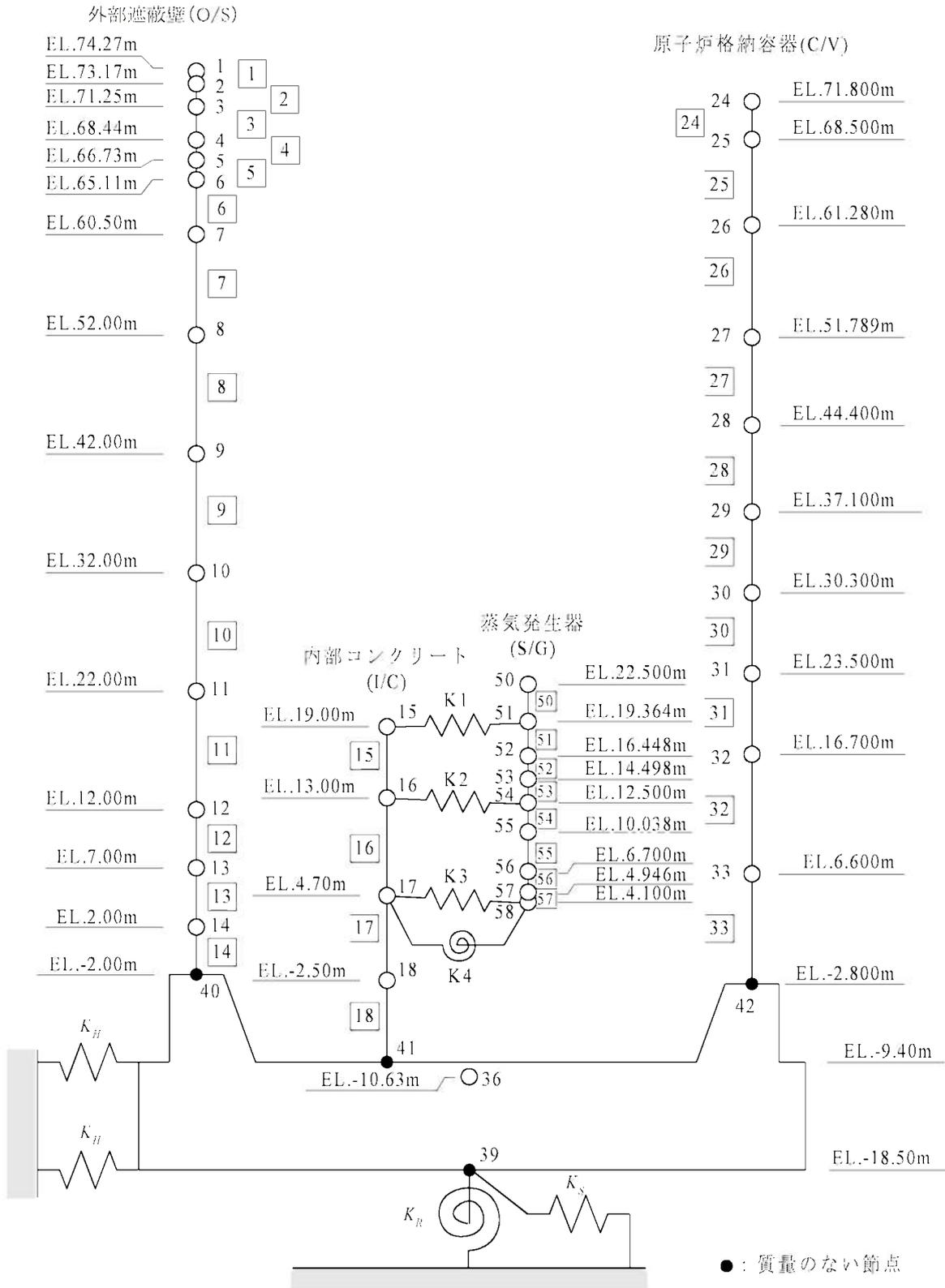


(1) 加速度時刻歴波形

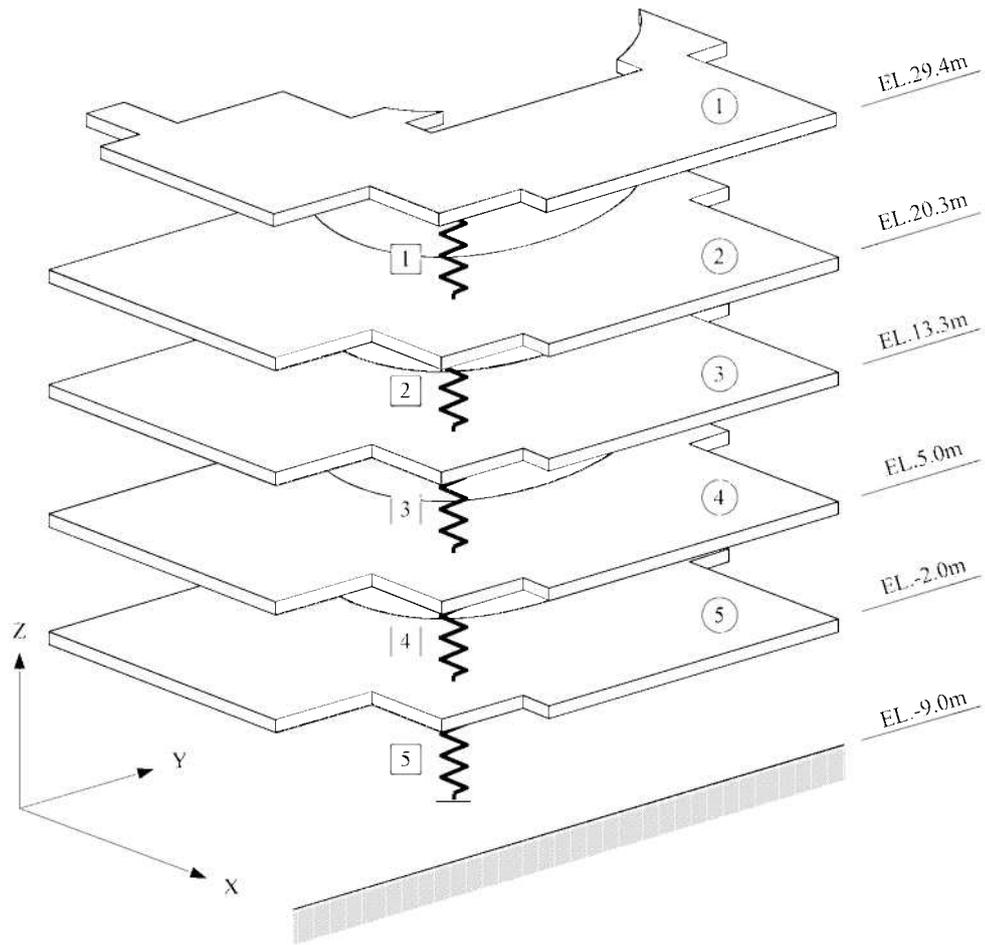


(2) 応答スペクトル

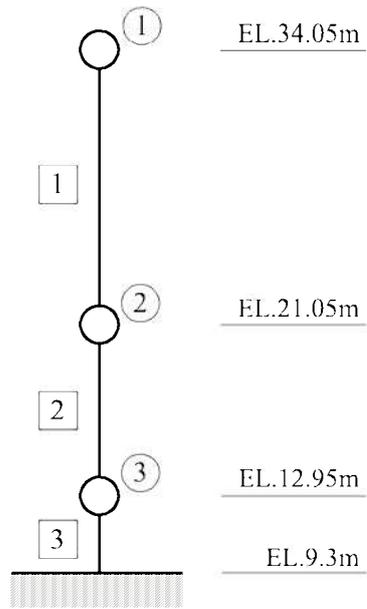
第3.1.3.3-21図 年超過確率 10^{-4} 一様ハザードスペクトル適合模擬波



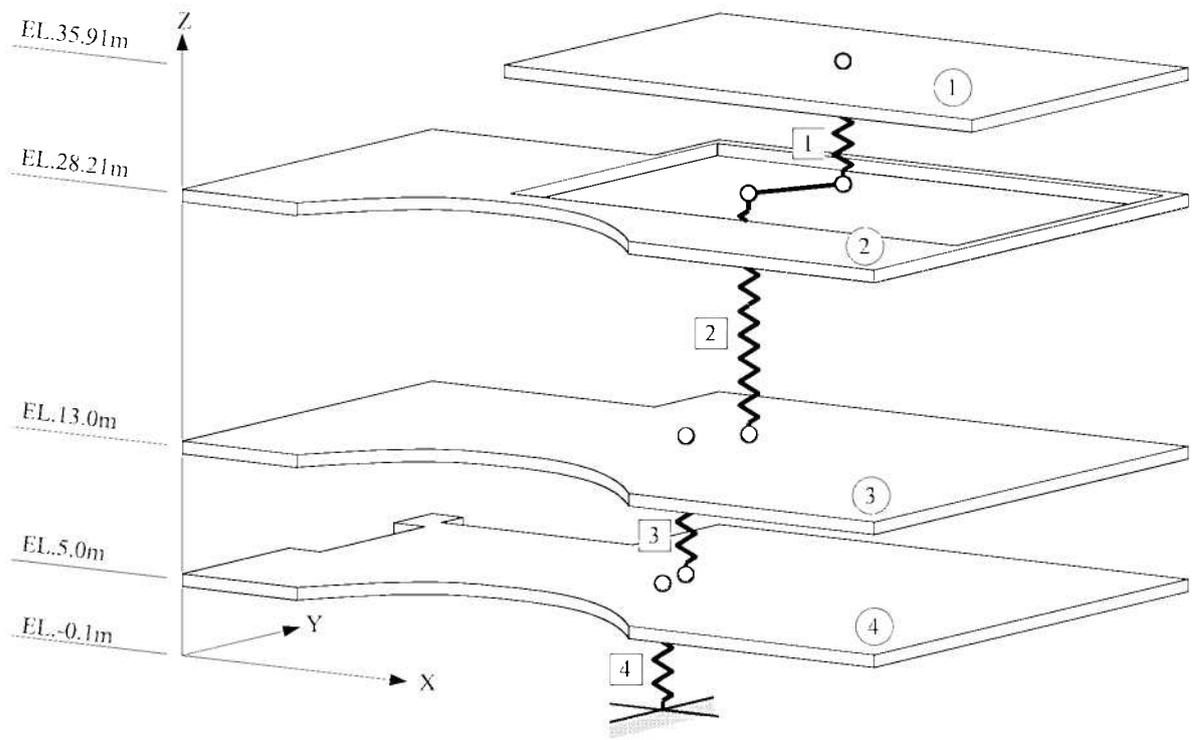
第3.1.3.3-22図 原子炉建屋地震応答解析モデル(水平方向)



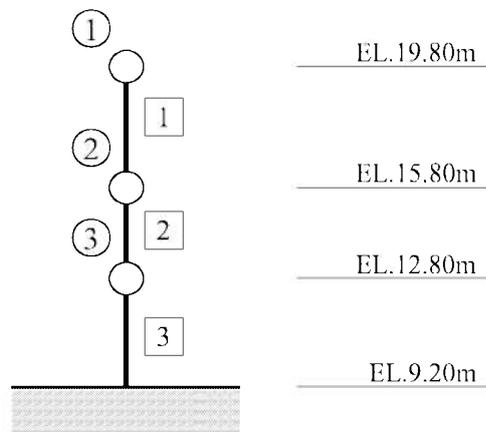
第3.1.3.3-23図 原子炉補助建屋地震応答解析モデル(水平方向)



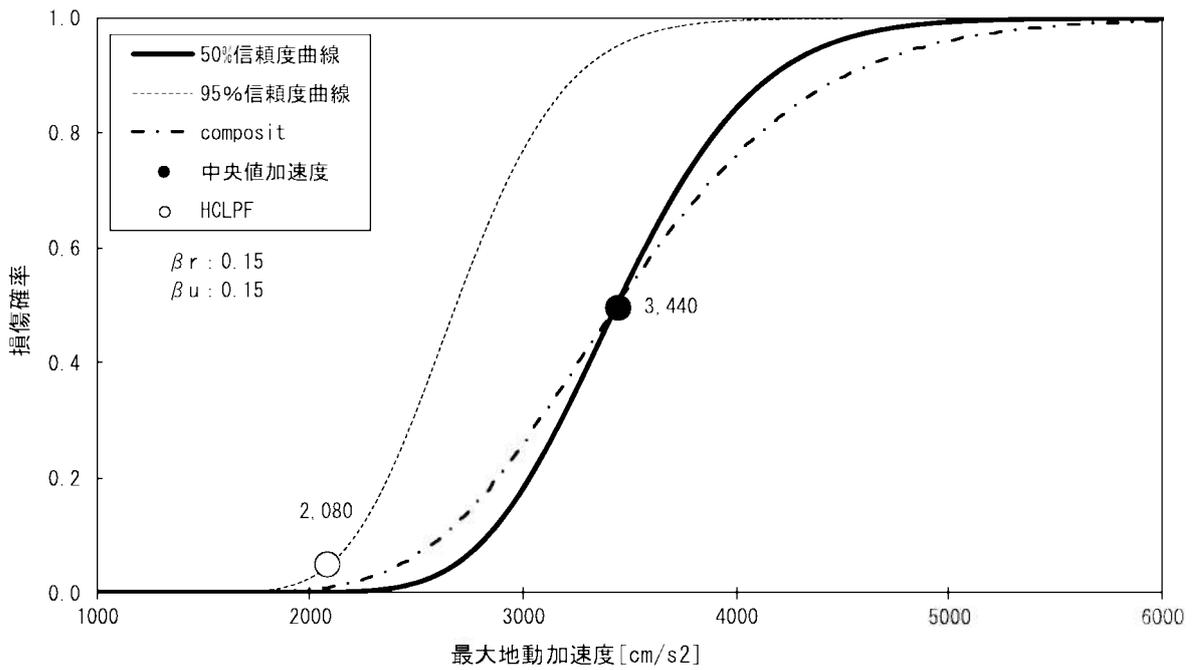
第3.1.3.3-24図 ディーゼル建屋の水平方向解析モデル(水平方向)



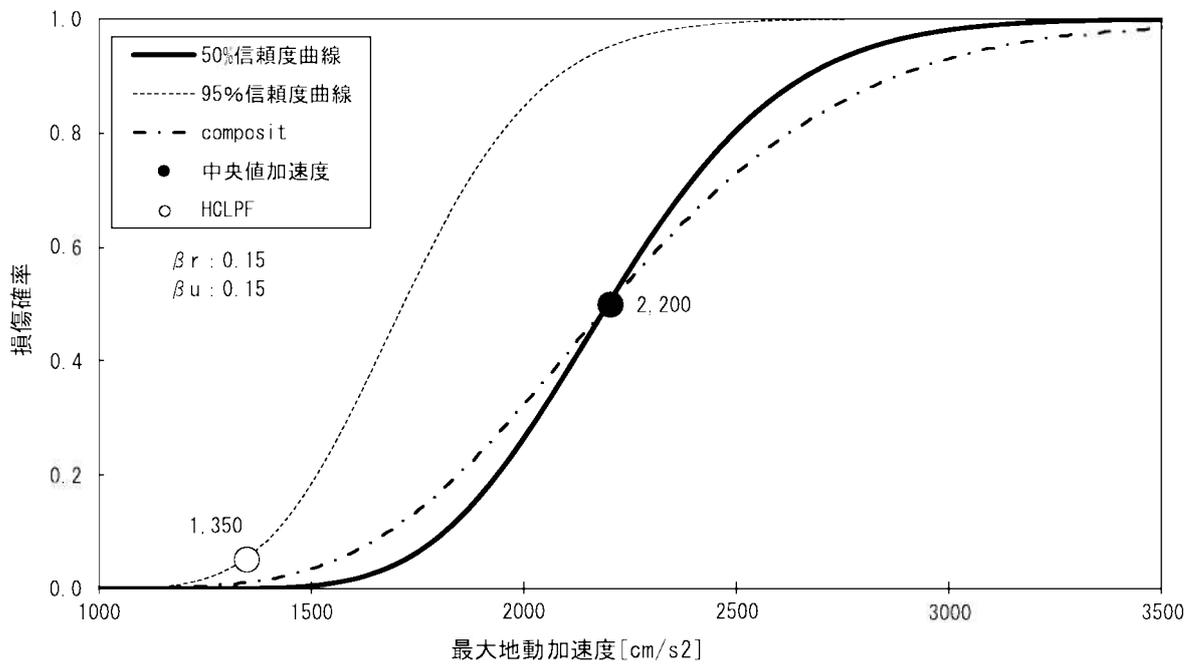
第3.1.3.3-25図 燃料取扱建屋の水平方向解析モデル(水平方向)



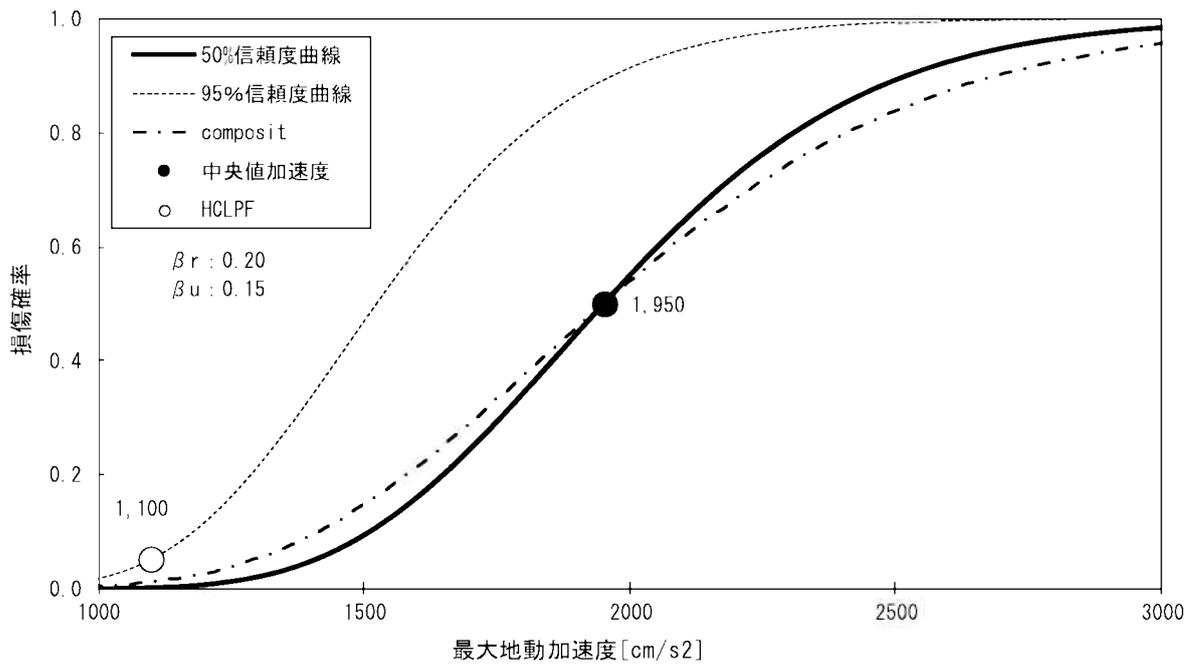
第3.1.3.3-26図 主蒸気管室建屋の水平方向解析モデル(水平方向)



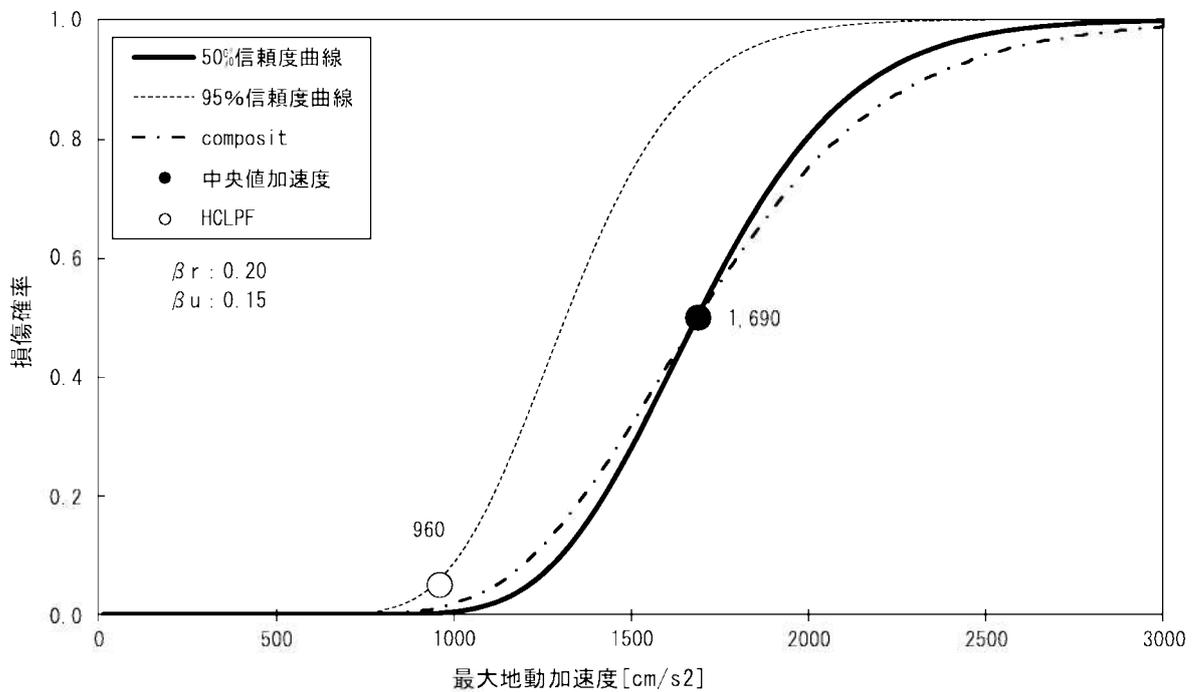
第3.1.3.3-27図 原子炉建屋(O/S、NS方向)の fragility 曲線及びHCLPF



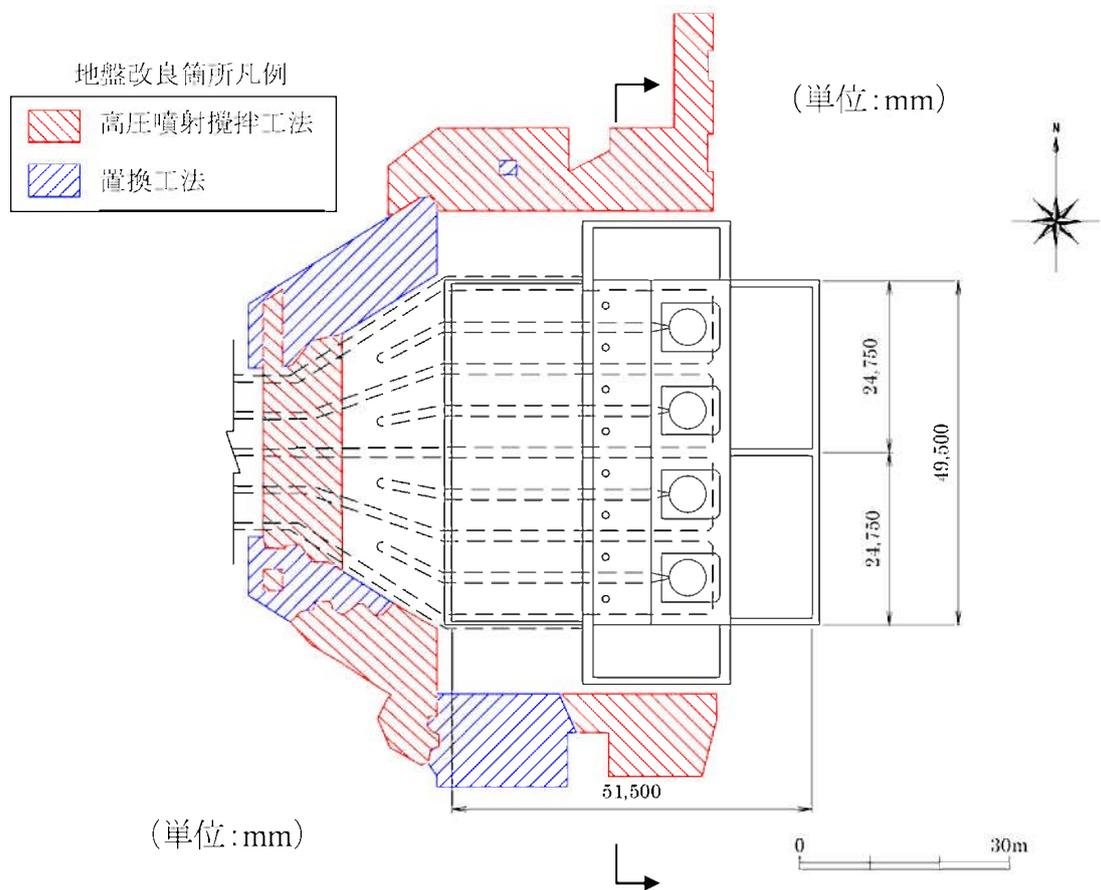
第3.1.3.3-28図 原子炉補助建屋(EW方向)の fragility 曲線及びHCLPF



第3.1.3.3-29図 ディーゼル建屋(EW方向)の fragility 曲線及びHCLPF

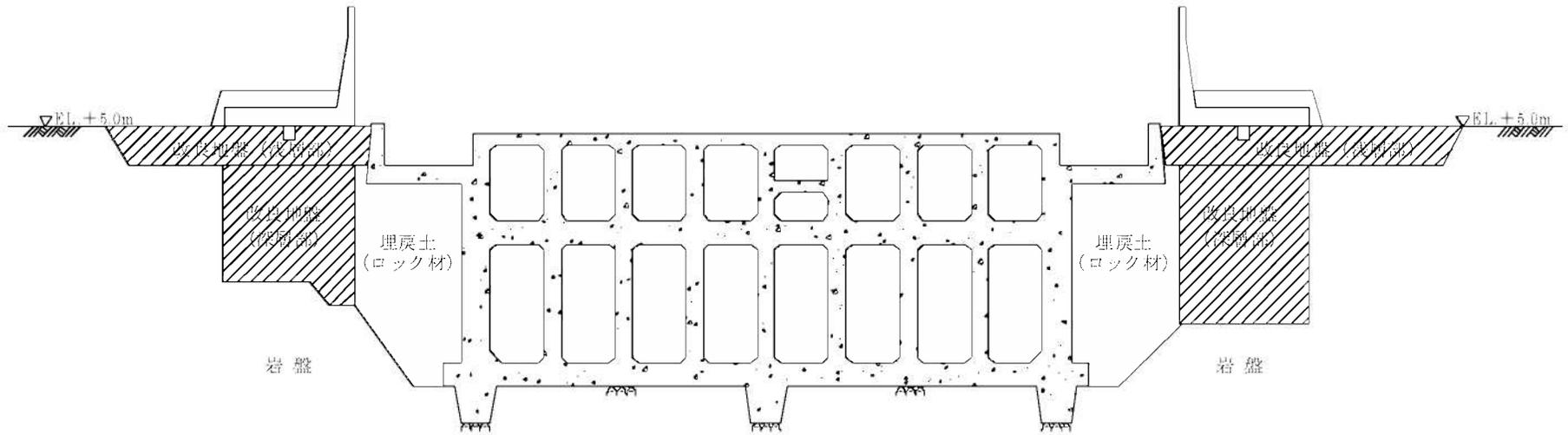


第3.1.3.3-30図 主蒸気管室建屋(NS方向)の fragility 曲線及びHCLPF

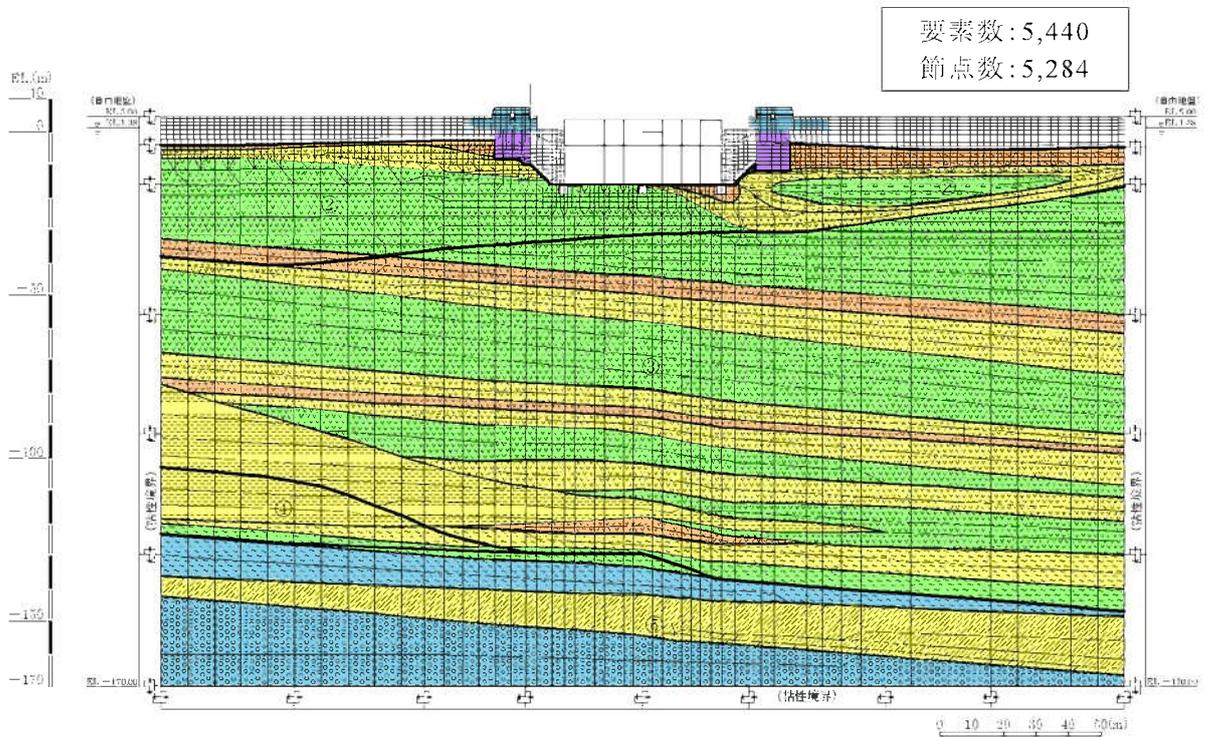
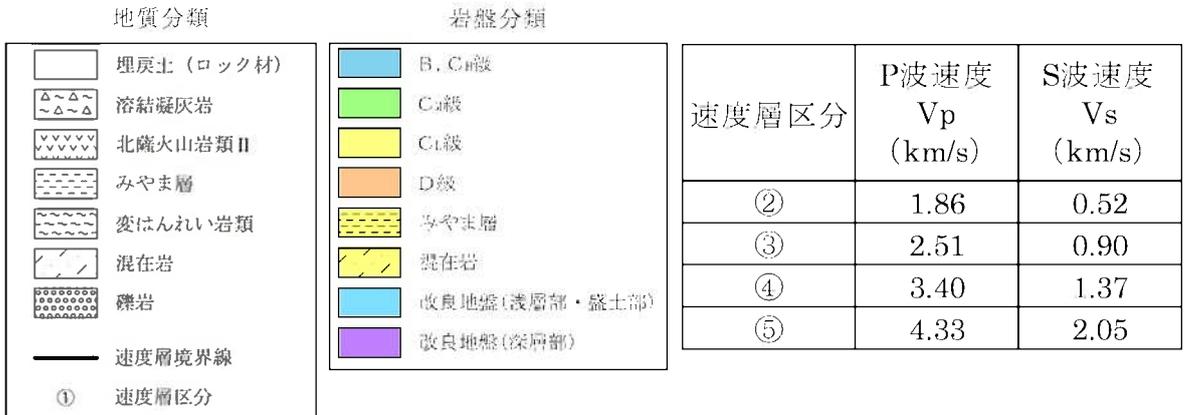


