

第1.1.2.b-2表 起因事象発生頻度（平成23年3月31日迄）

プラント状態		継続時間※1 (h)	原子炉冷却材 圧力バウンダリ 機能喪失	水位維持 失敗	オーバ ドレン	余熱除去 機能喪失※2	外部電源 喪失	原子炉補機 冷却機能喪失	反応度の 誤投入
			8.2E-07(/h)	4.1E-06(/炉年)	4.1E-06(/炉年)	6.8E-08(/h)	5.5E-07(/h)	2.3E-08(/h)	3.1E-08(/炉年)
POS 1	部分出力運転状態	2.1	—	—	—	—	—	—	—
POS 2	高温停止状態（ECCS作動信号ブロック まで）	7.3	—	—	—	—	—	—	—
POS 3	高温停止状態（ECCS作動信号ブロック 以降から余熱除去系運転開始まで）	8.8	—	—	—	—	—	—	—
POS 4	余熱除去系による冷却状態① （1次系は満水状態）	55.4	4.5E-05	—	—	3.8E-06	3.0E-05	1.3E-06	—
POS 5	余熱除去系による冷却状態② （ミッドループ運転状態）	85.7	7.0E-05	4.1E-06	4.1E-06	5.8E-06	4.7E-05	2.0E-06	—
POS 6	原子炉キャビティ満水状態	97.7	—	—	—	—	—	—	—
POS 7	燃料取出し状態	602.5	—	—	—	—	—	—	—
POS 8	原子炉キャビティ満水状態	108.5	—	—	—	—	—	—	—
POS 9	余熱除去系による冷却状態③ （ミッドループ運転状態）	182.0	1.5E-04	4.1E-06	4.1E-06	1.2E-05	1.0E-04	4.2E-06	—
POS10	余熱除去系による冷却状態④ （1次系は満水状態）	30.5	2.5E-05	—	—	2.1E-06	1.7E-05	7.0E-07	—
POS11	1次系の漏えい試験 （余熱除去系は一時的に隔離）	13.5	—	—	—	—	—	—	—
POS12	余熱除去系による冷却状態⑤ （1次系は満水状態）	89.4	7.3E-05	—	—	6.1E-06	4.9E-05	2.1E-06	—
POS13	余熱除去系隔離から高温停止状態 （ECCS作動信号ブロック解除まで）	12.1	—	—	—	—	—	—	—
POS14	高温停止状態 （ECCS作動信号ブロック解除以降）	70.6	—	—	—	—	—	—	3.1E-08
POS15	部分出力運転状態	38.8	—	—	—	—	—	—	—

※1：玄海4号炉第10回定期検査実績 ※2：待機中の余熱除去系による冷却失敗を含めて評価する。

第1.1.2.c-1表 起因事象「外部電源喪失」の成功基準

イベントヘディング	機能	成功基準
非常用所内交流動力電源	ディーゼル発電機	1 / 2台
余熱除去系による冷却	ポンプ	1 / 2ポンプ
	熱交換器	1 / 2熱交換器
	ループ	3 / 4ループ

第1.1.2.e-1表 フロントライン系とサポート系の依存性

サポート系 (影響を与える側)	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
フロントライン系 (影響を受ける側)						
余熱除去系 ^{※1}	○	○	○			○

※1：評価期間内であれば換気空調系は不要。

第1.1.2.e-2表 サポート系同士の依存性

サポート系 (影響を与える側)	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
サポート系 (影響を受ける側)						
電源系 ^{※1}		○		○	○	
信号系	○					
制御用空気系 ^{※2,3}	○	○		○		○
換気空調系 ^{※2,4}	○	○			○	
原子炉補機冷却海水系 ^{※2}	○	○				
原子炉補機冷却水系 ^{※2}	○	○			○	

※1：ディーゼル発電機の起動・継続運転のための信号系／換気空調系／原子炉補機冷却水海水系が必要。

※2：通常時待機状態を仮定しているトレンには起動のための信号系が必要。

※3：制御用空気圧縮機室換気空調系が必要。

※4：空調用冷水系には原子炉補機冷却水海水系が必要。

第1.1.2.g-1表 起因事象発生前の人的過誤確率

運転操作エラー項目	操作場所	HEP
弁の操作忘れ	現場	1.0E-02

第1.1.2.g-2表 診断失敗確率

運転操作エラー項目	診断失敗確率
診断失敗	3.0E-02

第1.1.2.g-3表 起因事象発生後の人的過誤確率

運転操作エラー項目	操作場所	HEP
弁の操作失敗	中央制御室	1.0E-03
補機の操作失敗	中央制御室	1.0E-03

第1.1.2.h-1表 POS分類ごと・起因事象ごとの燃料損傷頻度

プラント状態		継続時間 (h)	原子炉冷却材 圧力バウンダリ 機能喪失	水位維持 失敗	オーバー ドレン	余熱除去 機能喪失	外部電源 喪失	原子炉補機 冷却機能 喪失	反応度の 誤投入	合計 (/炉年)
POS 4	余熱除去系による冷却状態① (1次系は満水状態)	55.4	4.5E-05	—	—	3.8E-06	1.3E-06	1.3E-06	—	5.2E-05
POS 5	余熱除去系による冷却状態② (ミッドループ運転状態)	85.7	7.0E-05	4.1E-06	4.1E-06	5.8E-06	2.0E-06	2.0E-06	—	8.8E-05
POS 9	余熱除去系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)	182.0	1.5E-04	4.1E-06	4.1E-06	1.2E-05	4.1E-06	4.2E-06	—	1.8E-04
POS10	余熱除去系による冷却状態④ (1次系は満水状態)	30.5	2.5E-05	—	—	2.1E-06	7.0E-07	7.0E-07	—	2.8E-05
POS12	余熱除去系による冷却状態⑤ (1次系は満水状態)	89.4	7.3E-05	—	—	6.1E-06	2.0E-06	2.1E-06	—	8.3E-05
POS14	高温停止状態 (ECCS作動信号 ブロック解除以降)	70.6	—	—	—	—	—	—	3.1E-08	3.1E-08
合 計 (/炉年)		—	3.6E-04	8.2E-06	8.2E-06	3.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	3.1E-08	4.3E-04

第1.1.2.h-2表 主要カットセット（POS5における事故シーケンス：D海水ポンプ待機除外）

事故シーケンス		条件付き 燃料損傷頻度	非信頼度	寄与率 (%)	カットセット
起回事象	緩和手段				
外部電源喪失	非常用所内交流 動力電源喪失	1.0E-02	2.3E-03	22	①Aディーゼル発電機継続運転失敗
			1.5E-03	15	②Aディーゼル発電機起動失敗
			4.0E-04	4	③ユニバーサルカードS172C 誤動作 (B0シーケンス信号発信失敗)
			4.0E-04	4	④ユニバーサルカードS193F 誤動作 (B0シーケンス信号発信失敗)
			4.0E-04	4	⑤ユニバーサルカードS1618 誤動作 (B0シーケンス信号発信失敗)
外部電源喪失	余熱除去系による 冷却失敗	3.1E-02	3.0E-02	96	①診断失敗
			5.0E-04	2	②A、B余熱除去ポンプ起動操作失敗 共 通原因故障
			8.0E-05	0.3	③A制御用空気圧縮機 起動失敗
			8.0E-05	0.3	④A原子炉補機冷却水ポンプ 起動失敗
			8.0E-05	0.3	⑤B原子炉補機冷却水ポンプ 起動失敗

第1.1.2.h-3表 FV重要度評価結果

	基事象	FV重要度
1	起回事象（外部電源喪失、余熱除去機能喪失）の発生 診断失敗	6.6E-02
2	B余熱除去ポンプ出口流量低信号 停止失敗	5.4E-03
3	B余熱除去冷却器バイパス流量制御弁（FCV-614） 開度調整信号発信失敗	5.4E-03
4	B余熱除去冷却器出口流量設定弁（HCV-613） 調整 開操作失敗	1.7E-03
5	B RHR冷却器CCW第2出口弁（CC-114B） 開操作失敗	1.7E-03
6	B余熱除去冷却器出口外隔離弁（RH-043B） 開操作失敗	1.7E-03
7	A RHR冷却器CCW第2出口弁（CC-114A） 閉操作失敗	1.7E-03
8	Aディーゼル発電機 継続運転失敗	1.3E-03
9	A、B余熱除去ポンプ 起動操作失敗 共通原因故障	1.1E-03
10	Aディーゼル発電機 起動失敗	8.4E-04

第1.1.2.h-4表 RAW評価結果

	基事象	RAW
1	起回事象（外部電源喪失、余熱除去機能喪失）の発生 診断失敗	3.1E+00
2	A、B余熱除去ポンプ 起動操作失敗 共通原因故障	3.1E+00
3	A I / B空調ユニット冷却温度制御弁（TCV-2760） （三方弁）開失敗（閉失敗）	3.1E+00
4	A制御用空気圧縮機 継続運転失敗	3.1E+00
5	A空調用冷水ポンプ 継続運転失敗	3.1E+00
6	B空調用冷水ポンプ 継続運転失敗	3.1E+00
7	B空調用冷凍機 継続運転失敗	3.1E+00
8	B空調用冷凍機 継続運転失敗	3.1E+00
9	A原子炉補機冷却水ポンプ 継続運転失敗	3.1E+00
10	B原子炉補機冷却水ポンプ 継続運転失敗	3.1E+00