第3.1.3.3-31図 取水ピット平面図

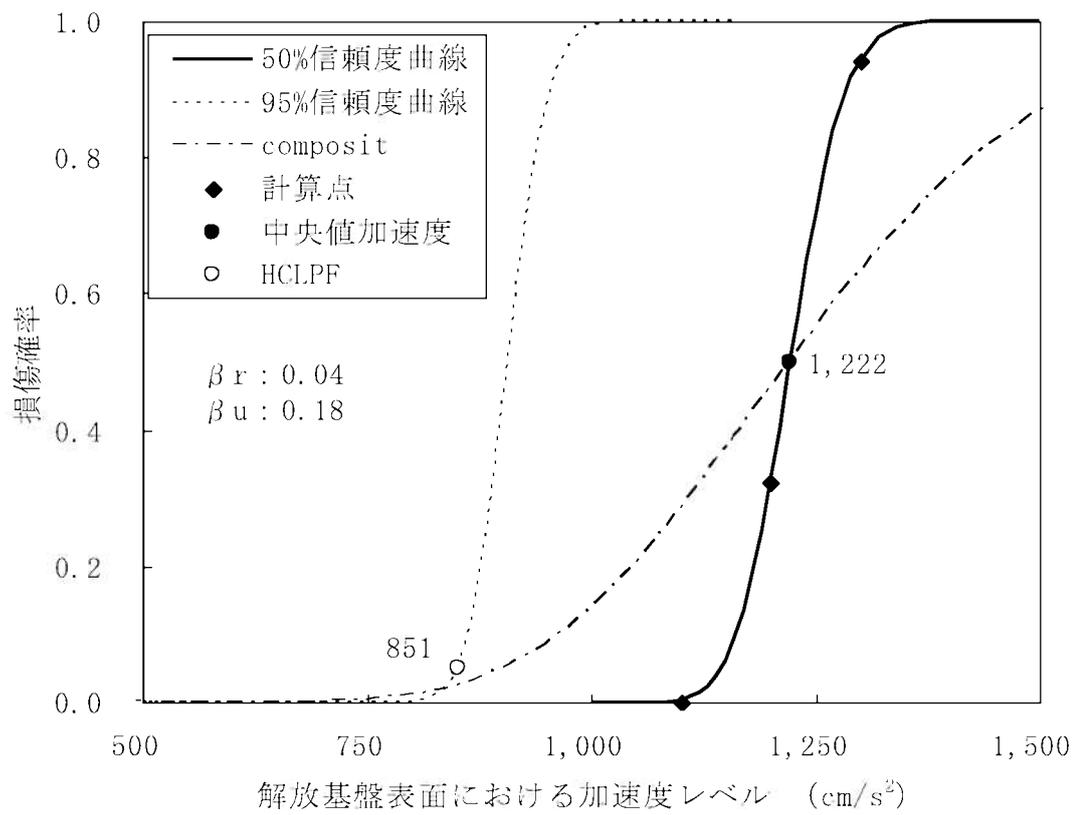
3.1.3-401



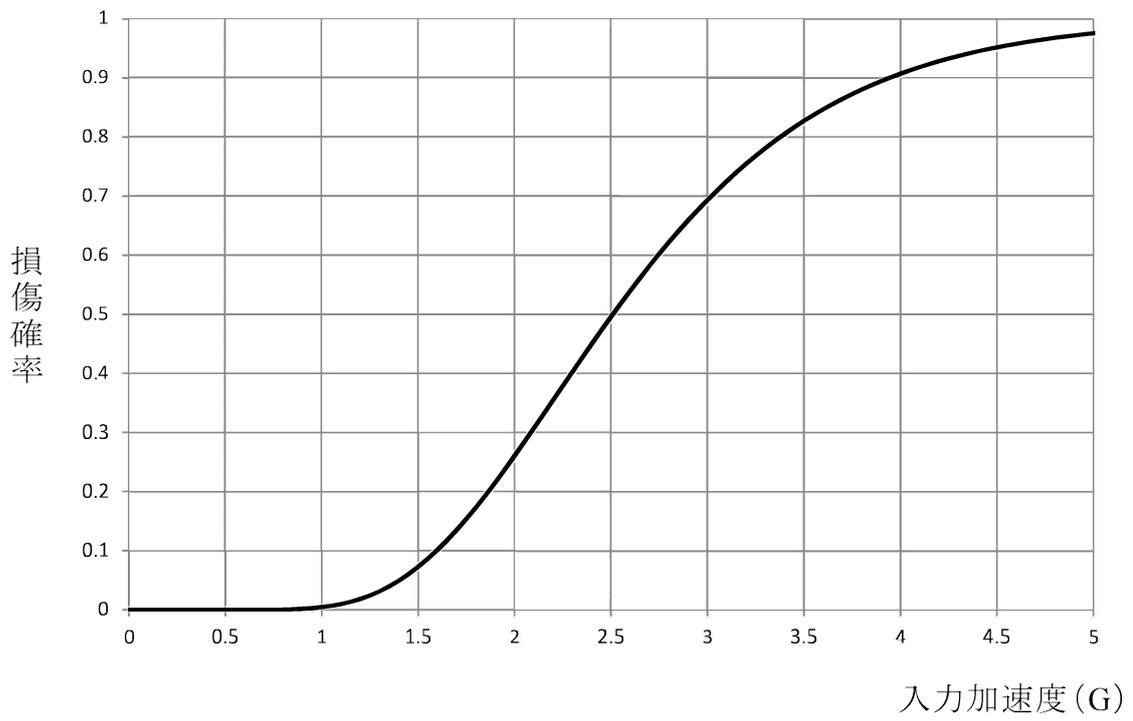
第3.1.3.3-32図 取水ピット断面図



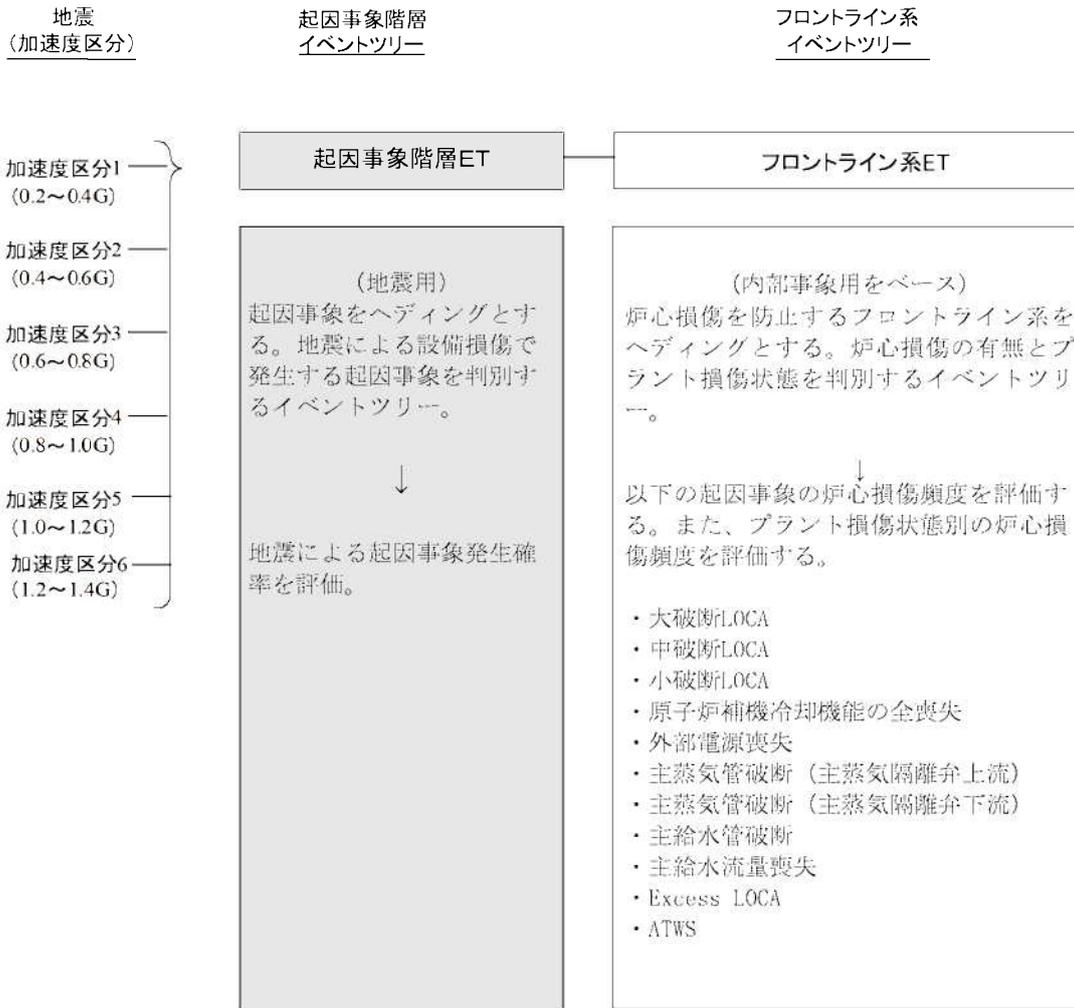
第3.1.3.3-33図 地震応答解析モデル



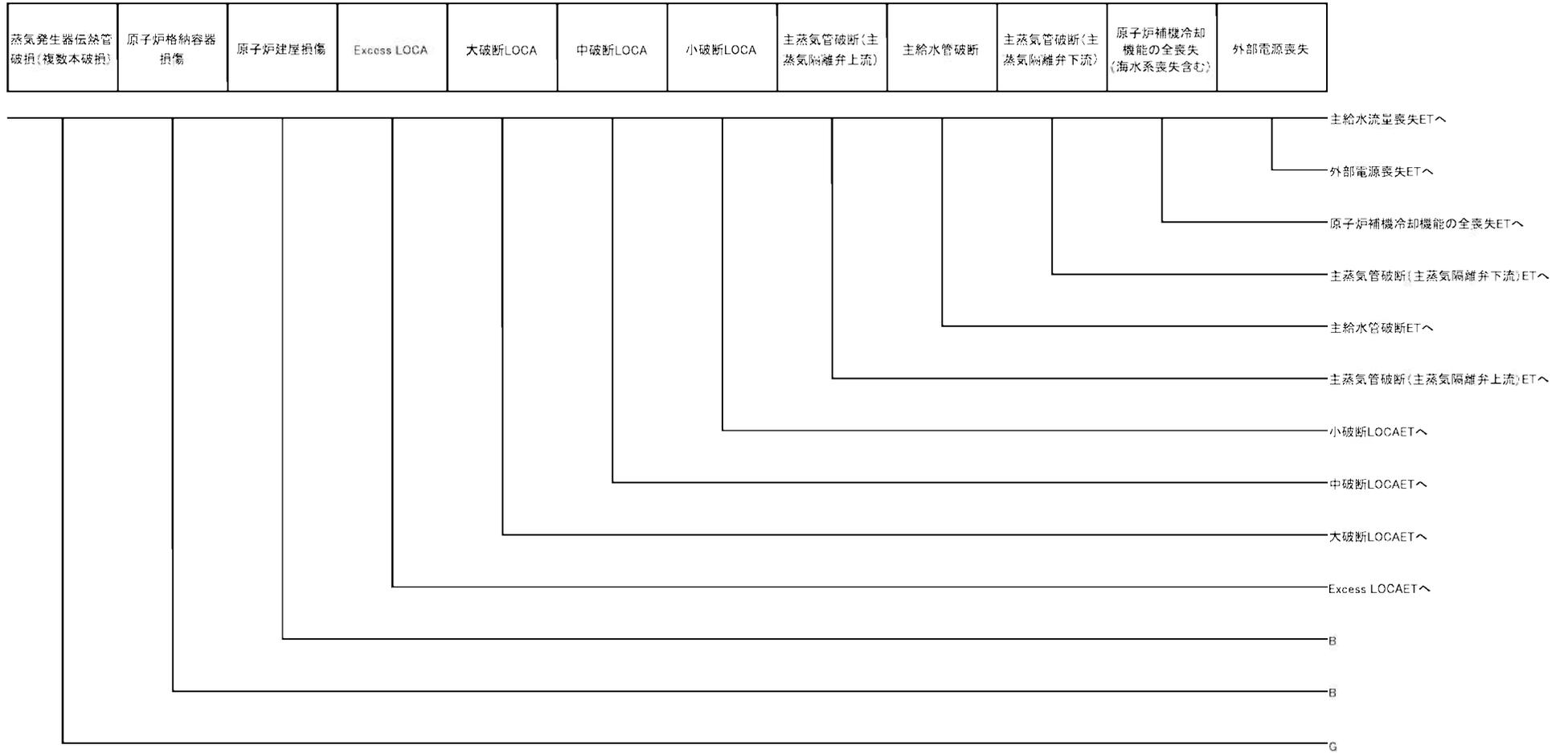
第3.1.3.3-34図 取水ピット fragility 曲線



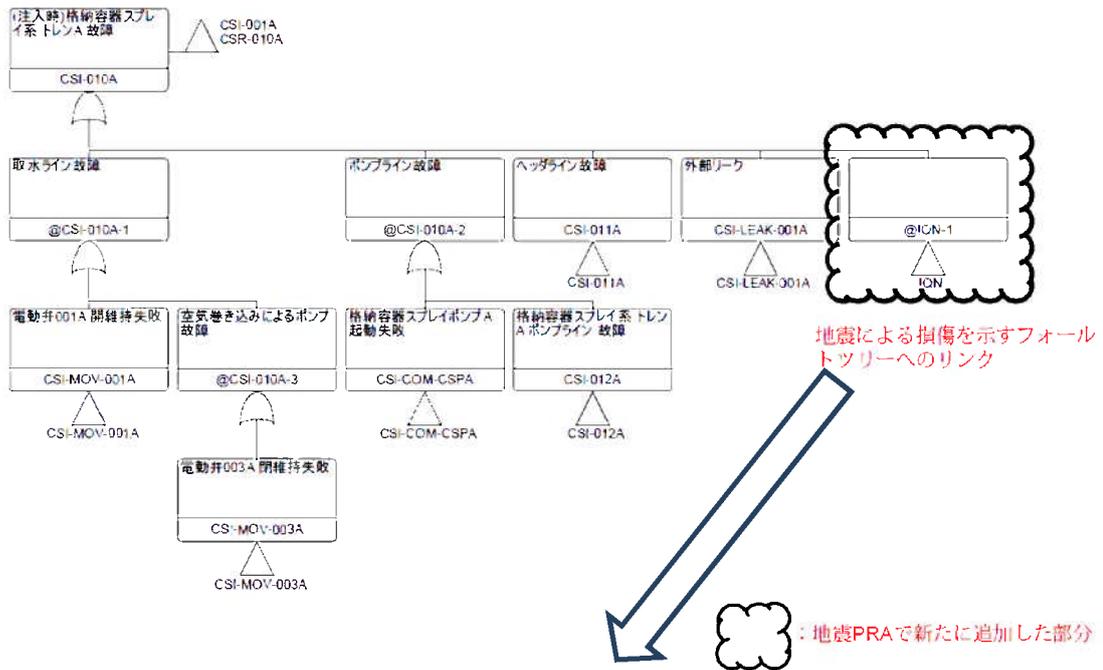
第3.1.3.3-35図 原子炉補機冷却水冷却器のフラジリティ曲線



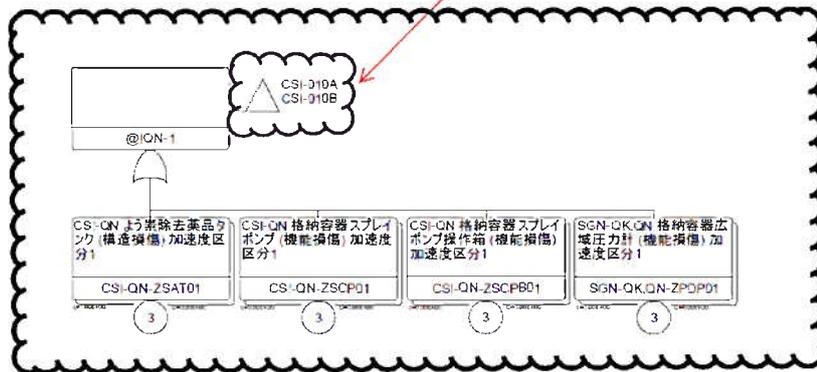
第3.1.3.3-36図 地震システム解析モデル(小イベントツリー)



第3.1.3.3-37図 起因事象階層イベントツリー



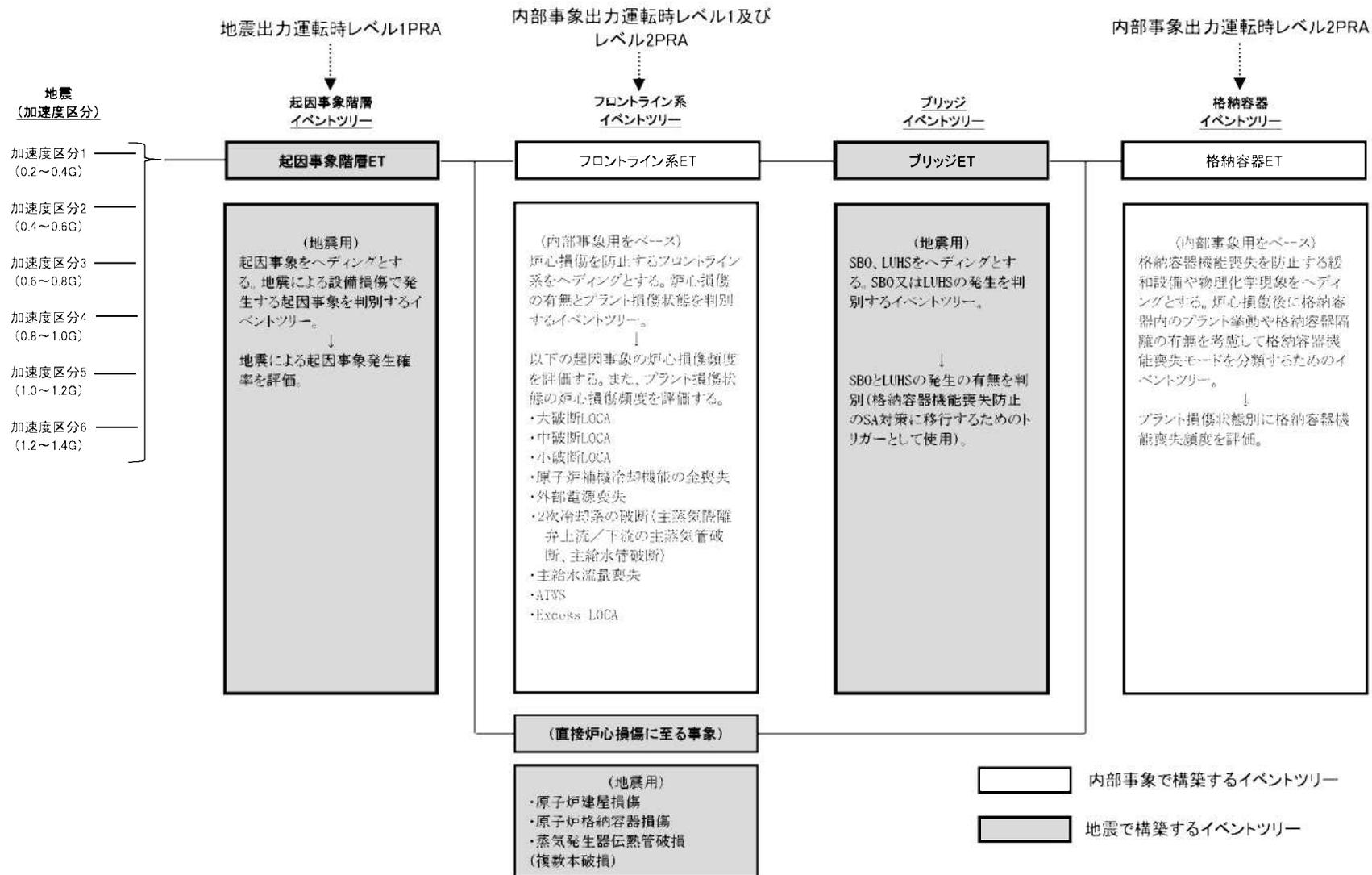
地震による損傷では、A系統もB系統も同時に損傷すること（完全相関）を想定しているため、A系統およびB系統の両方のフォールトツリーにリンクしている。



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3.1.3.3-38図 フォールトツリー構築例



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 = ベースマット溶融貫通
- 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
- ο = 格納容器雰囲気直接加熱
- σ = 蒸気発生器伝熱管破損
- μ = 格納容器直接接触
- π = 格納容器過温破損
- χ = 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) 放出カテゴリー記号:

- 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	DCH	MA	HP2				
A	分散放出	多量	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—	
							有り	—	γ'	F3A	
							無し	—	μ	F3A	
							有り	—	σ	F3A	
							有り	—	η	F3A	
		少量	成功	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—
								有り	—	γ'	F3A
								無し	—	μ	F3A
								有り	—	σ	F3A
								有り	—	η	F3A
	失敗	無し	無し	有り	無し	無し	無し	B	—	—	
							有り	—	γ'	F3A	
							無し	—	μ	F3A	
							有り	—	σ	F3A	
							有り	—	η	F3A	
	重力落下	多量	無し	有り	無し	無し	無し	無し	B	—	—
								有り	—	γ'	F3A
								有り	—	η	F3A
								無し	B	—	—
								有り	—	γ'	F3A
少量		成功	無し	有り	無し	無し	無し	無し	B	—	—
								有り	—	γ'	F3A
								有り	—	η	F3A
								無し	B	—	—
								有り	—	γ'	F3A
失敗	無し	有り	無し	有り	無し	無し	無し	B	—	—	
							有り	—	γ'	F3A	
							有り	—	η	F3A	
							有り	—	γ'	F3A	
							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:

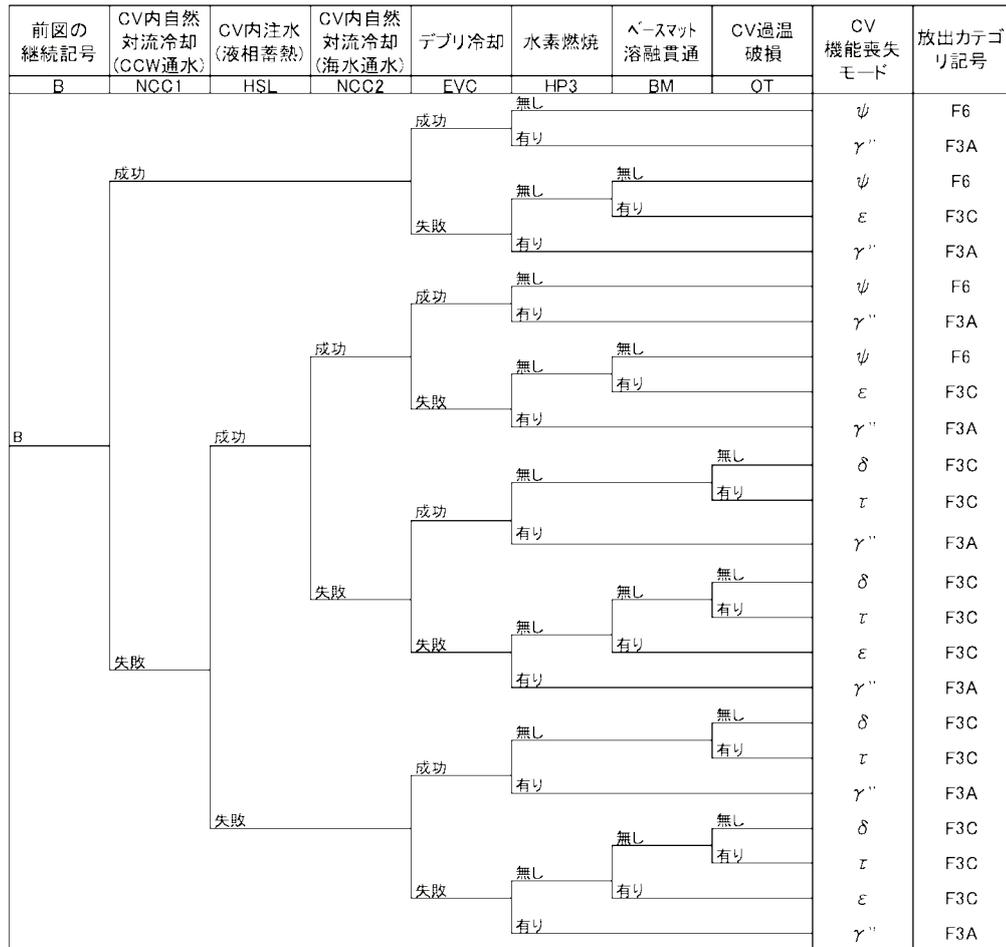
- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマット溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- z = 炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失
- φ = 格納容器健全

(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)



(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
- ο = 格納容器雰囲気直接加熱
- κ = 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
- ξ = 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 原子炉容器破損後長期

第3.1.3.3-40図 格納容器イベントツリー(3/3)

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2PSA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、脆弱性評価に必要な 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基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。なお、特重施設以外の評価対象設備については、評価結果に影響を与えるような設備変更がないことを過去のプラントウォークダウン結果及び机上検討により確認していることから、プラントウォークダウンを実施していない。

- ・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.+5.0m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 防波堤、防護堤

津波影響軽減施設として、津波や漂流物の衝突に対する安全裕度を向上させるため、防護堤を設置するとともに、発電所周辺を波源とした津波の波力を軽減する設備として防波堤を設置している。

ハ 中間建屋水密扉、制御建屋水密扉

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。

ニ 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。

ホ 貯留堰

津波による取水ピット内水位低下時に、海水ポンプの取水可能な水位を下回ることのない設計とし、海水ポンプの継続運転が可能となるよう、取水口前面に海水を貯水する対策として貯留堰を設置している。

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、津波の影響のみを評価する。
- ・津波の繰り返しの襲来による影響は考慮しない。
- ・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、当該機器の機能損傷又は構造損傷が発生するか否かを判別する評価の起点とする。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）を有している建物や構築物は、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。
- ・津波 PRA 上期待する特重設備は、内部事象出力運転時 PRA と同様とし、津波の特重施設への影響については設計・配置情報等を基に評価上の仮定を置いて評価を実施する。詳細は参考資料 II に示す。

(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、川内 2 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、屋外に設置された大半の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や、津波対策により波力を直接受けることがないように構築物が設けられた屋外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や建物・構築物が、

脆弱性評価対象となる。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ので、これらについても脆弱性評価対象となる。但し、その影響が基礎部の耐力（基礎ボルトの引張強さ等）に対して軽微である場合には、脆弱性評価対象外とする。

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脆弱性評価対象である。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や、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、防護堤等の構造物や取水口では、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や、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PRA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脆弱性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

起回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回事象に加えて、内部事象出力運転時レベル1PRAで除外した起回事象も含めた全23事象について、評価対象とするか検討を行った。

まず、起回事象全23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、押し津波と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。

- ・外部電源喪失
- ・原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・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
- ・原子炉補機冷却機能の全喪失

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と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付き、ポンプを停止することができれば、水位回復した後、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。

(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フラジリティ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。

- ・津波影響軽減施設である防波堤及び防護堤については、その効果に期待しない。
- ・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、水密性を確認している **EL.+8.0m** 未満の津波であれば健全とし、**EL.+8.0m** 以上の津波では損傷するものと仮定する。したがって、**EL.+8.0m** 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.+15.0m** までと想定する。したがって、**EL.+15.0m** 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.+8.0m** 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.+12.1m**) 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。

特重施設を考慮しない場合の津波シナリオ区分の区分分けの高さの根拠

及び津波シナリオ区分を第 3.1.3.4-6 表及び第 3.1.3.4-7 表に示す。特重施設を考慮した場合の津波シナリオ区分の設定については参考資料Ⅱ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、設置変更許可申請書において、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)及び土木学会原子力土木委員会津波評価部会(2011)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、決定論評価における取水口位置での最大水位変動量を踏まえ、津波ハザード曲線への寄与度が高いと判断したプレート間地震及び海域活断層による地殻内地震を選定した。なお、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、プレート間地震に比べ、影響が小さいと考えられる。

決定論評価における取水口位置での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 図及び第 3.1.3.4-5 図に示す。

なお、決定論評価においては、琉球海溝におけるプレート間地震(Mw9.1)を基準津波としている。基準津波の波源モデルを第 3.1.3.4-6 図に、地盤変動量分布を第 3.1.3.4-7 図に、基準津波の策定位置を第 3.1.3.4-8 図に、基準津波の時刻歴波形を第 3.1.3.4-9 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 3.1.3.4-10 図に示す。

c. 津波伝ばモデルの設定

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。

プレート間地震の数値シミュレーションの計算条件を第 3.1.3.4-9 表に、計算格子分割を第 3.1.3.4-11 図に、取水口位置での時刻歴波形を第 3.1.3.4-12 図に示す。海域活断層による地殻内地震の数値シミュレーションの計算条件を第 3.1.3.4-10 表に、計算格子分割を第 3.1.3.4-13 図に、取水口位置での時刻歴波形を第 3.1.3.4-14 図～第 3.1.3.4-18 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、プレート間地震については、歴史地震を超える規模の地震想定、すべり分布、破壊様式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。海域活断層による地殻内地震については、傾斜角、上縁深さ、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。

- ・琉球海溝におけるプレート間地震については、地震履歴、テクトニクス等に関する情報に着目した固着域の分析の結果、各領域で想定される地震は、歴史地震規模と考えられるものの、基準津波の策定過程と同様に、歴史地震を超える規模の地震も想定した。
- ・歴史地震を超える規模のプレート間地震の応力降下量については、内閣府(2012)における既往の巨大地震における応力降下量(平均: 1.2MPa、標準偏差を考慮すると 2.2MPa)を基に、1.2MPa、3.0MPa を想定し、重みを

4:1 に設定した。

- ・さらに、2011 年東北地方太平洋沖地震津波の教訓を踏まえ、領域境界を越える範囲を断層面積とした津波波源を想定し、重みを 9:1 に設定した。
- ・歴史地震を超えない規模のプレート間地震の発生頻度については、G-R 分布に従い、歴史地震を超える規模のプレート間地震の発生頻度については、琉球海溝北部～中部におけるプレートの沈み込み速度(年間 6cm 程度)から、年間歪み量を年間 6cm～年間 2cm の一様分布として設定し、すべり量から算出した。また、海域活断層の発生頻度については、土木学会(2011)等に基づき、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)等に基づき、すべり量のばらつきを、ロジックツリーとして分岐したモデルについては小さなばらつきを、分岐していないモデルについては大きなばらつきを設定した。

プレート間地震を波源とするロジックツリーを第 3.1.3.4-19 図に、海域活断層による地殻内地震を波源とするロジックツリーを第 3.1.3.4-20 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、取水口位置を評価地点として選定した。取水口位置における津波ハザード曲線を第 3.1.3.4-21 図に、フラクタイルハザード曲線を第 3.1.3.4-22 図に、波源ごとの寄与度を第 3.1.3.4-23 図に示す。津波ハザード曲線において、琉球海溝におけるプレート間地震に伴う津波の寄与度が高い。基準津波による水位の年超過確率は、水位上昇側で 10^{-5} ～ 10^{-6} 程度、水位下降側で 10^{-5} ～ 10^{-6} 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 3.1.3.4-24 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} ～ 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 3.1.3.4-11 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 3.1.3.4-12 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 3.1.3.4-13 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、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。

また、特重施設のフラジリティ評価においても上記と同様の考え方にに基づき、特重施設の設計・配置情報等を考慮した上で評価を実施する。詳細は参考資料Ⅱに示す。

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様に算定する。

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

Λ_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

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

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

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不確実さ
- β_{R-r} : 現実的応答の偶然的不確実さ
- 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 fragility 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、fragility 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。信頼度に応じた fragility 曲線のイメージを第 3.1.3.4-25 図に示す。

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

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

c. fragility 評価結果

(a) 屋外設置設備の fragility 評価結果

屋外設置設備の被水・没水に関する fragility 評価結果について以下

に示す。ここでは、設置高さ EL.+13.0m 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。

$$F_s = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}} = \frac{\text{機器設置高さ}}{\text{fragility 評価用津波による水位}} = \frac{13.0}{10.0} = 1.30$$

なお、ここでは fragility 評価用津波による水位として13m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、本係数の不確実さは考慮しない。したがって、本係数は、以下の値となる。

$$F_{EC} = F_s = 1.30$$

$$\beta = 0$$

ニ フラジリティ評価結果

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3.1.3.4-26図に示す。

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

$$\begin{aligned}
&= (1.0 \times 1.0 \times 1.30) \times (10.0) \\
&= 13.0 \text{ (m)} \\
\beta_U &= \sqrt{0.0^2 + 0.21^2 + 0.0^2} = 0.21 \\
\beta_R &= \sqrt{0.0^2 + 0.21^2 + 0.0^2} = 0.21 \\
\text{HCLPF} &= A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_U + \beta_R)) \\
&= 13.0 \times \exp(-1.65 \times (0.21 + 0.21)) \\
&= 6.50 \text{ (m)}
\end{aligned}$$

この結果は、海岸線における津波高さが6.5mの場合に、設置高さEL.+13.0m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%であるということを示す。また、海岸線における津波高さが13.0m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脆弱性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脆弱性評価結果をまとめると第3.1.3.4-11表のようになる。

(b) 屋内設置設備の脆弱性評価結果

イ タービン建屋内設備

タービン建屋内設備の被水・没水に関する脆弱性は、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.+12.1m未満に屋外に通じる貫通部及び開口部がなく、EL.+12.1m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.+12.1m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.+12.1m未満のタービン建屋内機器の被水・没水に関する fragility は以下のようなになる。

$$0 < x < 12.1 \quad P = 0$$

$$12.1 \leq x \quad P = 1$$

x : 津波高さ(m)

P : 損傷確率

なお、設置高さがEL.+12.1mよりも高い機器については、その設置高さ以上の津波高さで損傷確率は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 fragility は、建屋貫通部シールの fragility により評価する。1次系建屋内設備に関する fragility 評価の概念を、第3.1.3.4-27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.-2.0m)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。

$$F_{ER} = F_{FL} = 1.0$$

$$\beta = 0$$

(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、設計応答値としてフラジリティ評価用津波水位(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.-2.0mのシールの場合の耐力中央値は、水深20mに相当する18.0m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。なお、ここではフラジリティ評価用津波による水位として15mを設定した。

$$F_s = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}} = \frac{18.0}{15} = 1.20$$

$$\beta = 0$$

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。

$$F_{EC} = F_S \times F_{\mu} = 1.20$$

$$\beta = 0$$

(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。

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

$$= (1.0 \times 1.0 \times 1.20) \times (15)$$

$$= 18.0 \text{ (m)}$$

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

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

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

$$= 18.0 \times \exp(-1.65 \times (0.21 + 0.21))$$

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

このシールはタービン建屋から制御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、貫通部を経由して制御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.+12.1m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、タービン建屋と制御建屋間の貫通部(EL.-2.0m)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。

- ・ タービン建屋と制御建屋間の貫通部(EL. -2.0m)のフラジリティ

$$0 < x < 12.1 \quad P=0$$

$$12.1 \leq x < 15.0 \quad A_m = 18.0, \beta_R = \beta_U = 0.21, HCLPF = 9.0$$

$$15.0 \leq x \quad P=1$$

x : 津波高さ(m)

P : 損傷確率

EL.+15.0m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、海水管ダクトと中間建屋間の貫通部(EL.+1.8m)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。

$$A_m = 21.8 \text{ (m)}$$

$$\beta_U = 0.21$$

$$\beta_R = 0.21$$

$$HCLPF = 10.9 \text{ (m)}$$

このシールは海水管ダクトから中間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、貫通部を経由して中間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.+8.0m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。

- ・ 海水管ダクトと中間建屋間の貫通部 (EL.+1.8m) のフラジリティ

$$0 < x < 8.0 \quad P=0$$

$$8.0 \leq x < 15.0 \quad A_m=21.8, \beta_R = \beta_U = 0.21, \text{HCLPF} = 10.9$$

$$15.0 \leq x \quad P=1$$

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タービン建屋と中間建屋間の貫通部 (EL.-2.0m) が評価上より厳しい結果を与えることから、当該貫通部を代表とすることが考えられる。しかしながら、当該貫通部を代表した場合、 $0 < x < 12.1$ の損傷確率を0として扱うことから、海水管ダクトと中間建屋間の貫通部 (EL.+1.8m) のフラジリティのうち $8.0 \leq x < 12.1$ 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、津波高さに応じて、以下のようなフラジリティを設定する。

$$0 < x < 8.0 \quad P=0$$

$$8.0 \leq x < 12.1 \quad A_m=21.8, \beta_R = \beta_U = 0.21, \text{HCLPF} = 10.9$$

$$12.1 \leq x < 15.0 \quad A_m=18.0, \beta_R = \beta_U = 0.21, \text{HCLPF} = 9.0$$

$$15.0 \leq x \quad P=1$$

1次系建屋内の機器について得られるフラジリティ曲線の例を第3.1.3.4-28図に示す。フラジリティ曲線は、当該機器の設置EL.と上記の貫通部フラジリティによるEL.+8.0mの高い方(X点)から立ち上がり、EL.+12.1m(Y点)を境界としてフラジリティ曲線が切り替わることとなる。また、シールのないEL.+15.0m(Z点)以上では損傷確率は1となる。

以上から、特重施設を考慮しない場合における代表的な屋内設置機器のフラジリティ評価結果をまとめると第3.1.3.4-11表のようになる。

(c) 特定重大事故等対処施設内の設備

特重施設内の機器のフラジリティについては、特重施設の設計・配置情報等を基に仮定を置いて評価を実施する。また、タービン建屋と一次系建屋内の機器についても(b)で設定したフラジリティに対して、特重施設の設置による影響を考慮する。詳細は参考資料Ⅱに示す。

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

本評価では特重施設の主たる機能である格納容器破損防止に対する効果に着目した評価を実施しており、本項で示す津波出力運転時レベル 1PRA の内容に特重施設の影響は反映していない。

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とおりである。

- ・外部電源喪失
- ・原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・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 と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、起回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 3.1.3.4-29 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3.1.3.4-30図に示す。

ロ 起回事象イベントツリー

起回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回事象の分類を行うイベントツリーである。

起回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うる起回事象を、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、発生しうる起因事象を、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つ以上の起因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因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.+13.8m)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、ほかの起因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機能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、起因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因事象の分岐を除外した形とする。

本評価における起因事象イベントツリーを第3.1.3.4-31図及び第3.1.3.4-32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、起因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IPRAでは、起因事象の発生要因が内部事象出力運転時レベルIPRAと異なるが、起因事象発生後の事象進展は内部事象出力運転時レベルIPRA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IPRAでも考慮している起因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IPRAと同様である。

但し、津波出力運転時レベルIPRA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 I 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IPRAでは、内部事象出力運転時レベルIPRA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IPRA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わす要素を抽出して定義する。

内部事象出力運転時レベルIPRA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IPRA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IPRAの評価対象であっても、津波出

力運転時レベルIPRA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3.1.3.4-14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 3.1.3.4-33 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、CDF を算出する。以下に各イベントツリーに設定するフォールトツリーの内容を示す。

イ 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IPRA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の使命時間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 **PRA** の人的過誤確率の設定方針を第 3.1.3.4-15 表に示す。また、特重施設の運転操作に係る人的過誤確率の設定方針については参考資料 II 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 3.1.3.4-16 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、 fragility 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 fragility で与える機器

損傷確率を曲線状の fragility で与える機器については、機器の fragility 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主変圧器の被水・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。

ロ 損傷確率をステップ状の fragility で与える機器

損傷確率をステップ状の fragility 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3.1.3.4-18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 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。

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

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

(d) 定量化結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全 CDF は 1.0×10^{-8} (／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 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 3 が占める割合が高くなった。一方、海水ポンプエリアの防護壁の効果により、シナリオ区分 1 については CDF が極めて低い結果となった。

次に、1 次系建屋内への浸水有無別の CDF については、1 次系建屋内浸水なしの CDF が全 CDF の約 97.3% を占め、浸水した場合には、緩和設備は全て機能喪失し、必ず炉心損傷すると想定しているため、1 次系建屋の浸水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。津波シナリオ区分別の CDF を第 3.1.3.4-19 表に示す。

(イ) 津波シナリオ区分1 (6.65m以上～8.0m未満)

本シナリオ区分のCDFは 1.0×10^{-13} (／炉年) 未満であり、全CDFに占める割合は0.1%未満である。本シナリオ区分では、海水ポンプエリア防護壁により海水ポンプエリアへの浸水はないが、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、緩和機能が津波要因又はランダム要因により喪失することで炉心損傷に至る。

なお、本シナリオ区分の津波高さでは海水ポンプエリア防護壁が健全であり、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 (8.0m以上～10.0m未満)

本シナリオ区分のCDFは 6.8×10^{-9} (／炉年) であり、全CDFに占める割合は約65.5%である。本シナリオ区分以上では、海水ポンプエリア防護壁の水密性が保たれず海水ポンプエリアが浸水し、海水ポンプが被水・没水して機能喪失することで、原子炉補機冷却機能の全喪失が発生すると想定している。

原子炉補機冷却機能の全喪失後の主要シーケンスとしては、RCPシールLOCAが発生し、移動式大容量ポンプ車や常設電動注入ポンプ確立の失敗によりLOCA時に必要な緩和機能が喪失して炉心損傷に至るシーケンス、及び復水タンクから2次系純水タンクへの切替えに失敗して2次系の強制冷却が機能喪失して炉心損傷に至るシーケンス等がある。

また、屋外に設置されている外部電源関連設備が津波遡上に伴う被水・没水の影響で機能喪失し外部電源喪失が発生した場合には、既に海水ポンプが被水・没水により機能喪失しているため、従属的に非常用

所内交流動力電源（ディーゼル発電機）が機能喪失し、全交流動力電源喪失が発生する。全交流動力電源喪失発生後の主要シーケンスとしては、大容量空冷式発電機の確立に失敗することで必要な緩和機能が喪失して炉心損傷に至るシーケンス、復水タンクから2次系純水タンクへの切替え失敗により2次系強制冷却が機能喪失して炉心損傷に至るシーケンス、RCPシールLOCAが発生し、移動式大容量ポンプ車や常設電動注入ポンプ確立の失敗によりLOCA時に必要な緩和機能が喪失して炉心損傷に至るシーケンス等がある。

なお、本シナリオ区分では、海水ポンプエリアから海水管ダクトを經由して1次系建屋の開口部高さまで到達する場合がある。しかし、本シナリオ区分の津波高さに対する建屋開口部シールの損傷確率は小さいことから、津波が1次系建屋内に浸水するシナリオは主要なシーケンスとはならない。

（ハ） 津波シナリオ区分3（10.0m以上～12.1m未満）

本シナリオ区分のCDFは 2.8×10^{-9} （/炉年）であり、全CDFに占める割合は約26.6%である。本シナリオ区分では、津波シナリオ区分2と同様のシーケンスが主要なシーケンスとなる。また、津波が1次系建屋内に浸水するシナリオについては主要なシーケンスとはならない。

（ニ） 津波シナリオ区分4（12.1m以上～13.3m未満）

本シナリオ区分のCDFは 5.0×10^{-10} （/炉年）であり、全CDFに占める割合は約4.8%である。本シナリオ区分で1次系建屋が浸水しない場合には、主要なシーケンスとして津波シナリオ区分2、区分3と同様のシーケンスが発生するが、本津波シナリオ区分の終端高さが外部電源関連設備の設置高さであることから分かるように、外部電源関連設備が津波による被水・没水によって影響を受ける可能性（津波による損傷確率）

が高く、全交流電源喪失となるシナリオがその大半を占める。

また、本シナリオ区分では1次系建屋の浸水経路として、海水ポンプエリアから海水管ダクトを経由する経路に加え、屋外からタービン建屋を経由する経路が追加される。フラジリティ評価結果を踏まえると、前者の経路に比べて後者の経路からの浸水による建屋開口部シールの損傷確率が高くなる。1次系建屋が浸水した場合には、原子炉補機冷却水ポンプや電動及びタービン動補助給水ポンプが被水・没水することにより機能喪失し、炉心損傷に至ると想定しており、本シナリオも主要なシーケンスとなる。

(ホ) 津波シナリオ区分5 (13.3m以上～13.8m未満)

本シナリオ区分のCDFは 1.0×10^{-10} (/炉年)であり、全CDFに占める割合は約1.0%である。本シナリオ区分で1次系建屋が浸水しない場合には、海水ポンプエリアの浸水による原子炉補機冷却機能喪失の発生に加え、タービン建屋の浸水によるメタルクラッド開閉装置(常用系)の機能喪失に伴い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と想定している。全交流動力電源喪失発生後は、津波シナリオ区分2、3、4と同様の主要な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4と同様のシーケンスが主要なシーケンスとなる。

(ヘ) 津波シナリオ区分6 (13.8m以上～15.0m未満)

本シナリオ区分のCDFは 1.3×10^{-10} (/炉年)であり、全CDFに占める割合は約1.2%である。本シナリオ区分で1次系建屋が浸水しない場合には津波シナリオ区分5と同様のシーケンスが主要なシーケンスとなる。また、1次系建屋が浸水する場合には、安全補機開閉器室が水没し、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の複数の電気盤が必ず被水・没

水すると想定している。したがって、炉心損傷防止に必要な緩和設備が使用不能となることから、プラントの制御ができなくなり、複数の信号系損傷が発生し、直接炉心損傷に至るシナリオが主要なシーケンスとなる。

(ト) 津波シナリオ区分7 (15.0m以上～)

本シナリオ区分のCDFは 9.6×10^{-11} (／炉年)であり、全CDFに占める割合は約0.9%である。本シナリオ区分では津波高さが15.0mの1次系建屋の開口部シール高さを上回るため、必ず1次系建屋内が浸水すると想定しており、津波シナリオ区分6と同様のシーケンスが主要なシーケンスとなる。

ロ 起回事象別の炉心損傷頻度

起回事象別のCDFを第3.1.3.4-20表に示す。全CDFに占める割合は、外部電源喪失が約53.5%、原子炉補機冷却水機能の全喪失が約45.3%、複数の信号系損傷が約1.2%である。

原子炉補機冷却水機能の全喪失及び外部電源喪失の2つの起回事象のみで全CDFの大半を占めており、これは屋外に設置されている海水ポンプ及び外部電源関連設備が被水・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3.1.3.4-21表に示す。全CDFに占める割合は、原子炉補機冷却機能喪失の事故シーケンスグループが約45.3%、全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループが約53.5%、複数の信号系損傷の事故シーケンスグループのCDFが約1.2%である。

原子炉補機冷却機能喪失の事故シーケンスグループ及び全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループで全CDFの大半を占めており、これは起回事象別のCDF同様に屋外に設置されている海水ポンプ及び外部電源関

連設備が被水・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3.1.3.4-22表に示す。原子炉補機冷却機能の全喪失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66.6%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、2次系強制冷却に失敗する事故シーケンスが分類されるSED、移動式大容量ポンプ車の確立に失敗する事故シーケンスが分類されるSLWが占める結果となった。

(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) プラント損傷状態別の発生頻度

(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** の以下の評価上の仮定（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、(4)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、津波出力運転時レベル 1PRA で対象外としている。

このため、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の設定結果を第 3.1.3.4-23 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 3.1.3.4-23 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に対する影響を分析した結果を第 3.1.3.4-24 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 3.1.3.4-25 表に示す。特重施設を含む検討結果については参考資料 II に示す。検討の結果、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や 1 次系建屋の浸水の有無によって、緩和設備の損傷等が一意的に決まり、考慮する条件によっては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を第 3.1.3.4-34 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実施タイミングを整理し、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 3.1.3.4-35 図に示す。特重施設を考慮した格納容器イベントツリーは参考資料 II 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 3.1.3.4-25 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)ロに示すとおり内部事象出力運転時 PRA 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、原子炉容器破損等の事象の発生時期、

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。

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 と同じである。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。確認の結果、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、CFF を算出する。

(a) 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定

PDS ごとに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率を設定するが、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」、「TEW」及び「TEI」については設定不要である。

また、津波脆弱性、ランダム故障、人的過誤及び物理化学現象に関する分岐確率の不確かさを考慮し、当該分岐の確率分布を設定する。確率

分布の設定の考え方は、津波フラジリティについては津波出力運転時レベル 1PRA と同様である。その他、人的過誤に係る分布について津波の影響を考慮している以外は内部事象出力運転時レベル 2PRA と同様の設定の考え方である。

(b) 格納容器機能喪失頻度の算出方法

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 の格納容器機能喪失頻度 CFF_{ij} は、津波シナリオ区分 i の津波発生頻度 f_i 、事故シーケンス j_i の条件付き炉心損傷確率 $CCDP_{ij}$ 及び条件付き格納容器機能喪失確率 $CCFP_{ij}$ を用いて、次式によって求める。

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

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

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

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

(c) 格納容器機能喪失頻度の解析

PDSごとに格納容器イベントツリーの定量化を行い、CFFを算出した。津波シナリオ区分別、1次系建屋への浸水有無別及び格納容器機能喪失モード別の評価結果を以下に整理する。