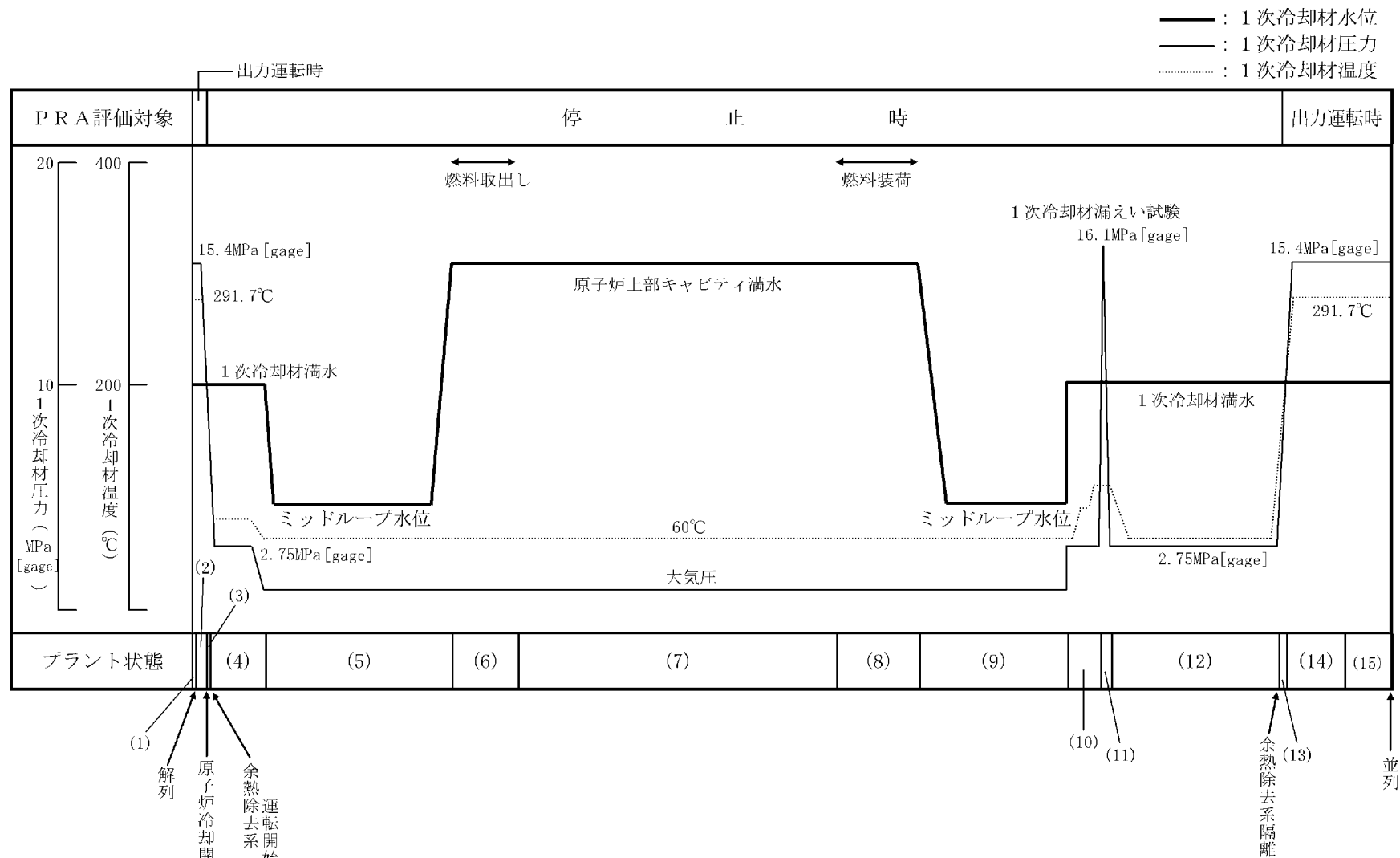
第1.1.2.h-5表 不確かさ解析結果

不確かさ	全燃料損傷頻度
95%上限値	1.1E-03 (／炉年)
平均値	4.2E-04 (／炉年)
中央値	2.8E-04 (／炉年)
5%下限値	9.8E-05 (／炉年)
点推定値	4.3E-04 (／炉年)
エラーファクタ	3.4

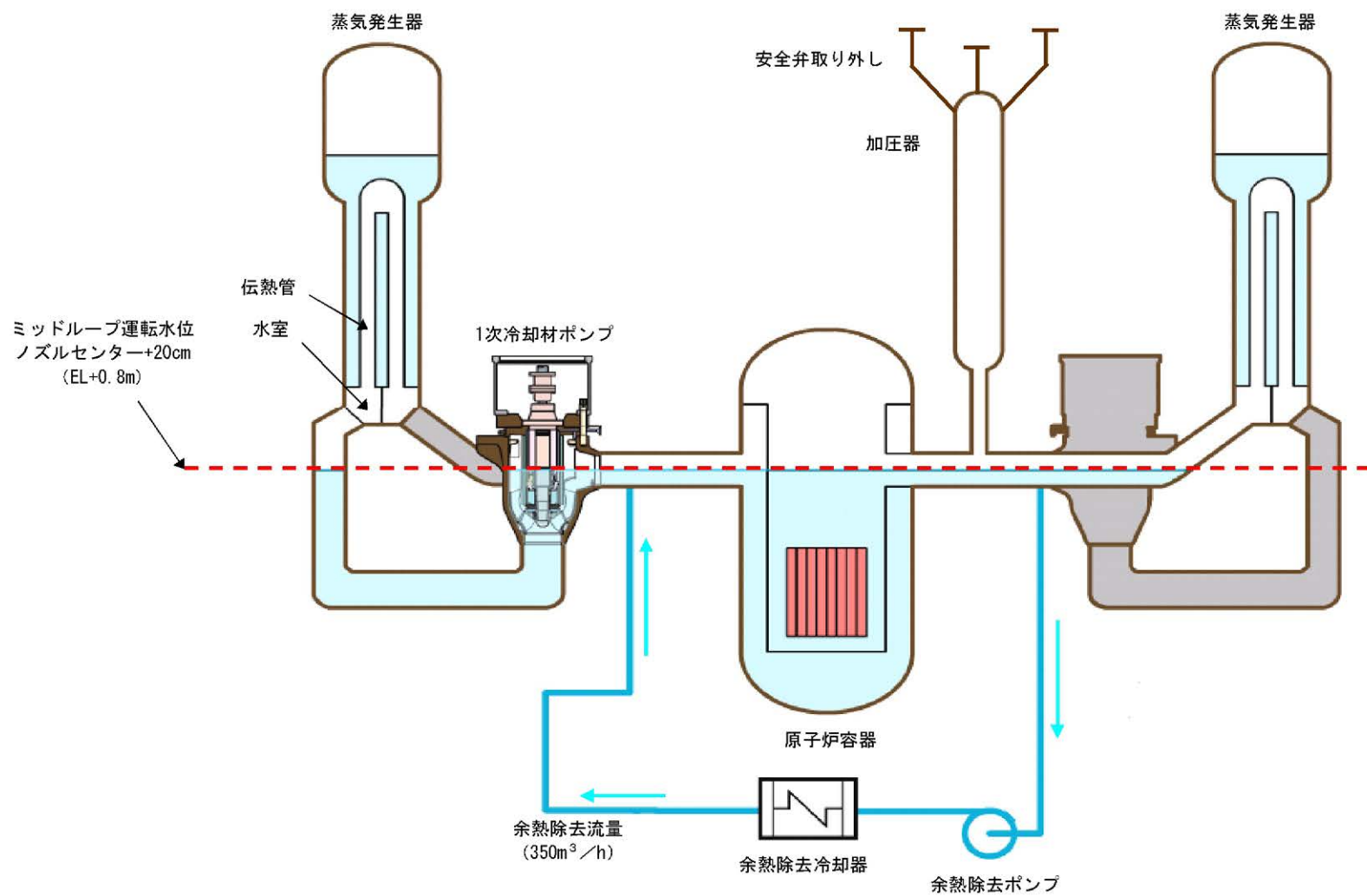
第1.1.2.h-6表 感度解析結果

プラント状態		継続時間 (h)	原子炉冷却材 圧力バウンダリ 機能喪失	水位維持 失敗	オーバ ドレン	余熱除去 機能喪失	外部電源 喪失	原子炉補機 冷却機能 喪失	反応度の 誤投入	合計 (／炉年)
POS 4	余熱除去系による冷却状態① (1次系は満水状態)	55.4	4.5E-08 (4.5E-05)	—	—	3.8E-06	1.3E-06	1.3E-06	—	6.3E-06 (5.2E-05)
POS 5	余熱除去系による冷却状態② (ミッドループ運転状態)	85.7	7.0E-08 (7.0E-05)	4.1E-06	4.1E-06	5.8E-06	2.0E-06	2.0E-06	—	1.8E-05 (8.8E-05)
POS 9	余熱除去系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)	182.0	1.5E-07 (1.5E-04)	4.1E-06	4.1E-06	1.2E-05	4.1E-06	4.2E-06	—	2.9E-05 (1.8E-04)
POS10	余熱除去系による冷却状態④ (1次系は満水状態)	30.5	2.5E-08 (2.5E-05)	—	—	2.1E-06	7.0E-07	7.0E-07	—	3.5E-06 (2.8E-05)
POS12	余熱除去系による冷却状態⑤ (1次系は満水状態)	89.4	7.3E-08 (7.3E-05)	—	—	6.1E-06	2.0E-06	2.1E-06	—	1.0E-05 (8.3E-05)
POS14	高温停止状態 (ECCS作動信号 ブロック解除以降)	70.6	—	—	—	—	—	—	3.1E-08	3.1E-08 (3.1E-08)
合 計 (／炉年)		—	3.6E-07 (3.6E-04)	8.2E-06	8.2E-06	3.0E-05	1.0E-05	1.0E-05	3.1E-08	6.7E-05 (4.3E-04)
比率 (感度解析／ベースケース)		—	0.001	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.16