イ 津波シナリオ区分別及び 1 次系建屋の浸水有無別の格納容器機能喪失頻度

第 3.1.3.4-26 表より、全 CFF は 4.1×10^{-9} (／炉年) となった。また、津波シナリオ区分別ではシナリオ区分 2 及び 3 の寄与割合が大きく、CFF はそれぞれ 2.9×10^{-9} 、 8.0×10^{-10} となり、合計で約 90% 近くの寄与割合を占めている。

ロ 格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度

第 3.1.3.4-27 表より、格納容器機能喪失モード別では δ モード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)の CFF が 3.4×10^{-9} と支配的であり、80% 以上の寄与割合を占めている。 δ モード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)に対する主要シーケンスとしては、津波シナリオ区分 2、3 において、1 次系建屋の浸水がない状態で、津波により屋外の設備である海水ポンプが機能喪失して原子炉補機冷却機能の全喪失が発生する場合、もしくは更に外部電源設備も津波により機能喪失することにより全交流動力電源喪失が発生する場合のいずれかにおいて、格納容器内への注水及び除熱に失敗し、格納容器圧力の上昇を防止することができず、格納容器過圧破損に至るシーケンスである。

ハ 放射性物質管理放出頻度及び格納容器健全性が維持される頻度

第 3.1.3.4-27 表より、放射性物質の管理放出が行われる ϕ モード(格納容器ベント)の発生頻度は、 5.3×10^{-9} (／炉年) である。また、 ϕ モード(格納容器健全)の発生頻度は炉心損傷事故時において、格納容器健全性が維持される事故シーケンスの頻度を積算することによって算出し、その頻度は 1.4×10^{-9} (／炉年) である。

f. 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化

格納容器イベントツリーによって同定された全ての事故シーケンスを、PDS、格納容器機能喪失モード及び放出経路の組合せから、環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似した放出カテゴリに分類し、放出カテゴリごとの発生頻度を求める。

(a) 放出カテゴリの分類

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

津波時に特有な事象も考慮して選定した放出カテゴリを第 3.1.3.1-47 表に示す。外部事象に係る放出カテゴリである格納容器バイパス(外的)(F2)については、津波による蒸気発生器伝熱管破損はないと仮定しているため、分類された事故シーケンスはない。また、格納容器破損(外的)(F4)について、津波による原子炉建屋及び格納容器の損傷はないと仮定しているため、分類された事故シーケンスはない。

したがって、津波出力運転時レベル 2PRA の放出カテゴリの分類では、内部事象出力運転時レベル 2PRA で分類された放出カテゴリに対して、津波に特有な放出カテゴリの分類による変更はない。

(b) 放出カテゴリ別の発生頻度

第 3.1.3.4-28 表より、格納容器破損(その他)(F3C)の発生頻度が最も大きく、 3.4×10^{-9} (/炉年)となった。これは、格納容器機能喪失モード別の発生頻度が大きい δ モード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)がこの放出カテゴリに含まれているためである。

g. 特定重大事故等対処施設によるリスク低減効果の確認

(a) 特定重大事故等対処施設に係るリスク低減効果について

本評価では、内部事象出力運転時PRAと同様に、設置変更許可申請書（特重施設）添付書類十の特重施設使用想定を踏まえ、重大事故等時においてDBA設備及びSA設備による原子炉格納容器内注水に失敗した場合に特重施設に係る手順書に基づく緩和操作を実施した場合における津波出力運転時PRA上の影響について評価を実施した。本評価結果と特重施設を考慮しない場合の評価結果を比較することにより、特重施設によるリスク低減効果を確認する。

イ 津波シナリオ区分別及び1次系建屋内浸水有無別の格納容器機能喪失頻度

第3.1.3.4-29表より、特重施設を考慮しない場合での全CFFは 9.2×10^{-9} （/炉年）であるのに対して、特重施設を考慮することにより、全CFFは 4.1×10^{-9} （/炉年）となり、約56%の低減効果が得られた。特重施設を考慮しない場合の1次系建屋浸水無しのシナリオでは、屋外で海水ポンプと外部電源関連設備が津波で損傷し全交流動力電源喪失が発生すると同時に、大容量空冷式発電機も津波損傷して炉心損傷となり、常設電動注入ポンプの電源（大容量空冷式発電機）が喪失しているため格納容器内への注水ができず格納容器機能喪失に至るシナリオが大きく占める。これに対し、特重施設を考慮することにより、特重設備（ポンプ）による格納容器内への注水に期待できることから、上記シナリオのCFF低減が全CFFの低減に寄与している。

ロ 格納容器機能喪失モード別格納容器機能喪失頻度

第3.1.3.4-30表より、特重施設を考慮することにより支配的であるδモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）のCFFが 8.4×10^{-9} （/炉

年)から、 3.4×10^{-9} (／炉年)に低減しており、これが全CFF低減に大きく寄与している。これは、特重施設を考慮しない場合では、格納容器内注水に失敗すると格納容器内自然対流冷却による減圧にも失敗すると想定していたのに対して、特重施設を考慮することで、特重設備(ポンプ)によるスプレイ及び特重設備(フィルタベント)による格納容器内の冷却及び減圧に期待できるからである。

ハ 放出カテゴリ別の発生頻度

第3.1.3.4-31表より、格納容器破損(その他)(F3C)の発生頻度が最も大きく、 3.4×10^{-9} (／炉年)となった。格納容器破損(その他)(F3C)は、特重施設を考慮しない場合では、全放出カテゴリ発生頻度のうち約82%を占めていたが、特重施設を考慮することにより、全放出カテゴリ発生頻度のうち約32%に低減した。これは、特重設備(フィルタベント)による格納容器内減圧に期待することにより、 δ モード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)及び ϵ モード(格納容器過温破損)の発生頻度が低減するためである。

(b) 特定重大事故等対処施設の柔軟な活用を想定した感度解析

特重施設の重大事故等時における柔軟な活用によるリスク低減効果を把握することを目的として、内部事象出力運転時PRAと同様に、設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十に記載された特重施設の使用想定に限定せず、SA事象全般に対して特重施設を活用することによるリスク低減に期待した場合の津波出力運転時PRA上の影響について評価を実施する。

イ 津波シナリオ区分別及び1次系建屋内浸水有無別の格納容器機能喪失頻度評価結果

津波シナリオ区分ごとの評価結果を第3.1.3.4-32表に示す。感度解析ケースの全CFFは 1.1×10^{-9} (／炉年)となり、特重施設を考慮しない場合の全

CFF 9.2×10^{-9} (／炉年)からの低減効果は約88%となった。また、特重施設を考慮したベースケースとの比較による低減効果は70%以上となり、特重施設をSA事象全般に活用することの有効性が確認された。

津波シナリオ区分別では、区分2から区分4の1次系建屋浸水無しのCFFが大きく低減している。これは、海水ポンプ及び外部電源関連設備が津波により損傷して全交流動力電源喪失が発生すると同時に、大容量空冷式発電機についても機能喪失することから炉心損傷に至り、常設電動注入ポンプの電源(大容量空冷式発電機)が喪失しているため格納容器内への注水ができず格納容器機能喪失に至るシーケンスにおいて、特重施設を考慮することにより、特重設備(ポンプ)による格納容器への注水に期待できるためである。また、復水タンク元弁の津波損傷による格納容器内注水(液相蓄熱)の失敗や人的過誤による格納容器内自然対流冷却(海水通水)の失敗が発生した場合においても、特重施設による注水やベントに期待できるためである。

ロ 格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度評価結果

第3.1.3.4-30表より、 δ モード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)の割合が特重施設を考慮しない場合では89.6%、特重施設を考慮したベースケースにおいても84.4%と大きな寄与割合を示していたが、第3.1.3.4-33表に示すとおり、特重施設を考慮した感度解析ケースでは43.6%に低減しており、全CFFの低減に大きく寄与している。また、 ϕ モード(格納容器健全)については 1.4×10^{-9} (／炉年)から 3.2×10^{-9} (／炉年)に増加している。これはDBA設備及びSA設備による格納容器内注水に失敗した場合においても、特重施設による格納容器内注水に期待することができ、その後の格納容器内自然対流冷却に成功することで格納容器の健全性を確保することが出来るようになったためである。

一方で、特重施設の効果に期待できない β モード(格納容器隔離失敗)については発生頻度に変化はないものの、 δ モード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)の低減に伴い、寄与割合が48.2%となり、最も支配的な格納容器機能喪失モードとなった。

(6) ソースターム評価

a. 放出カテゴリのソースターム評価

放出カテゴリごとに評価の対象とする代表的な事故シーケンスを選定し、格納容器健全及び放射性物質管理放出の放出カテゴリについてはソースターム解析を実施し、格納容器機能喪失の放出カテゴリについては定性的な評価を実施した。なお、本評価においては、安全性向上評価のリスク指標である「事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度」に着目した評価を実施した。

(a) 評価対象事故シーケンスの選定

津波出力運転時 PRA では、建屋又は原子炉格納容器の津波による直接損傷は考慮しておらず、事故進展は内部事象出力運転時レベル 2PRA で考慮している範囲に収まると考えられることから、放出カテゴリに対する代表的な事故シーケンスの選定に当たっても津波特有の要素の考慮は不要である。したがって、各放出カテゴリの評価対象事故シーケンスは 3.1.3.1(4) a. (a) に示したものと同一である。

(b) ソースタームの評価

3.1.3.1(4) a. (b) に示す。

(c) 放出カテゴリごとのソースタームと発生頻度

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

放出カテゴリの発生頻度とソースタームとを対応させて結果をまとめたものを第 3.1.3.4-34 表に示す。事故時の Cs-137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度は、 4.1×10^{-9} (／炉年) となった。

格納容器健全の放出量評価結果について、事故発生後約 19 分の炉心

溶融に伴い放射性物質の放出が開始されるが、事故発生後 78 分のアニュラス負圧達成により放出率は大きく低下しており、格納容器健全の維持とあいまって放射性物質の大規模放出には至らないことから、当該放出カテゴリの解析結果として整合していることを確認した。また、放射性物質管理放出時の放出量評価結果について、事故発生後約 19 分の炉心溶融に伴い放射性物質の放出が開始されるが、特重設備(ポンプ)によるスプレイによって放出率は大きく低下しており、フィルタベントによる FP の除去とあいまって放射性物質の大規模放出には至らないことから、当該放出カテゴリの解析結果として整合していることを確認した。

第3.1.3.4-1表 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

	PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源	
1	プラントの設計・運転の把握	PRA実施に必要な設計、運転管理に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・内部事象出力運転時PRAで使用した設計図書(原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書、配管計装線図、電気系統図、プラント機器配置図、保安規定、運転基準) ・全体機器配置図、海水ポンプウエル全体図、建具配置図、換気空調設備図、構内配置図、海水ポンプ室竣工図、プラントウォークダウン ・特定重大事故等対処施設の配置設計情報 ・津波被害事例(東北地方太平洋沖地震の情報等) 	
2	確率論的津波ハザード評価	対象サイトに影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・文献調査結果 ・地質調査結果 	
3	建屋・機器フレンジリティ評価	プラント固有の建屋・機器の耐力評価並びに応答評価に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・上記1の情報源 ・過去の津波遡上に関する文献 	
4	事故シーケンス評価	a) 事故シナリオの分析と起 因事象の分類	津波時に想定されるプラント状態	<ul style="list-style-type: none"> ・上記1の情報源
		b) 事故シーケンスの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	<ul style="list-style-type: none"> ・安全系等のシステム使用条件 ・システムの現実的な性能 ・運転員による緩和操作 	<ul style="list-style-type: none"> ・上記1の情報源
		c) システムのモデル化	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態	
		d) 事故シーケンスの定量化	評価結果の妥当性を確認できる情報	

第3.1.3.4-2表 津波による損傷・機能喪失要因、対象SSCの種類及び脆弱性評価対象の要否 (1/4)

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となるSSCの種類 (主要なSSC)	検討内容	結果*
被水・没水	動的・電氣的設備(電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等)	脆弱性評価対象。	○
波力	動的・電氣的設備(電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等)	屋外設置の設備:脆弱性評価対象。(但し、「被水・没水」の脆弱性評価結果で代表可能な場合は、当該要因に対する脆弱性評価は実施しない。)	△
		屋内設置の設備:当該損傷要因の影響はないと考えられるため、脆弱性評価対象外となる。	×
	静的設備(タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等)	屋外設置の設備:脆弱性評価対象。(但し、「波力」を直接受けることがないように構築物を設けた設備は対象外とする。)	△
		屋内設置の設備:当該損傷要因の影響はないと考えられるため、脆弱性評価対象外となる。	×
	建屋開口部建具(扉、シール等の浸水対策を実施した建具等)	開口部の浸水対策(貫通部シール)が脆弱性評価対象となる。	○
	建物・構築物(取水口を含む)	原子力発電所の建屋・構築物は地震等を考慮し基本的に強固な構造であるので、津波波力により損傷することは考えにくい。損傷を考慮したとしても、建屋全体が崩壊することはない。損傷箇所からの流入による被水・没水の影響に包含される。したがって、建屋構築物については、脆弱性評価対象外とする。	×
防波堤、防護堤	津波影響軽減設備である防波堤、防護堤については、脆弱性評価対象外とする。	×	

*: ○(脆弱性評価対象)、△(SSC毎に脆弱性評価対象/対象外を判断)、×(脆弱性評価対象外)

第3.1.3.4-2表 津波による損傷・機能喪失要因、対象SSCの種類及びフラジリティ評価対象の要否 (2/4)

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となるSSCの種類 (主要なSSC)	検討内容	結果*
流体力	「波力」と同じ。	「波力」と同じ。(但し、影響が「波力」に対して軽微であると考えられる場合には、「波力」に包含されるものとして取り扱う。)	△
浮力	動的・電氣的設備(電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等)	屋外設置の設備:フラジリティ評価対象。(但し、「被水・没水」のフラジリティ評価結果で代表可能な場合は、当該要因に対するフラジリティ評価は実施しない。)	△
		屋内設置の設備:屋外設備と同じ。(但し、建屋浸水時のみ。)	△
	静的設備(タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等)	屋外設置の設備:フラジリティ評価対象。但し、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。	△
		屋内設置の設備:屋外設備と同じ。(但し、建屋浸水時のみ。)	△

*: ○(フラジリティ評価対象)、△(SSC毎にフラジリティ評価対象/対象外を判断)、×(フラジリティ評価対象外)

第3.1.3.4-2表 津波による損傷・機能喪失要因、対象SSCの種類及び脆弱性評価対象の要否 (3/4)

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となるSSCの種類 (主要なSSC)	検討内容	結果*
漂流物衝突	動的・電氣的設備(電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等)	屋外設置の設備:脆弱性評価対象。(但し、「被水・没水」の脆弱性評価結果で代表可能な場合は、当該要因に対する脆弱性評価は実施しない。)	△
		屋内設置の設備:直接的に建屋内の設備に衝突することはないため、脆弱性評価対象外となる。	×
	静的設備(タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等)	屋外設置の設備:脆弱性評価対象。(但し、衝突可能性等を考慮し、脆弱性評価の実施要否を検討する。)	△
		屋内設置の設備:直接的に建屋内の設備に衝突することはないため、脆弱性評価対象外となる。	×
	建屋開口部建具(扉、シール等の浸水対策を実施した建具等)	建屋開口部建具の面積は想定される漂流物に対して小さいため、津波発生確率・漂流物の発生確率・到達確率に衝突時の損傷確率を考慮すると、漂流物衝突により影響を受ける確率は極めて小さいものと考えられる。したがって、建屋開口部建具は脆弱性評価対象外とする。	×
	建物・構築物(取水口を含む)	原子力発電所の建屋・構築物は地震等を考慮し基本的に強固な構造であるので、漂流物衝突により損傷することは考えにくい。損傷を考慮したとしても、建屋全体が崩壊することはない。損傷箇所からの流入による被水・没水の影響で包含される。したがって、建屋構築物については、脆弱性評価対象外とする。	×
防波堤、防護堤	津波影響軽減設備である防波堤、防護堤については、脆弱性評価対象外とする。	×	

*: ○(脆弱性評価対象)、△(SSC毎に脆弱性評価対象/対象外を判断)、×(脆弱性評価対象外)

第3.1.3.4-2表 津波による損傷・機能喪失要因、対象SSCの種類及び脆弱性評価対象の要否 (4/4)

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となるSSCの種類 (主要なSSC)	検討内容	結果*
引き津波による水位低下	海水を取水するポンプ	脆弱性評価対象。(ほかの要因と異なり、ある特定のマイナス水位(許容最低水位)に対する評価となる。)	○
海底砂移動	海水を取水するポンプ	脆弱性評価対象。	○
洗掘	動的・電氣的設備(電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等)	屋外設置の設備:脆弱性評価対象。(但し、「被水・没水」の脆弱性評価結果で代表可能な場合は、当該要因に対する脆弱性評価は実施しない。)	△
		屋内設置の設備:当該損傷要因の影響はないと考えられるため、脆弱性評価対象外となる。	×
	静的設備(タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等)	屋外設置の設備:静的設備のうち、タンクのみが脆弱性評価対象となる。(但し、基礎の状況等も考慮し、脆弱性評価の実施要否を検討する。)	△
		屋内設置の設備:当該損傷要因の影響はないと考えられるため、脆弱性評価対象外となる。	×
	建物・構築物(取水口を含む)	安全上重要な建屋・構築物は一般建築物に比べて基礎面積が大きいこと、地表面から基礎底面までの深さが大きいことを考えると、洗掘により建屋・構築物が傾斜や倒壊に至ることが考えられない。したがって、建屋・構築物は脆弱性評価対象外とする。	×
	防波堤、防護堤	津波影響軽減設備である防波堤、防護堤については、脆弱性評価対象外とする。	×

*: ○(脆弱性評価対象)、△(SSC毎に脆弱性評価対象/対象外を判断)、×(脆弱性評価対象外)

第3.1.3.4-3表 起因事象のスクリーニング結果 (1/3)

起因事象	① 国内のPWRプラント共通の観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
大破断LOCA	当該事象の発生要因となる配管は原子炉格納容器内にあり、海水が流入することもなく、波力により配管破断に至ることは考え難いことから当該事象は対象外となる。	×
中破断LOCA	大破断LOCAと同様であり、当該事象は対象外となる。	×
小破断LOCA	配管破断についての見解は大破断LOCAと同様である。しかしながら、津波が原因で制御回路が誤動作し、加圧器逃がし弁が誤開して再開止できない場合には小破断LOCA相当の事象が考えられるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
極小LOCA	大破断LOCAと同様であり、当該事象は対象外となる。	×
インターフェイスシステムLOCA	国内PWRプラントでは、余熱除去ポンプ入口隔離弁は出力運転時には誤動作防止の運用としているため、津波が原因で制御回路が誤動作する可能性はなく、当該弁は誤開することはない。また、当該事象の発生要因となる配管・弁は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、影響はないと考えられるため当該事象は対象外となる。	×
主給水流量喪失	津波により主給水ポンプ、復水ポンプ又は関連する電源設備等が損傷した場合には、主給水流量喪失となるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
過渡事象	津波により循環水ポンプ、復水器真空ポンプ又は関連する電源設備等が損傷した場合には、過渡事象となるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
手動停止	大津波警報等により運転員が手動停止することが考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には出力運転時PRAの範疇となる。一方、津波によりプラントに影響を与える可能性がある場合には、原子炉は自動トリップする又は、津波到達までに原子炉を手動停止できる可能性も高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも、その影響別に起因事象に分類可能であるため、当該事象は対象外とする。	×

第3.1.3.4-3表 起回事象のスクリーニング結果 (2/3)

起回事象	① 国内のPWRプラント共通の観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
外部電源喪失	津波により変圧器等の外部電源設備が損傷した場合には外部電源喪失となるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
ATWS	原子炉の停止機能は要求される使命時間が短いので、実際の津波を想定した場合、「要因となった地震」又は「津波警報を受けての手動停止」として達成される機能と考えられる。しかしながら、トリップの有無に関わらず、これらの機能喪失シーケンスは出力運転時PRA、地震PRAのイベントツリーで代表されることから、当該事象は対象外とする。	×
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	主蒸気管は原子炉格納容器内又は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、影響はないと考えられる。しかしながら、津波が原因で制御回路が誤動作し、主蒸気逃がし弁が誤開して再閉止できない場合には主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)相当の事象が考えられるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	主蒸気管は原子炉格納容器内又は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、影響はないと考えられる。しかしながら、津波が原因で制御回路が誤動作し、タービンバイパス弁が誤開して再閉止できない場合には主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)相当の事象が考えられるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
主給水管破断	主給水管は原子炉格納容器内又は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、影響はないと考えられる。また、津波が原因で制御回路が誤動作し、主給水管破断相当の事象が発生するような弁はないため、当該事象は対象外とする。	×
蒸気発生器伝熱管破損	当該事象の発生要因となる伝熱管は原子炉格納容器内にあり、海水の流入がないため、波力の影響はないと考えられるため、当該事象は対象外となる。	×

第3.1.3.4-3表 起回事象のスクリーニング結果 (3/3)

起回事象	① 国内のPWRプラント共通の観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
原子炉補機冷却機能の全喪失	津波により海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプ等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
原子炉補機冷却機能の部分喪失	津波により海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプ等が部分喪失した場合には、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
AC母線の1系列喪失	津波により安全系の電気盤が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
DC母線の1系列喪失	津波により安全系の電気盤が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
原子炉容器破損	原子炉容器は原子炉格納容器内にあり、海水の流入がないため、波力の影響はないと考えられるため、当該事象は対象外となる。	×
制御用空気喪失	津波により制御用空気圧縮機等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
計装用母線の喪失	津波により計装用電源装置等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
Low Intake Canal Level	取水路の水位が低下し、海水取水ピットの水位が低下する事象であり、津波出力運転時PRAとしては、引き津波による水位低下の影響として扱うこととなるため本スクリーニングでは除外しない。	○
津波特有の事象	上述のほかの起回事象以外に、津波により直接的に炉心損傷に至る事象等を津波特有の事故シナリオとして対象となる可能性がある。	○

第3.1.3.4-4表 起因事象の検討内容及び選定結果(押し津波) (1/5)

起因事象	② 本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 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
小破断 LOCA	1次系建屋内が浸水した場合、加圧器逃がし弁に関連する電気盤が被水・没水することにより、制御回路が誤動作し、当該弁が誤開に至って当該事象が発生する可能性がある。しかし、同じ1次系建屋内の制御用空気圧縮機(設置高さ:EL.-2.0m)も損傷し、空気だめにより一時的には誤動作が発生する可能性があるが、加圧器逃がし弁は閉止(フェイル・クローズ)されるため、当該事象が継続して発生することは稀有である。したがって、当該事象は対象外とする。	×	—	—
主給水流量 喪失	タービン建屋に設置されている復水ポンプが損傷(損傷高さ:EL.+12.1m)した場合に、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象が発生した時には、「原子炉補機冷却機能の全喪失(1次系建屋浸水無し)」が必ず発生しており、当該事象は「原子炉補機冷却機能の全喪失」に包含されるため、評価対象外とする。	×
過渡事象	屋外に設置されている循環水ポンプ(設置高さ:EL.+9.4m)あるいはタービン建屋に設置されている復水器真空ポンプが損傷(損傷高さ:EL.+12.1m)した場合に、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象が発生した時には、「原子炉補機冷却機能の全喪失(1次系建屋浸水無し)」が必ず発生しており、当該事象は「原子炉補機冷却機能の全喪失」に包含されるため、評価対象外とする。	×

第3.1.3.4-4表 起因事象の検討内容及び選定結果(押し津波) (2/5)

起因事象	② 本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 事象進展の類似性や包含性等を 考慮したグルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
外部電源喪失	屋外に設置している変圧器等の外部電源設備が損傷すると当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は屋外機器及びタービン建屋設置機器の損傷で発生する可能性があるため、評価対象事象となる。	○
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	1次系建屋内へ浸水した場合、主蒸気逃がし弁に関連する電気盤等の被水・没水により制御回路が誤動作し、当該弁の誤開により当該事象が発生する可能性がある。しかし、同じ1次系建屋内の制御用空気圧縮機(設置高さ:EL.-2.0m)も損傷し、空気だめにより一時的には誤動作が発生する可能性があるが、主蒸気逃がし弁は閉止(フェイル・クローズ)されるため、当該事象が継続して発生することは稀有である。したがって、当該事象は対象外とする。	×	—	—
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	タービン建屋内の電気盤の被水・没水に伴う誤信号によってタービンバイパス弁が誤開し、当該事象が発生する可能性がある。しかし、1次系建屋内が浸水した場合には、1次系建屋内の制御用空気圧縮機(設置高さ:EL.-2.0m)も損傷し、空気だめにより一時的には誤動作が発生する可能性があるが、当該弁は閉止(フェイル・クローズ)されるため、当該事象が継続して発生することは稀有である。また、1次系建屋内が浸水しない場合には、タービン建屋内の電気盤より信号が優先される1次系建屋内の電気盤が設置高さに関係なく健全であることから、1次系冷却材温度異常低による開阻止機能に期待できるため、当該事象は対象外とする。	×	—	—

第3.1.3.4-4表 起因事象の検討内容及び選定結果(押し津波) (3/5)

起因事象	② 本プラントにおける設備配置関係や 脆弱性評価結果からの観点		③ 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
原子炉補機 冷却機能の 全喪失	<p>当該事象については、原子炉補機冷却海水系と原子炉補機冷却水系を分けて検討する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却海水系 海水ポンプエリアが津波で浸水することで、海水ポンプが機能損傷し、当該起因事象が発生する。したがって当該事象は本スクリーニングでは除外しない。 原子炉補機冷却水系 1次系建屋内が浸水した場合、原子炉補機冷却水ポンプ(設置高さ:EL.+5.0m)が機能喪失することにより、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。 	○	当該事象は屋外設置機器の損傷及び1次系建屋設置機器の損傷で発生する可能性があるため、評価対象事象とする。	○
原子炉補機 冷却機能の 部分喪失	原子炉補機冷却海水系の海水ポンプ及び原子炉補機冷却系の原子炉補機冷却水ポンプはそれぞれ全トレンが同一の高さ、場所に設置されていることから、当該事象が発生することはないため、対象外となる。	×	—	—

第3.1.3.4-4表 起因事象の検討内容及び選定結果(押し津波) (4/5)

起因事象	② 本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 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
AC母線の 1系列喪失	各安全系母線の設備は、全て同一の高さ、場所に設置されていることから当該事象が発生することはないため、対象外とする。	×	—	—
DC母線の 1系列喪失	各安全系母線の設備は、全て同一の高さ、場所に設置されていることから当該事象が発生することはないため、対象外とする。	×	—	—
制御用空気 喪失	1次系建屋内が浸水した場合、制御用空気圧縮機(設置高さ:EL.-2.0m)が機能喪失することにより、当該起因事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は1次系建屋の浸水で発生する可能性がある。しかし、制御用空気系が喪失し、制御用空気を必要とする主給水流量調整弁が閉止(フェイル・クローズ)されることで、従属的に「主給水流量喪失」が発生するため、起因事象としては「主給水流量喪失」に包含される。但し、「制御用空気喪失」に伴う「主給水流量喪失」が発生した時には、「原子炉補機冷却機能の全喪失(1次系建屋浸水有り)」が必ず発生しており、当該事象は「原子炉補機冷却機能の全喪失」に包含できるため、評価対象外とする。	×

第3.1.3.4-4表 起因事象の検討内容及び選定結果(押し津波) (5/5)

起因事象	② 本プラントにおける設備配置関係や 脆弱性評価結果からの観点		③ 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
計装用母線の喪失	1次系建屋内が浸水した場合、計装用電源装置(設置高さ:EL.+10.0m)が機能喪失することにより、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象が発生した時には、同じ1次系建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ(設置高さ:EL.+5.0m)も損傷し、「原子炉補機冷却機能の全喪失」が必ず発生している。したがって、EL.+10.0m以上で1次系建屋内が浸水する津波シナリオにおいては、サポート系の計装用母線が必要となる機器を機能喪失として扱い評価対象外とする。	×
Low Intake Canal Level	押し津波により当該事象が発生する可能性はないため、対象外とする。	×	—	—
津波特有の事象	津波により直接的に炉心損傷に至る事象として、1次系建屋内の安全補機開閉器室(設置高さ:EL.+13.8m)が水没し、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の電気盤が損傷するため、当該事象が発生する可能性がある。	○	当該事象はEL.+13.8m以上の津波により1次系建屋が浸水した場合に発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。なお、当該事象は複数の信号系損傷として扱う。	○

第3.1.3.4-5表 起因事象の検討内容及び選定結果(引き津波) (1/3)

起因事象	② 本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 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
小破断LOCA	引き津波により、加圧器逃がし弁の制御回路の誤動作が発生する要因はないため、対象外とする。	×	—	—
主給水流量喪失	引き津波により、直接的に主給水流量喪失が発生する設備への影響はないため、対象外とする。	×	—	—
過渡事象	引き津波により、取水ピットの水位が規定値より低下して、循環水ポンプがキャビテーションにより故障した場合又はキャビテーション発生前に手動により当該ポンプを停止した場合に、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は、引き津波により発生する可能性があるため、評価対象事象とする。	○
外部電源喪失	引き津波により、外部電源関連設備の機能喪失が発生する設備への影響はないため、対象外とする。	×	—	—
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	引き津波により、主蒸気逃がし弁の制御回路の誤動作が発生する要因はないため、対象外とする。	×	—	—
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	引き津波により、タービンバイパス弁の制御回路の誤動作が発生する要因はないため、対象外とする。	×	—	—

第3.1.3.4-5表 起回事象の検討内容及び選定結果(引き津波) (2/3)

起回事象	② 本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 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
原子炉補機 冷却機能の 全喪失	引き津波により、取水ピットの水位が規定値より低下して、海水ポンプがキャビテーションにより故障した場合又はキャビテーション発生前に手動により当該ポンプを停止した場合に、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は、引き津波により発生する可能性があるため、評価対象事象となる。	○
原子炉補機 冷却機能の 部分喪失	海水ポンプは全て同一取水ピットから取水しており、その規定値は全て同一の高さであることから当該事象が発生することはないため、対象外とする。	×	—	—
AC母線の 1系列喪失	引き津波により、安全系母線の機能喪失が発生する設備への影響はないため、対象外とする。	×	—	—
DC母線の 1系列喪失	引き津波により、安全系母線の機能喪失が発生する設備への影響はないため、対象外とする。	×	—	—
制御用空気 喪失	引き津波により、直接的に制御用空気設備が機能喪失する要因はないため、対象外とする。	×	—	—

第3.1.3.4-5表 起回事象の検討内容及び選定結果(引き津波) (3/3)

起回事象	② 本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 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
計装用母線の喪失	引き津波により、安全系母線の機能喪失が発生する設備への影響はないため、対象外とする。	×	—	—
Low Intake Canal Level	引き津波による取水ピットの水位が規定値より低下して海水ポンプが機能喪失する(最終ヒートシンク喪失となる)事象であるため、本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は、取水ピットの水位が規定値より低下して、海水ポンプが引き津波により故障する場合であり、「原子炉補機冷却機能の全喪失」そのものなので、評価対象外とする。	×
津波特有の事象	引き津波により影響を受けるプラント設備は、海水取水の設備と限定的であり、直接多数の設備が同時に機能を喪失することはないため、対象外とする。	×	—	—

第3.1.3.4-6表 津波シナリオ区分の区分分け高さの根拠

区分分け高さ	区分分け高さの根拠
6.65m	<p>当該高さは、外部電源関連設備（設置高さ：EL.+13.3m）のHCLPF高さであり、起凶事象を誘発する機器のうち最もHCLPFが小さいことから評価開始高さとする。外部電源関連設備の被水・没水時には「外部電源喪失」が発生する。</p>
8.0m	<p>当該高さは、海水ポンプエリア防護壁の水密性を確認している高さであり、当該高さ以上の津波で海水ポンプエリア防護壁の機能喪失によりエリア内が浸水し、海水ポンプの被水・没水により「原子炉補機冷却機能の全喪失」が発生すると想定している高さである。</p> <p>また、当該高さの津波襲来時は海水ポンプエリア、地下の海水管ダクト經由で1次系建屋への開口部（EL.+1.8m）まで浸水する。当該開口部のシールが損傷し、1次系建屋内が浸水する場合には、原子炉補機冷却水ポンプ（設置高さ：EL.+5.0m）が機能喪失することで「原子炉補機冷却機能の全喪失」が発生するとともに、1次系建屋内の貫通部高さ未満の格納容器隔離弁が被水・没水し、格納容器隔離にも失敗する。</p>
10.0m	<p>当該高さは、1次系建屋内へ浸水する場合に、トロツノ盤等の直流電源関連の電気盤損傷に伴い加圧器逃がし弁の開に失敗し「加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の失敗」を想定している高さである。</p>
12.1m	<p>当該高さは、タービン建屋開口部からタービン建屋内が浸水すると想定している高さである。</p> <p>また、1次系建屋内の浸水有無を評価する上で代表とする開口部シールが、地下の海水管ダクトと中間建屋間の開口部シールから、タービン建屋と制御建屋間の開口部シールとなる高さである。</p>
13.3m	<p>当該高さは、タービン建屋に設置されているメタルクランプ開閉装置（常用系）が被水・没水し、「外部電源喪失」が発生すると想定している高さである。当該高さの津波襲来時には海水ポンプが機能喪失しているため、当該高さで「全交流動力電源喪失」が発生することを想定している。</p>
13.8m	<p>当該高さは、1次系建屋内が浸水した場合にメタルクランプ開閉装置等が機能喪失し、「複数の信号系損傷」が発生すると想定している高さである。</p>
15.0m	<p>当該高さは、1次系建屋の開口部にシールが施工されている高さの上限值であり、当該高さ以上では津波襲来時に1次系建屋が浸水して「複数の信号系損傷」が発生することを想定している。</p>

第3.1.3.4-7表 津波シナリオ区分 (1/3)

津波シナリオ区分		当該津波シナリオ区分で 評価対象とする起回事象	当該津波シナリオ区分以降の区分において 損傷する可能性のある主要な機器		左記機器の 設置高さ(m)
1	6.65m以上～8.0m未満	外部電源喪失	屋外	AFWP復水タンク元弁 燃料取替用水タンク水位計	11.0
				大容量空冷式発電機(本体及び関連設備) 2次系純水タンク水位計 タンクローリ	13.0
				所内変圧器 主変圧器 特高開閉所内機器	13.3
				補給水処理装置制御盤	13.4
				第1緊急用保管エリア内に配置の可搬設備	23.0
				第6緊急用保管エリア内に配置の可搬設備	25.0
				第2緊急用保管エリア内に配置の可搬設備	28.0
				第4緊急用保管エリア内に配置の可搬設備	33.0
			タービン建屋内	タービン建屋の開口部に到達しない	
			1次系建屋内	1次系建屋の貫通部に到達しない	

第3.1.3.4-7表 津波シナリオ区分 (2/3)

津波シナリオ区分		当該津波シナリオ区分で 評価対象とする起因事象	当該津波シナリオ区分以降の区分において 損傷する可能性のある主要な機器		左記機器の 設置高さ(m)	
2	8.0m以上～10.0m未満	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却機能の全喪失 外部電源喪失 	屋外	海水ポンプ	6.13	
				循環水ポンプ	9.4	
			タービン建屋内	タービン建屋の開口部に到達しない		
			1次系建屋内	格納容器スプレイポンプ 余熱除去ポンプ	-21.0	
				代替再循環隔離弁 スプレイ冷却器冷却水第2出口弁 RHRクーラ出口流量調節弁 ほか	-9.0	
				タービン動補助給水ポンプ 空調用冷凍機 充てん／高圧注入ポンプ 制御用空気圧縮機 高圧安全注入流量計 ほか	-2.0	
				スプレイクーラ出口弁(外隔離弁) RHRクーラ出口連絡弁 ほか	1.4	
				原子炉補機冷却水ポンプ 補助給水流量計 常設電動注入ポンプ 蒸気ライン圧力計 ほか	5.0	
				主蒸気隔離バイパス弁 補助給水隔離弁(外隔離弁) 主蒸気逃がし弁 ほか	9.2	
				燃料油移送ポンプ ディーゼル発電機 CT収納盤	9.3	
				主給水クリーンアップ元弁 補助給水隔離弁(外隔離弁)	9.5	

第3.1.3.4-7表 津波シナリオ区分 (3/3)

津波シナリオ区分		当該津波シナリオ区分で 評価対象とする起因事象	当該津波シナリオ区分以降の区分において 損傷する可能性のある主要な機器		左記機器の 設置高さ(m)
3	10.0m以上～12.1m未満	・原子炉補機冷却機能 の全喪失 ・外部電源喪失	屋外	津波シナリオ区分1及び区分2に含まれる機器と同様	
			タービン建屋内	タービン建屋の開口部に到達しない	
			1次系建屋内	蓄電池 充電器盤 計装用電源装置 原子炉トリップしゃ断器盤 ほか	10.0
4	12.1m以上～13.3m未満	・原子炉補機冷却機能 の全喪失 ・外部電源喪失	屋外	津波シナリオ区分1及び区分2に含まれる機器と同様	
			タービン建屋内	復水ポンプ	0.6
				復水器真空ポンプ	6.8
1次系建屋内	津波シナリオ区分1～区分3に含まれる機器と同様				
5	13.3m以上～13.8m未満	・原子炉補機冷却機能 の全喪失 ・外部電源喪失	屋外	津波シナリオ区分1及び区分2に含まれる機器と同様	
			タービン建屋内	メタルクラッド開閉装置(常用系)	13.3
			1次系建屋内	代替電源接続盤(A/B) ディーゼル発電機 ディーゼル発電機制御盤 アニュラス空気浄化ファン ほか	13.3
6	13.8m以上～15.0m未満	・複数の信号系損傷 ・外部電源喪失	屋外	津波シナリオ区分1及び区分2に含まれる機器と同様	
			タービン建屋内	津波シナリオ区分1～区分5に含まれる機器と同様	
			1次系建屋内	メタルクラッド開閉装置	13.8
7	15.0m以上	・複数の信号系損傷	屋外	津波シナリオ区分1及び区分2に含まれる機器と同様	
			タービン建屋内	津波シナリオ区分1～区分5に含まれる機器と同様	
			1次系建屋内	津波シナリオ区分1～区分6に含まれる機器と同様	

第3.1.3.4-8表 決定論評価における取水口位置での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

津波波源		決定論評価における 取水口位置での最大水位変動量(m) (各ケースでの最大値)		津波ハザード 評価における 検討対象	備 考	
		上昇側	下降側			
プレート間地震	南海トラフ	+1.04	-1.16		寄与度は低いと判断	
	琉球海溝	北部～中部	+3.52	-3.80	○	
		南部	+0.47	-0.67		寄与度は低いと判断
海城活断層による 地殻内地震	市来断層帯市来区間	+0.82	-1.02		寄与度は低いと判断	
	甕断層帯甕区間	+1.81	-1.39	○		
	市来断層帯甕海峡中央区間	+1.45	-1.46	○		
	甕島北方断層	+1.77	-1.73	○		
	甕島西方断層	+1.78	-1.71	○		
	長崎海脚断層	+2.24	-2.21	○		
海底地すべり		+0.34	-0.36		寄与度は低いと判断	
津波発生要因の組み合わせ (地震+海底地すべりに伴う津波)		+0.08～ -0.12 (+地震に伴う津波)	+0.07～ -0.13 (+地震に伴う津波)		津波発生要因の組み合わせを考慮しても、地震に伴う津波による水位への影響は小さく、ハザード評価はほとんど変わらない。	

注) 海底地すべりとして、上甕島の西側大陸斜面における海底地すべりを選定

第 3.1.3.4-9 表 数値シミュレーションの主な計算条件(プレート間地震)

項目	計算条件
計算時間間隔	0.1 秒
計算領域	南日本海域(南北約 2000km、東西約 2300km)
格子分割サイズ	沖合の最大 1600m から 800、400、200、100、50、25、12.5、6.25m と 1/2 ずつ徐々に細かい格子サイズを設定
基礎方程式	慣性項、海底摩擦項を含む非線形長波方程式
沖側境界条件	吸収境界条件
陸側境界条件	<ul style="list-style-type: none"> ・50m 格子以下の領域及び防波堤は、陸上遡上条件を考慮 ・貯留堰、カーテンウォールは考慮せずにモデル化 ・その他の領域は、陸上に向かう津波に対して完全反射条件 ・静水面より下降する津波に対しては、移動境界条件を用いて海底露出を考慮
海面変位	<ul style="list-style-type: none"> ・地震断層モデルを用いて地盤の鉛直変位量を設定 ・水平変位による鉛直への寄与分を考慮
潮位条件	T.P. ±0.00m
海底摩擦係数	マニングの粗度係数 $n=0.025 \text{ m}^{-1/3} \cdot \text{s}$ (小谷ほか(1998))
水平渦動粘性係数	$0.0 \text{ m}^2/\text{s}$
計算時間	地盤変動開始から 6 時間まで