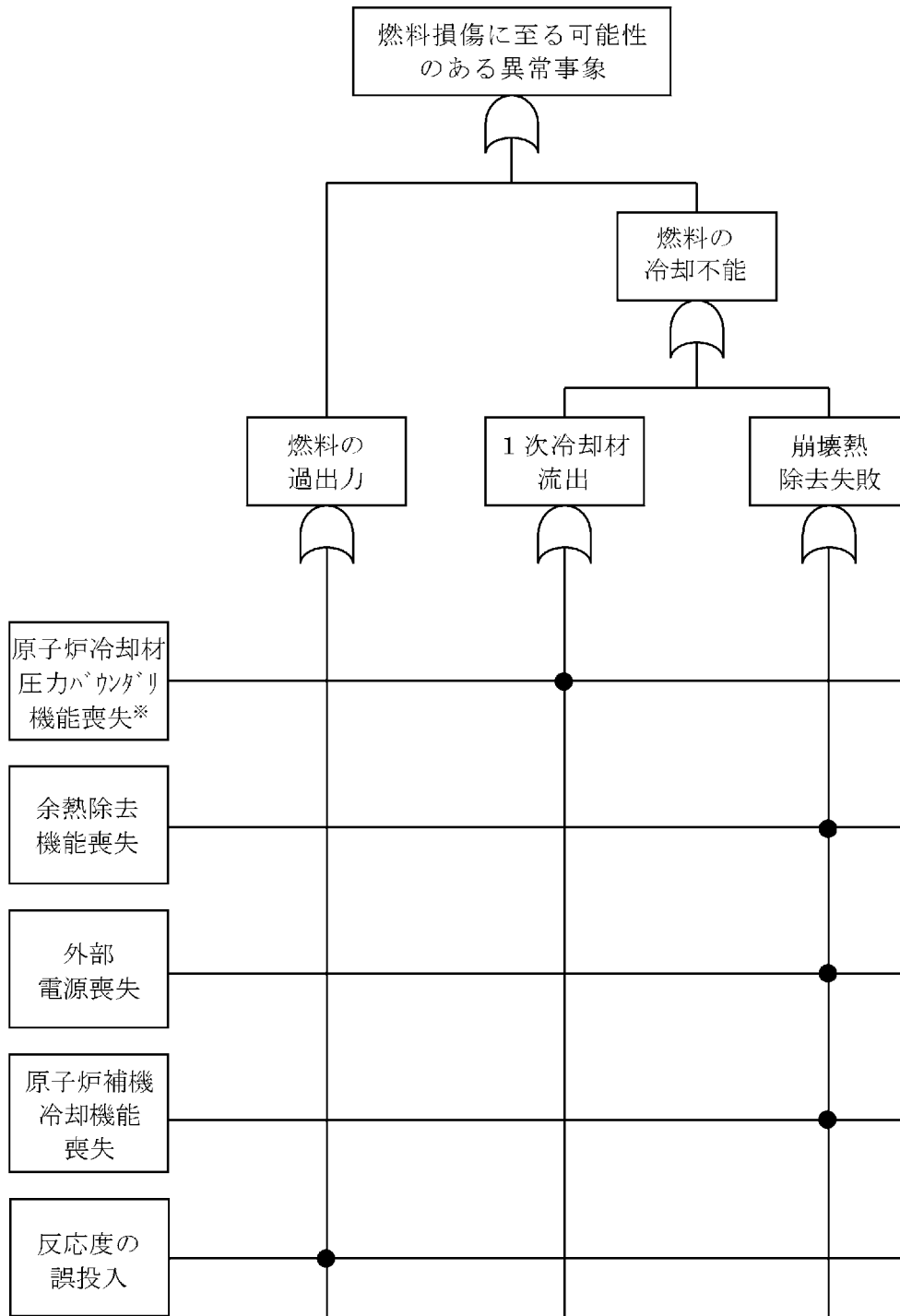
() はベースケースの燃料損傷頻度 (変更箇所のみ記載)。ベースケースは緩和策として充てん系による注入に期待しない評価結果。



第1.1.2. a-1図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移



第1.1.2. a-2図 ミッドループ運転概要図



※：原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（弁の誤開）、オーバードレン、水位維持失敗を想定

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

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

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

オーバードレン	事故シーケンス
—————	燃料損傷（緩和手段なし）

第1.1.2. d-1(b)図 オーバードレンイベントツリー

水位維持失敗	事故シーケンス
—————	燃料損傷（緩和手段なし）


第1.1.2. d-1(c)図 水位維持失敗イベントツリー

【仮定条件】

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

【イベントツリーの説明】

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

余熱除去機能喪失	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

第1.1.2. d-1(d)図 余熱除去機能喪失イベントツリー

【仮定条件】

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

【イベントツリーの説明】

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

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

第1.1.2.d-1(e)図 外部電源喪失イベントツリー

【仮定条件】

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

【イベントツリーの説明】

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

原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）


第1.1.2.d-1(f)図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

【仮定条件】

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

【イベントツリーの説明】

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

反応度の誤投入	事故シーケンス
	燃料損傷（緩和手段なし）

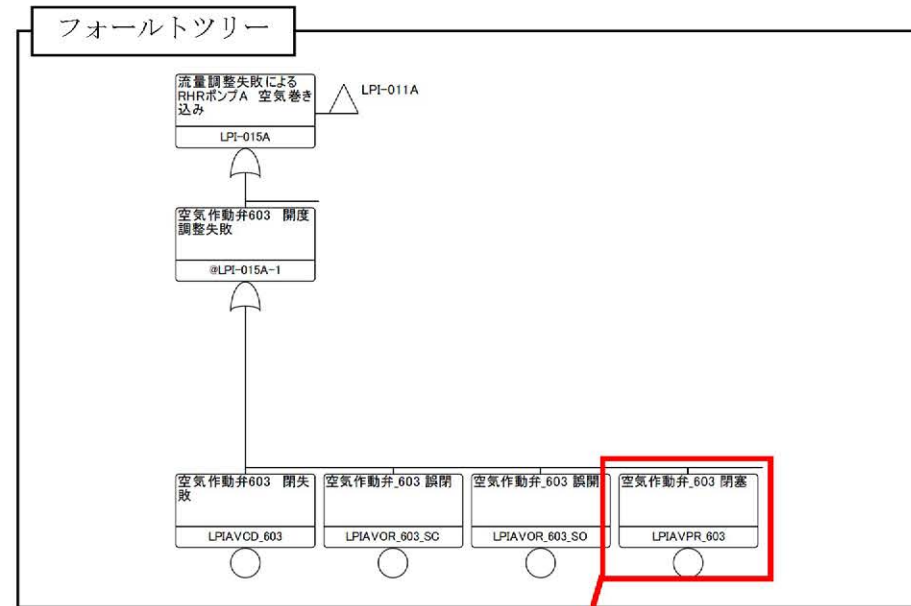
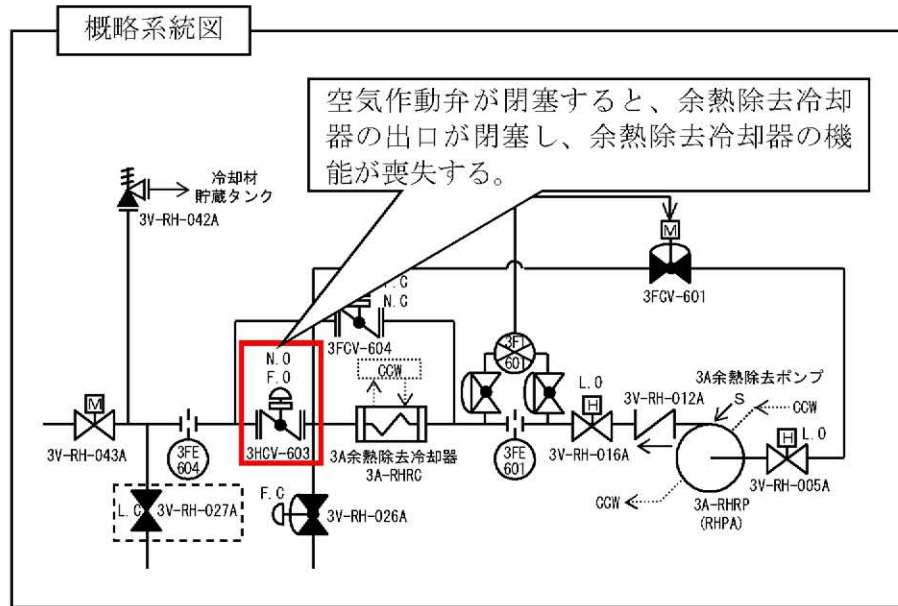
第1.1.2. d-1(g)図 反応度の誤投入イベントツリー

【仮定条件】

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

【イベントツリーの説明】

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



1.1.2-15

(機器故障率データ)

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

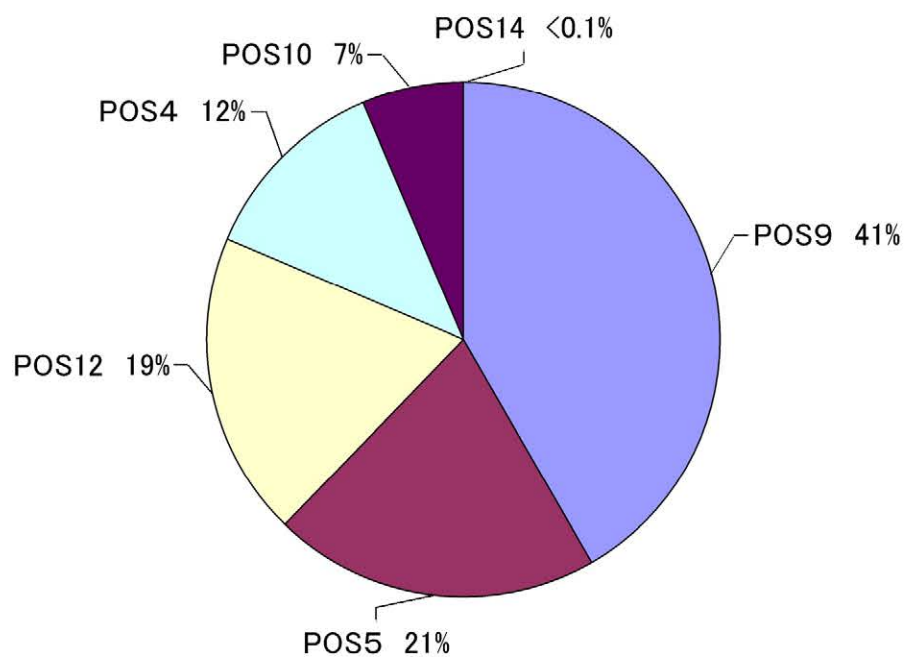
基事象リスト

機器情報			事象	作動要求		故障モード	要否	基事象ID	モデル化しない理由/備考	発生頻度	時間	健全性確認間隔	
機器番号	機器名	機器タイプ		前の状態	後の状態							設定時間	なし理由
3HCV-102	空気作動弁_102	空気作動弁	Open	Open	開失敗	1	-	-	-	-	-	-	-
3HCV-603	空気作動弁_603	空気作動弁	外部電源喪失時	Open	Open	開失敗	1	-	-	-	-	-	-
3HCV-613	空気作動弁_613	空気作動弁	-	Close	Open	開失敗	1	-	-	-	-	-	-

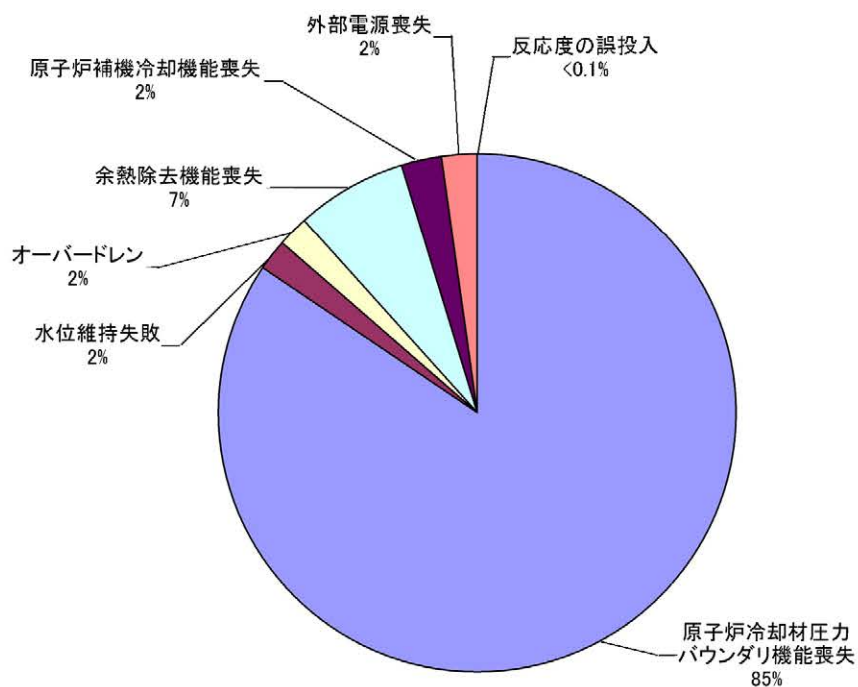
参照する国内故障率データの項目

空気作動弁 3HCV-603 の各故障モードのうち、「閉塞」に対する非信頼度を基事象リストに整理した情報を基に算出する。
非信頼度=「閉塞」の故障率×使用時間(24h)

第1.1.2. e-1図 システム信頼性の評価例



第1.1.2.h-1図 POS別燃料損傷頻度



第1.1.2.h-2図 起回事象別燃料損傷頻度

1.2 外部事象PRA

1.2.1 地震PRA

地震PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価に関する実施基準：2007（以下「地震PSA学会標準」という。）」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第1.2.1-1図に示す。なお、本評価では地震単独の影響のみを評価しており、地震随伴に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。

1.2.1.a. 対象プラントと事故シナリオ

① 対象とするプラントの説明

(1) サイト・プラント情報の収集・分析

内部事象出力時レベル1 PRAで収集した設計、運転・保守管理の情報に加え、地震PRAを実施するために、プラントの耐震設計やプラント配置の特徴等の地震固有に考慮すべき関連情報を追加で収集・分析した。収集した情報及び主な情報源を第1.2.1.a-1表に示す。

(2) 機器・システムの配置及び形状・設備容量

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

(3) 地震に対する特徴

地震PRAでは、耐震性の低い以下の設備には期待しない評価を行った。

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

また、地震PRAでは地震加速度が増加するにつれ、安全機能や緩和機能を有する機器が複数同時に損傷することが考えられるため、後述のとおり、地震損傷機器イベントツリーにおいて複数機器が同時に損傷する場合を考慮して評価を行った。また、階層イベントツリーでは複数の起因事象の重畳による影響を包含できるように階層化処理を行った。

(4) プラントウォークダウン

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

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

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

(5) 今回実施した地震PRAの前提条件等について

今回実施した地震PRAについて、主に留意すべき点について以下に示す。

a. 評価の前提条件

- ・評価地震動範囲は0.2G～1.2Gとし、0.2Gで主給水流量喪失が起こることを想定する。
- ・津波が及ぼす影響は考慮せず、地震の影響のみを考慮する。

b. 地震の影響について

- ・冗長機器及び設備は、地震の影響により同時に損傷する（完全相関）と仮定する。
- ・余震による炉心損傷への影響は考慮しない。
- ・地震随伴津波等の重畳事象については、考慮しない。

c. 評価対象機器抽出の考え方・方針

- ・内部事象レベル1 PRA評価において、当該系統・機器が損傷することで炉心損傷に至る恐れのある系統・設備を抽出しているため、内部事象PRAにおける評価範囲をベースとして、地震特有の設備の検討を行った。

d. 確率論的地震ハザードについて

- ・今回の地震PRA評価で使用した確率論的地震ハザードは、平成25年7月12日の原子炉設置変更許可申請時点のデータに基づくものである。

② 地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

収集したプラント関連情報及びプラントウォークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナリオを広範に分析し、事故シナリオを設定した。事故シナリオの選定に当たっては、

地震起因による安全機能を有する建屋・構築物、システム、機器（以下「SSC^{※1}」という。）の損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナリオだけでなく、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した。なお、地震PRAの対象範囲は、常用系で耐震クラスの低い主給水系の機器損傷による「主給水流量喪失事象の発生以上の規模」（地震加速度0.2G以上）とし、これ以上の地震では少なくとも「主給水流量喪失」が発生するとした。（※1：Structure, System and Component）

選定した事故シナリオのうち、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した事故シナリオについてはスクリーニングを行い、安全機能を有するSSCの損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナリオと合わせて事故シナリオの明確化を行った。安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した事故シナリオに対するスクリーニング結果を第1.2.1.a-2表に示す。また、明確になった事故シナリオにより誘発される起因事象の分析を実施し、以下の起因事象を選定した。

- ・ 格納容器バイパス
- ・ 直接炉心損傷に至る事象
- ・ 大破断LOCA
- ・ 中破断LOCA
- ・ 小破断LOCA
- ・ 2次冷却系の破断

- ・主給水流量喪失
- ・外部電源喪失
- ・原子炉補機冷却機能喪失

これらの分析結果に基づき、起因事象の要因となる機器及び起因事象が発生した場合の緩和設備に係るSSCを抽出し、地震PRAで対象となる建物・構築物及び機器・配管系（以下「建屋・機器」という。）を選定し、建屋・機器リストを作成した。なお、建屋・機器の選定に際しては、内部事象出力時レベル1 PRAで作成した機器リストをベースに、地震特有の事故シナリオから選定される建屋・機器を追加した。第1.2.1.a-3表に評価対象とした建屋・機器の選定方法、第1.2.1.a-4表に建屋・機器リストを示す（後述のフラジリティデータを合わせて記載）。

1.2.1.b. 確率論的地震ハザード

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

① 確率論的地震ハザード評価の方法

地震PSA学会標準の方法に基づき評価を行った。

② 確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定

(1) 震源モデルの設定

震源モデルは、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。

a. 特定震源モデル

基本的に玄海原子力発電所敷地から100km～150km程度以

内にある「新編 日本の活断層」に掲載されている確実度Ⅰ及びⅡの活断層、「九州の活構造」及び防災科学技術研究所による震源インバージョン結果を踏まえてモデル化し、敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層については、敷地周辺の地質調査結果等に基づいてモデル化した。

敷地周辺の主な活断層の分布を第1.2.1.b-1図に、主要な活断層の震源モデルの諸元を第1.2.1.b-1表に示す。また、主要な活断層の応答スペクトルを第1.2.1.b-2図に示す。さらに、その他の活断層の分布を第1.2.1.b-3図に、その他の活断層の諸元を第1.2.1.b-2表に示す。

b. 領域震源モデル

領域震源モデルについては、萩原（1991）及び垣見ほか（2003）の領域区分に基づき、サイトから100km以内の領域を対象とし、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値をもとに設定した。萩原（1991）及び垣見ほか（2003）の領域区分を第1.2.1.b-4図に示す。また、玄海原子力発電所周辺の各領域区分と実際の地震発生状況を第1.2.1.b-5図に示し、これに対応する各領域の諸元を第1.2.1.b-3表に示す。参考として地域ごとの地震規模別発生頻度の評価及びb値に関する図を第1.2.1.b-6図に示す。

(2) 地震動伝ばモデルの設定

地震動伝ばモデルとしてはNoda et al. (2002)による距離減衰式を用いる。また、ロジックツリーにおいて地震観測記録との補正の有無を考慮する。観測記録による補正に関する図を第1.2.1.b-7図に示す。

(3) ロジックツリーの作成

ロジックツリーの作成では、震源モデル及び地震動伝ばモデルの設定において、選定した認識論的不確かさ要因から確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす要因を選定した。特に敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層（竹木場断層及び城山南断層）については、詳細なロジックツリーに展開し、評価した。作成したロジックツリーを第1.2.1.b-8図に示す。

③ 確率論的地震ハザード評価結果

(1) 確率論的地震ハザード曲線

上記により作成した平均地震ハザード曲線を第1.2.1.b-9図に、特定震源モデルによる確率論的地震ハザード曲線の内訳を第1.2.1.b-10図に示す。また、フラクタイル地震ハザード曲線を第1.2.1.b-11図に示し、距離減衰式に対する観測記録による補正の有無を第1.2.1.b-12図及び第1.2.1.b-13図に示す。