基礎方程式: 非線形長波(浅水理論)の連続式及び運動方程式

$$\frac{\partial \eta}{\partial t} + \frac{\partial M}{\partial x} + \frac{\partial N}{\partial y} = 0$$

$$\frac{\partial M}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{M^2}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{MN}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial x} - K_b \left(\frac{\partial^2 M}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 M}{\partial y^2} \right) + \frac{gn^2}{D^{7/3}} M \sqrt{M^2 + N^2} = 0$$

$$\frac{\partial N}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{MN}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{N^2}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial y} - K_b \left(\frac{\partial^2 N}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 N}{\partial y^2} \right) + \frac{gn^2}{D^{7/3}} N \sqrt{M^2 + N^2} = 0$$

ここに、 t : 時間、 x 、 y : 平面座標、
 η : 静水面から鉛直上方にとった水位変動量、
 M : x 方向の線流量、 N : y 方向の線流量、 h : 静水深、
 D : 全水深 ($D=h+\eta$)、 g : 重力加速度、
 K_b : 水平渦動粘性係数、 n : マニングの粗度係数

第 3.1.3.4-10 表 数値シミュレーションの主な計算条件
(海域活断層による地殻内地震)

項目	計算条件
計算時間間隔	0.1秒
計算領域	南九州周辺海域(南北約 520km、東西約 470km)
格子分割サイズ	沖合の最大 800m から 400、200、100、50、25、12.5、6.25m と 1/2 ずつ徐々に細かい格子サイズを設定
基礎方程式	慣性項、海底摩擦項を含む非線形長波方程式
沖側境界条件	自由透過条件
陸側境界条件	<ul style="list-style-type: none"> ・50m 格子以下の領域及び防波堤は、陸上遡上条件を考慮 ・貯留堰、カーテンウォールは考慮せずにモデル化 ・その他の領域は、陸上に向かう津波に対して完全反射条件 ・静水面より下降する津波に対しては、移動境界条件を用いて海底露出を考慮
海面変位	地震断層モデルを用いて地盤の鉛直変動量が瞬時に生じるように設定
潮位条件	T.P.±0.00m
海底摩擦係数	マニングの粗度係数 $n=0.025 \text{ m}^{-1/3} \cdot \text{s}$ (小谷ほか(1998))
水平渦動粘性係数	$0.0 \text{ m}^2/\text{s}$
計算時間	地盤変動開始から 4 時間まで

基礎方程式: 非線形長波 (浅水理論) の連続式及び運動方程式

$$\frac{\partial \eta}{\partial t} + \frac{\partial M}{\partial x} + \frac{\partial N}{\partial y} = 0$$

$$\frac{\partial M}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{M^2}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{MN}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial x} - K_h \left(\frac{\partial^2 M}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 M}{\partial y^2} \right) + \frac{gn^2}{D^{7/3}} M \sqrt{M^2 + N^2} = 0$$

$$\frac{\partial N}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{MN}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{N^2}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial y} - K_h \left(\frac{\partial^2 N}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 N}{\partial y^2} \right) + \frac{gn^2}{D^{7/3}} N \sqrt{M^2 + N^2} = 0$$

ここに、t: 時間、x、y: 平面座標、

η : 静水面から鉛直上方にとった水位変動量、

M: x方向の線流量、N: y方向の線流量、h: 静水深、

D: 全水深 ($D=h+\eta$)、g: 重力加速度、

K_h : 水平渦動粘性係数、n: マニングの粗度係数

第3.1.3.4-11表 機器リストとフラジリティデータの例

機器(屋外・タービン建屋)	Am (m)	β_R	β_U	HCLPF (m)
大容量空冷式発電機	13.0	0.21	0.21	6.50
外部電源関連設備(主変圧器、所内変圧器)	13.3	0.21	0.21	6.65
海水ポンプ [Ⓔ]	8.00	0	0	8.00
循環水ポンプ [Ⓔ]	9.40	0	0	9.40

機器(1次系建屋)	X	Y	Z	Am (m)		β_R		β_U		HCLPF (m)	
				X-Y	Y-Z	X-Y	Y-Z	X-Y	Y-Z	X-Y	Y-Z
貫通部シール1 (EL.+1.8m) ^{*1}	/			21.8	—	0.21	—	0.21	—	10.9	—
貫通部シール2 (EL.-2.0m) ^{*2}	/			—	18.0	—	0.21	—	0.21	—	9.00
原子炉補機冷却水ポンプ [Ⓔ]	8.00	12.1	15.0	21.8	18.0	0.21	0.21	0.21	0.21	10.9	9.00
非常用ディーゼル発電機	—	13.3	15.0	—	18.0	—	0.21	—	0.21	—	9.00
メタルクラッド開閉装置	—	13.8	15.0	—	18.0	—	0.21	—	0.21	—	9.00

*1 :海水管ダクトと中間建屋間の貫通部シール

*2 :タービン建屋と制御建屋間の貫通部シール

Am :フラジリティ波高中央値

β_R :偶然的不確実さ

β_U :認識的不確実さ

HCLPF:95%信頼度における5%損傷確率に相当する津波高さ

第3.1.3.4-12表 各損傷・機能喪失要因に対する一般的なフラジリティ評価方針 (1/3)

損傷・機能喪失要因	設置場所	対象機器	フラジリティ評価方針
被水・没水	屋外	動的・電氣的設備	・対象機器が水に触れた時点で機能損傷すると想定し、対象機器の設置ELを現実的耐力として設定する。なお、設置ELの値は配置設計において厳密に設定されているため不確実さは考慮しない。
	屋内	動的・電氣的設備	・機器の設置ELに水位が達した時点で、対象機器が水に触れて機能損傷すると想定する。 ・建屋外郭部(貫通部)シールがない場合及びシールが損傷した場合には、建屋内に水が無制限に流入し、津波高さまで建屋内の水位が上昇すると想定する。したがって、貫通部シールの波力に対するフラジリティを評価する。但し、複数のシールが損傷することによる影響の組合せは考慮せず、1カ所のシールが損傷すれば、津波高さまで建屋内の水位が上昇すると仮定する。
波力	屋外	動的・電氣的設備 静的設備	・動的・電氣的設備については、被水・没水による機能損傷が先行する(設置位置に水が到達した時点で機能損傷する)ため評価不要とする。 ・機器設置位置による波力の影響(津波が運動エネルギーをもって衝突するか)により評価要否を検討する。すなわち、壁や建屋に囲まれている等、津波が運動エネルギーをもって衝突しないことが配置情報等から判断できる機器はフラジリティ評価対象外とする。 ・応答値(発生応力)の不確実さについては、津波PRA学会標準評価事例集の記載を参照する。
	屋内(建屋外郭部含む)	貫通部シール	・評価方法は基本的に屋外設備と同様であるが、シールが耐えうる静水頭(水压)に着目した評価とする。 ・建屋内設置機器は建屋外郭により波力の影響を受けないため、評価不要。

第3.1.3.4-12表 各損傷・機能喪失要因に対する一般的なフラジリティ評価方針 (2/3)

損傷・機能喪失要因	設置場所	対象機器	フラジリティ評価方針
流体力	屋外	動的・電氣的設備 静的機器	<ul style="list-style-type: none"> ・動的・電氣的設備については、被水・没水による機能損傷が先行する(設置位置に水が到達した時点で機能損傷する)ため評価不要とする。 ・流体力による荷重は波力に比べて非常に軽微であるので、波力の影響に包含されると考えフラジリティ評価対象外とする。
	屋内	貫通部シール	<ul style="list-style-type: none"> ・評価方法は基本的に屋外設備と同様であるが、シールが耐える静水頭(水压)に着目した評価とする。 ・建屋内設置機器は建屋外郭により波力の影響を受けないため、評価不要とする。
浮力	屋外	動的・電氣的設備 静的機器	<ul style="list-style-type: none"> ・動的・電氣的設備については、被水・没水による機能損傷が先行する(設置位置に水が到達した時点で機能損傷する)ため評価不要とする。 ・浮力によるタンク基礎ボルトの引張応力を評価する。 ・耐力については、地震と同様に限界耐力(物性値の中央値)を考慮する。
	屋内	動的・電氣的設備 静的設備	<ul style="list-style-type: none"> ・動的・電氣的設備については、被水・没水による機能損傷が先行する(設置位置に水が到達した時点で機能損傷する)ため評価不要とする。 ・静的機器については、その自重と基礎ボルトの耐力(引張強さ)に比べて、浮力による荷重(水没を考慮すると津波波高に依存しない)が軽微であるのでフラジリティ評価対象外とする。

第3.1.3.4-12表 各損傷・機能喪失要因に対する一般的な脆弱性評価方針 (3/3)

損傷・機能喪失要因	設置場所	対象機器	脆弱性評価方針
漂流物衝突	屋外	動的・電氣的設備 静的設備	<ul style="list-style-type: none"> ・動的・電氣的機器については、被水・没水による機能損傷が先行する(設置位置に水が到達した時点で機能損傷する)ため脆弱性評価対象外とする。 ・漂流物衝突時の発生応力の評価及びその不確実さについては、津波PRA学会標準評価事例集の記載を参照する。
	屋内	なし	<ul style="list-style-type: none"> ・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、脆弱性評価対象外とする。
海底砂移動	屋外	海水を取水するポンプ	<ul style="list-style-type: none"> ・海水ポンプ・循環水ポンプについて砂の影響を評価する。
	屋内	なし	<ul style="list-style-type: none"> ・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、脆弱性評価対象外とする。
洗掘	屋外	動的・電氣的設備 静的設備(タンク)	<ul style="list-style-type: none"> ・動的・電氣的機器については、被水・没水による機能損傷が先行する(設置位置に水が到達した時点で機能損傷する)ため評価不要とする。 ・基礎が舗装されているなどの理由により洗掘の影響が軽微なものの場合には脆弱性評価対象外とする。
	屋内	なし	<ul style="list-style-type: none"> ・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、脆弱性評価対象外とする。

第3.1.3.4-13表 機器種別ごとのフレンジリティ評価方針 (1/2)

機器種類	フレンジリティ評価方針	評価内容
屋内機器全般 (屋内全機器共通)	津波による水が建屋開口部から流入してくる形で浸水する(津波が衝突する形にならない)ため、波力・流体力・洗掘の影響は考慮する必要がない。また、建屋外壁により防護されるため、漂流物衝突の影響は考慮する必要がない。	—
静的機器(動的機器の構造損傷含む)	機器に作用する浮力よりも自重・基礎定着部引張強さの方が強いため、浮力による損傷は考慮不要とする。 ⇒バウンダリの喪失に至りうるフレンジリティ評価対象の損傷モードが存在しない	フレンジリティ評価対象外
動的機器	被水・没水による損傷を評価する。 ⇒建屋貫通部シールのフレンジリティに依存する。 ⇒最弱部シール(一般的に最もELの低い場所)のシールが損傷した時点で、全シールが同時に損傷するものと仮定する。すなわち、津波高さのELまで同時に水没するものと想定する。	被水・没水を評価
屋外機器全般 (屋外全機器共通)	機器設置位置の状況(津波に対する防護となりうる建屋・構造物等が周辺にあるか)を考慮して評価する損傷モードを設定する。	—
海水ポンプ	本プラントの海水ポンプエリアには防護堤・防護壁が設置されているため、これらを考慮したフレンジリティを検討する必要がある。海水ポンプは津波到達時点で損傷すると想定しているため、そのフレンジリティは防護堤・防護壁のフレンジリティに依存する。 ・防護堤の扱い 防護堤の効果には期待しない。 ・海水ポンプエリア防護壁(水密扉等を含む) 波力荷重に対して健全性を確認している津波高さが8.0mであるので、波高8.0m以下の津波では防護壁は損傷しないものとし、波高8.0mを上回る津波に対しては損傷するものとして扱う。 ・海底砂移動 設計基準津波による砂の堆積量は非常に少ない(最大で10cm程度)。また、取水ピット底面からポンプ吸込口まで10m程度あるため、砂の吸込みにより損傷に至ることは考えられない。	被水・没水を評価

第3.1.3.4-13表 機器種別ごとの fragility 評価方針 (2/2)

機器種類	fragility 評価方針	評価内容
海水ストレーナ	ピット内に設定されているので、波力は作用しない(津波がエネルギーを持って衝突することはない)。	fragility 評価対象外
タンク類	評価対象タンク周辺に防護壁が設置されているため、これらの影響を検討する必要がある。 <タンク類に付属する計器類の機能損傷> ・壁は水密構造ではないので、壁内にある計器類に対する被水・没水については壁の効果は考慮しない。 <タンク類の構造損傷> ・設置位置が海岸線から見て建屋の陰になる位置であるので、建屋が防護壁となり波力が作用しないと見える。	fragility 評価対象外
燃料油貯油槽	地下設置のタンクであり、津波の影響を受けない。	fragility 評価対象外
可搬設備	動的・電氣的設備、静的設備に関わらず、設置位置に津波が到達した時点で、津波で流出又は作業員の接近困難等の理由により使用不能になるものと想定する。	被水・没水を評価
配管類	屋外配管はダクト内若しくは海岸線から見て建屋の陰になる位置にあるため、波力が作用することがない。	fragility 評価対象外
ケーブルトレイ	ケーブル接続先の機器(電気盤・ポンプ等)については被水・没水でによる損傷が先行するため、ケーブルトレイの評価は不要。	fragility 評価対象外
上記以外の動的・電氣的設備	設置位置に津波が到達した時点で、被水・水没による機能損傷が先行すると想定するため、構造損傷は評価不要。	被水・没水を評価

第3.1.3.4-14表 プラント損傷状態の定義

No.	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷 時期	原子炉格納容器内事象進展		
					RWST水の 原子炉格納 容器への移送	原子炉 格納容器の 破損時期	原子炉 格納容器内 熱除去手段
1	SED	小破断LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	SEW	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	SEI	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	SLW	小破断LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	×
5	SLI	小破断LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	○
6	SLC	小破断LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷前	×
7	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
8	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
9	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○

第3.1.3.4-15表 津波出力運転時PRAの人的過誤確率の設定方針

		津波シナリオ区分 1 (津波高さ:6.65m~8.0m)	津波シナリオ区分 2~6 (津波高さ:8.0m~15.0m)		津波シナリオ区分 7 (津波高さ:15.0m~)
		—	健全	損傷	—
開口部シールの健全性		—	健全	損傷	—
1次系建屋内への浸水有無		なし		あり	
診断失敗		運転基準緊急処置編:ノミナル値 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		運転基準緊急処置編:上限値 運転基準緊急処置編(第二部):上限値 運転基準緊急処置編(第三部):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3.1.3.4-16表 津波シナリオ区分別の津波平均発生頻度

津波シナリオ区分		津波平均発生頻度 (/年)
1	6.65m～8.0m	2.5E-07
2	8.0m～10.0m	4.3E-08
3	10.0m～12.1m	4.2E-09
4	12.1m～13.3m	5.0E-10
5	13.3m～13.8m	1.0E-10
6	13.8m～15.0m	1.3E-10
7	15.0m～	9.6E-11

第3.1.3.4-17表 主変圧器の津波シナリオ区分別損傷確率

津波シナリオ区分		損傷確率
1	6.65m～8.0m	1.9E-02
2	8.0m～10.0m	7.8E-02
3	10.0m～12.1m	2.4E-01
4	12.1m～13.3m	4.4E-01
5	13.3m～13.8m	5.2E-01
6	13.8m～15.0m	6.0E-01
7	15.0m～	7.3E-01

第3.1.3.4-18表 海水ポンプの津波シナリオ区分別損傷確率

津波シナリオ区分		損傷確率
1	6.65m～8.0m	0.0E+00
2	8.0m～10.0m	1.0E+00
3	10.0m～12.1m	1.0E+00
4	12.1m～13.3m	1.0E+00
5	13.3m～13.8m	1.0E+00
6	13.8m～15.0m	1.0E+00
7	15.0m～	1.0E+00

第3.1.3.4-19表 津波シナリオ区分別及び1次系建屋浸水有無別の炉心損傷頻度

津波シナリオ区分		津波発生 頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)			寄与割合 (%)
			1次系建屋 浸水あり	1次系建屋 浸水なし	津波シナリオ 区分別	
1	6.65m～8.0m	2.5E-07	N/A	ε	ε	<0.1
2	8.0m～10.0m	4.3E-08	4.6E-11	6.7E-09	6.8E-09	65.5
3	10.0m～12.1m	4.2E-09	3.9E-11	2.7E-09	2.8E-09	26.6
4	12.1m～13.3m	5.0E-10	5.7E-11	4.4E-10	5.0E-10	4.8
5	13.3m～13.8m	1.0E-10	1.7E-11	8.3E-11	1.0E-10	1.0
6	13.8m～15.0m	1.3E-10	2.8E-11	9.9E-11	1.3E-10	1.2
7	15.0m～	9.6E-11	9.6E-11	N/A	9.6E-11	0.9
合計			2.8E-10	1.0E-08	1.0E-08	100.0
寄与割合 (%)			2.7	97.3	100.0	

ε:1.0E-13(/炉年)未満

N/A:発生せず

第3.1.3.4-20表 起因事象別の炉心損傷頻度

起因事象	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
外部電源喪失	5.6E-09	53.5
原子炉補機冷却機能の全喪失	4.8E-09	45.3
複数の信号系損傷	1.2E-10	1.2
合計	1.0E-08	100.0

第3.1.3.4-21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	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
2次冷却系からの除熱機能喪失	ε	< 0.1
全交流動力電源喪失	5.6E-09	53.5
原子炉補機冷却機能喪失	4.8E-09	45.3
複数の信号系損傷	1.2E-10	1.2
合計	1.0E-08	100.0

ε : 1.0E-13 (／炉年) 未満

第3.1.3.4-22表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
SED	2.1E-09	20.3
SLW	1.3E-09	12.6
SLI	ε	< 0.1
SLC	5.6E-11	0.5
TED	7.0E-09	66.6
TEW	ε	< 0.1
TEI	ε	< 0.1
合計	1.0E-08	100.0

ε : 1.0E-13 (／炉年) 未満

第 3.1.3.4-23 表 格納容器機能喪失モードの設定結果

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	
			格納容器ベント	ϕ	フィルタベントの実施	
	早期放出	格納容器バイパス	TI-SGTR		ξ	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
		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
		後期放出	後期格納容器破損	水素燃焼 (原子炉容器破損後長期)	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
				ベースマツト溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマツトが溶融貫通
	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 3.1.3.4-24 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
格納容器先行破損	・プラント損傷状態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(温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)	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	溶融炉心の原子炉下部キャビティ外への放出
原子炉下部キャビティ内水量	・燃料取替用水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	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
格納容器雰囲気直接加熱	・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	溶融炉心・コンクリート相互作用の継続
ベースマット溶融貫通	・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 3.1.3.4-25 表 津波出力運転時レベル 2PRA でモデル化するシビアアクシデント対策 (1/2)

主要な緩和手段	関連設備	主要な目的	運転操作タイミング	熱水力・放射能雰囲気条件下での運転操作可能性	津波出力運転時レベル2PRAでのモデル化
格納容器隔離	格納容器隔離弁	放射性物質放出防止	<ul style="list-style-type: none"> 各種信号による自動作動 炉心損傷検知前に実施 	可能	○
作業環境維持	アニュラス空気浄化系	放射性物質放出緩和	<ul style="list-style-type: none"> 各種信号による自動起動 所内電源及び外部電源喪失判断後実施 	可能	○
	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)		— (中央制御室換気系隔離信号(M信号)による自動作動)	なし	○
1次系強制減圧	加圧器逃がし弁(制御用空気系使用)	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器伝熱管の健全性維持 溶融炉心の分散放出防止 	炉心損傷検知後実施	可能	○
	加圧器逃がし弁(窒素ポンベ使用)				○
炉心への注水	非常用炉心冷却設備	<ul style="list-style-type: none"> 未臨界の維持 炉心損傷の進展防止と緩和 原子炉容器破損の防止及び遅延 	非常用炉心冷却設備作動信号(S信号)による自動起動	可能	○

第 3.1.3.4-25 表 津波出力運転時レベル 2PRA でモデル化するシビアアクシデント対策 (2/2)

主要な緩和手段	関連設備	主要な目的	運転操作タイミング	熱水力・放射能雰囲気条件下での運転操作可能性	津波出力運転時レベル2PRAでのモデル化
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)	<ul style="list-style-type: none"> ・溶融炉心冷却 ・原子炉格納容器圧力上昇抑制 ・放射性物質放出緩和 	炉心損傷検知後実施	可能	○
	常設電動注入ポンプ(水源補給前)				○
格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)	格納容器再循環ユニット(原子炉補機冷却水通水)	格納容器破損防止	最高使用圧力到達後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。	○
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)	原子炉格納容器圧力上昇抑制	燃料取替用水枯渇後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。	○
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)	格納容器破損防止	事故後24時間後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。	○
水素濃度制御	電気式水素燃焼装置	水素濃度低減(短期)	炉心損傷検知前に実施	可能	○
	静的触媒式水素再結合装置(PAR)	水素濃度低減(長期)	— (受動的な安全設備)	なし	○
電源の確保	外部電源の回復	交流電源の復旧	所内電源及び外部電源喪失判断後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。	×
	大容量空冷式発電機			可能	○

第 3.1.3.4-26 表 津波シナリオ区分別、1 次系建屋浸水有無別格納容器機能喪失頻度

津波シナリオ区分		津波発生 頻度 (/年)	格納容器機能喪失頻度(/炉年)		
			1次系建屋 浸水あり	1次系建屋 浸水なし	合計
1	6.65m～8.00m	2.5E-07	N/A	ε	ε
2	8.00m～10.0m	4.3E-08	4.6E-11	2.9E-09	2.9E-09
3	10.0m～12.1m	4.2E-09	3.9E-11	7.6E-10	8.0E-10
4	12.1m～13.3m	5.0E-10	5.7E-11	1.1E-10	1.7E-10
5	13.3m～13.8m	1.0E-10	1.7E-11	3.3E-12	2.0E-11
6	13.8m～15.0m	1.3E-10	6.7E-11	1.4E-12	6.9E-11
7	15.0m～	9.6E-11	9.6E-11	N/A	9.6E-11
合計			3.2E-10	3.7E-09	4.1E-09

ε: カットオフ値(1.0E-13(/炉年))未満

N/A: 発生せず

第 3.1.3.4-27 表 格納容器機能喪失モード別の評価結果

格納容器 機能喪失モード	発生頻度 (／炉年)	寄与割合* (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	ε	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	5.4E-10	13.4
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	1.5E-12	<0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	3.4E-09	84.4
ε (ベースマット溶融貫通)	1.6E-11	0.4
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.6E-11	1.4
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	3.7E-12	<0.1
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0	0
ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	1.3E-11	0.3
τ (格納容器過温破損)	ε	<0.1
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1
全格納容器機能喪失頻度	4.1E-09	100
ϕ (格納容器ベント)	5.3E-09	—
ϕ (格納容器健全)	1.4E-09	—

ε : カットオフ値(1.0E-13(／炉年))未満

*: 全 CFF に対する寄与割合

第 3.1.3.4-28 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 (%)
格納容器バイパス	—	F1	1.3E-11	0.1
格納容器破損	エナジェ ティック	F3A	5.2E-12	<0.1
	先行破損	F3B	5.6E-11	0.5
	その他	F3C	3.4E-09	32.0
隔離失敗	—	F5	5.4E-10	5.0
健全（設計漏えい）	—	F6	1.4E-09	12.9
放射性物質管理放出	—	F7	5.3E-09	49.4

第 3.1.3.4-29 表 特定重大事故等対処施設有無による津波シナリオ区分別、1 次系建屋浸水有無別評価結果

津波シナリオ区分		津波発生頻度 (/年)	特重施設なし			特重施設あり (ベースケース)		
			格納容器機能喪失頻度 (/炉年)			格納容器機能喪失頻度 (/炉年)		
			1次系建屋 浸水あり	1次系建屋 浸水なし	合計	1次系建屋 浸水あり	1次系建屋 浸水なし	合計
1	6.65m～8.00m	2.5E-07	N/A	ε	ε	N/A	ε	ε
2	8.00m～10.0m	4.3E-08	4.6E-11	5.4E-09	5.5E-09	4.6E-11	2.9E-09	2.9E-09
3	10.0m～12.1m	4.2E-09	3.9E-11	2.7E-09	2.8E-09	3.9E-11	7.6E-10	8.0E-10
4	12.1m～13.3m	5.0E-10	5.7E-11	4.4E-10	5.0E-10	5.7E-11	1.1E-10	1.7E-10
5	13.3m～13.8m	1.0E-10	1.7E-11	8.3E-11	1.0E-10	1.7E-11	3.3E-12	2.0E-11
6	13.8m～15.0m	1.3E-10	2.8E-11	9.9E-11	1.3E-10	6.7E-11	1.4E-12	6.9E-11
7	15.0m～	9.6E-11	9.6E-11	N/A	9.6E-11	9.6E-11	N/A	9.6E-11
合計			2.8E-10	8.9E-09	9.2E-09	3.2E-10	3.7E-09	4.1E-09

ε: カットオフ値 (1.0E-13 (/炉年)) 未満

N/A: 発生せず

第 3.1.3.4-30 表 特定重大事故等対処施設有無による格納容器機能喪失モード別評価結果

格納容器 機能喪失モード	特重施設なし		特重施設あり (ベースケース)	
	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	ε	<0.1	ε	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	5.0E-10	5.4	5.4E-10	13.4
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	1.5E-12	<0.1	1.5E-12	<0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	8.4E-09	89.6	3.4E-09	84.4
ε (ベースマット溶融貫通)	3.8E-10	4.1	1.6E-11	0.4
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.6E-11	0.6	5.6E-11	1.4
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.6E-12	<0.1	3.7E-12	<0.1
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0	0	0	0
g (蒸気発生器伝熱管破損)	1.3E-11	0.1	1.3E-11	0.3
τ (格納容器過温破損)	1.8E-11	0.2	ε	<0.1
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1	ε	<0.1
全格納容器機能喪失頻度	9.2E-09	100	4.1E-09	100
φ (格納容器ベント)	—	—	5.3E-09	—
ϕ (格納容器健全)	1.4E-09	—	1.4E-09	—

ε: カットオフ値(1.0E-13(/炉年))未滿

*: 全 CFF に対する寄与割合

第 3.1.3.4-31 表 特定重大事故等対処施設有無による放出カテゴリ別評価結果

原子炉格納容器 の状態	分類	放出カテ ゴリ記号	特重施設なし		特重施設あり (ベースケース)	
			発生頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	発生頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
格納容器バイパス	—	F1	1.3E-11	0.1	1.3E-11	0.1
格納容器破損	エナジエ ティック	F3A	3.1E-12	<0.1	5.2E-12	<0.1
	先行破損	F3B	5.6E-11	0.5	5.6E-11	0.5
	その他	F3C	8.7E-09	81.7	3.4E-09	32.0
隔離失敗	—	F5	5.0E-10	4.7	5.4E-10	5.0
健全(設計漏えい)	—	F6	1.4E-09	12.9	1.4E-09	12.9
放射性物質管理放出	—	F7	—	—	5.3E-09	49.4

第 3.1.3.4-32 表 特定重大事故等対処施設を考慮した感度解析結果
(津波シナリオ区分別、1次系建屋内浸水有無別)

津波シナリオ 区分		津波 発生 頻度 (/年)	特重施設あり (ベースケース)			特重施設あり (感度解析ケース)		
			格納容器機能喪失頻度(/炉年)			格納容器機能喪失頻度(/炉年)		
			1次系建屋 浸水あり	1次系建屋 浸水なし	合計	1次系建屋 浸水あり	1次系建屋 浸水なし	合計
1	6.65m～ 8.00m	2.5E-07	N/A	ε	ε	N/A	ε	ε
2	8.00m～ 10.0m	4.3E-08	4.6E-11	2.9E-09	2.9E-09	4.6E-11	6.1E-10	6.6E-10
3	10.0m～ 12.1m	4.2E-09	3.9E-11	7.6E-10	8.0E-10	3.9E-11	1.6E-10	2.0E-10
4	12.1m～ 13.3m	5.0E-10	5.7E-11	1.1E-10	1.7E-10	5.7E-11	2.2E-11	7.9E-11
5	13.3m～ 13.8m	1.0E-10	1.7E-11	3.3E-12	2.0E-11	1.7E-11	4.2E-12	2.1E-11
6	13.8m～ 15.0m	1.3E-10	6.7E-11	1.4E-12	6.9E-11	6.7E-11	2.6E-12	7.0E-11
7	15.0m～	9.6E-11	9.6E-11	N/A	9.6E-11	9.6E-11	N/A	9.6E-11
合計			3.2E-10	3.7E-09	4.1E-09	3.2E-10	8.0E-10	1.1E-09

ε：カットオフ値 (1.0E-13 (/炉年)) 未満

N/A：発生せず

第 3.1.3.4-33 表 特定重大事故等対処施設を考慮した感度解析結果
(格納容器機能喪失モード別)

格納容器機能喪失モード	特重施設あり (ベースケース)		特重施設あり (感度解析ケース)	
	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	ε	<0.1	ε	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	5.4E-10	13.4	5.4E-10	48.2
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	1.5E-12	<0.1	5.1E-12	0.5
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	3.4E-09	84.4	4.9E-10	43.6
ε (ベースマツト溶融貫通)	1.6E-11	0.4	2.2E-11	2.0
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.6E-11	1.4	5.6E-11	5.0
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	3.7E-12	<0.1	4.0E-12	0.4
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0	0	0	0
ζ (蒸気発生器伝熱管破損)	1.3E-11	0.3	4.1E-12	0.4
τ (格納容器過温破損)	ε	<0.1	ε	<0.1
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1	ε	<0.1
全格納容器機能喪失頻度	4.1E-09	100	1.1E-09	100
ϕ (格納容器ベント)	5.3E-09	—	5.6E-09	—
ψ (格納容器健全)	1.4E-09	—	3.2E-09	—

ε : カットオフ値(1.0E-13(/炉年))未満

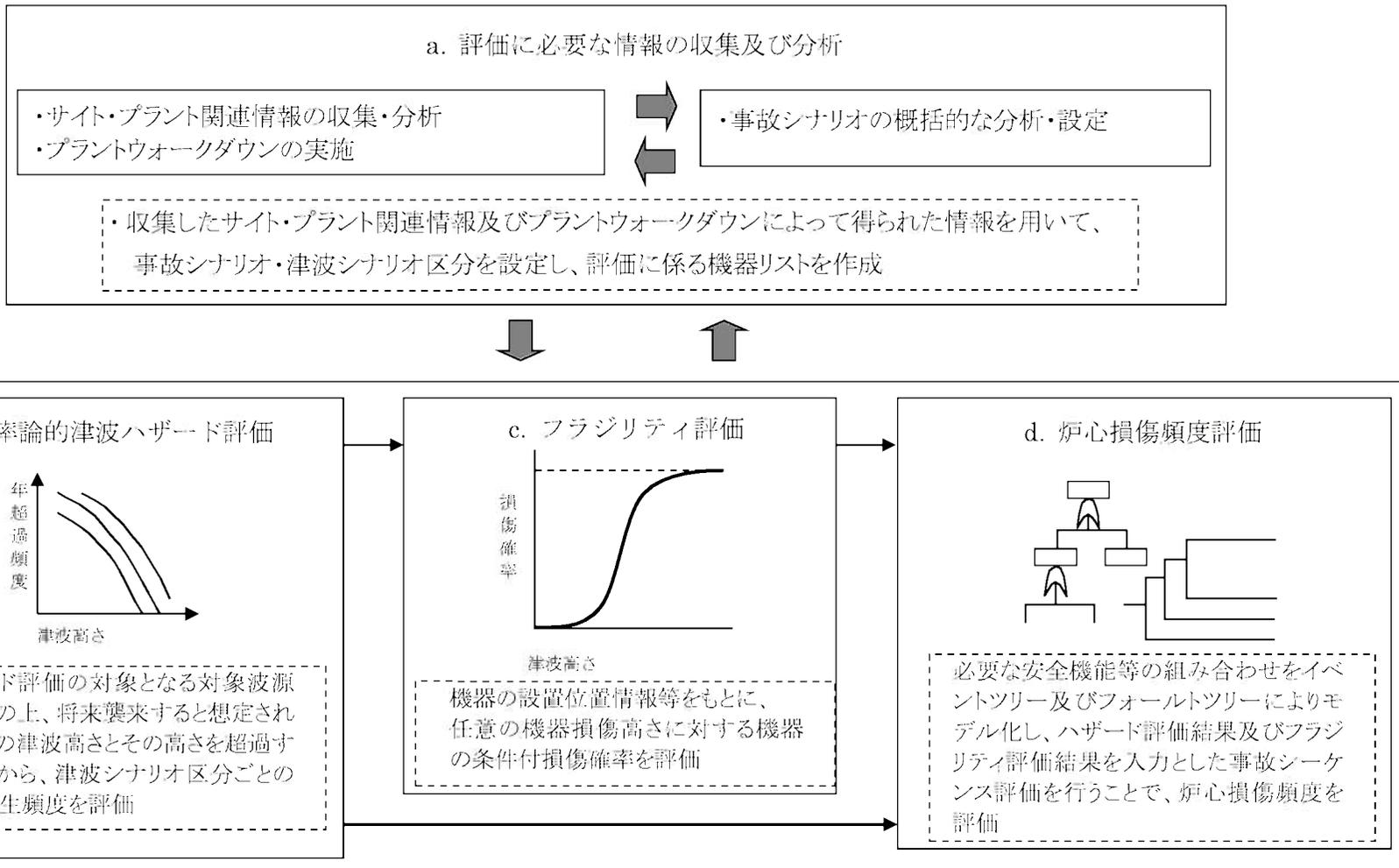
*: 全 CFF に対する寄与割合

第 3.1.3.4-34 表 放出カテゴリごとの Cs-137 放出量の評価結果

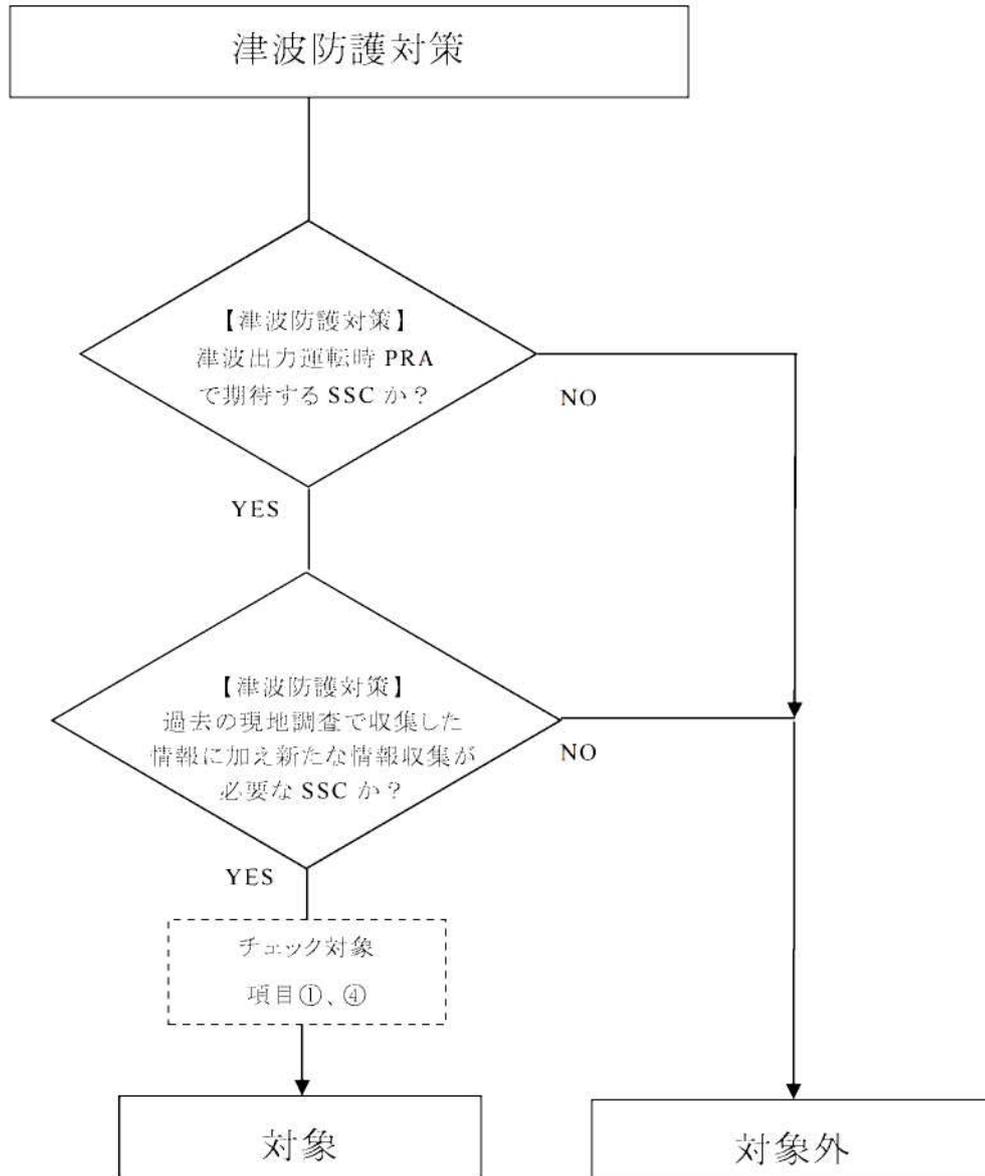
原子炉格納容器 の状態	分類	放出 カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)		ソースターム解析結果 (Cs-137放出量の定量的結 果又は定性的結果)(TBq)
格納容器バイパス	—	F1	1.3E-11	4.1E-09	>100
格納容器破損	エナジエ ディック	F3A	5.2E-12		>100
	先行 破損	F3B	5.6E-11		>100
	その他	F3C	3.4E-09		>100
隔離失敗	—	F5	5.4E-10		>100
健全(設計漏えい)	—	F6	1.4E-09		3.2 ^(注1)
放射性物質管理放出	—	F7	5.3E-09		0.79 ^(注1、2)

(注1)有効数字2桁に切り上げ。

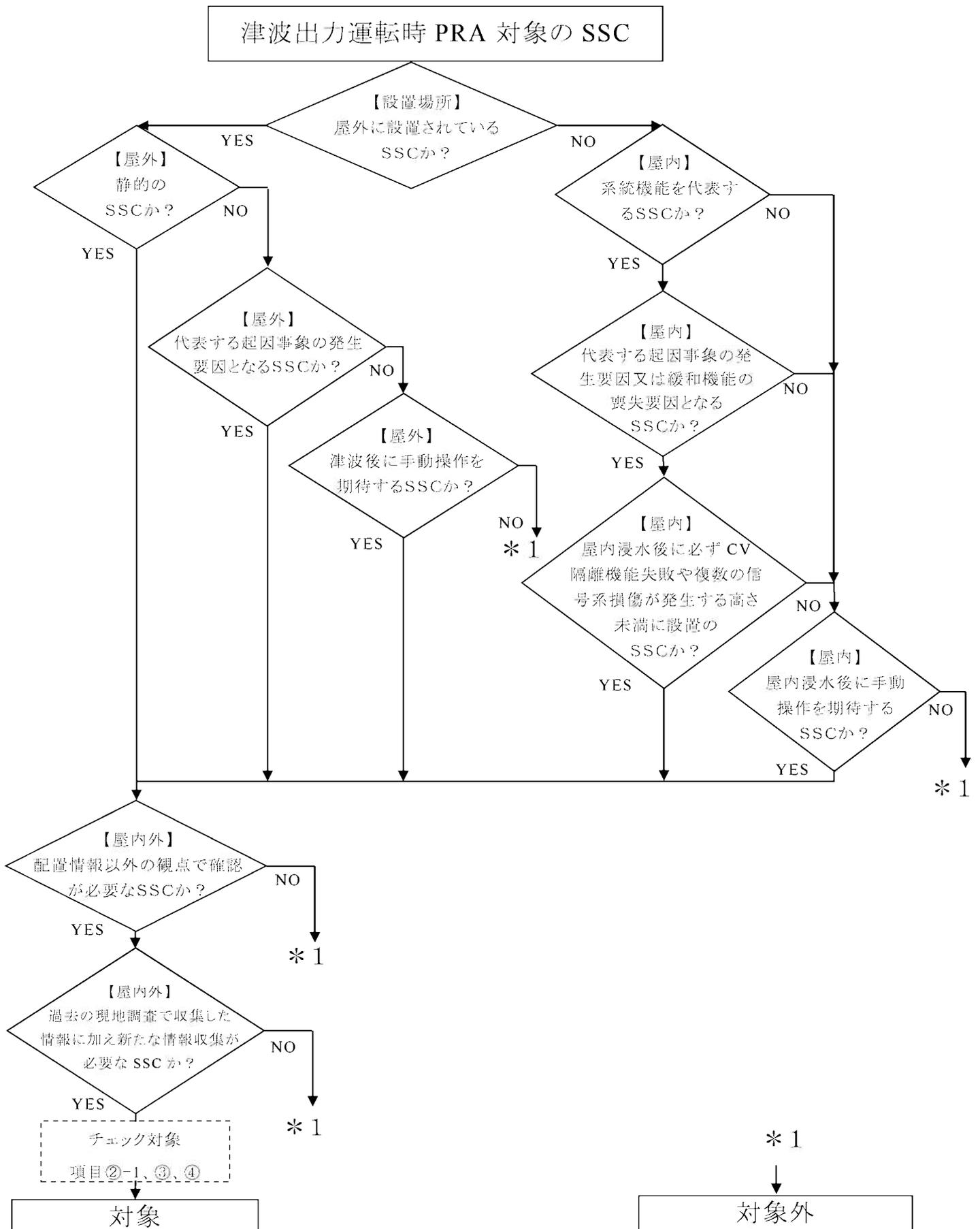
(注2)設計漏えい:0.78TBq、フィルタベント:0.0069TBq(四捨五入値)