(2) 一様ハザードスペクトル

基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較を第1.2.1.b-14図に示す。基準地震動 $S_s - 1_H$ 及び $S_s - 1_V$ の年超過確率は、 $10^{-5} \sim 10^{-6}$ 程度となっている。また、一様ハザードスペクトルの算出のもととなる周期ごとの確率論的地震ハザード曲線を第1.2.1.b-15図に示す。特定震源+距離減衰式に対する平均ハザード曲線、領域震源+距離減衰式に対する平均ハザード曲線及び全体のロジックツリーによる平均ハザード曲線を比較したものを第1.2.1.b-

16図に示す。全体のハザードに与える影響は、特定震源＋距離減衰式と領域震源＋距離減衰式で大きく変わらないことが確認できる。

(3) フラジリティ評価用地震動

フラジリティ評価用地震動は、年超過確率 10^{-4} の一樣ハザードスペクトルに適合する模擬波とし、経時特性を基準地震動の策定と同様にNoda et al. (2002)に基づき地震規模 $M = 7.0$ 、等価震源距離 $X_{eq} = 10\text{km}$ とした。模擬波を第1.2.1.b-17図に示す。

1.2.1.c-1. 建屋のフラジリティ

① 評価対象と損傷モードの設定

(1) 評価対象物

建屋のフラジリティ評価の対象は、第1.2.1.a-4表の建屋・機器リストに記載されたものとし、原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋（以下「原子炉建屋」という。）並びに原子炉補助建屋とした。原子炉建屋の概略平面図及び概略断面図をそれぞれ第1.2.1.c-1-1図及び第1.2.1.c-1-2図に示す。原子炉補助建屋の概略平面図及び概略断面図をそれぞれ第1.2.1.c-1-3図及び第1.2.1.c-1-4図に示す。

(2) 損傷モード及び部位の設定

建屋の要求機能喪失に繋がる支配的な構造的損傷モード及び部位として、建屋の崩壊シーケンスを踏まえ、層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊を選定した。

② フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」を選択した。評価手法は地震PSA学会標準に準拠した手法とする。

③ フラジリティ評価上の主要な仮定

(1) 考慮する不確かさ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確かさ β_R と認識論的不確かさ β_U については、地震PSA学会標準に基づき評価した。考慮する不確かさ要因の例を第1.2.1.c-1-1表に示す。

(2) 損傷評価の指標

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

④ フラジリティ評価における耐力情報

現実的耐力である損傷限界時のせん断ひずみの平均値と変動係数は地震PSA学会標準に示された実験結果に基づく値を用いることとし、対数正規分布を仮定した。実験結果に基づく値を第1.2.1.c-1-2表に示す。

⑤ フラジリティ評価における応答情報

現実的応答については、現実的な物性値に基づく地震応答解析を入力レベルごとに実施することにより評価を行った。現実的な物性値は、地震PSA学会標準に基づき算出し、対数正規分布を仮定した。損傷評価の指標である耐震壁のせん断破壊に対しては水平動が支配的であることから、水平動による評価を行うこととした。

(1) 入力地震動

入力地震動は、玄海サイトの最大加速度（PGA）を S_s と同じ 540cm/s^2 を含めて $1,000\text{cm/s}^2$ から 500cm/s^2 刻みで大きくしたものをを用いる。（「1.2.1.b 確率論的地震ハザード」の章を参照。）

(2) 現実的な物性値と応答解析モデル

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

フラジリティ評価用の応答解析モデルは、バックチェックに用いているモデルをベースとして設定する。原子炉建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第1.2.1.c-1-5図及び第1.2.1.c-1-7表～第1.2.1.c-1-10表に、原子炉補助建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第1.2.1.c-1-6図及び第1.2.1.c-1-11表～第1.2.1.c-1-13表に示す。

(3) 解析ケース

応答のばらつきを求めるための確率論的応答解析では、第1.2.1.c-1-6表に示すコンクリート強度 F_c 、地盤のせん断波速度 V_s 及びコンクリートの減衰定数 h の3つの主変動パラメータに対して2点推定法で得られた2つのサンプル点をすべて組み合わせて、8ケースの解析を実施する。モデルの諸元と物性値の関係及び解析ケースを第1.2.1.c-1-14表及び第1.2.1.c-1-15表に示す。

(4) 現実的応答

現実的応答は地震PSA学会標準に準拠し対数正規分布を仮定し、確率論的応答解析結果より各ケースの重みを考慮して算出した。

⑥ 建屋のフラジリティ評価結果

現実的耐力と現実的応答よりフラジリティ曲線とHCLPF（低い損傷確率（5%損傷確率）であることが高い信頼度（95%信頼度）で推定できる地震加速度）を算出した。フラジリティ曲線は、入力加速度レベルごとに最も損傷確率が大きい要素を対象として算出する。ここで損傷確率は現実的応答が現実的耐力を上回る確率である。

選定した要素の各入力レベルでの損傷確率は対数正規累積分布関数により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線を算出した。

HCLPFは信頼度95%フラジリティ曲線を基に算出した。原子炉建屋及び原子炉補助建屋のフラジリティ曲線を第1.2.1.c-1-7図及び第1.2.1.c-1-8図に示す。

また、原子炉建屋(EW方向)の中央値加速度（損傷確率50%の値）は $2,416\text{cm}/\text{s}^2$ 、対数標準偏差は0.203であり、原子炉補助建屋(NS方向)の中央値加速度（損傷確率50%の値）は $3,029\text{cm}/\text{s}^2$ 、対数標準偏差は0.190であった。

1.2.1.c-2. 屋外重要土木構築物のフラジリティ

① 評価対象と損傷モードの設定

(1) 評価対象

屋外重要土木構造物のフラジリティ評価の対象は、取水ピット及び海水管ダクトのうち、耐震評価がより厳しい海水管ダクトとする。海水管ダクトの平面図を第1.2.1.c-2-1図に、断面図を第1.2.1.c-2-2図示す。

(2) 損傷モード及び部位の設定

屋外重要土木構造物の損傷モードとしては、構造部材の曲げ及びせん断破壊のうち、耐震裕度がより厳しいせん断破壊を選定し、すべての部材を評価対象とする。

② フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法(応答解析に基づく方法)」を選択した。評価手法は地震PSA学会標準に準拠した手法とする。

ただし、部材のせん断耐力は、部材に作用する断面力に依存することから、現実的耐力と現実的応答を独立として見なすことが困難であるため、耐震裕度(許容限界値/応答値)として評価する。

③ フラジリティの評価

(1) 考慮する不確かさ要因

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

(2) 損傷評価の指標

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

④ フラジリティ評価における応答解析

(1) 入力地震動

入力地震動は、玄海サイトの 10^{-4} 一様ハザードスペクトルに適合するように作成した模擬波を係数倍して用いる。

(2) 応答解析モデル

地震応答解析手法は、構造物と地盤の動的相互作用を考慮できる二次元動的有限要素法解析を用いて、水平地震動と鉛直地震動による逐次時間積分の時刻歴応答解析を行う。

(3) 変動因子

応答のばらつきを求めるための確率論的応答解析では、屋外重要土木構造物の耐震評価に支配的と考えられる埋戻土の初期せん断剛性 G_0 、岩盤のせん断剛性 G 、コンクリートの圧縮強度 F_c の3つの変動因子を考慮する。第1.2.1.c-1-16表に考慮した変動因子の考え方を示す。

(4) 損傷確率

各地震動レベルにおける損傷確率は、すべての部材のうち最も耐震裕度が低い部材を対象に、地震PSA学会標準に準拠し対数正規分布を仮定し算定する。

⑤ 屋外重要土木構造物のフラジリティ評価結果

各地震動レベルによる損傷確率よりフラジリティ曲線とHCLPFを算出する。屋外重要土木構造物のフラジリティ曲線

を第1.2.1.c-2-3図に示す。

1.2.1.c-3. 機器のフラジリティ

① 評価対象と損傷モードの設定

機器のフラジリティ評価の対象は第1.2.1.a-4表の建屋・機器リストに記載されたものとする。タンク・熱交換器のような静的機器については、構造損傷（延性破壊や脆性破壊等）の観点から評価し、電気盤類及びポンプ・弁のような動的機器については、システム評価上の要求に対応して構造損傷、機能損傷（動的機能限界、電氣的機能限界等）双方の観点からフラジリティ評価を実施し、当該機器のフラジリティとして用いることとする。

なお、構造強度に関する評価では、機器の本体・支持脚・基礎ボルト等の主要部位について耐震性評価が実施されるが、部位間で裕度（例えば、設計許容値／発生応力）が異なり、また、同一部位でも評価応力の種類（引張応力、曲げ応力、組合せ応力等）によって裕度が異なる。構造損傷に関するフラジリティ評価では、これらの各部位・各評価応力の中から、基本的には最も裕度が低かった部位・評価応力に着目して強度に関する係数等の評価を行う。

② フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）」を選択した。評価手法は地震PSA学会標準に準拠した手法とする。

- ③ フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）

機器フラジリティ評価とは、地震動の入力が増大し、評価対象機器が損傷に至る時点における最大地動加速度を評価尺度として表示するものである。このとき、最大地動加速度 A をフラジリティ加速度と称し、機器フラジリティ解析ではこれを確率量として扱い、以下の式で表す。

$$A = A_m \cdot \varepsilon_R \cdot \varepsilon_U$$

ここで、

A_m ：機器が損傷に達するときの地震動強さ（フラジリティ加速度） A の中央値。

ε_R ：物理現象固有の偶然的な不確かさに起因するばらつきを表す確率密度分布。中央値は1.0、対数標準偏差は β_R で表わされる。

ε_U ：認識論的な不確かさに起因するばらつきを表す確率密度分布。中央値は1.0、対数標準偏差は β_U で表わされる。

フラジリティ加速度 A を累積分布関数で示したものが機器フラジリティ曲線である。

なお、フラジリティ評価では、直接 A_m 、 ε_R 、 ε_U からフラジリティ加速度を算定せず、一般に安全係数の概念を用いて下式のように算定する。

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

ここで、

F ：安全係数（裕度）

Ad：基準地震動の最大地動加速度

(式1.2.1-1)の安全係数(裕度)は、(式1.2.1-2)のように基準とする地震動による現実的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、(式1.2.1-3)のように評価対象機器の設計応答値に対する現実的な応答の割合(応答に関する安全係数)と現実的な耐力に対する設計応答値の割合(耐力に関する安全係数)に分離して評価する。

ただし、入力地震動に対する機器の応答には、機器自身の応答に加えて建屋の応答が影響することから、応答に関する係数は機器応答係数 F_{ER} と建屋応答係数 F_{SR} に分離して評価する。

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

$$= \underbrace{\frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}}}_{\text{応答に関する係数}} \times \underbrace{\frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}}}_{\text{耐力に関する係数}}$$

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

ここで、

F_{ER} ：機器応答に関する係数

F_{SR} ：建屋応答に関する係数

F_{EC} ：耐力に関する係数

機器応答係数 F_{ER} 、建屋応答係数 F_{SR} 及び耐力係数 F_{EC} は、それぞれ以下に示す係数に分離して評価する。これらの係数は、フラジリティ評価上に存在する各種の不確実さ要因を評価したものであり、すべて対数正規分布する確率量と仮定する。不確実さ要因の整理結果を第1.2.1.c-3-1表に示

す。

$$F_{ER} = F_{ESS} \cdot F_D \cdot F_{EM} \cdot F_{EMC}$$

ここで、

F_{ESS} : 機器応答評価用入力地震動に関する係数

F_D : 機器の設計用減衰定数に関する係数

F_{EM} : 機器の解析モデル化に関する係数

F_{EMC} : 機器のモード合成に関する係数

$$F_{SR} = F_{SS} \cdot F_{\delta} \cdot F_M \cdot F_{NL}$$

ここで、

F_{SS} : 入力地震動のスペクトル形状に関する係数

F_{δ} : 建屋の減衰に関する係数

F_M : 建屋のモデル化に関する係数

F_{NL} : 建屋の非線形応答に関する係数

建屋応答係数について、原子炉格納容器は第1.2.1.c-3-2表、内部コンクリートは第1.2.1.c-3-3表、原子炉周辺建屋は第1.2.1.c-3-4表、原子炉補助建屋は第1.2.1.c-3-5表の値を使用する。

$$F_{EC} = F_S \cdot F_{\mu}$$

ここで、

F_S : 機器の限界強度に関する係数

F_{μ} : 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数

④ フラジリティ評価における耐力情報

評価部位、損傷モード（評価応力の種類）については、その機器において最も耐震性の低いものを選び設定した。耐力値は、評価部位に使用されている部材の、JSMEに記載

されている許容値を適用した。確率分布については、中央値に関する不確実さの要素について、加振試験結果や文献値、工学的判断等によって評価し、 $\beta_R \cdot \beta_L$ として定量化して考慮した。

⑤ フラジリティ評価における応答情報

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

⑥ フラジリティ評価における参照データ

フラジリティ評価に当たっては、現実的な耐力、応答を参照するが、その際の基本的な考え方を以下に示す。なお、フラジリティ評価用データは3号炉を代表として評価した。

(1) 原則、以下の現実的な耐力、応答を参照

- ・ 現実的な耐力：既工認で使用した値
- ・ 現実的な応答：耐震評価の値

(2) 以下の機器については、PRA結果に有意な影響を及ぼさないことを踏まえ、PWR標準の現実的な耐力、シビアアクシデント設備に係る耐震B、Cクラスの耐震計算に基づく応答等を参照

- ・ 耐震B、Cクラス機器（ファン、ダクト）等

(3) PRA結果に有意な影響を及ぼすと考えられる機器のうち、以下のように適切な裕度向上を図ることが可能な機器に

については、(1)を見直した現実的な耐力又は応答を参照。

- ・現実的な耐力、応答評価における保守性見直し（安全保護シーケンス盤等）

⑦ 機器のフラジリティ評価結果

機器フラジリティ評価結果を第1.2.1.a-4表に示す。機器フラジリティ評価は、評価対象の特徴を踏まえ、「主機」、「補機」、「電気盤・計装」、「動的機器」及び「配管」の5グループに分類した。また、グループごとに代表機器を抽出し、その評価の具体例を以下に示す。抽出に当たっては、玄海3号炉の特徴及びFV重要度等を参照した。なお、5グループの分類の考え方については以下のとおり。

主機：原子炉冷却材圧力バウンダリ設備で、多質点系時刻歴解析評価が主となる機器の構造損傷

補機：上記主機以外で、スペクトルモーダル解析評価が主となる機器の構造損傷

電気盤・計装：電気盤、計装品等の電氣的機器の機能損傷

動的機器：ポンプ、内燃機関、電動弁等の動的機器の機能損傷

配管：配管・弁等の構造損傷

(1) 主機（1次冷却材ポンプ）

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・設置位置：原子炉建屋 内部コンクリート
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：17.0Hz

- ・評価対象部位及び評価応力：

耐震評価結果を第1.2.1.c-3-6表に示す。これを基に
フラジリティを算出した。

- a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

- (a) 強度に関する係数 F_S の評価

本係数は、次式により評価する。

$$F_S = \frac{\sigma_C - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$$

ここで、

σ_C ：限界応力の中央値

σ_T ：地震時発生応力

σ_N ：通常運転時応力

評価対象部位であるケーシングボルトの材質は
SNB24-4であることから、限界応力としてJSME発電用原
子力設備規格設計・建設規格（2005年度版）第I編付
録図表Part5の引張応力 $S_u = 792 \text{ N/mm}^2$ （最高使用温度
308.7℃）を採用する。この S_u 値の1.1倍を限界応力の中
央値とする。

したがって、

$$\sigma_C = 1.1 \times S_u = 1.1 \times 792 = 871.2 \text{ N/mm}^2$$

また、地震時発生応力は 198 N/mm^2 であるが、これは
基礎ボルトの呼び径ベースで算定されたものであるた
め、谷径ベースに換算する必要がある。この換算のた
めの係数としてJSME I-解説8-23「メートルねじでの断
面低減率」より“0.75”を用いる。

なお、通常運転時応力は安全側に無視して評価するものとする。

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

以上より、強度に関する係数 F_s は、以下のとおりとなる。

$$F_s = \frac{\sigma_c}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times Su}{\sigma_T} = \frac{871.2}{198/0.75} = 3.30$$

不確かさ β_U として、限界応力の中央値 $1.1 \times Su$ に対して、告示値 Su が 95% 信頼下限に相当すると考える。

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

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

全体系の振動エネルギーに比べ、ケーシングボルトの弾塑性変形によるエネルギー吸収効果は小さいため、本係数は考慮しない。即ち、以下のとおりとする。

$$F_\mu = 1.00 \quad , \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

b. 機器応答係数 F_{ER}

(a) 床応答スペクトルの拡幅に関する係数 F_{ESS}

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

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

ただし、当機器は建屋ループ連成解析による荷重を考慮した耐震評価を実施しているため、荷重にかけられている設計マージン 1.3 を係数として考慮する。

以上より、

$$F_{ESS} = 1.30 \quad , \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

(b) 設計用減衰定数に関する係数 F_D

本係数は、機器の損傷時の減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。

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

ただし、当機器は時刻歴解析による耐震評価を実施しているため、本係数は考慮しない。

$$F_D = 1.00 \quad , \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

(c) 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。また、当機器の耐震評価は、建屋連成解析モデルを用いて行われており、モデル化する不確かさ建屋応答係数に含まれるため、本係数は考慮しない。

$$F_{EM} = 1.00 \quad , \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

(d) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

当機器は時刻歴解析による耐震評価を実施しているため、本係数は考慮しない。

$$F_{EMC} = 1.00 \quad , \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

c. 建屋応答係数 F_{SR} (建屋非線形応答に関する係数 F_{NL})

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL} 以外の係数については、建屋フラジリティ評価において評価する原子炉建屋の建屋応答係数を用いる。以下では F_{NL} についてのみ示す。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの短周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮するため、本係数は以下の通りとする。

$$F_{NL} = 1.00 \quad , \quad \beta_R = 0.17 \quad , \quad \beta_U = 0.10$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、1次冷却材ポンプのフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ 及び HCLPF は、以下の通りとなる。

$$A_m = 2.44(G)$$

$$\beta_R = 0.20 \quad , \quad \beta_U = 0.19$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.44 \times \exp[-1.65 \times (0.20 + 0.19)] \\ &= 1.28(G) \end{aligned}$$

また、安全係数評価結果の一覧を第1.2.1.c-3-7表に、フラジリティ曲線を第1.2.1.c-3-1図に示す。

(2) 補機（原子炉補機冷却水冷却器）

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・ 設置位置：原子炉補助建屋 EL. -19.5m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：25Hz
- ・ 評価対象部位及び評価応力：

第1.2.1.c-3-8表に耐震評価結果を示す。各部位・各

評価応力のうち、設計許容値に対する発生応力の裕度が最小である胴板が、原子炉補機冷却水冷却器の地震時の損傷に支配的であると考えられる。したがって、各安全係数は、原子炉補機冷却水冷却器の胴板に着目して評価する。

a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度に関する係数 F_s の評価

本係数は、次式により評価する。

$$F_s = \frac{\sigma_c - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$$

ここで、

σ_c : 限界応力の中央値

σ_T : 地震時発生応力

σ_N : 通常運転時応力

評価対象部位である胴板の材質はSGV410であることから、限界応力としてJSME発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005年度版）第I編付録図表Part5の引張応力 $S_u = 373 \text{ N/mm}^2$ （最高使用温度 95°C ）が適用可能であるため、それを限界応力の中央値とする。

したがって、

$$\sigma_c = 1.1 \times S_u = 1.1 \times 373 = 410.3 \text{ N/mm}^2$$

なお、通常運転時応力は耐震評価の時点で考慮されていないため、0とする。

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

以上より、強度に関する係数 F_s は、以下のとおりと

なる。

$$F_s = \frac{\sigma_c}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times Su}{\sigma_T} = \frac{410.3}{149} = 2.75$$