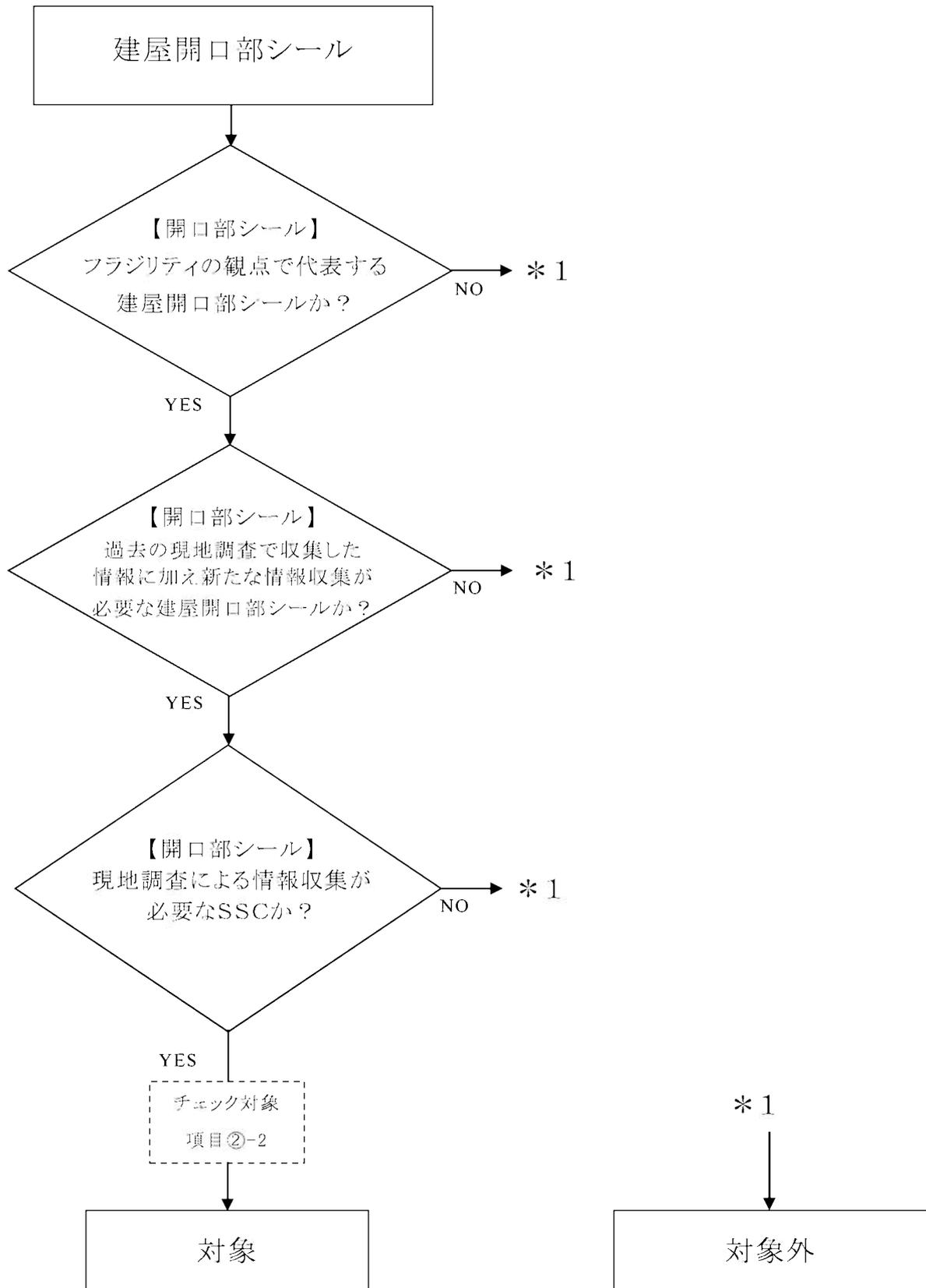
第3.1.3.4-1図 津波出力運転時レベルIPRAの評価フロー



第 3.1.3.4-2 図 プラントウォークダウン調査対象 SSC の選定フロー (1/3)



第 3.1.3.4-2 図 プラントウォークダウン調査対象 SSC の選定フロー (2/3)



第 3.1.3.4-2 図 プラントウォークダウン調査対象 SSC の選定フロー (3/3)

川内原子力発電所 1号機 津波PRAプラントウォークダウンチェックシート

SSC種別: 津波防護設備、屋外設置のSSC、屋内設置のSSC、建屋開口部シール

機器番号: _____

設置建屋: _____

設置高さ: _____

[チェック対象項目]	要	否
① 津波防護設備の確認	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
②-1 SSCに影響を与える波力・漂流物衝突・洗掘の確認	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
②-2 建屋開口部シールの確認	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
③ 津波後のアクセス性及び現場操作の確認	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
④ 津波PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

総合評価

実施日: _____

実施者: _____

第 3.1.3.4-3 図 津波出力運転時 PRA プラントウォークダウン チェックシート(1/4)

SSC名: _____

① 津波防護設備の確認

1. 津波防護設備の構造・設置状況が、津波PRAでの想定から大きく逸脱していない
- | | | | |
|--------------------------|--------------------------|--------------------------|--------------------------|
| Y | N | U | N/A |
| <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> |

② 影響を受ける可能性のあるSSCの確認

②-1 SSCに影響を与える波力・漂流物衝突・洗掘の確認

②-1-1 SSCに影響を与える波力の確認

1. 対象SSCが波力の影響を受けない位置にある、または対象SSCの周辺に、波力の影響を緩和する設備・建屋・構築物等がある
- | | | | |
|--------------------------|--------------------------|--------------------------|--------------------------|
| Y | N | U | N/A |
| <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> |

特記事項

波力の影響: (受ける 、 受けない)

波力を緩和する設備等 (壁・堰 、 建屋 、 その他 _____ 、 無し)

②-1-2 SSCに影響を与える漂流物衝突の確認

1. 対象SSCの周辺に漂流物となりうる物体が無い、または対象SSCの周辺に、漂流物の到達を阻害する設備・建屋・構築物等がある
- | | | | |
|--------------------------|--------------------------|--------------------------|--------------------------|
| Y | N | U | N/A |
| <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> |

特記事項

漂流物となりうる物体: (コンテナ 、 自動車 、 その他 _____ 、 無し)

漂流物の到達を阻害する設備等 (壁・堰 、 建屋 、 その他 _____ 、 無し)

②-1-3 SSCに影響を与える洗掘の確認

1. 対象SSCが設置されている基礎は洗掘の発生しない構造である、または対象SSCの周辺に、津波流速の緩和等により洗掘の発生を阻害する設備・建屋・構築物等がある
- | | | | |
|--------------------------|--------------------------|--------------------------|--------------------------|
| Y | N | U | N/A |
| <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> |

特記事項

洗掘の影響: (発生する 、 発生しない)

洗掘の発生を阻害する設備等: (壁・堰 、 建屋 、 その他 _____ 、 無し)

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

津波-2

第 3.1.3.4-3 図 津波出力運転時 PRA プラントウォークダウン チェックシート(2/4)

SSC名: _____

②-1-4 評価前提条件の確認(波力・漂流物衝突・洗掘の影響を受けるSSC)

	Y	N	U	N/A
1. 対象SSCの構造図と相違点はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 基礎ボルト(又は設置面溶接部)、及び支持構造物に外見上の異常(腐食・亀裂等)は無い(ボルトの場合は締め付けについても確認)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 対象SSC周辺の配管に外見上の異常(腐食・亀裂等)は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

②-2 建屋開口部シールの確認

	Y	N	U	N/A
1. 対象建屋開口部シールに外見上の異常(腐食・亀裂等)は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 対象SSCが波力の影響を受けない位置にある、または対象SSCの周辺に、波力の影響を緩和する設備・建屋・構築物等がある	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

特記事項

波力の影響: (受ける 、 受けない)

波力を緩和する設備等 (壁・堰 、 建屋 、 その他 _____ 、 無し)

3. 対象SSCの周辺に漂流物となりうる物体が無い、または対象SSCの周辺に、漂流物の到達を阻害する設備・建屋・構築物等がある	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
---	--------------------------	--------------------------	--------------------------	--------------------------

特記事項

漂流物となりうる物体: (コンテナ 、 自動車 、 その他 _____ 、 無し)

漂流物の到達を阻害する設備等 (壁・堰 、 建屋 、 その他 _____ 、 無し)

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

津波-3

第 3.1.3.4-3 図 津波出力運転時 PRA プラントウォークダウン チェックシート(3/4)

SSC名: _____

③ 津波後のアクセス性及び現場操作の確認

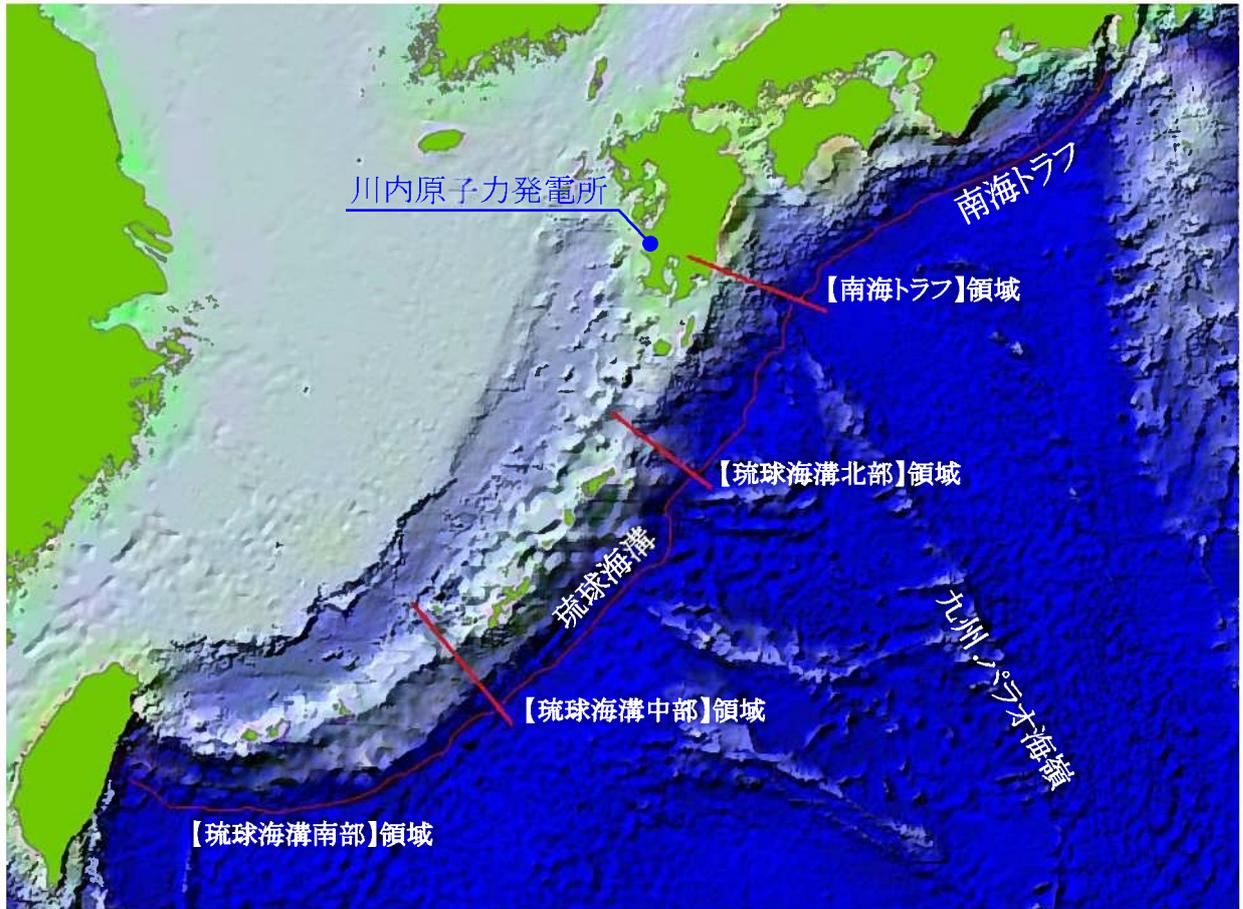
	Y	N	U	N/A
1. 対象SSCの識別が可能である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 津波の影響(波力や漂流物衝突等)により、対象SSCへのアクセスルートが塞がれる可能性は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 現場での操作が可能である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
4. 操作のための場所が確保できている	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
5. SSCの作動状態が確認できる	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

④ 津波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"/>

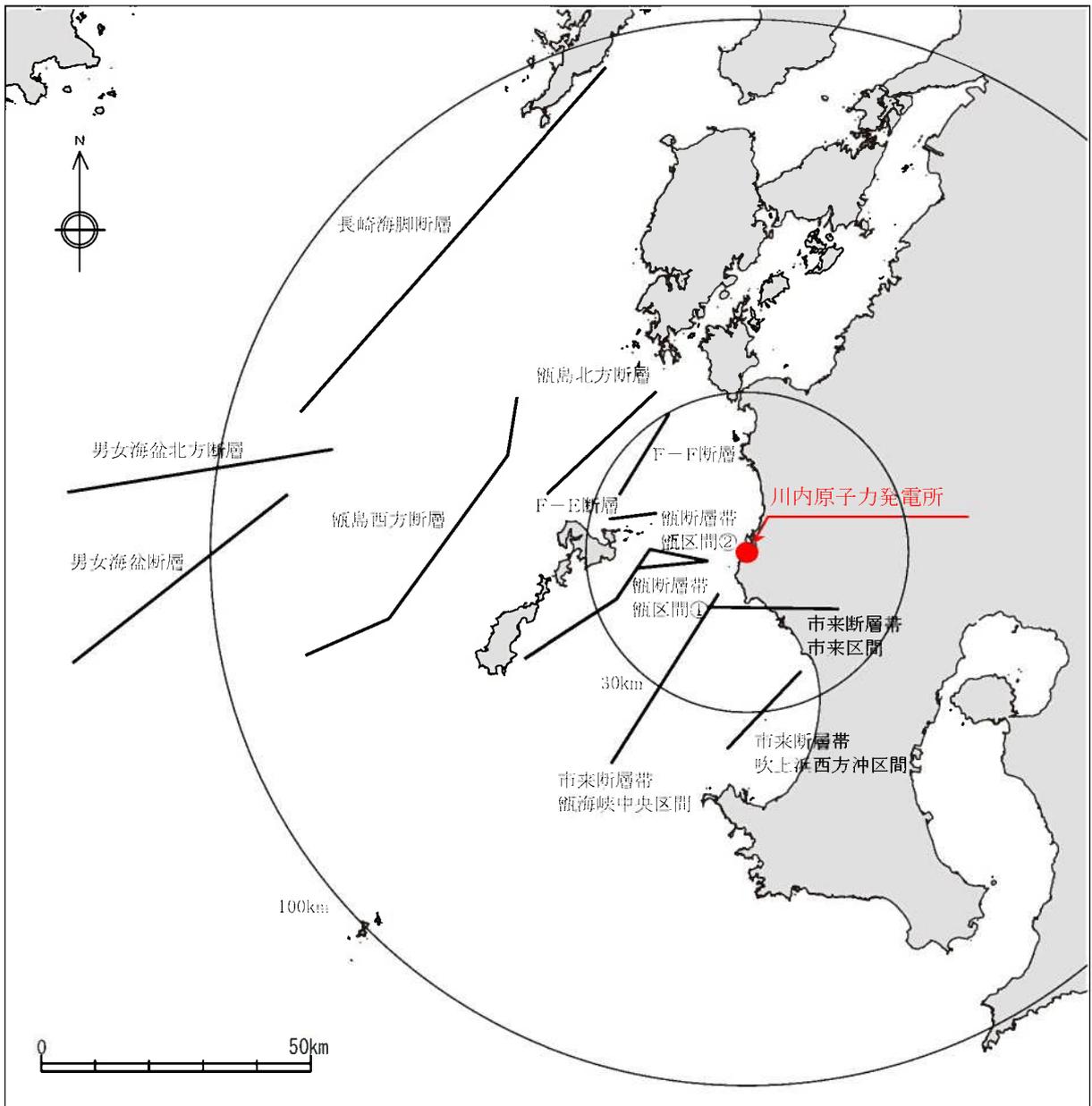
津波PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件
前提条件:
確認結果:

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

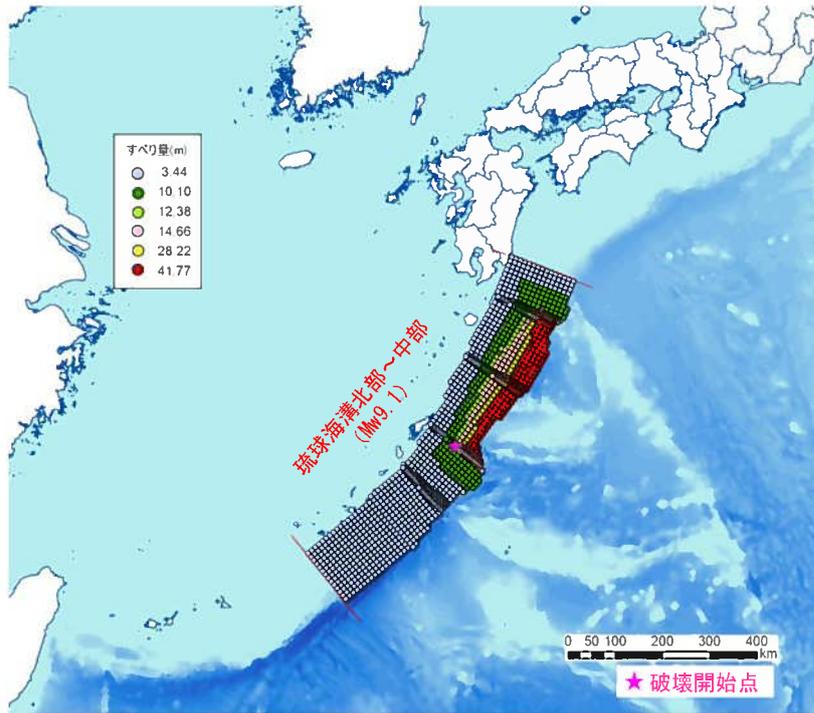


©ESRI, NOAA NGDC

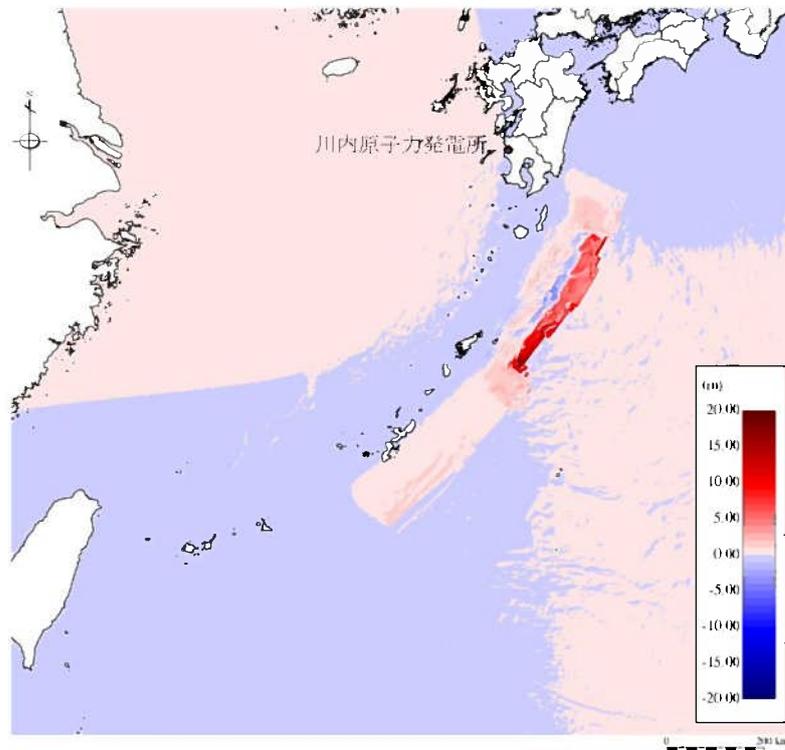
第 3.1.3.4-4 図 各波源の位置(プレート間地震)



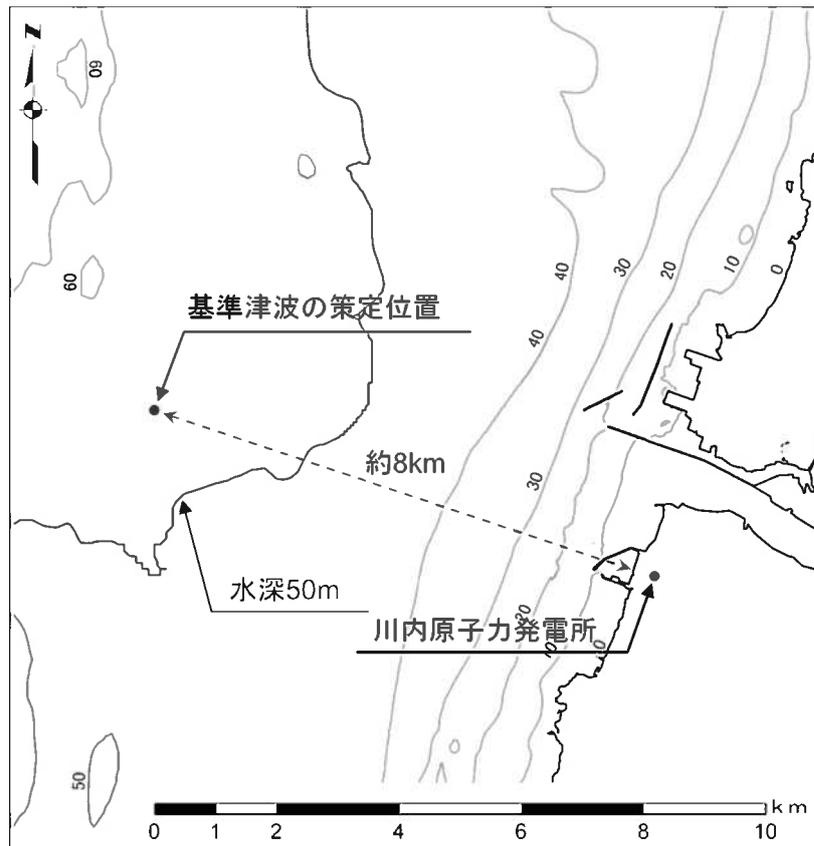
第 3.1.3.4-5 図 各波源の位置 (海域活断層による地殻内地震)



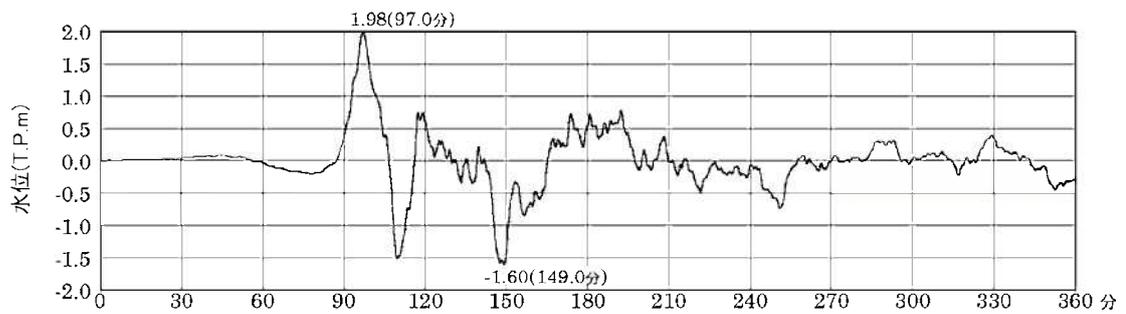
第 3.1.3.4-6 図 基準津波の波源モデル



第 3.1.3.4-7 図 基準津波の地盤変動量分布



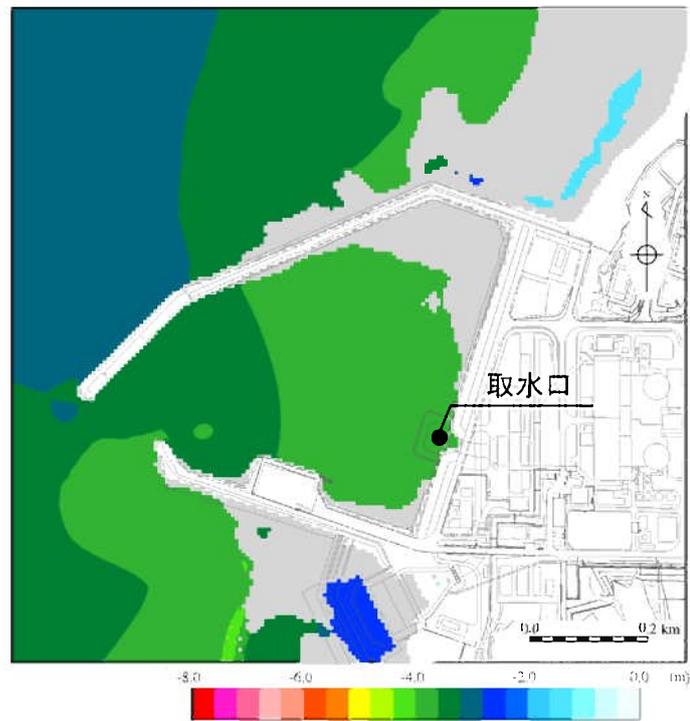
第 3.1.3.4-8 図 基準津波の策定位置



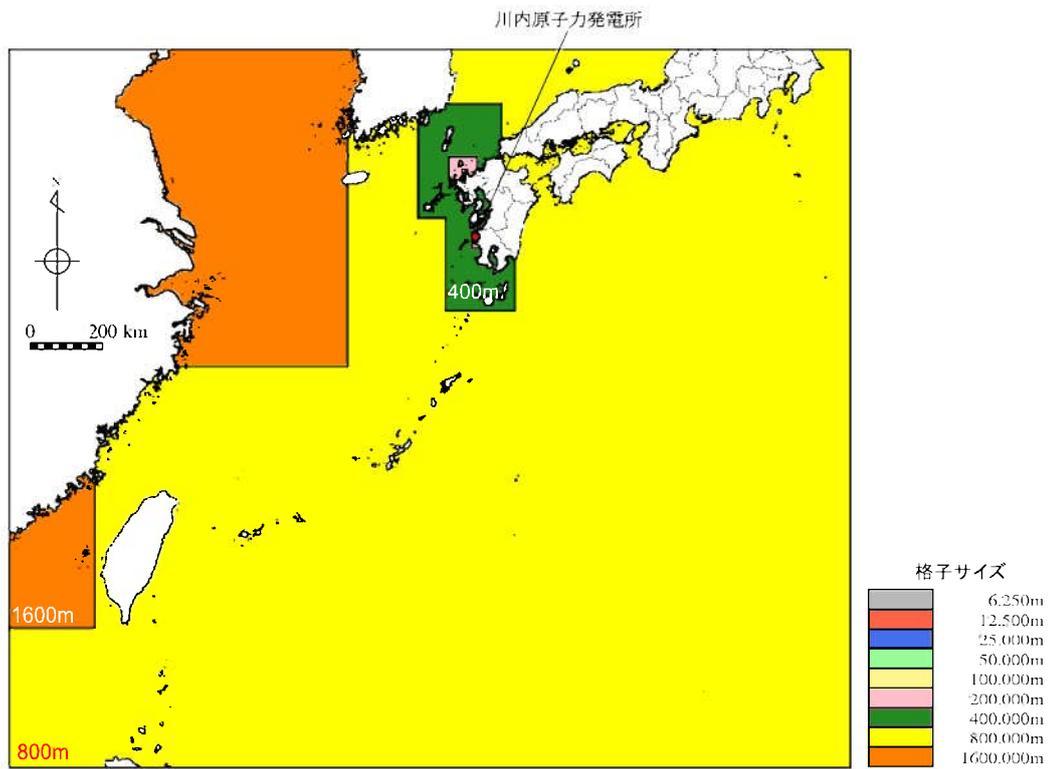
第 3.1.3.4-9 図 基準津波の時刻歴波形 (初期潮位: T.P. ± 0.00m)



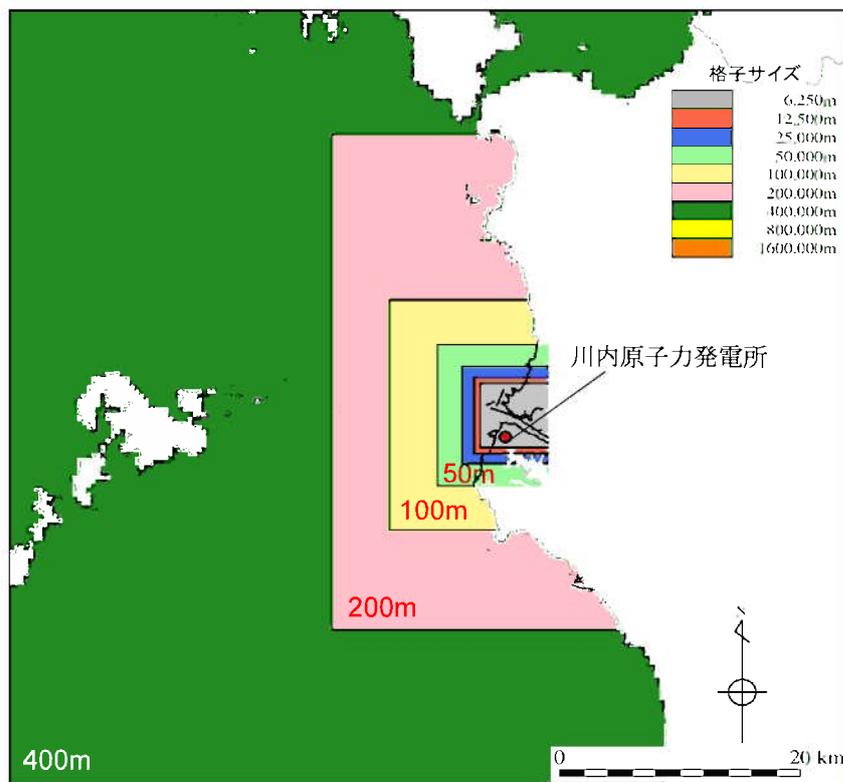
第 3.1.3.4-10 図 基準津波の最大水位上昇量分布(初期潮位: T.P. ± 0.00m) (1/2)



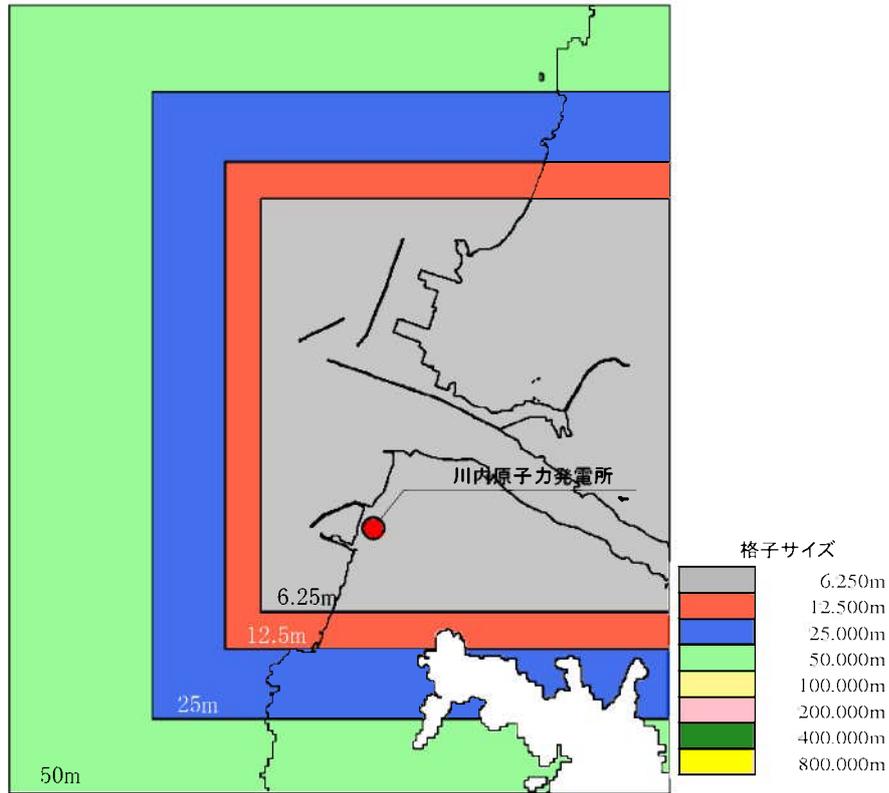
第 3.1.3.4-10 図 基準津波の最大水位下降量分布(初期潮位: T.P. ± 0.00m) (2/2)



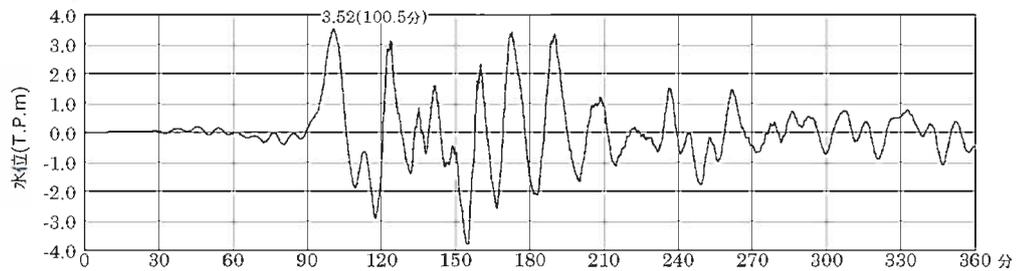
第 3.1.3.4-11 図 計算領域全体の計算格子分割(プレート間地震) (1/3)



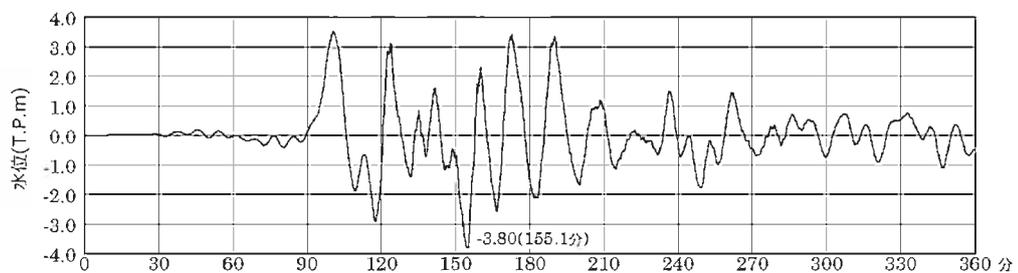
第 3.1.3.4-11 図 敷地前面海域の計算格子分割(プレート間地震) (2/3)



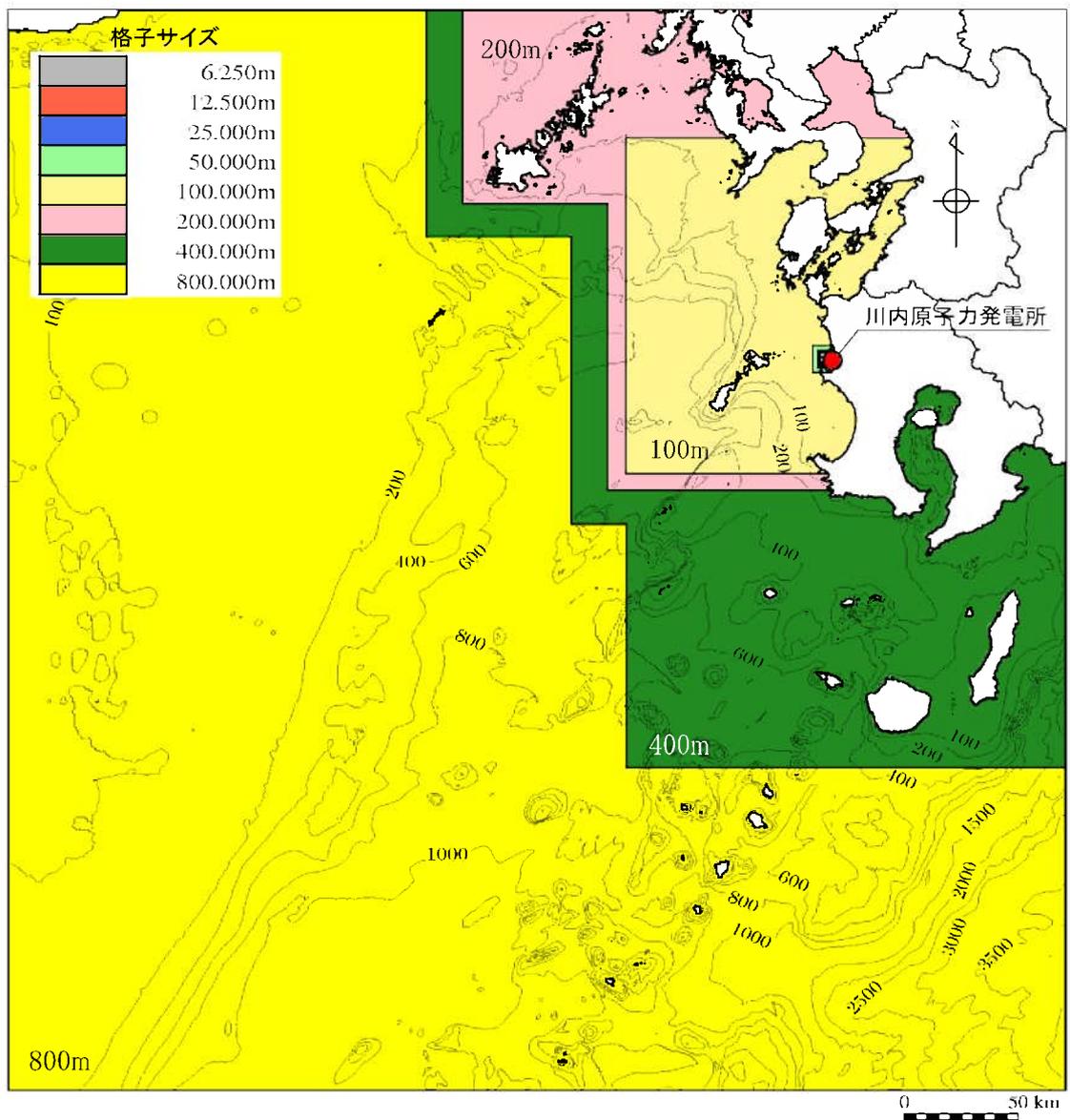
第 3.1.3.4-11 図 敷地近傍海域の計算格子分割(プレート間地震) (3/3)



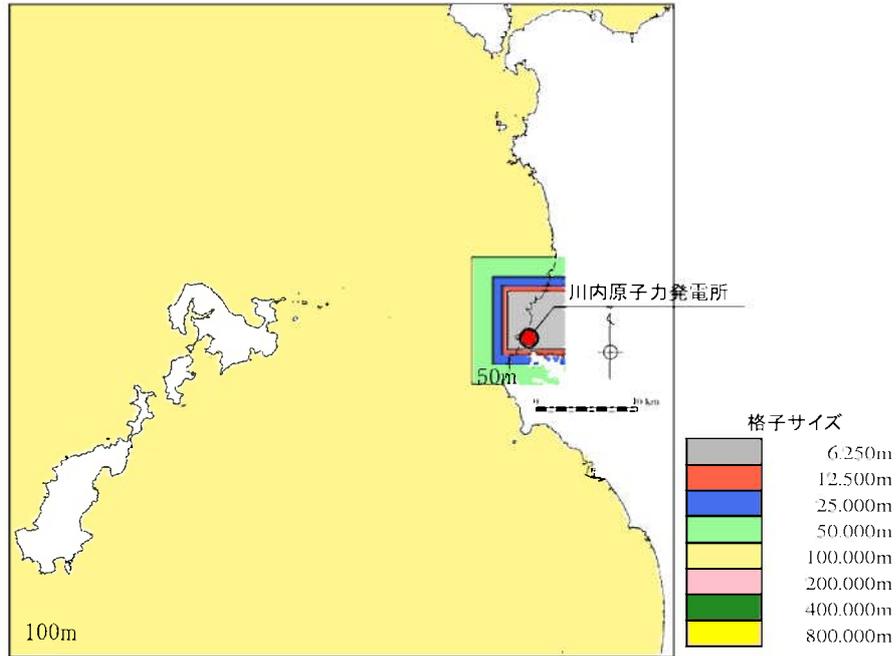
第 3.1.3.4-12 図 琉球海溝におけるプレート間地震(Mw9.1)に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



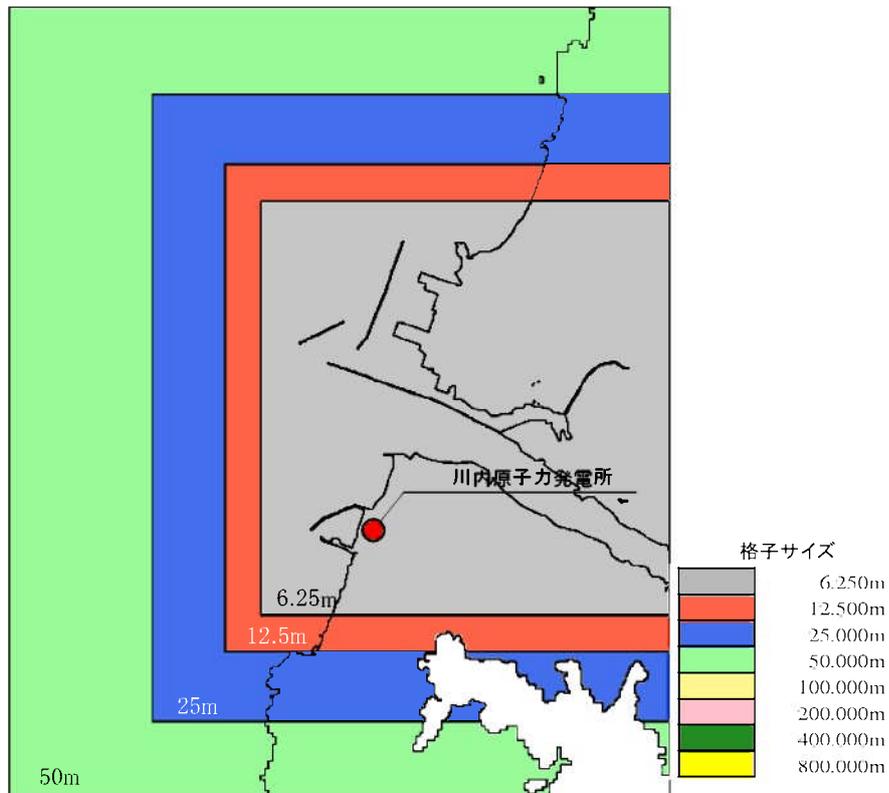
第 3.1.3.4-12 図 琉球海溝におけるプレート間地震(Mw9.1)に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



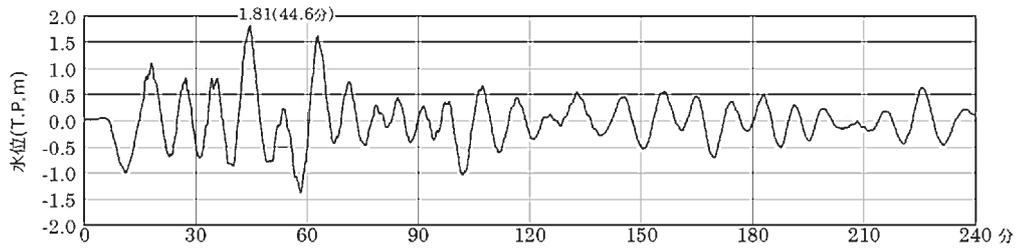
第 3.1.3.4-13 図 計算領域全体の計算格子分割
(海域活断層による地殻内地震) (1/3)



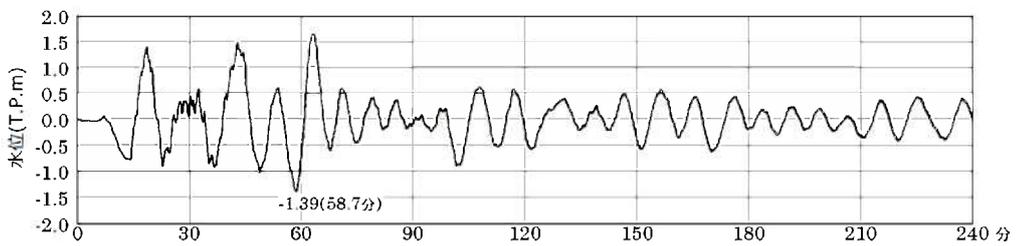
第 3.1.3.4-13 図 敷地前面海域の計算格子分割
(海域活断層による地殻内地震) (2/3)



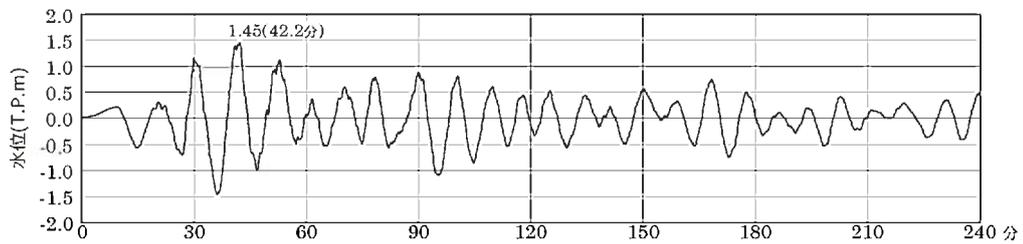
第 3.1.3.4-13 図 敷地近傍海域の計算格子分割
(海域活断層による地殻内地震) (3/3)



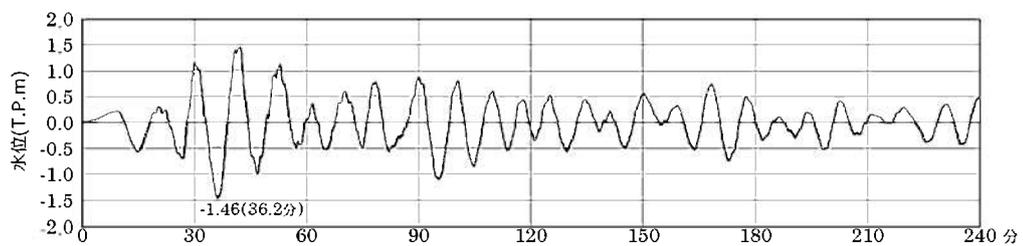
第 3.1.3.4-14 図 断層帯断層区間による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



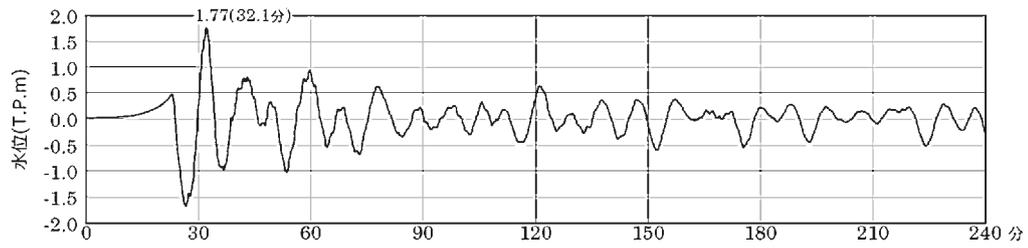
第 3.1.3.4-14 図 断層帯断層区間による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



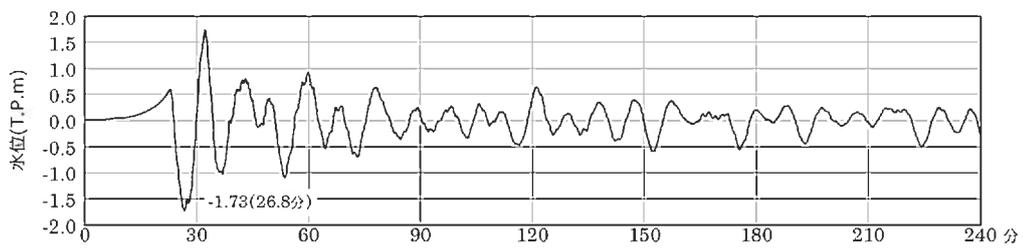
第 3.1.3.4-15 図 市来断層帯断層海峡中央区間による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



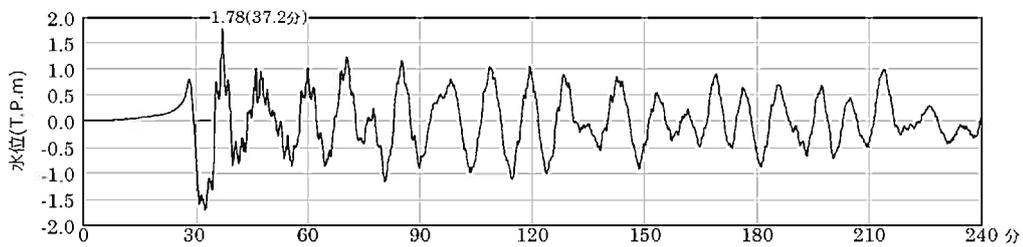
第 3.1.3.4-15 図 市来断層帯断層海峡中央区間による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



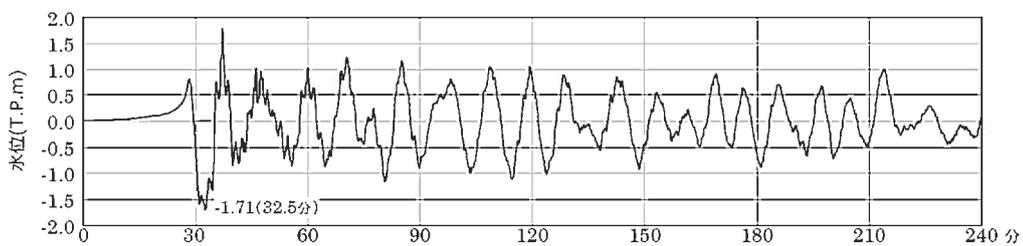
第 3.1.3.4-16 図 甕島北方断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



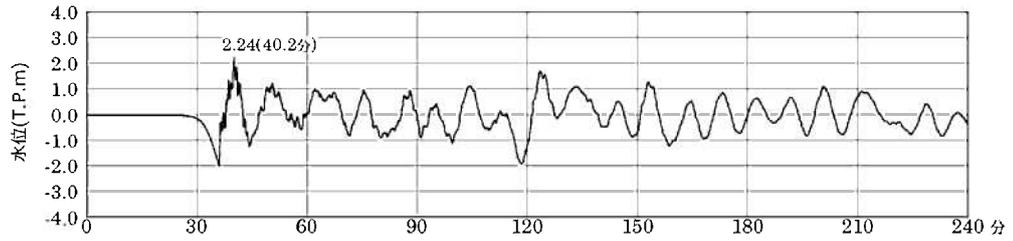
第 3.1.3.4-16 図 甕島北方断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



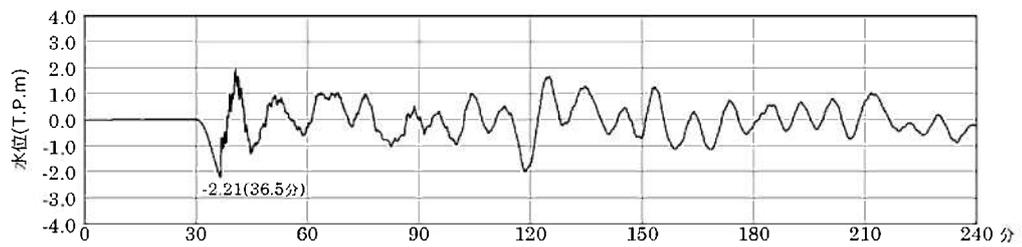
第 3.1.3.4-17 図 甕島西方断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



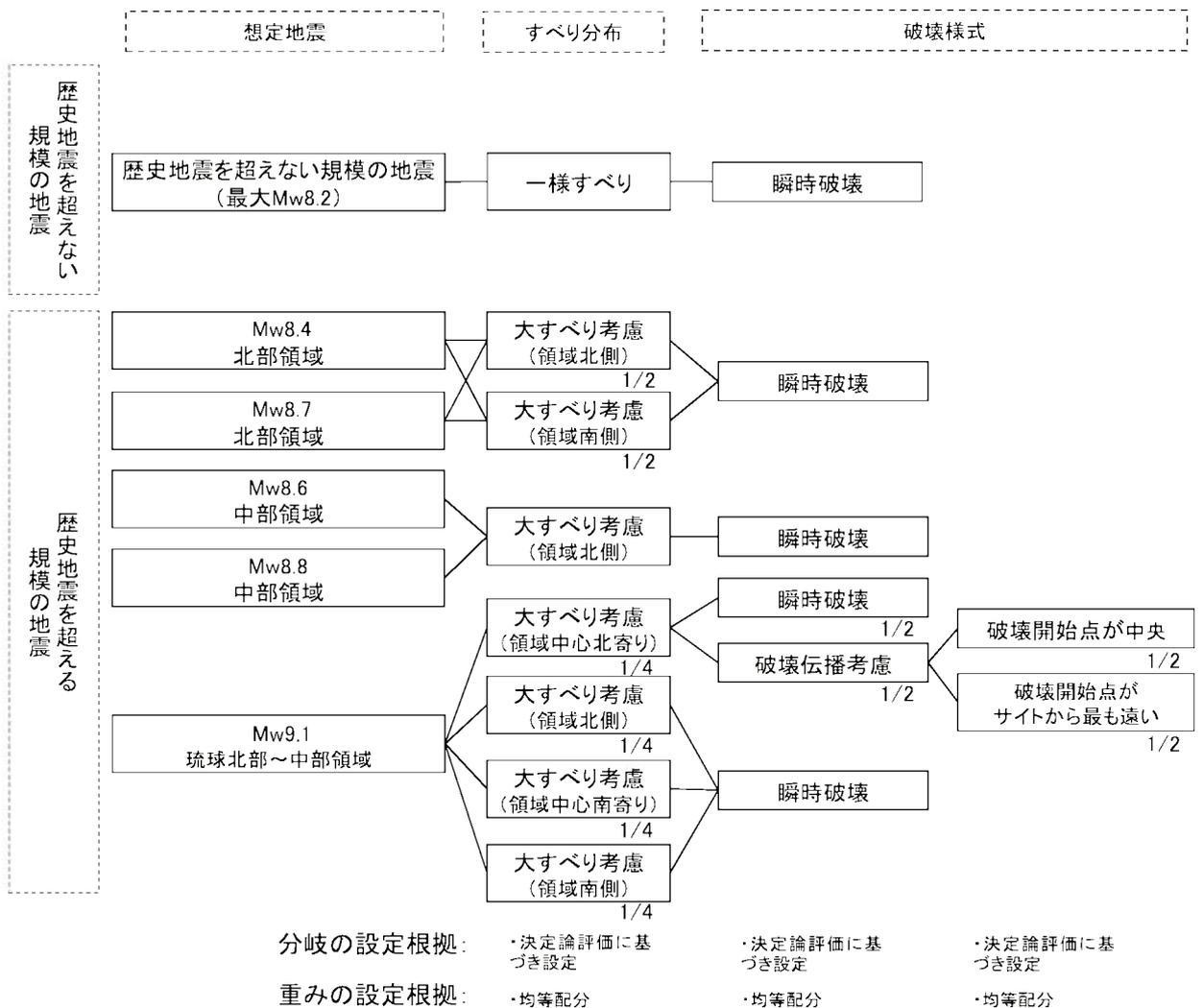
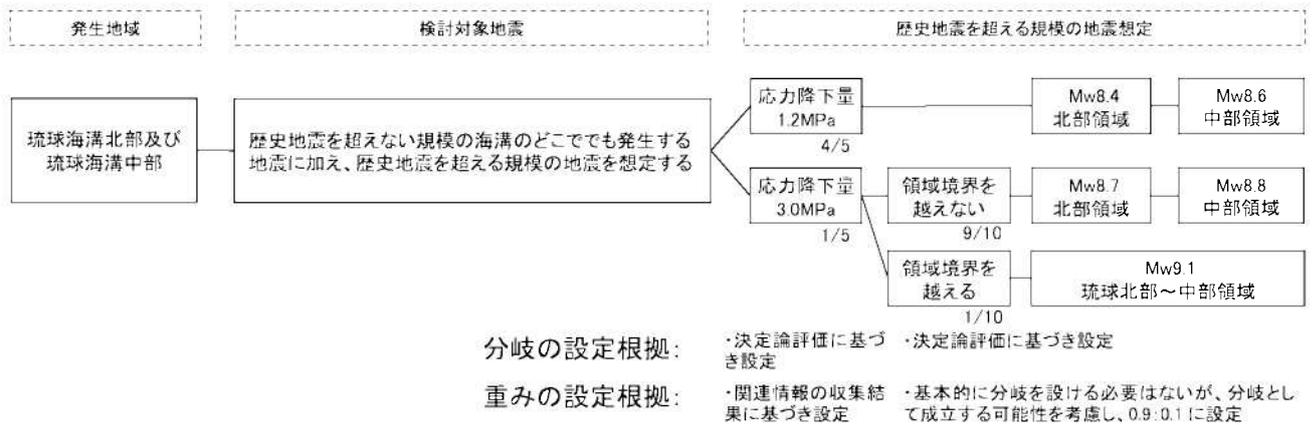
第 3.1.3.4-17 図 甕島西方断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



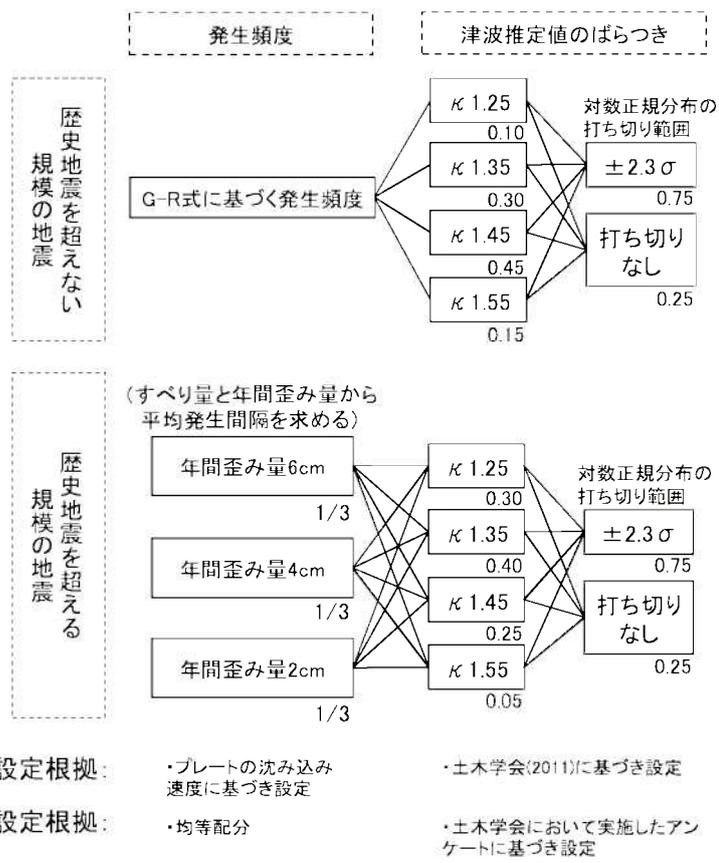
第 3.1.3.4-18 図 長崎海脚断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



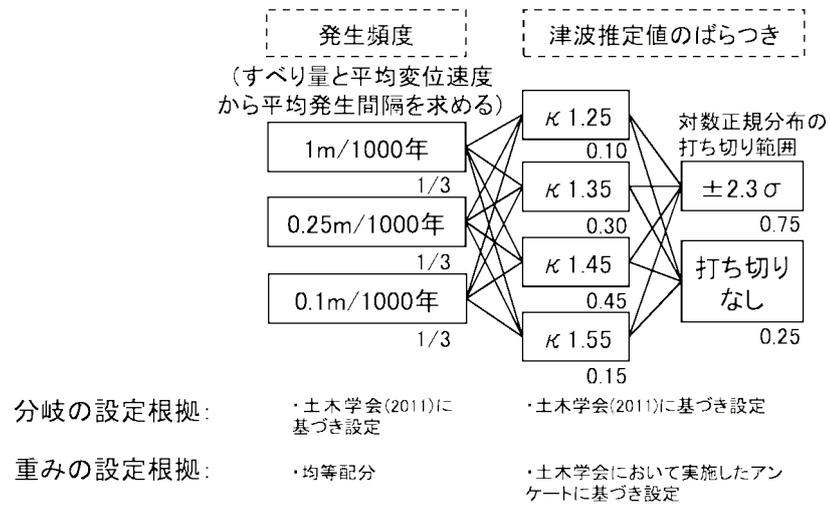
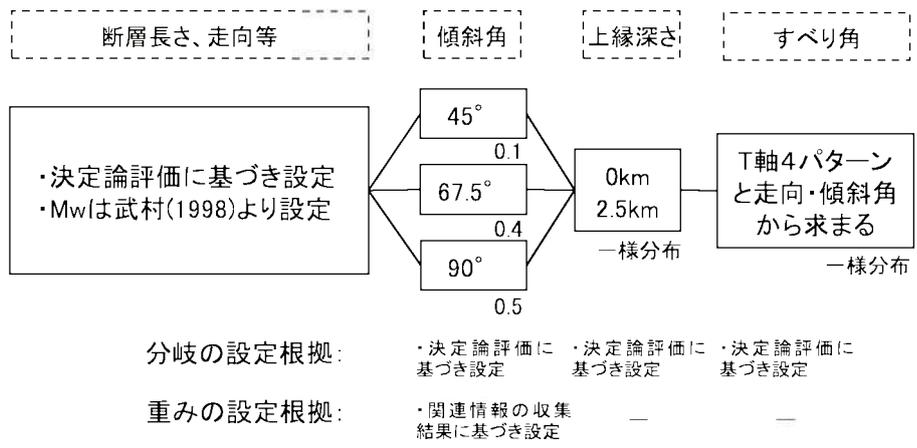
第 3.1.3.4-18 図 長崎海脚断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



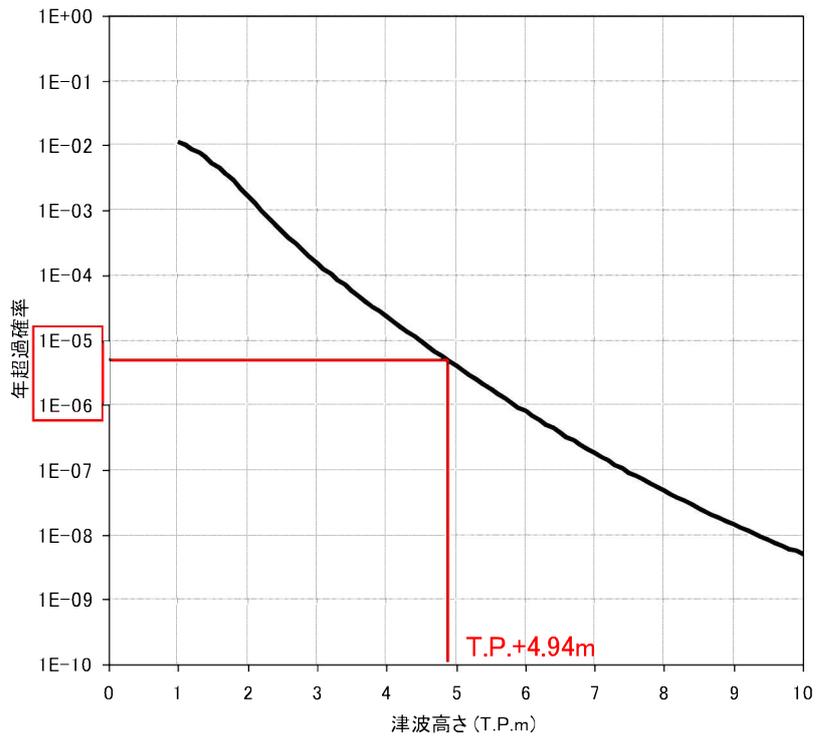
第 3.1.3.4-19 図 プレート間地震を波源とするロジックツリー (1/2)



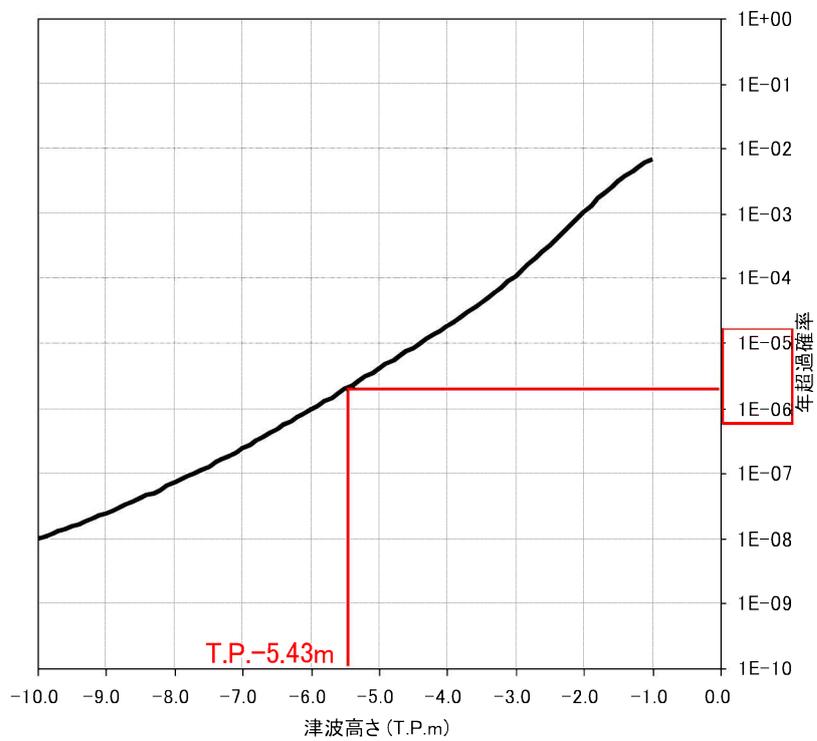
第 3.1.3.4-19 図 プレート間地震を波源とするロジックツリー (2/2)



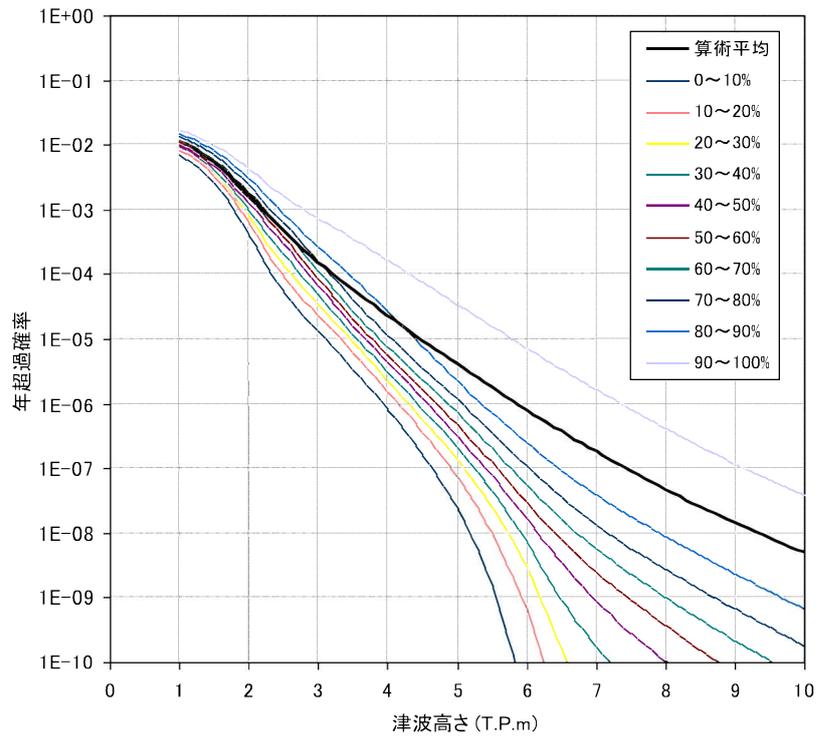
第 3.1.3.4-20 図 海域活断層による地殻内地震を波源とするロジックツリー



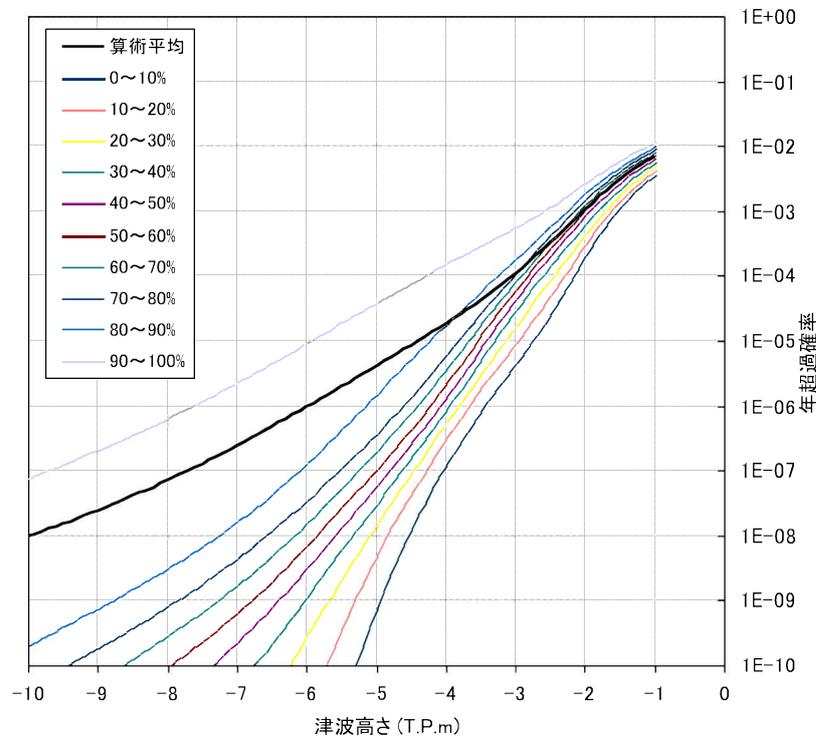
第 3.1.3.4-21 図 取水口位置における津波ハザード曲線 (1/2)



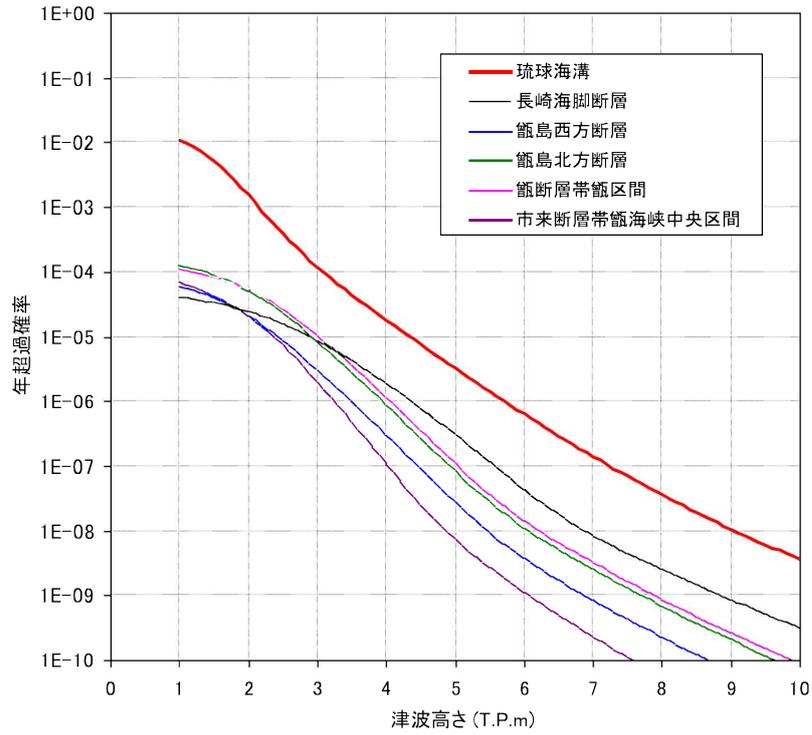
第 3.1.3.4-21 図 取水口位置における津波ハザード曲線 (2/2)



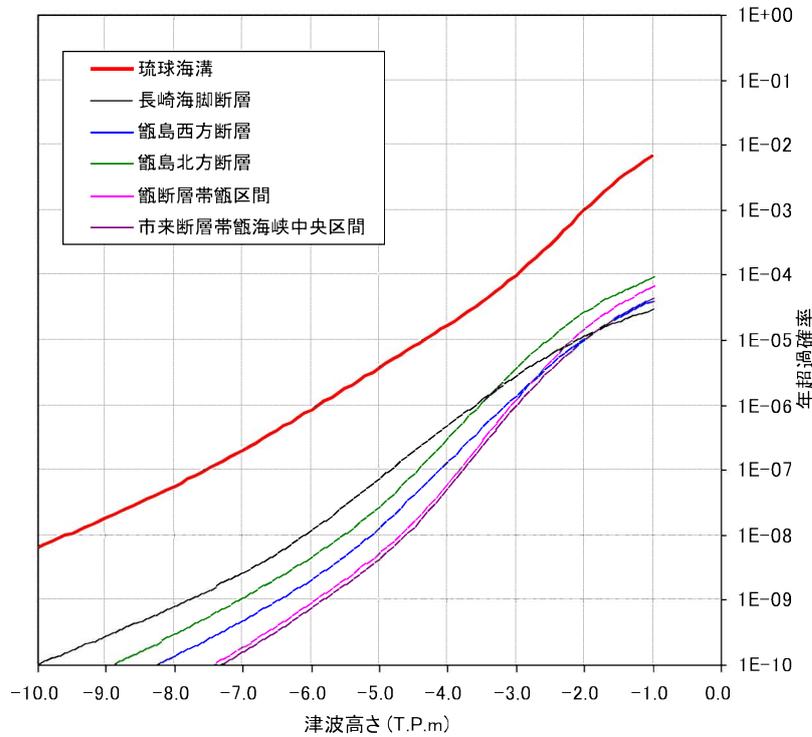
第 3.1.3.4-22 図 取水口位置におけるフラクタイルハザード曲線 (1/2)



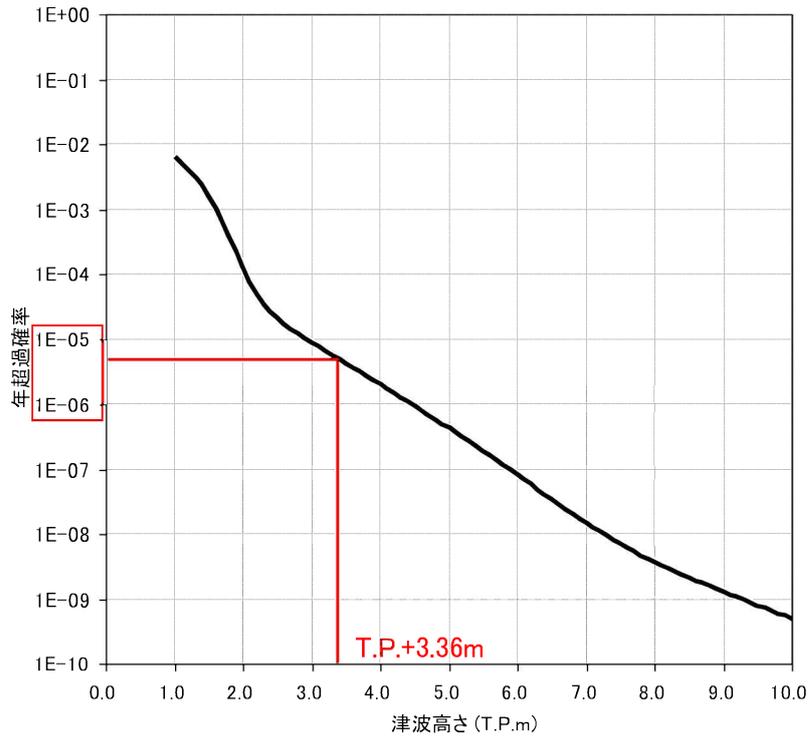
第 3.1.3.4-22 図 取水口位置におけるフラクタイルハザード曲線 (2/2)



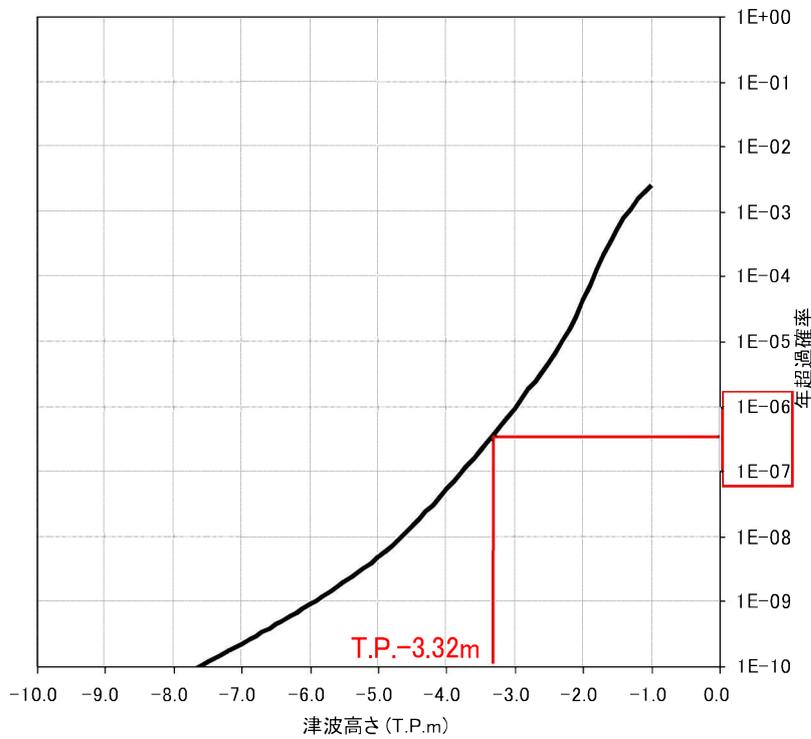
第 3.1.3.4-23 図 取水口位置における波源ごとの寄与度 (1/2)