不確かさ β_U として、限界応力の中央値 $1.1 \times Su$ に対して、告示値 Su が 95% 信頼下限に相当すると考える。

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

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

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

すなわち、以下のとおりとする。

$$F_\mu = 1.00 \quad , \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

b. 機器応答係数 F_{ER}

(a) 床応答スペクトルの拡幅に関する係数 F_{ESS}

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

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

耐震評価における拡幅有りの場合の応答値とこれに対応する拡幅無しの応答値は下記のとおりである。

・ 内部コンクリート EL. -19.5m (質点 : BS06)

固有値 0.04秒

設計用減衰定数 1.0%

拡幅有り : 1.01G

拡幅無し : 0.89G

以上より、

$$F_{ESS} = \frac{1.01}{0.89} = 1.13$$

床応答曲線の拡幅は、本来は建屋物性値及び地盤物性値の不確かさを考慮して実施されるものである。これらの物性値の不確かさを含めた建屋応答解析に起因する不確かさは、建屋応答係数で評価される。また、床応答時刻歴波から床応答曲線を作成する過程では、有意な不確定要因は含まれないと考えられる。したがって、本係数では不確かさは考慮しない。

以上より、本係数は以下の通りとなる。

$$F_{ESS} = 1.13 \quad , \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

(b) 設計用減衰定数に関する係数 F_D

本係数は、機器の損傷時の減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。

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

耐震評価における設計減衰1.0%の場合の応答値とこれに対応する中央値減衰3.0%の応答値は下記のとおりである。

・ 内部コンクリート EL. -19.5m (質点：BD06)

固有値0.04秒

設計減衰1.0%：0.89G

中央値減衰3.0%：0.78G

以上より、

$$F_D = \frac{0.89}{0.78} = 1.14$$

また、不確かさとして、減衰定数の中央値3.0%に対して、設計用減衰定数1.0%が99%信頼下限（応答加速度では99%信頼上限）と考え、次式により評価する。

$$\beta_U = \frac{1}{2.33} \ln \left(\frac{Sa(\text{減衰}1.0\%)}{Sa(\text{減衰}3.0\%)} \right) = \frac{1}{2.33} \ln(1.14) = 0.06 \quad (\beta_R = 0)$$

(c) 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。

また、耐震評価において、1質点系モデルを用いており、不確かさは考慮しない。

$$F_{EM} = 1.00 \quad \beta_R = 0 \quad \beta_U = 0$$

(d) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

本機器は1質点系モデルであるため、本係数及び不確かさは考慮しない。

$$F_{EMC} = 1.00 \quad , \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

c. 建屋応答係数 F_{SR} (建屋非線形応答に関する係数 F_{NL})

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL} 以外の係数については、建屋 fragility 評価において評価する原子炉建屋の建屋応答係数を用いる。以下では F_{NL} についてのみ示す。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮するため、本係数は

以下の通りとする。

$$F_{NL} = 1.00 \quad , \quad \beta_R = 0.17 \quad , \quad \beta_U = 0.10$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、原子炉補機冷却水冷却器のフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ 及び HCLPF は、以下のとおりとなる。

$$A_m = 2.19(G)$$

$$\beta_R = 0.20 \quad , \quad \beta_U = 0.20$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.19 \times \exp[-1.65 \times (0.20 + 0.20)] \\ &= 1.13(G) \end{aligned}$$

また、安全係数評価結果の一覧を第 1.2.1. c-3-9 表に、フラジリティ曲線を第 1.2.1. c-3-2 図に示す。

(3) 電気盤・計装（ディーゼル発電機制御盤）

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・ 設置位置：原子炉周辺建屋 EL. +11.3m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：剛
- ・ 基準地震動 S_s に対する盤の設計応答加速度：
 - 水平方向 2.12G、 上下方向 0.53G

電気盤類については、水平方向と上下方向の同時入力が、電気盤（リレー等の内部取付電気品）の機能維持に対して与える影響は小さいことから、耐震評価における水平方向・上下方向のうち裕度が小さいほうに着目して

評価する。

- ・機能維持確認済加速度（取付電気品ベース）：

水平：G

上下：G

a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度に関する係数 F_S の評価

F_S は下記の式で算出する。

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

- ・損傷加速度中央値について

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

フラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、以下に示す β 設定法により誤動作・損傷に対する加速度の中央値を推定する。

[β 設定法の概要]

フラジリティ評価において、HCLPFは次式により評価される。

$$HCLPF = Am \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_I)]$$

ここで、

Am ：フラジリティ加速度の中央値

上式より、

$$Am = HCLPF \times \exp[1.65 \times (\beta_R + \beta_I)]$$

これと同様に、加振試験における損傷加速度の中

()は商業機密に属しますので公開できません。

中央値とHCLPFの関係は次式により表される。

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

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

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

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

したがって、ディーゼル発電機制御盤の損傷加速度の中央値は、 β 設定法に基づき以下の通りとなる。

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

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

(\square は商業機密に属しますので公開できません。)

$F_S =$ 損傷加速度の中央値 / 床応答加速度

$$= \boxed{}$$

$$\beta_R = 0.11 \quad , \quad \beta_I = 0.17$$

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

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

$$F_\mu = 1.00 \quad , \quad \beta_R = \beta_I = 0$$

b. 機器応答係数 F_{ER}

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

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

(a) 床応答スペクトルの振幅に関する係数 F_{ES}

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

ただし、床応答の振幅による余裕は、前述の fragility 評価用盤応答加速度算出の段階で排除しているため、ここでは考慮しない。

したがって、

$$F_{ES} = 1.00 \quad , \quad \beta_R = \beta_I = 0$$

とする。

(b) 設計用減衰定数に関する係数 F_D

本係数は、機器損傷時の減衰定数の中央値に対する

() (商業機密に属しますので公開できません。)

設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。

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

電気盤の設計用減衰定数及び減衰定数中央値は下記のとおりである。

設計用減衰定数 4%

中央値減衰定数 7.3%

ここで、本来であれば減衰中央値での応答加速度から F_D を算出するところであるが、減衰7.3%の床応答曲線は作成されていない。このため、Newmarkの応答倍率式を用いて F_D を算出することとした。

$$\begin{aligned} F_D &= \frac{3.21 - 0.68 \times \ln(\text{設計減衰})}{3.21 - 0.68 \times \ln(\text{減衰中央値})} \\ &= \frac{3.21 - 0.68 \times \ln(4.00)}{3.21 - 0.68 \times \ln(7.30)} \\ &= 1.22 \end{aligned}$$

不確かさは

$$\begin{aligned} \beta_R &= 0 \\ \beta_U &= \ln\left(\frac{3.21 - 0.68 \times \ln(1\beta\text{減衰})}{3.21 - 0.68 \times \ln(\text{減衰中央値})}\right) \\ &= \ln\left(\frac{3.21 - 0.68 \times \ln(5.92)}{3.21 - 0.68 \times \ln(7.30)}\right) \\ &\doteq 0.10 \end{aligned}$$

機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM} 、モード合成法に関する係数 F_{EMC} は1質点系のため考慮しない。

c. 建屋応答係数 F_{SR} (建屋非線形応答に関する係数 F_{NL})

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL} 以外の係数については、建屋フラジリティ

評価において評価する原子炉周辺建屋の建屋応答係数を用いる。

以下では F_{NI} についてのみ示す。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして以下のように考慮する。

$$F_{NI} = 1.00 \quad , \quad \beta_R = 0.17 \quad , \quad \beta_U = 0.10$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果は下表の通りである。これらの結果より、ディーゼル発電機制御盤のフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ 及び HCLPF は、以下のとおりとなる。

$$\beta_R = 0.23 \quad , \quad \beta_U = 0.27$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 3.48 \times \exp[-1.65 \times (0.23 + 0.27)] \\ &= 1.52(G) \end{aligned}$$

また、安全係数評価結果の一覧を第 1.2.1.c-3-10 表に、フラジリティ曲線を第 1.2.1.c-3-3 図に示す。

(4) 動的機器（内燃機関（ディーゼル発電機））

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・ 設置位置：原子炉建屋 EL. + 11.3m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 基準地震動 S_s に対する設置床面のゼロ周期加速度

(ZPA) : 水平方向 1.11G

上下方向 0.46G

→ SRSS = 1.202G

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

・機能維持確認済加速度：水平方向 1.7G

上下方向 1.0G

→SRSS = 1.97G

a. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(a) 強度に関する係数 F_S の評価

ポンプやディーゼル機関のように、構造強度のみでなく動的機能維持が必要な機器については、試験加速度（機能確認済加速度等）に基づきフラジリティ評価を行う。この場合、電気盤類と同様にフラジリティ評価のベースとする試験加速度レベルでは誤動作・損傷が見られないことから、 β 設定法に基づき損傷加速度の中央値の推定を行うことができる。なお、ポンプやディーゼル機関の動的機器に関する誤動作等の不確実さデータの知見は現状得られていないため、電気盤類の評価で用いた電気品の誤動作に関する不確実さよりも小さいと仮定し、 $\beta_R = \beta_U = 0.10$ とする。ここで、この β 設定法は、従来一般的に試験加速度として用いられてきた機能確認済加速度が、実際に誤動作等が生じ

る加速度レベルに対して十分に安全側との考えから適用されているものである。

以上から、損傷加速度の中央値は、 β 設定法に基づき以下のとおりとなる。

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

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

$$\begin{aligned} F_s &= \text{損傷加速度の中央値} / \text{床応答加速度} \\ &= 2.74 / 1.202 = 2.28 \end{aligned}$$

$$\beta_R = 0.10 \quad , \quad \beta_U = 0.10$$

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

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

$$F_\mu = 1.00 \quad , \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

b. 機器応答係数 F_{ER}

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

したがって、機器応答係数 F_{ER} は以下の通りとする。

$$F_{ER} = 1.00 \quad , \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

c. 建屋応答係数 F_{SR} (建屋非線形応答に関する係数 F_{NL})