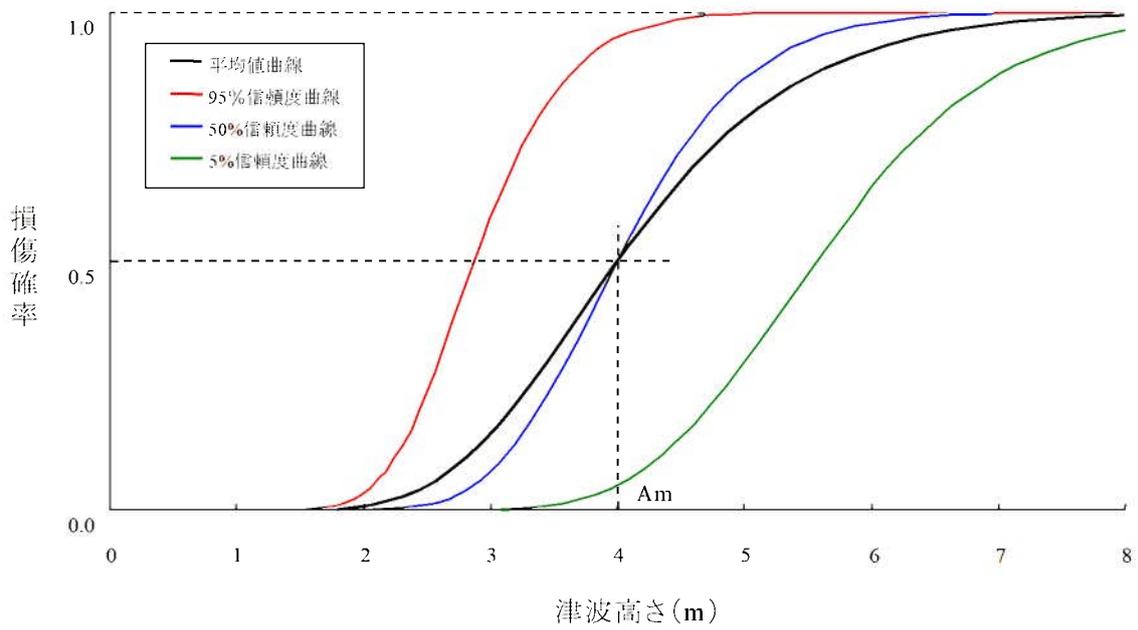
第 3.1.3.4-23 図 取水口位置における波源ごとの寄与度 (2/2)



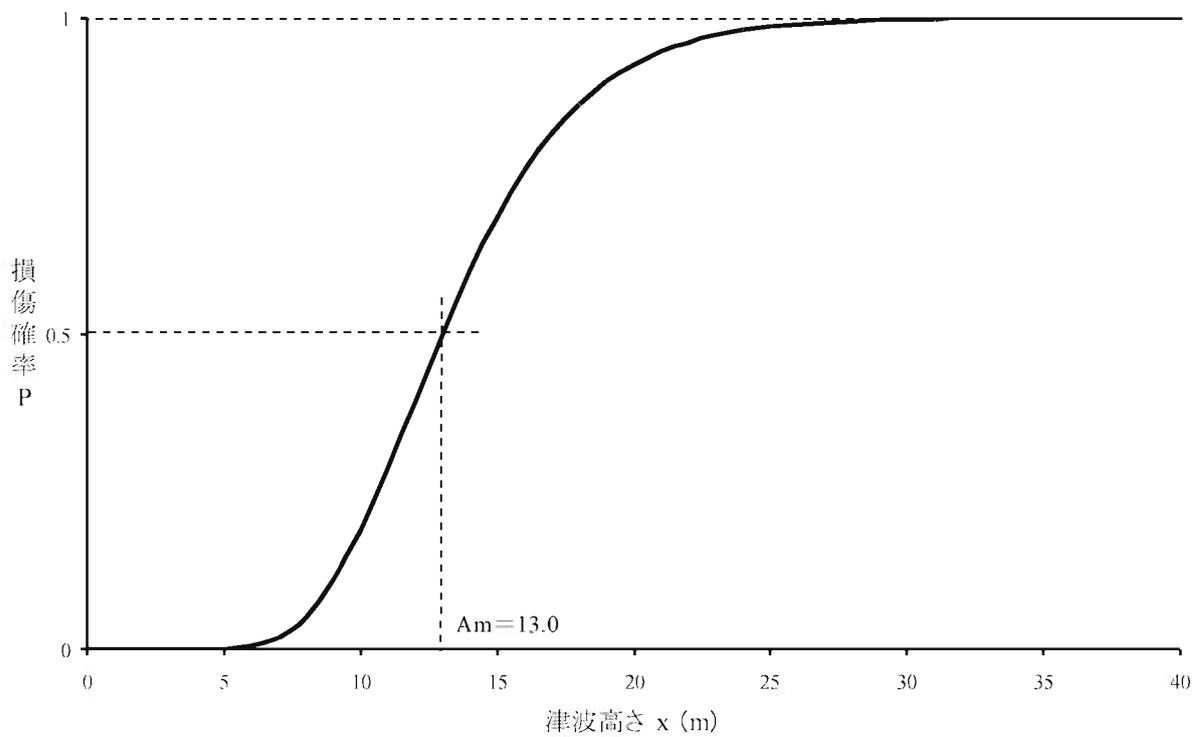
第 3.1.3.4-24 図 基準津波の策定位置における津波ハザード曲線 (1/2)



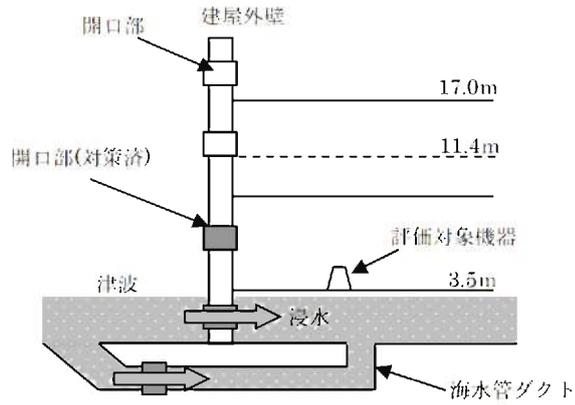
第 3.1.3.4-24 図 基準津波の策定位置における津波ハザード曲線 (2/2)



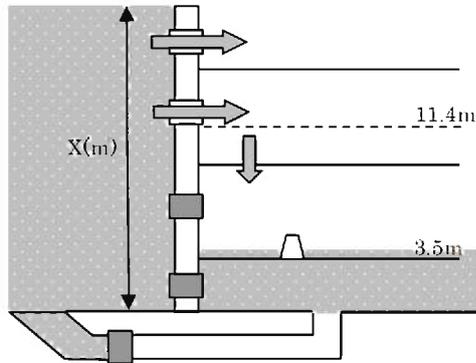
第 3.1.3.4-25 図 信頼度に応じた fragility 曲線のイメージ



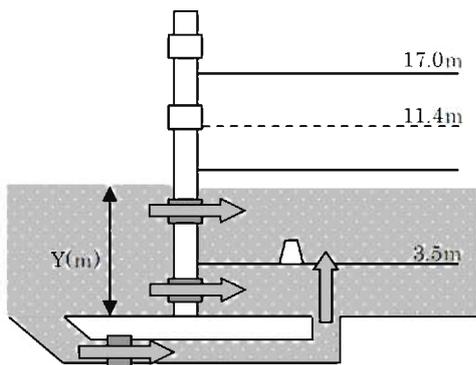
第 3.1.3.4-26 図 fragility 曲線 (屋外: 設置高さ EL.+13.0m)



(1) : 波高が機器設置高さより低い場合は、シールの損傷有無に係らず、機器は損傷しない

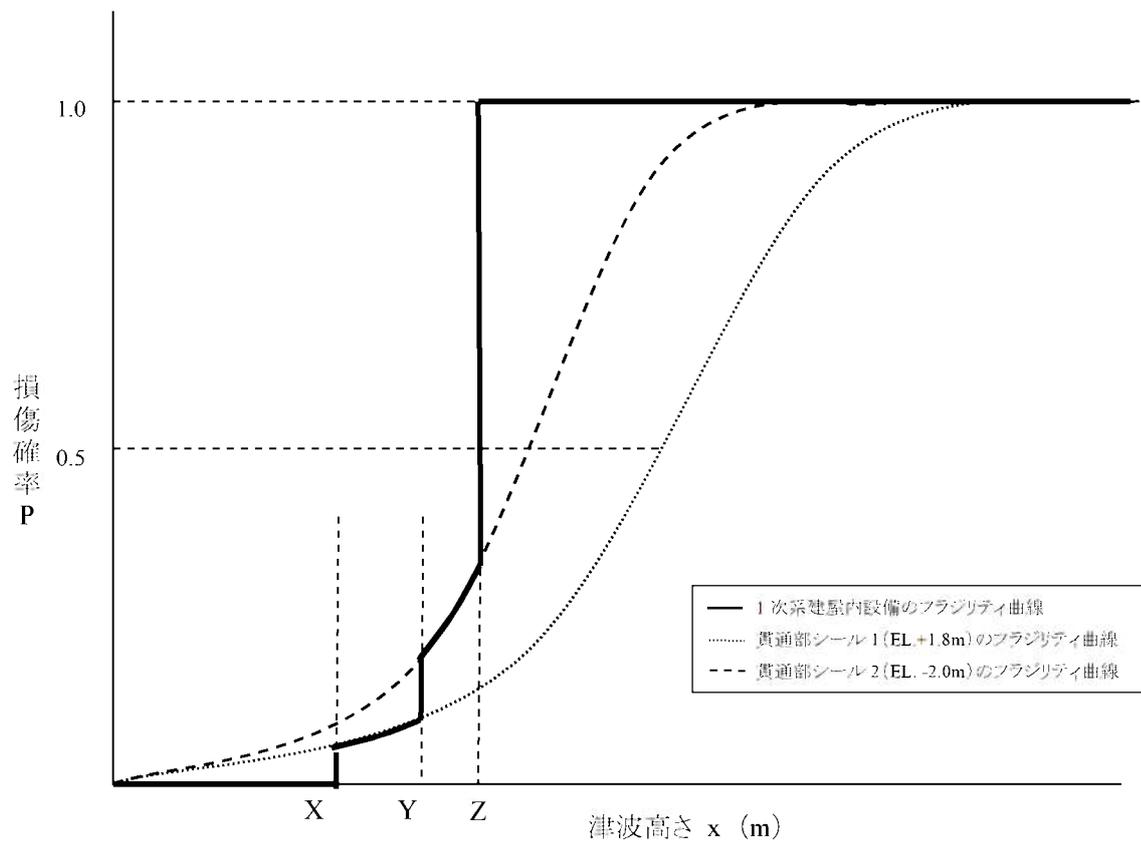


(2) : シールが損傷しない場合でも波高がシールのない EL 以上（ここでは $X > 11.4$ メートル）になると機器の水没に至る水量が流入する

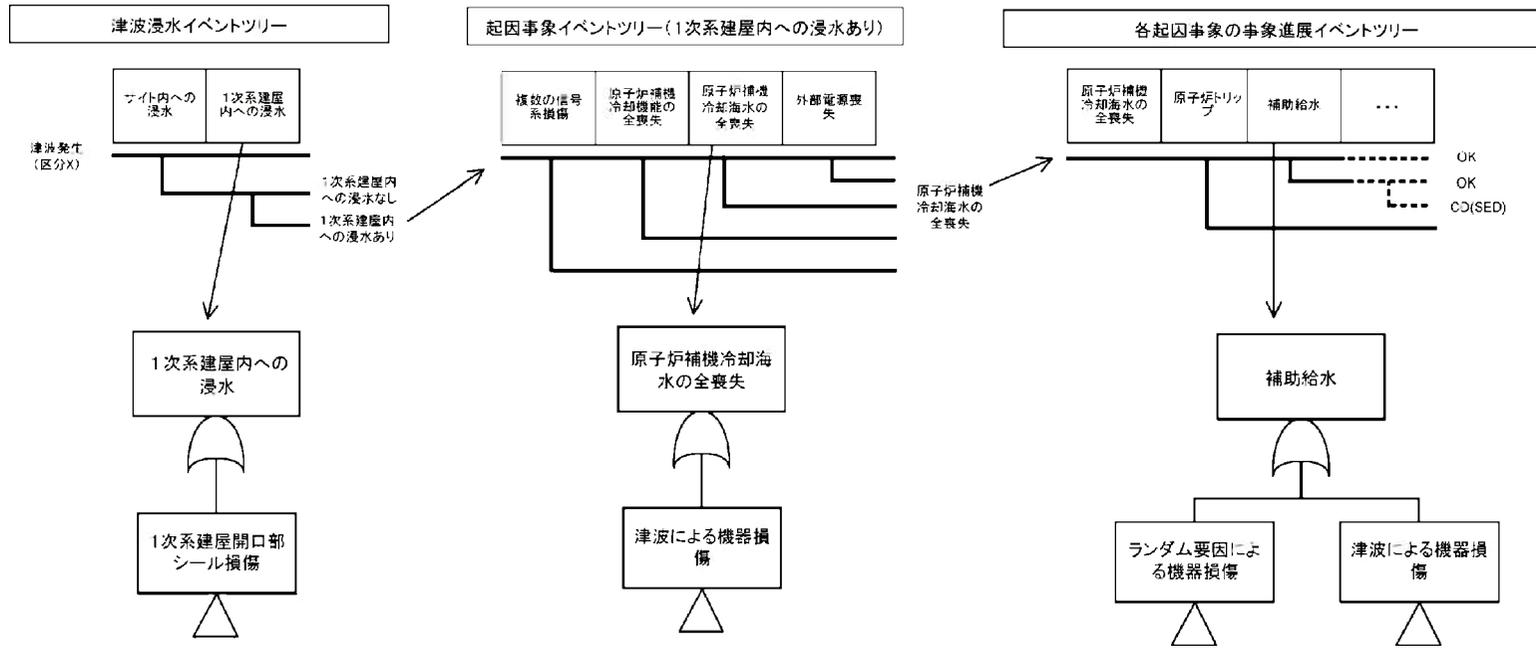


(3) : シールが損傷した場合には波高と同じ EL まで水位が上昇する。

第 3.1.3.4-27 図 屋内設置設備に関するフラジリティ評価の概念



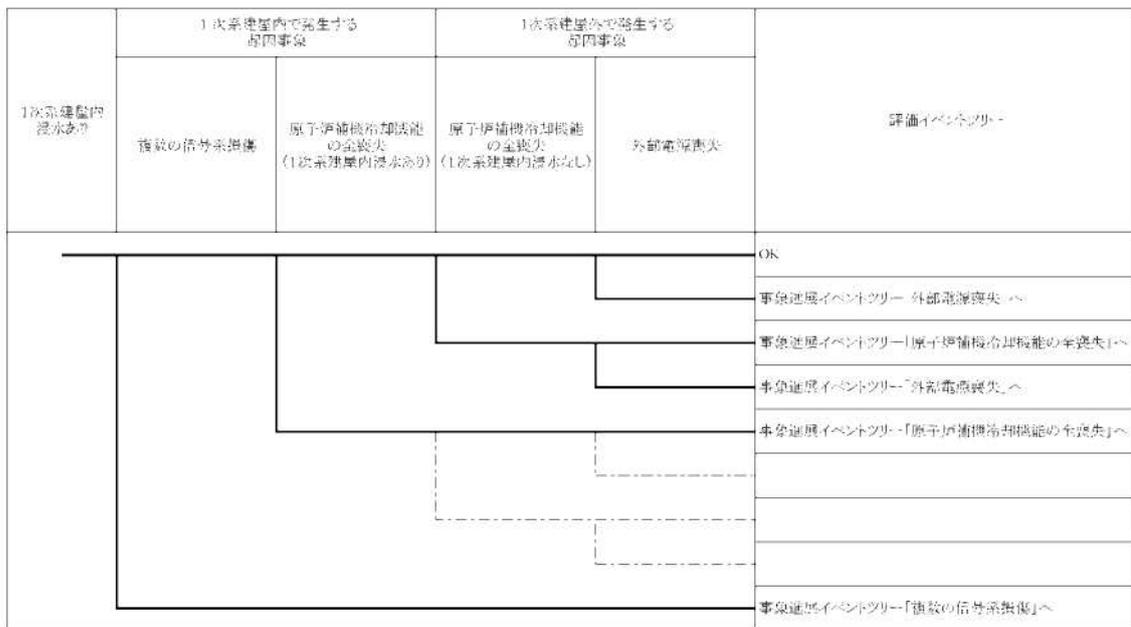
第 3.1.3.4-28 図 1 次系建屋内設備の fragility 曲線のイメージ



第 3.1.3.4-29 図 津波出力運転時 PRA におけるシステム評価の流れ



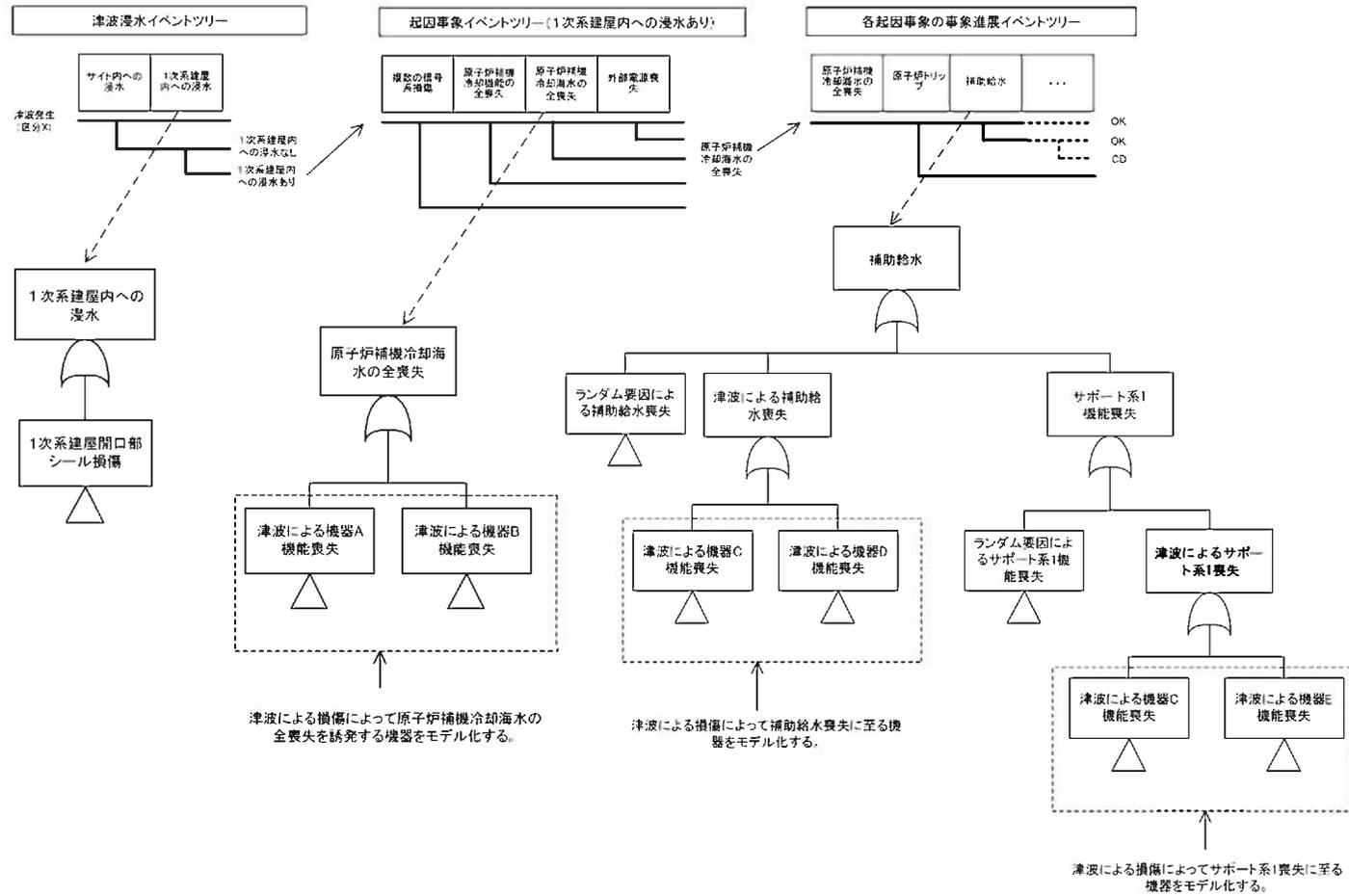
第 3.1.3.4-30 図 津波浸水イベントツリー



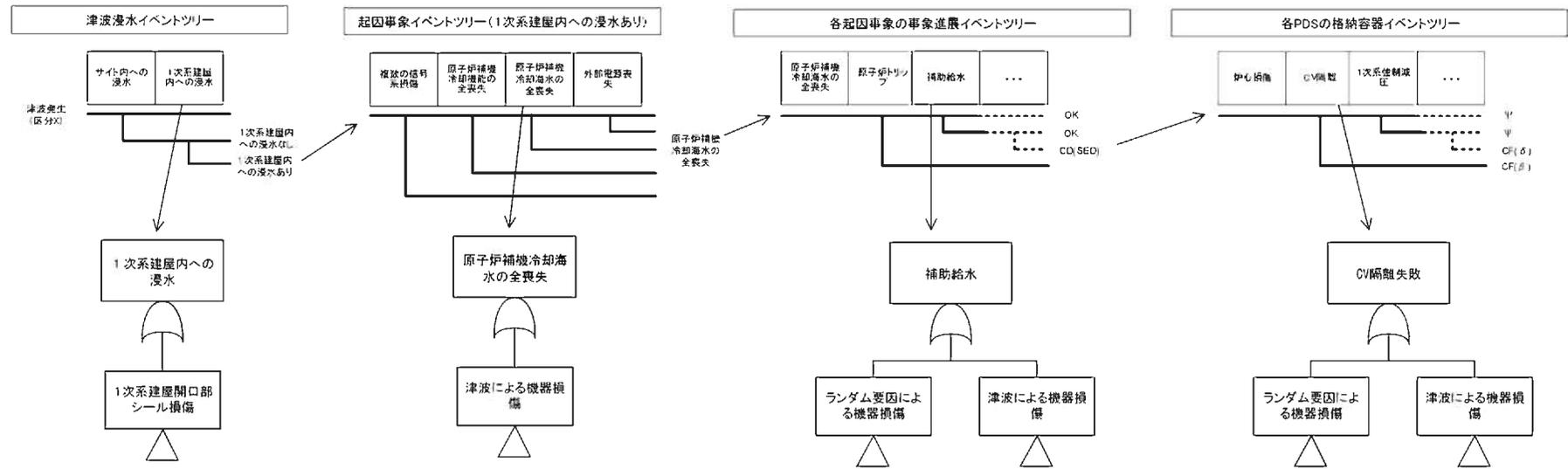
第 3.1.3.4-31 図 起因事象イベントツリー（1次系建屋内浸水あり）

1次系建屋内 浸水なし	1次系建屋内で発生する 起回事象		1次系建屋外で発生する 起回事象		評価イベントツリー
	雷放の伝送線損傷	原子炉補機冷却機能 の全喪失 (1次系建屋内外をあり)	原子炉補機冷却機能 の全喪失 (1次系建屋内外をなし)	外部電源喪失	
					DK
					事故進展イベントツリー「外部電源喪失」へ
					事故進展イベントツリー「原子炉補機冷却機能の全喪失」へ
					事故進展イベントツリー「外部電源喪失」へ

第 3.1.3.4-32 図 起回事象イベントツリー(1次系建屋内浸水なし)



第 3.1.3.4-33 図 各イベントツリーのヘディングに設定するフォールトツリー



第 3.1.3.4-34 図 津波出力運転時 PRA におけるシステム評価の流れ

前図の 継続記号	溶融物 分散放出	キャビティ 内水量	CV内注水 (キャビティ 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	DCH	MA	HP2	B	—	—		
A	分散放出	多量	無し	無し	無し	無し	無し	—	γ ⁺	F3A		
						無し	有り	—	μ	F3A		
						有り	無し	—	σ	F3A		
						有り	有り	—	η	F3A		
		少量	成功	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—
								無し	有り	—	γ ⁺	F3A
								有り	無し	—	μ	F3A
								有り	有り	—	σ	F3A
	失敗	無し	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—	
							無し	有り	—	γ ⁺	F3A	
							有り	無し	—	μ	F3A	
							有り	有り	—	σ	F3A	
	重力落下	多量	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—	
								有り	有り	—	γ ⁺	F3A
								有り	無し	—	η	F3A
								有り	有り	—	μ	F3A
少量		成功	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—	
								有り	有り	—	γ ⁺	F3A
								有り	無し	—	η	F3A
								有り	有り	—	μ	F3A
失敗	無し	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—		
							有り	有り	—	γ ⁺	F3A	
							有り	無し	—	η	F3A	
							有り	有り	—	μ	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 = ベースマット溶融貫通
- 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
- v = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- 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)

(b) 原子炉容器破損直後

第 3.1.3.4-35 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)	溶融炉心 冷却	水素燃焼	ベースマツ 溶融貫通	CV過温 破損	CV 機能喪失 モード	放出カテゴ リ記号
B	NCC1	HSL	NCC2	EVC	HP3	BM	QT		
B	成功	成功	成功	成功	無し	無し		φ	F6
					有り	無し		γ''	F3A
					無し	無し		φ	F6
					有り	有り		ε	F3C
					無し	無し		γ''	F3A
					有り	無し		φ	F6
					有り	有り		γ''	F3A
					無し	無し		φ	F6
					有り	有り		ε	F3C
					無し	無し		γ''	F3A
					有り	無し		φ	F6
					有り	有り		γ''	F3A
					無し	無し		δ	F3C
					有り	有り		τ	F3C
					有り	無し		γ''	F3A
					B	失敗	成功	成功	成功
有り	有り		τ	F3C					
無し	無し		γ''	F3A					
有り	無し		δ	F3C					
無し	無し		τ	F3C					
有り	有り		γ''	F3A					
無し	無し		δ	F3C					
有り	有り		τ	F3C					
無し	無し		γ''	F3A					
有り	無し		δ	F3C					
有り	有り		τ	F3C					
無し	無し		γ''	F3A					
有り	無し		δ	F3C					
有り	有り		τ	F3C					
有り	無し		γ''	F3A					

注1) 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
- v = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

注2) 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)

(c) 原子炉容器破損後長期

第 3.1.3.4-35 図 格納容器イベントツリー (3/3)

3.1.3.5 被ばく評価

炉心損傷後において原子炉格納容器が健全な場合及び炉心損傷後において特重施設による放射性物質管理放出を実施した場合の敷地境界における実効線量評価を実施する。

評価に当たっては、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル3PRA編):2018(以下「レベル3PRA学会標準」という。)」を参考に評価を実施した。

(1) ソースタームの設定

「3.1.3.1(4) ソースターム評価」の結果を基に、格納容器健全及び特重施設による放射性物質管理放出の代表事故シーケンスについて、その特性に応じたソースタームを設定する。

a. 格納容器健全の代表事故シーケンス

「3.1.3.1(4) ソースターム評価」に示すとおり、格納容器健全の代表事故シーケンスは、大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレー注入失敗であり、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなり、被ばく評価上厳しい条件である。

なお、本代表事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレー及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却に期待する。

b. 格納容器健全のソースタームの解析

ソースタームの解析は、シビアアクシデント解析コードである MAAP コードを用いる。MAAP コードでは、炉心溶融に伴う燃料からの FP の放出及び FP の状態変化・輸送等がモデル化されており、燃料及び溶融炉心からの放射性物質の放出(原子炉容器内での燃料からの放射性物質放出量の時間変化、MCCI における放射性物質放出量の時間変化等)、原子炉冷却系内の挙動(原子炉冷却系内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化等)、原子炉格納容器内の挙動(原子炉格納容器内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化等)を考慮した解析を行い、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合(炉心内蓄積量比)を事象進展に応じて評価することが可能である。

本評価では、FP 等を 12 のグループに分け、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合を求める。原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合に、別途アニュラス空気浄化設備の効果を考慮して大気中への放射性物質の放出量を評価する。なお、アニュラス空気浄化設備が起動して、アニュラス部内の負圧が達成するまでの間は、アニュラス空気浄化設備のフィルタによる低減効果に期待できないため、評価では、原子炉格納容器からアニュラス部内に放出された放射性物質は、アニュラス部内に保持され、アニュラス空気浄化設備の設計流量と同じ流量で大気中に放出されるものとする。

また、有機よう素及び無機よう素は、原子炉格納容器内での挙動やフィルタ等による低減効果が粒子状よう素とは異なり、被ばく評価上重要な化学種であることから、本評価においてはよう素の化学形態を考慮した。

大気中への放射性物質の放出量評価の条件を第 3.1.3.5-1 表に示す。また、放出された放射性物質による被ばく評価に使用する核種の炉心内蓄積量及び大気中への放射性物質の放出量を第 3.1.3.5-2 表及び第 3.1.3.5-3 表に示す。

c. 放射性物質管理放出の代表事故シーケンス

「3.1.3.1(4) ソースターム評価」に示すとおり、放射性物質管理放出の代表事故シーケンスは、大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注入失敗であり、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから環境に放出される放射性物質が多くなり、被ばく評価上厳しい条件である。なお、本代表事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、監視・制御機能喪失及び直流電源機能喪失の重畳を考慮し、特重設備(ポンプ)によるスプレイ及び特重施設によるベントに期待する。

d. 放射性物質管理放出のソースタームの解析

特重施設による放射性物質管理放出のソースタームの解析の詳細は、参考資料Ⅱに示す。

(2) 気象シーケンスの選定

川内原子力発電所の気象データをもとに、年間の種々の気象条件を網羅するように気象シーケンスを選定する。

a. 格納容器健全

(a) 評価に使用する気象データ

評価に使用する気象データは、川内原子力発電所における2013年4月～2014年3月の1年間における気象データを使用する。なお、当該データの使用に当たっては、風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間（2009年4月～2019年3月、評価に使用する2013年4月～2014年3月を除く）の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

(b) 気象シーケンス

気象シーケンスは、年間8,760時間分の気象データをもとに、第3.1.3.5-1図に示すとおり1時間ずつ開始点をずらした120時間分の連続したデータをセットとし、年間の全ての気象シーケンス(8,760個)を対象に評価を実施する。

b. 放射性物質管理放出

特重施設による放射性物質管理放出の気象シーケンスの選定の詳細は、参考資料Ⅱに示す。

(3) 大気拡散及び沈着の評価

大気中に放出された放射性物質の拡散及び地表面への沈着を評価し、放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度を計算する。

a. 格納容器健全

(a) 大気拡散評価

大気拡散評価には、気象条件に従い放射性物質の拡散及び沈着の計算ができるMACCS2コードを用いる。MACCS2コードには、MAAPコードで計算した核種グループ別の炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合を入力するが、MAAPコードがFP等を12の核種グループに分けて計算するのに対して、MACCS2コードには9の核種グループに分けて入力するため、第3.1.3.5-2図に示すとおり再分類して入力している。MACCS2コードに入力する核種グループ別の炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合を第3.1.3.5-4表に示す。

MACCS2コードでは、放射性物質の放出形態を考慮して、放出を最大4つまで分割することができる。また、拡散モデルはガウスプルームモデルであり、拡散中の放射性崩壊も考慮している。

本評価においては、プルームを4つに分割する。また、各プルームの放出期間中に大気安定度が変化する場合は、その瞬間の拡散幅に合わせて連続的に拡散幅を変化させる。

なお、各プルームの進行方向については、各放出開始時刻の風向に依存せず、評価点に向かって直進する保守的なモデルを使用する。

(b) 沈着評価

MACCS2コードでは、プルームからの放射性物質の地表面への沈着を考慮する。沈着は、重力等による乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮し、沈着により放射性物質がプルームから除去されるものとする。

大気拡散評価及び沈着評価の条件を第3.1.3.5-5表に示す。

b. 放射性物質管理放出

特重施設による放射性物質管理放出の大気拡散及び沈着の評価の詳細は参考資料Ⅱに示す。

(4) 被ばく線量評価

原子炉格納容器内に放出された放射性物質、大気中に放出された放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度をもとに、敷地境界における実効線量を評価する。なお、本評価では、実効線量換算係数が大きく、評価結果が厳しくなる小児を対象とする。

a. 格納容器健全

(a) 被ばく経路

事象発生に伴い大気中に放射性物質が放出された場合、敷地境界外においては、被ばく低減の観点から、状況に応じて安定ヨウ素剤の服用、屋内退避等の防護措置を実施するが、本評価においては保守的な評価となるよう、これらの防護措置は考慮しないものとする。なお、評価期間は7日間とする。

被ばく経路は、以下の経路①～⑤を考慮する。

炉心損傷後において原子炉格納容器が健全な場合の敷地境界における実効線量評価の対象とする被ばく経路を、第3.1.3.5-3図及び第3.1.3.5-4図に示す。

イ 被ばく経路① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉格納容器内に放出された放射性物質から直接的に敷地境界に到達してくるガンマ線(以下「直接線」という。)及び空気中で散乱されて敷地境界に到達してくるガンマ線(以下「スカイシャイン線」という。)による線量。(以下被ばく経路①は「直接・スカイシャイン線」という。)

ロ 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中に放出された放射性物質が拡散して生ずる放射性雲からのガンマ線(以下「クラウドシャイン線」という。)による線量。(以下被ばく経路②は「ク

ラウド外部」という。)

ハ 被ばく経路③ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中に放出され、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線(以下「グラウンドシャイン線」という。)による線量。(以下被ばく経路③は「グラウンド外部」という。)

ニ 被ばく経路④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく

大気中に放出された放射性物質が拡散して生ずる放射性雲中の放射性物質の吸入摂取による線量。(以下被ばく経路④は「クラウド内部」という。)

ホ 被ばく経路⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく

大気中へ放出され、地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による線量。(以下被ばく経路⑤は「再浮遊吸入摂取」という。)

(b) 線量計算

線量計算に当たっては、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を算出し、実効線量を評価する。

直接・スカイシャイン線については、原子炉格納容器内の線源強度及び外部遮蔽の条件を基に計算する。原子炉格納容器内の線源強度は、原子炉格納容器内の気相部及び液相部において、それぞれ均一に分布しているものとし、原子炉格納容器からの漏えいによる放射性物質の減少及びアニュラスへの放射性物質の移行を保守的に無視する。また、計算に当たっては、施設の位置、遮蔽構造及び地形条件を適切に模擬し、線源からのガンマ線の評価が可能なQADコード及びSCATTERINGコードを使用する。

原子炉格納容器内の直接・スカイシャイン線による被ばく線量の評価条件を第3.1.3.5-6表に示す。また、直接・スカイシャイン線の評価に用いる原子炉

格納容器内の積算線源強度を第3.1.3.5-7表に示す。

クラウド外部、グラウンド外部、クラウド内部及び再浮遊吸入摂取については、大気拡散評価及び沈着評価と同様にMACCS2コードを用いて評価する。

クラウド内部及び再浮遊吸入摂取の線量評価条件を第3.1.3.5-8表に示す。

(c) 評価結果

炉心損傷後において原子炉格納容器が健全な場合の敷地境界における実効線量の評価結果を第3.1.3.5-9表、第3.1.3.5-7図及び第3.1.3.5-8図に示す。第3.1.3.5-9表及び第3.1.3.5-8図は被ばく経路ごとの実効線量を示している。第3.1.3.5-7図は、気象シーケンスごとに評価した実効線量の結果を、小さい値から順に並べたときの累積出現確率が5%から95%の実効線量の幅及び全気象シーケンスの評価結果の平均値を示している。全気象シーケンスの評価結果の平均値は約43mSvとなった。

第3.1.3.5-9表に示すとおり、敷地境界における実効線量に対して寄与が大きい被ばく経路は、クラウド内部による被ばくである。MACCS2コード評価対象核種グループについて、放出放射エネルギーのガンマ線エネルギー0.5MeV換算値及びI-131換算値(小児実効線量係数換算)を第3.1.3.5-10表に示す。第3.1.3.5-10表において、希ガスを含む放出放射エネルギーのガンマ線エネルギー0.5MeV換算値が大きい核種グループはクラウド外部、希ガス以外の放出放射エネルギーの γ 線エネルギー0.5MeV換算値が大きい核種グループはグラウンド外部、放出放射エネルギーのI-131換算値が大きい核種グループはクラウド内部への寄与が大きいと考えられ、第3.1.3.5-10表に示すとおりクラウド内部ではよう素類の割合が大きい。

また、大気中への放出放射エネルギー合計に対して寄与割合の高い5核種をガンマ線エネルギー0.5MeV換算(希ガス含む、希ガス含まない)及びI-131換算(小児実効線量係数換算)ごとに第3.1.3.5-11表に示す。

今回の評価では、保守的に防護措置を考慮していないが、事故時に安定

よう素剤の服用等の防護措置を実施することで、実効線量を低減することが可能と考える。

b. 放射性物質管理放出

(a) 被ばく経路

特重施設による放射性物質管理放出の被ばく線量評価の詳細は参考資料Ⅱに示す。

炉心損傷後において特重施設による放射性物質管理放出を実施した場合の敷地境界における実効線量評価の対象とする被ばく経路を、第3.1.3.5-5図及び第3.1.3.5-6図に示す。

(b) 線量計算

特重施設による放射性物質管理放出の被ばく線量評価の詳細は参考資料Ⅱに示す。

(c) 評価結果

炉心損傷後において特重施設による放射性物質管理放出を実施した場合の敷地境界における合計線量が最大値となった方位の被ばく経路ごとの合計の実効線量の評価結果を第3.1.3.5-12表及び第3.1.3.5-9図に示す。全気象シーケンスの風向の影響を考慮した評価結果の平均値のうち最大となった方位の線量は約41mSvとなった。

第3.1.3.5-12表及び第3.1.3.5-9図に示すとおり、敷地境界における実効線量に対して寄与が大きい被ばく経路は、クラウド内部及びクラウド外部である。今回の評価では、保守的に防護措置を考慮していないが、事故時に線量として支配的なクラウド内部、クラウド外部でそれぞれ寄与が大きい核種はよう素、希ガスであることを考慮すると、安定よう素剤の服用、避難及び屋内退避等の防護措置を実施することで、実効線量を低減することが可能と考える。

(5) 感度解析

炉心損傷後において原子炉格納容器が健全な場合の敷地境界における実効線量の評価において設定された影響の大きな仮定及び条件に対して感度解析を実施し、実効線量への影響を評価する。

a. 感度解析

「3.1.3.1(4) ソースターム評価」において、ソースターム解析結果に有意な影響を与える可能性がある条件について感度解析を実施している。ソースターム解析結果に有意な影響を与える条件は、実効線量に対しても影響を与えと考えられることから、ソースターム評価において実施した感度解析のうち、解析結果に与える影響が大きい以下の条件について感度解析を実施した。

- ・ 原子炉格納容器貫通部における沈着効果（以下「貫通部DF効果」という。）

さらに、被ばく線量評価の結果より、実効線量に対して寄与が大きい被ばく経路は、クラウド内部であることから、放出された放射性物質の大気拡散に対して影響が大きい以下の条件について感度解析を実施した。

- ・ 風向の出現頻度に応じて放出放射能が拡散する効果（以下「風向効果」という。）
- ・ 貫通部DF効果と風向効果の両方（以下「貫通部DF／風向効果」という。）

解析条件及び評価結果の詳細は参考資料 I に示す。

(a) 貫通部DF効果に係る感度解析

イ 解析条件

貫通部DF効果に係る感度を確認するため、粒子状の放射性物質に対する格納容器貫通部の沈着効果(DF10)を考慮する場合の解析を実施する。第3.1.3.5-13表に解析条件を示す。

ロ 感度解析結果

感度解析の結果、貫通部DF効果により、大気中に放出される放射性物質の量が減少することから、実効線量はベースケースより減少し、第3.1.3.5-16表及び第3.1.3.5-10図に示すとおり、全気象シーケンスの評価結果の平均値は約30mSvとなった。

(b) 風向効果に係る感度解析

イ 解析条件

風向効果に係る感度を確認するため、気象シーケンスにおける方位別の相対濃度及び相対線量を用いて風向を考慮する解析を実施する。第3.1.3.5-14表に解析条件を示す。

なお、相対濃度及び相対線量は以下のとおり計算する。

(イ) 相対濃度

毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに次式のとおり計算する。

$$x/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (x/Q)_i \delta_i^d$$

ここで、

x/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度(s/m^3)

T : 実効放出継続時間(h)

- $(\chi/Q)_i$:時刻iの相対濃度(s/m^3)
 δ_i^d :時刻iで、風向が評価対象dの場合 ($\delta_i^d = 1$)
 時刻iで、風向が評価対象外の場合 ($\delta_i^d = 0$)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} U_i}$$

$$\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}}, \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$$

ここで、

- U_i :時刻iの放出源を代表する風速(m/s)
 \sum_{yi} :時刻iの建屋の影響を加算した
 濃度のy方向の拡がりのパラメータ(m)
 \sum_{zi} :時刻iの建屋の影響を加算した
 濃度のz方向の拡がりのパラメータ(m)
 σ_{yi} :時刻iの濃度のy方向の拡がりパラメータ(m)
 σ_{zi} :時刻iの濃度のz方向の拡がりパラメータ(m)
 A :建屋などの風向方向の投影面積(m^2)
 c :形状係数(-)

σ_{yi} 及び σ_{zi} については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)における相関式を用いて計算する。

(ロ) 相対線量

クラウドシャイン線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに次

式のとおり計算する。

$$D/Q = (K_1/Q) E \mu_a \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_{-\infty}^\infty \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

ここで、

D/Q	: 評価点(x,y,0)における相対線量(μ Gy/Bq)
(K ₁ /Q)	: 単位放出率当たりの空気カーマ率への 換算係数 ^(注) $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{ Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq}^2} \right)$
E	: ガンマ線の実効エネルギー(MeV/dis)
μ_a	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 ^(注) (1/m)
μ	: 空気に対するガンマ線の線減衰係数 ^(注) (1/m)
r	: (x',y',z')から(x,y,0)までの距離(m)
B(μr)	: 空気に対するガンマ線の再生係数 ^(注) (—)
$\chi(x', y', z')$: (x',y',z')の濃度(Bq/m ³)

(注) 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針
(昭和51年9月28日 原子力委員会決定、平成13年3月29日一部
改訂)

ロ 感度解析結果

感度解析の結果、風向を考慮することにより、大気拡散を伴う被ばく経路であるクラウド外部、クラウド内部、グランド内部の線量は、風向を考慮することにより減少し、第3.1.3.5-16表及び第3.1.3.5-10図に示すとおり、全気象シーケンスの評価結果の平均値のうち最大となる方位の評価結果は、約14mSvとなった。

(c) 貫通部DF／風向効果に係る感度解析

イ 解析条件

貫通部DF／風向効果に係る感度を確認するため、貫通部DF効果により、

大気中に放出される放射性物質の量が減少した場合の気象シーケンスにおける方位別の相対濃度及び相対線量を用いて風向を考慮する解析を実施する。なお、相対濃度及び相対線量の計算は、「(b) 風向効果に係る感度解析」と同様である。第3.1.3.5-15表に解析条件を示す。

ロ 感度解析結果

感度解析の結果、第3.1.3.5-16表及び第3.1.3.5-10図に示すとおり、全気象シーケンスの評価結果のうち最大となる方位の評価結果は、約13mSvとなった。第3.1.3.5-17表及び第3.1.3.5-10図に示すとおり、大気拡散を伴うクラウド外部、クラウド内部、グラウンド内部の線量は、風向を考慮することにより減少し、大気拡散を伴わない直接・スカイシャイン線量が全体に占める割合が相対的に大きくなることから、事故時に避難、屋内退避等の防護措置を実施することで、実効線量を低減することが可能と考える。

第 3.1.3.5-1 表 大気中への放射性物質の放出量評価の条件(格納容器健全)(1/2)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水喪失を考慮する)	原子炉格納容器の機能が維持されているシーケンスのうち、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質量が多くなり、被ばく評価上厳しくなる事象
炉心熱出力	100%(2,652MWt)×1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定
原子炉運転時間	最高40,000時間	燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定
サイクル数 (バッチ数)	4	
炉心内蓄積量	ORIGEN2.1に基づく	—
原子炉格納容器内への放出割合	MAAP解析に基づく	—
よう素の形態	粒子状よう素:5% 無機よう素:91% 有機よう素 :4%	化学形態を考慮し、R.G.1.195 ^(注1) の再浮遊割合を考慮して設定
原子炉格納容器等への無機よう素の沈着率	9.0E-04(1/s)	CSE実験 ^(注2) に基づき無機よう素の自然沈着率を設定
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着速度	MAAP解析に基づく	—
スプレイによるエアロゾルの除去	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器からの漏えい率	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部:97% アニュラス部外:3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定
アニュラス部体積	11,200m ³	アニュラス部体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に設定
アニュラス部からの放出流量	226m ³ /min	アニュラス空気浄化設備ファン流量の設計値を設定

第 3.1.3.5-1 表 大気中への放射性物質の放出量評価の条件(格納容器健全)(2/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
アニュラス負圧達成時間	78分	選定した代表事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値(起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分)起動遅れ時間60分は、大容量空冷式発電機による電源回復操作及びポンペによるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定
事故の評価期間	7日	少なくとも外部支援がないものとして7日間と設定
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0～78分: 0% 78分～ :95%	設計上期待できる値を設定
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0～78分: 0% 78分～ :99%	設計上期待できる値を設定

(注1) 米国Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”

(注2) BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report”

第 3.1.3.5-2 表 炉心内蓄積量(gross 値)

核種グループ ^(注)	炉心内蓄積量 (Bq)
希ガス類	約 1.1E+19
よう素類	約 2.3E+19
Cs類	約 1.0E+18
Te類	約 6.6E+18
Sr類	約 9.8E+18
Ru類	約 2.0E+19
La類	約 4.5E+19
Ce類	約 6.4E+19
Ba類	約 9.7E+18

(注)実効線量評価対象核種

第 3.1.3.5-3 表 大気中への放射性物質の放出量
(事故後 7 日間積算)(gross 値)
(格納容器健全)

核種グループ ^(注)	放出放射エネルギー (Bq)
希ガス類	約 4.4E+16
よう素類	約 2.4E+14
Cs類	約 9.9E+12
Te類	約 4.1E+13
Sr類	約 2.2E+12
Ru類	約 1.2E+13
La類	約 1.7E+11
Ce類	約 1.8E+12
Ba類	約 3.8E+12

(注)実効線量評価対象核種

第 3.1.3.5-4 表 炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合

(事故後 7 日間積算)(格納容器健全)

核種グループ ^(注)	放出割合
希ガス類	約 9.5 E -03
よう素類	約 2.6 E -05
Cs類	約 9.5 E -06
Te類	約 7.0 E -06
Sr類	約 2.5 E -07
Ru類	約 6.2 E -07
La類	約 3.8 E -09
Ce類	約 2.8 E -08
Ba類	約 4.6 E -07

(注)実効線量評価対象核種

第 3.1.3.5-5 表 大気拡散評価及び沈着評価の条件

項目	評価条件	設定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル (プルームは放出開始時刻の風向に従って、それ以後直進する)	気象指針 ^(注1) を参考として、放射性雲は風下方向に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用
気象資料	川内原子力発電所における1年間の気象資料 (2013.4～2014.3)	風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用
混合層高さ	500m	発電所における観測データを基に設定
放出源有効高さ	排気筒放出:30m 地上放出:0m	設計基準事故時と同じ設定
建屋の影響	地上放出のみ考慮する	地上放出時は放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻込み現象を考慮
建屋の投影面積	4,450m ²	敷地境界における被ばく評価の観点からタービン建屋を含めて選定
形状係数	0.5	気象指針を参考として設定
放射性物質濃度の評価点	560m	1号、2号それぞれの放出点から敷地境界までの最短距離のうち短い条件を選定
乾性沈着速度	0.3cm/s	NUREG/CR-4551Vol.2 ^(注2) より設定
湿性沈着係数	$\Lambda = a \cdot R^b$ R: 降雨強度 (mm/h) a: 9.5E-05、b: 0.8	NUREG/CR-4551Vol.2 ^(注2) より設定

(注1) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(原子力安全委員会)

(注2) 米国NUREG/CR-4551Vol.2“Evaluations of Severe Accident Risks : Quantification of Major Input Parameters”

第 3.1.3.5-6 表 直接・スカイシャイン線による被ばく線量の評価条件

項 目	評 価 条 件	設 定 理 由
以下の条件を除き、大気中への放射性物質の放出量評価の条件と同じ。		
原子炉格納容器内 線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布 (原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果は無視する)	事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は全て原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定して設定
原子炉格納容器遮 蔽厚さ	ドーム部及び円筒部それぞれの遮蔽厚さを設定 ドーム部:400mm 円筒部 :900mm 施工誤差については、-5mmを考慮	設計値に施工誤差(-5mm)を考慮
空気カーマから全身 に対しての線量 への換算係数	1Sv/Gy	安全評価指針 ^(注) を参考に設定

(注) 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(原子力安全委員会)

第3.1.3.5-7表 直接・スカイシャイン線の評価に用いる

原子炉格納容器内の積算線源強度(7日積算)

(格納容器健全)

代表エネルギー (MeV/dis)	気相部 (MeV)	液相部 (MeV)
0.1	1.5E+23	4.7E+22
0.125	8.9E+21	3.0E+22
0.225	1.2E+23	2.2E+23
0.375	2.9E+23	4.9E+22
0.575	1.2E+24	5.5E+23
0.85	9.6E+23	4.7E+23
1.25	4.3E+23	1.7E+23
1.75	1.0E+23	2.5E+22
2.25	8.1E+22	1.1E+22
2.75	5.9E+21	3.3E+21
3.5	6.2E+20	9.3E+20
5	5.7E+19	1.9E+20
7	7.8E+10	6.5E+11
9.5	1.2E+10	1.0E+11

第3.1.3.5-8表 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく線量及び地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく線量の評価条件(格納容器健全)

項目	評価条件	設定理由
マスクによる除染係数	考慮しない	保守的な評価となるよう、マスクの着用は考慮しない
安定よう素剤	考慮しない	保守的な評価となるよう、安定よう素剤の服用は考慮しない
呼吸率	5.972E-05 m ³ /s	小児一日平均の呼吸率を設定 ICRP Publication 71を参照して設定
線量換算係数	小児実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131:1.6E-04 mSv/Bq I-132:2.3E-06 mSv/Bq I-133:4.1E-05 mSv/Bq I-134:6.9E-07 mSv/Bq I-135:8.5E-06 mSv/Bq 上記以外の核種はICRP Pub.71,72に基づく	ICRP Publication 71,72に基づく
放射性物質の再浮遊	考慮する 再浮遊による空气中濃度は以下の式で計算する。 空气中濃度 =地表面濃度・A・e ^{-λt} λ=ln2/B 再浮遊係数A:1.0E-05 1/m 再浮遊係数B:1.6E+07 s	NUREG/CR-4551Vol.2より設定

第3.1.3.5-9表 被ばく経路別の実効線量^(注) (格納容器健全)

被ばく経路	実効線量(mSv)
①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 12
②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 0.69
③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 6.0
④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 24
⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 0.30
合 計	約 43

(注) 全気象シーケンスの平均値

第3.1.3.5-10表 放出放射エネルギーのガンマ線エネルギー0.5MeV換算値とI-131換算値

(格納容器健全)(事故後7日間積算)

(ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値)

核種グループ ^(注)	放出放射エネルギー (Bq)	合計放出放射エネルギーに 対する割合
希ガス類	約 6.9E+15	約 90%
よう素類	約 6.7E+14	約 8.7%
Cs類	約 3.2E+13	約 0.4%
Te類	約 3.3E+13	約 0.4%
Sr類	約 4.0E+12	約 0.1%
Ru類	約 6.6E+12	約 0.1%
La類	約 2.5E+11	約 0.0%
Ce類	約 5.9E+11	約 0.0%
Ba類	約 1.0E+12	約 0.0%

(注)実効線量評価対象核種

(I-131換算値)

核種グループ ^(注)	放出放射エネルギー (Bq)	合計放出放射エネルギーに 対する割合
希ガス類	約 0.0E+00	約 0.0%
よう素類	約 7.8E+13	約 84%
Cs類	約 4.1E+12	約 4.4%
Te類	約 8.1E+12	約 8.7%
Sr類	約 2.9E+11	約 0.3%
Ru類	約 1.5E+12	約 1.6%
La類	約 1.1E+11	約 0.1%
Ce類	約 7.7E+11	約 0.8%
Ba類	約 3.1E+11	約 0.3%

(注)実効線量評価対象核種

第3.1.3.5-12表 各方位の実効線量のうち最大となる方位の被ばく経路別の実効線量^(注)(放射性物質管理放出)

被ばく経路	実効線量(mSv)
①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 4.0
②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 15
③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.2
④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 21
⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 0.23
合計	約 41

(注) 全気象シーケンスの平均値

第 3.1.3.5-13 表 貫通部 DF 効果に係る感度解析の条件

項目	ベースケース	感度解析	選定理由
粒子状物質 貫通部DF (設計漏えい分)	1	10	公開文献に基づき設定 ^(注)

(注) MHI-NES-1071 PWRプラント原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について(三菱重工業、2020年6月)

第 3.1.3.5-14 表 風向効果に係る感度解析の条件

項目	ベースケース	感度解析	選定理由
気象資料	—		第3.1.3.5-5表に同じ
建屋の影響			
建屋の投影面積			
形状係数			
実効放出 継続時間		1時間	新規制基準に基づき整備したシビアアクシデント対策を考慮した原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価と同じ設定
放射性物質 濃度の評価点	560m	NNE:820m NE:780m ENE:650m E:670m ESE:760m SE:760m SSE:560m S:570m SSW:620m	1号、2号それぞれの放出点から各方位の敷地境界までの最短距離のうち短い条件を選定

第 3.1.3.5-15 表 貫通部 DF／風向効果に係る感度解析の条件

項目	ベースケース	感度解析	選定理由
粒子状物質 貫通部DF (設計漏えい分)		第3.1.3.5-13表と同じ	
気象資料		第3.1.3.5-14表と同じ	
建屋の影響			
建屋の投影面積			
形状係数			
実効放出 継続時間			
放射性物質 濃度の評価点			

第 3.1.3.5-16 表 感度解析結果のまとめ

感度解析ケース	(a) 貫通部 DF 効果	(b) ^{(注1)(注2)} 風向効果	(c) ^{(注1)(注2)} 貫通部 DF / 風向効果
実効線量 (平均値)	30mSv	<u>14mSv</u>	<u>13mSv</u>

(注1) 下線部は各方位の実効線量のうち最大のものを示す。

(注2) (b)、(c)の評価方位は陸側方位を対象としている。

第 3.1.3.5-17 表 (c)における被ばく経路別の実効線量^(注)(最大方位)

被ばく経路	実効線量(mSv)
①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約12
②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 0.035
③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 0.076
④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 0.75
⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 0.0084
合 計	約13

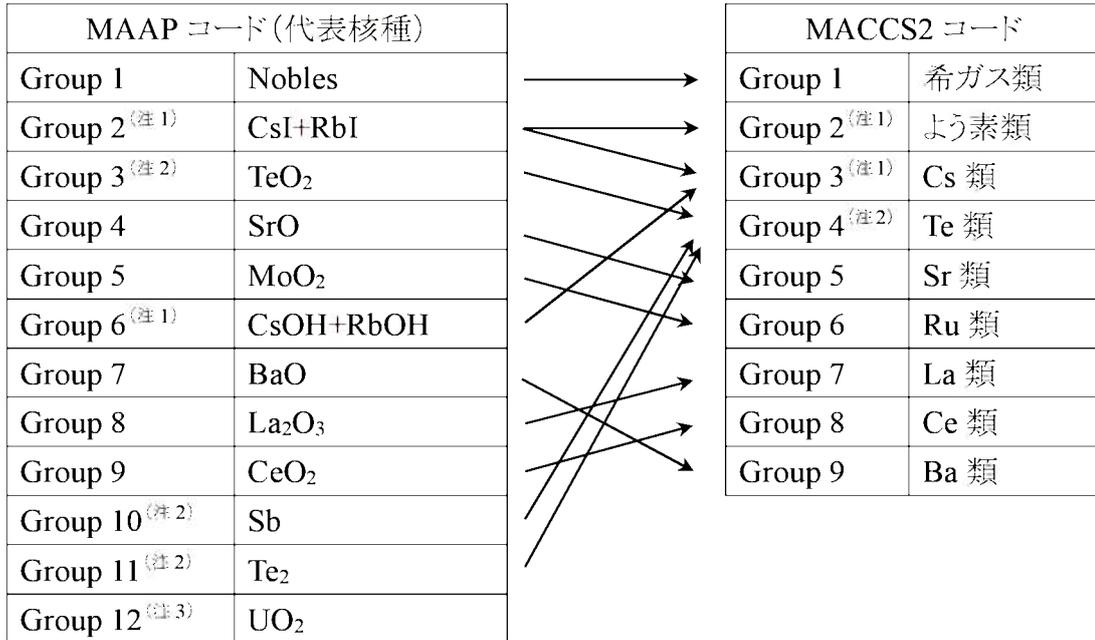
(注) 全気象シーケンスの平均値

データ番号 ^(注1)	ケース 1	ケース 2	ケース 8,760
1	D1 ^(注2)	D1	D1	D1	D1
2	D2	D2	D2	D2	D2
3	D3	D3	D3	D3	D3
...
119	D119	D119	D119	D119	D119
120	D120	D120	D120	D120	D120
121	D121	D121	D121	D121	D121
122	D122	D122	D122	D122	D122
...
8,760	D8,760	D8,760	D8,760	D8,760	D8,760

(注1) データの並びは1月1日1時～12月31日24時までである。

(注2) Dn:n 番目のデータ番号に対応する気象データ(風向、風速、大気安定度、降雨量)

第 3.1.3.5-1 図 気象シーケンスの設定

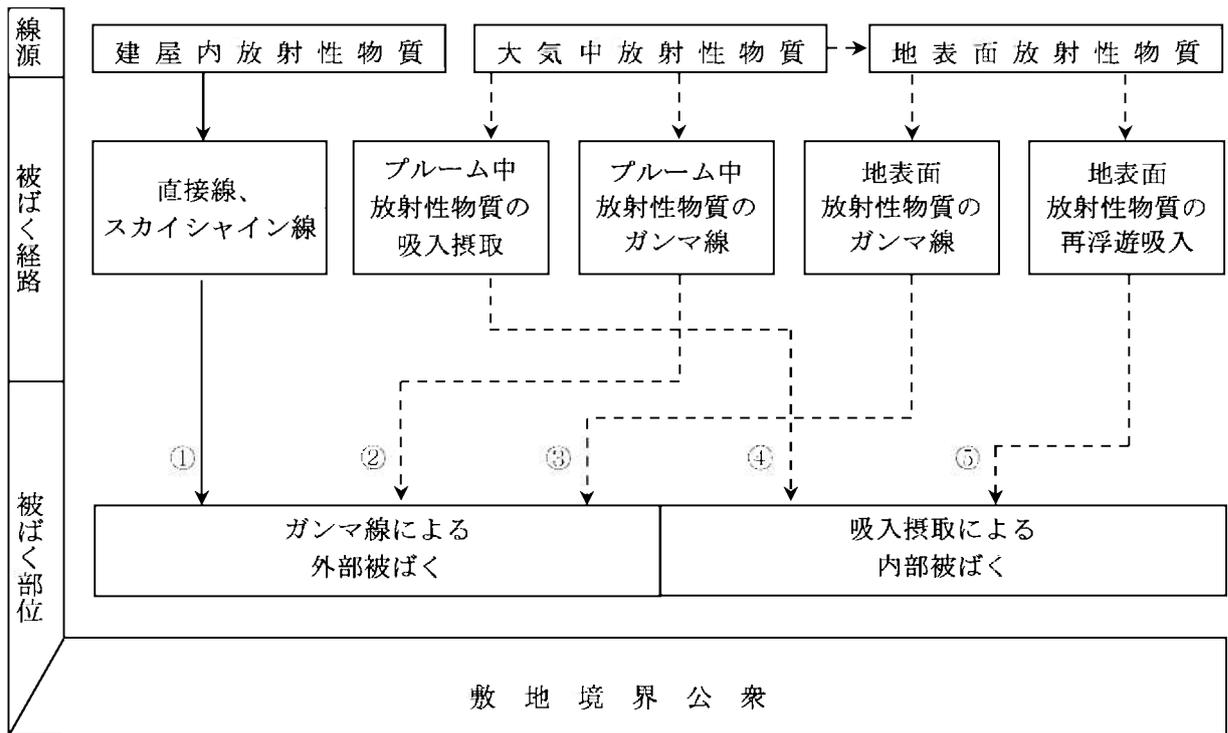


(注1) MACCS2 コードの Group2(よう素類)は、MAAP コードの Group2(CsI+RbI)の放出割合から求める。また、MACCS2 コードの Group3(Cs 類)は、CsI 及び CsOH で存在すると考えられることから、MAAP コードの Group2(CsI+RbI) 及び Group6(CsOH+RbOH)を考慮する。大気中への放出放射エネルギーは、放出割合と炉心内蓄積量の積で求めるが、MAAP コードの Group2(CsI+RbI)の Cs の放出量は、よう素と Cs 類の物質量の比から、よう素と結合する Cs 類の全炉心内蓄積量に対する割合を仮定して求める。Group6(CsOH+RbOH)の Cs の放出量は、保守的に Group2(CsI+RbI)の CsI 生成に伴う Cs 量の減少を無視して求める。

(注2) MACCS2 コードの Group4(Te 類)は、MAAP コードの Group3(TeO₂)、Group10(Sb) 及び Group11(Te₂)の放出割合から求める。

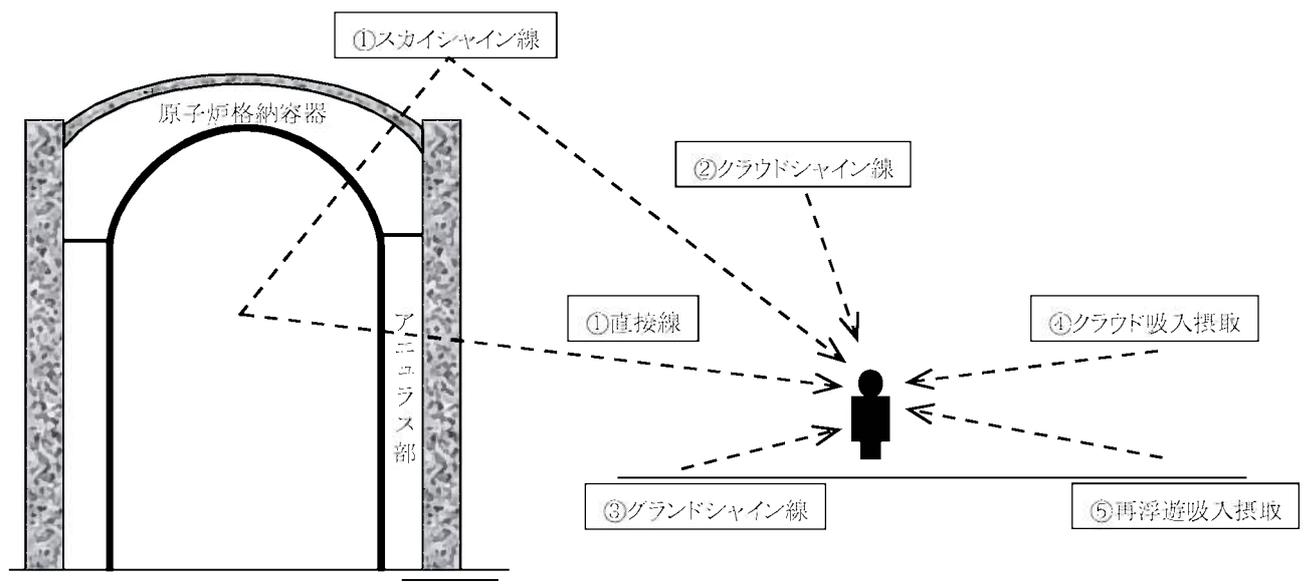
(注3) 線量評価対象核種ではない。

第 3.1.3.5-2 図 MAAP コード及び MACCS2 コード核種グループの分類

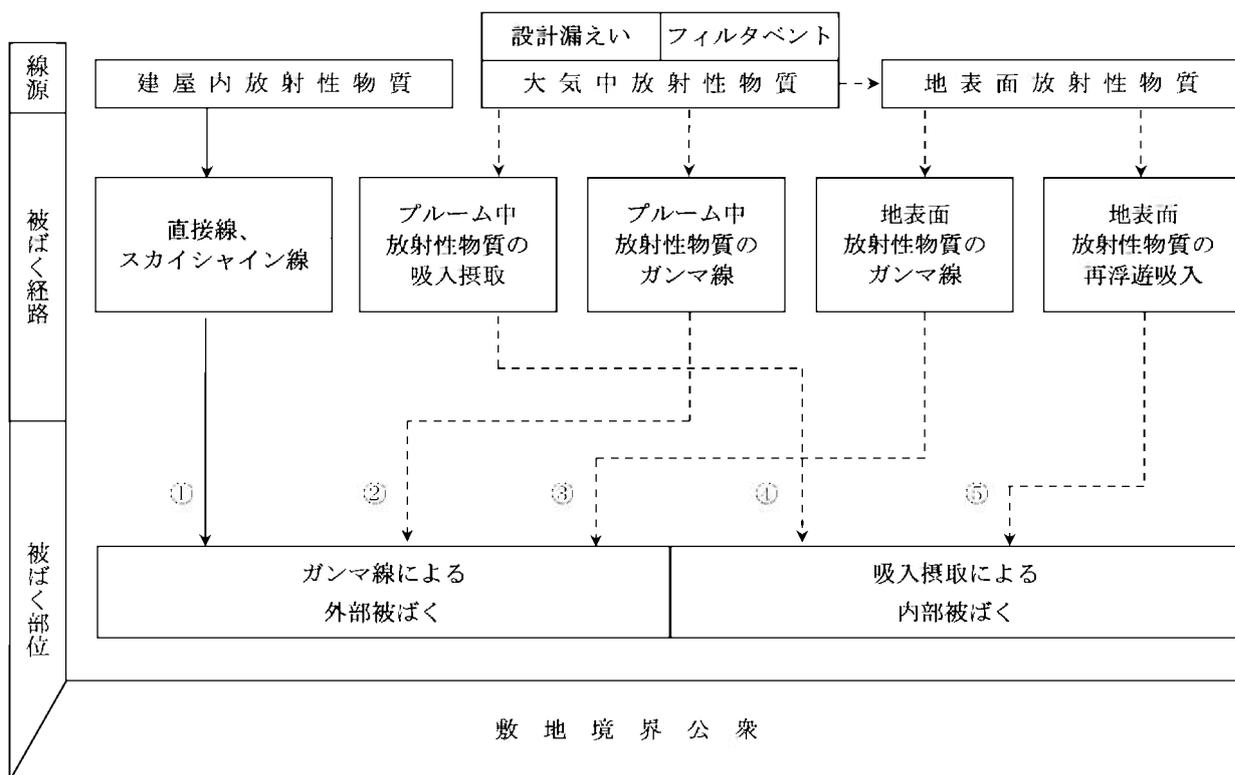


第 3.1.3.5-3 図 敷地境界における公衆の被ばく経路 (格納容器健全)

敷地境界における被ばく	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
	③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく
	④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく
	⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく

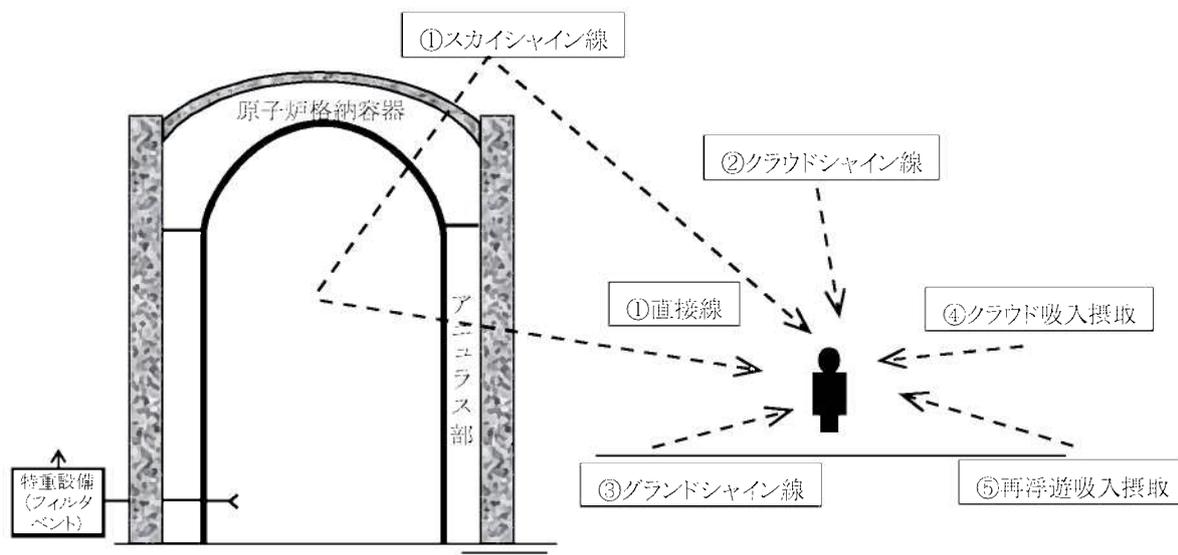


第 3.1.3.5-4 図 被ばく経路イメージ（格納容器健全）

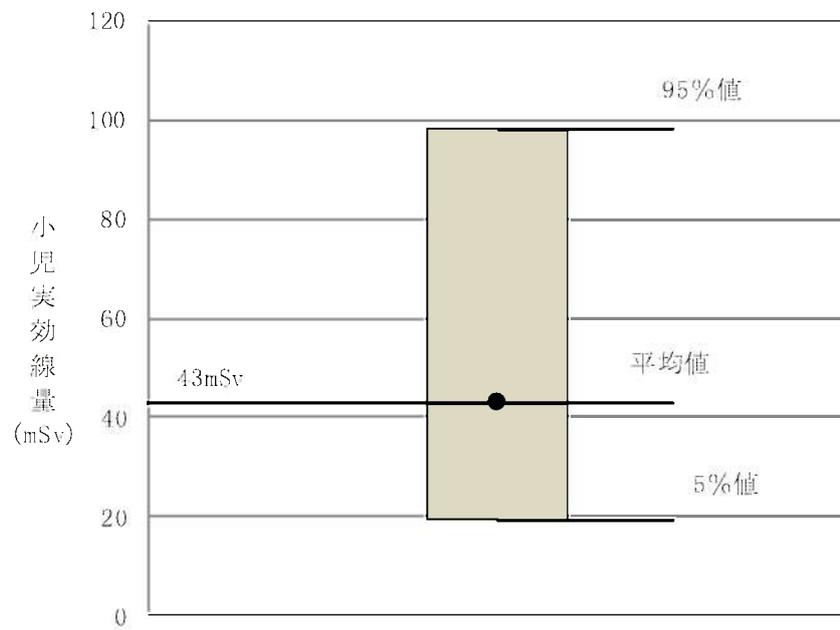


第 3.1.3.5-5 図 敷地境界における公衆の被ばく経路(放射性物質管理放出)

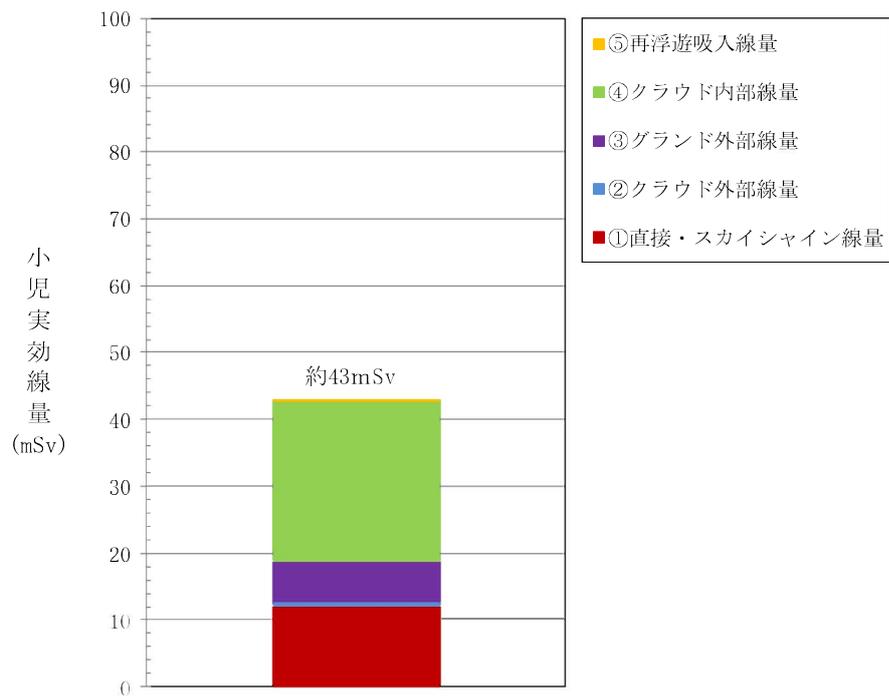
敷地境界における被ばく	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
	③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく
	④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく
	⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく



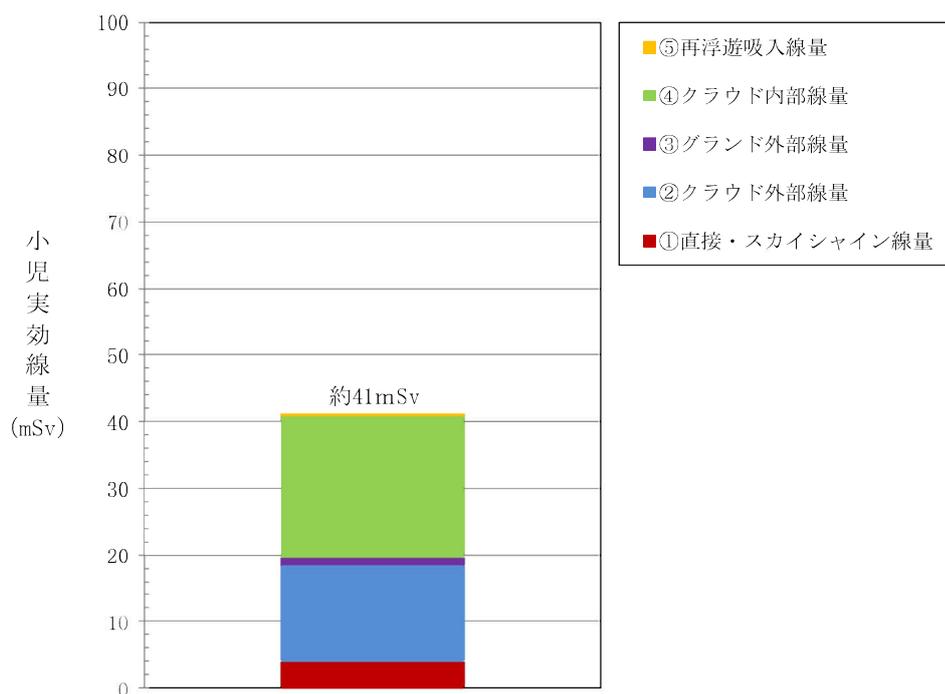
第 3.1.3.5-6 図 被ばく経路イメージ (放射性物質管理放出)



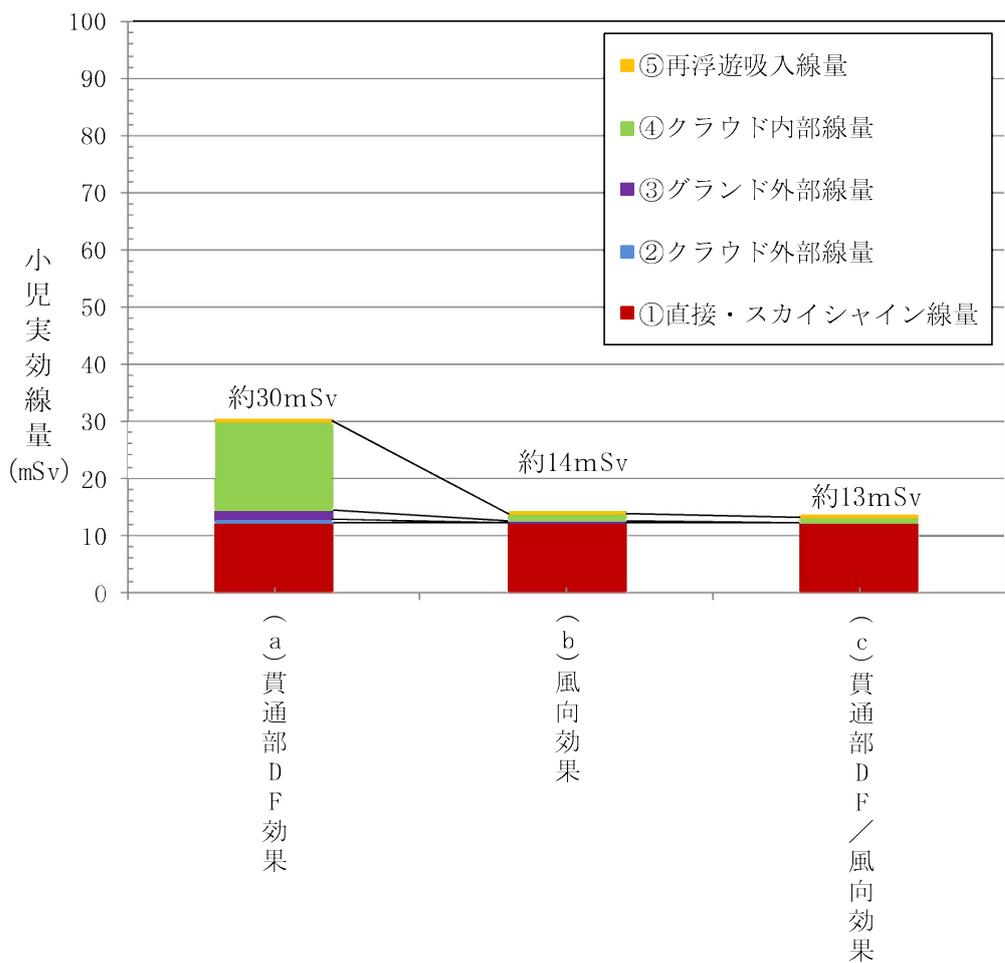
第 3.1.3.5-7 図 敷地境界における実効線量の評価結果(格納容器健全)



第 3.1.3.5-8 図 敷地境界における実効線量の評価結果(格納容器健全)
(平均値の各被ばく経路の線量への寄与)



第 3.1.3.5-9 図 敷地境界における実効線量の評価結果(放射性物質管理放出)
(平均値の各被ばく経路の線量への寄与)



第 3.1.3.5-10 図 感度解析結果(格納容器健全)(経路別)

3.1.3.6 PRAにより抽出された追加措置

特重施設の格納容器破損防止機能に着目した評価として、3.1.3.1、3.1.3.3及び3.1.3.4で示したPRAの結果から、設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十の特重施設の使用想定を踏まえ、重大事故等時においてDBA設備及びSA設備による原子炉格納容器への注水機能が喪失している状態に対して、特重設備(ポンプ)による原子炉格納容器への注水及び特重設備(フィルタベント)を活用することによるCFFへのリスク低減効果があることを確認した。

また、設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十の特重施設の使用想定を踏まえた活用に限定せず、特重施設の柔軟な活用を想定した評価として、DBA設備及びSA設備による原子炉格納容器への注水機能が喪失している状態以外に対する特重設備(フィルタベント)の活用や、特重施設使用後においてもSA設備に期待する等、DBA設備及びSA設備との適切な組合せを考慮した感度解析により、更なるリスク低減効果を確認した。

以上の結果から、特重施設を活用することによるCFFに対するリスク低減効果が確認できたことから、特重施設に係る運転操作の習熟を目的とした教育を実施し、事故対応能力の向上を図ることを追加措置として抽出する。

なお、特重施設については今後炉心損傷防止対策として活用した評価を実施し、更なる安全性向上に有効な活用方法について検討していく。

3.1.3.7 PRA改善に向けた取組み方針

安全性向上評価におけるPRA実施の目的は、評価結果の分析に基づくプラントの脆弱点の把握と安全性向上対策の立案であることから、より現実的な評価を実施することが望ましく、その目的に沿ったPRA手法及びPRAモデルの改善が必要となる。

本届出においては、特重施設の設置完了に伴い、これまでの届出におけるPRAで使用した設計情報、運転管理情報、評価手法等については更新せず、特重施設の情報のみを新たに追加することで、特重施設によるリスク低減効果を確認した。今後は、より現実的な評価の実施に向け、以下の項目を実施する。

- ・国際的な水準に比肩する PRA への高度化を目指した活動である PWR 又は BWR パイロットプラントの取組みを踏まえ、PRA モデルの高度化(主に体系的な起因事象の選定、人間信頼性解析最新手法適用、イベントツリー・フォールトツリー精緻化、個別プラント故障率適用、成功基準の精緻化)を実施する。
- ・特重施設の PRA モデルへの反映について、重大事故等時における特重施設の柔軟な活用や炉心損傷防止対策としての活用も含めた評価を実施する。
- ・地震 PRA については、2018 年度にフレンジイ評価及びシステム評価の手法についての課題を抽出した。今後は、引き続き抽出された課題の解決に向けた計画及び検討を実施する。また、既に課題として明確となっていた多重故障起因事象のモデル化手法及び SSC の損傷が炉心損傷に直結するシナリオの精緻化については、解決に向けた方策を検討した。これらについては、引き続き、方策の適用について検討を行う。
- ・様々な観点からの評価結果の分析による追加措置の検討を行う。

PRA手法の改善は、電力共通の課題であることから、これらの取組みについては、電力大研究、電力中央研究所 原子力リスク研究センター等の活用により、効果的な取組みとなるよう進めていき、適宜評価に取り入れていく。