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL} 以外の係数については、建屋フラジリティ評価において評価した原子炉建屋の建屋応答係数のうち、水平・上下で厳しいほうの値を用いる。

以下では F_{NL} についてのみ示す。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確実さとして考慮する。

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

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

$$F_{NL}=1.00 \quad , \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、ディーゼル発電機のフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確実さ $\beta_R \cdot \beta_U$ 及びHCLPFは、以下の通りとなる。

$$A_m = 1.30(G)$$

$$\beta_R = 0.14 \quad , \quad \beta_U = 0.19$$

$$\begin{aligned}
 HCLPF &= Am \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\
 &= 1.30 \times \exp[-1.65 \times (0.14 + 0.19)] \\
 &= 0.75(G)
 \end{aligned}$$

また、安全係数評価結果の一覧を第1.2.1.c-3-11表に、フラジリティ曲線を第1.2.1.c-3-4図に示す。

(5) 配管（安全注入設備配管）

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・ 設置位置：原子炉建屋
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：10.1Hz
- ・ 評価応力：

第1.2.1.c-3-12表に耐震評価結果を示す。これを基にフラジリティを算出した。

a. 機器耐力係数 F_{FC} の評価

(a) 強度に関する係数 F_S の評価

本係数は、次式により評価する。

$$F_S = \frac{\sigma_C - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$$

ここで、

σ_C ：限界応力の中央値

σ_T ：地震時発生応力

σ_N ：通常運転時応力

評価対象の材質はSUS316TBであることから、限界応力としてJSME発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005年度版）第I編付録図表Part5の引張応力 $S_u = 402\text{N}/\text{mm}^2$ （最高使用温度200℃）を採用する。この S_u 値

の1.1倍を限界応力の中央値とする。したがって、

$$\sigma_c = 1.1 \times Su = 1.1 \times 402 = 442.2 \text{ N/mm}^2$$

なお、通常運転時応力は安全側に無視して評価するものとする。

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

以上より、強度に関する係数 F_s は、以下のとおりとなる。

$$F_s = \frac{\sigma_c}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times Su}{\sigma_T} = \frac{442.2}{117} = 3.78$$

不確かさ β_U として、限界応力の中央値 $1.1 \times Su$ に対して、告示値 Su が95%信頼下限に相当すると考える。

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

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

配管のような鋼構造機器では評価対象部位の降伏後の塑性変形による機器全体系としてのエネルギー吸収効果が期待できる。

したがって、 F_μ は塑性率 $\mu = 3.0$ を適用して、Newmarkのエネルギー等価式より下記のように算出される。

$$F_\mu = \sqrt{2\mu - 1} = 2.24$$

ここで、 μ : 塑性率 = 3.0 (鋼構造)

また、不確かさは次式により算定する。

$$\beta_C = \frac{1}{3} \ln(F_\mu)$$

$$\beta_R = \beta_U = \frac{1}{\sqrt{2}} \beta_C = 0.19$$

b. 機器応答係数 F_{ER} (a) 床応答スペクトルの拡幅に関する係数 F_{ESS}

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

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

ただし、当機器は時刻歴解析による耐震評価を実施しているため、本係数は考慮しない。

$$F_{ESS} = 1.00 \quad , \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

(b) 設計用減衰定数に関する係数 F_D

本係数は、機器の損傷時の減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。

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

ただし、当機器は時刻歴解析による耐震評価を実施しているため、本係数は考慮しない。

$$F_D = 1.00 \quad , \quad \beta_R = \beta_U = 0$$

(c) 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

機器の解析モデル化は妥当であり、中央値に相当すると考える。

また、耐震評価は多質点系モデルを用いて行われており、モデル化に関する不確実さ β_U は以下の値とする。

$$F_{EM} = 1.00 \quad , \quad \beta_R = 0 \quad , \quad \beta_U = 0.15$$

(d) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

当該機器は時刻歴解析による耐震評価を実施しているため、本係数は考慮しない。

$$F_{EMC} = 1.00 \quad , \quad \beta_R = 0 \quad , \quad \beta_U = 0$$

c. 建屋応答係数 F_{SR} (建屋非線形応答に関する係数 F_{NL})

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL} 以外の係数については、建屋フラジリティ評価において評価する原子炉建屋の建屋応答係数を用いる。以下では F_{NL} についてのみ示す。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮するため、本係数は以下の通りとする。

$$F_{NL} = 1.00 \quad , \quad \beta_R = 0.17 \quad , \quad \beta_U = 0.10$$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を下表に示す。これらの結果より、安全注入設備配管のフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ 及び HCLPF は、以下のとおりとなる。

$$A_m = 4.82(G)$$

$$\beta_R = 0.27 \quad , \quad \beta_U = 0.31$$

$$\begin{aligned} HCLPF &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 4.82 \times \exp[-1.65 \times (0.27 + 0.31)] \\ &= 1.85(G) \end{aligned}$$

また、安全係数評価結果の一覧を第 1.2.1. c-3-13 表

に、フラジリティ曲線を第1.2.1.c-3-5図に示す。

1.2.1.d. 事故シーケンス

① 起回事象

(1) 評価対象とした起回事象について

地震時特有の要因による分類を踏まえた地震PRAにおける起回事象の扱いは以下のとおりである。

a. 格納容器バイパス

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

b. 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)

原子炉容器等の損傷によりECCS注入機能を上回るLOCAが発生する事象として想定する。

c. 大破断LOCA、中破断LOCA、小破断LOCA

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備の損傷、損傷部位に応じて異なる起回事象が発生するとした。

d. 2次冷却系の破断

主蒸気ライン配管の破損若しくはライン上の付帯機器(主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁)の損傷による2次系冷却の喪失事象を想定する。耐震クラスCの配管、機器については地震時には損傷しているとして扱っている。

e. 原子炉補機冷却機能喪失

原子炉補機冷却系の機能喪失を想定する。なお、本事象はサポート系で扱っている。

f. 外部電源喪失

高圧開閉所内の電気設備の碍子部を含めて、外部電源系の喪失を想定する。なお、本事象はサポート系で扱っている。

g. 初期にPCS（主給水、主蒸気及び復水系）が使用不可能な過渡事象／初期にPCSが使用可能な過渡事象

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

h. インターフェイスシステムLOCA

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

i. 手動停止

地震では原子炉トリップを想定するため、手動停止は評価対象外とする。

j. ATWS

原子炉トリップ失敗事象としてATWSを想定する。地震によるATWSは燃料棒や制御棒クラスタの損傷によるトリップ失敗を想定し、保守的に炉心損傷に至るものとして炉心損傷頻度

評価を行った。

(2)階層イベントツリーについて

事故シーケンスの定量化では、第1.2.1.d-1図の起因事象階層イベントツリーで、地震により発生する炉心損傷起因事象の発生確率の和が1.0を越えないように取り扱う。発生する起因事象は事象の厳しいものが優先して配列され、ヘディングで設定した事象が発生しない場合は、主給水流量喪失のイベントツリーで評価する。

階層化した各起因事象の発生確率は、それぞれ対象とするSSCを設定し、そのフラジリティを評価することで算出する。また、後続のヘディングで考慮する起因事象の発生確率は、先行のヘディングで設定した起因事象が発生しない条件付きの確率として評価する。起因事象の条件付き発生確率を第1.2.1.d-1表に示す。

② 成功基準

(1)成功基準について

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

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

③ 事故シーケンス

(1) イベントツリー

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

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

イベントツリーは、内部事象出力時レベル1 PRAで作成された影響緩和系を頂上事象としたフロントライン系イベントツリーを基にする。緩和系システムのサポート系及び緩和系システム間の共用系をフロントライン系から分離し、それぞれをイベントツリーに展開し、各々のイベントツリーを結合する。本評価では、以下に示す5つのイベントツリーを作成し、各々を結合した。地震評価用のイベントツリーの展開構成を第1.2.1.d-2図に示す。結合した各イベントツリーの情報は下流のイベントツリーに引き継がれる。

a. 地震損傷機器イベントツリー

地震により機器が損傷した場合に影響を受けるシステムを、地震損傷機器イベントツリーのヘディングに設定する。地震損傷機器イベントツリーでは、地震による建物・構築物・機器の地震損傷をモデル化する。地震損傷機器イベントツリーを第1.2.1.d-3図に示す。

b. サポート系イベントツリー

フロントラインのサポーティングシステムである電源系、

計測・制御系、冷却水系等のシステムをサポート系イベントツリーのヘディングに設定する。サポート系イベントツリーでは、内部事象出力時レベル1 PRAで考慮したランダム故障及び人的過誤をモデル化する。サポート系イベントツリーを第1.2.1.d-4図に示す。

c. 起因事象階層イベントツリー

地震に引き続き発生する、プラントの事故に至る起因事象は、起因事象階層イベントツリーで考慮する。起因事象階層イベントツリーは第1.2.1.d-1図で記載のとおりである。

d. 共用系イベントツリー

フロントラインシステムで共用される設備や運転員操作等を共用系イベントツリーのヘディングに設定する。共用系イベントツリーでは、内部事象出力時レベル1 PRAで考慮したランダム故障及び人的過誤をモデル化する。共用系イベントツリーを第1.2.1.d-5図に示す。

e. フロントライン系イベントツリー

フロントライン系イベントツリーでは、内部事象出力時レベル1 PRAで構築したイベントツリーを用いる。フロントライン系イベントツリーでは、内部事象出力時レベル1 PRAで考慮したランダム故障及び人的過誤をモデル化する。フロントライン系イベントツリーとして、大破断LOCAイベントツリー、中破断LOCAイベントツリー、小破断LOCAイベントツリー、2次冷却系の破断イベントツリー及び主給水流量喪失イベントツリーを第1.2.1.d-6図(a)～(e)に示す。

なお、起因事象のうち外部電源喪失及び原子炉補機冷却機

能喪失については、当該機能を構成する機器が地震により損傷する確率を地震損傷機器イベントツリーのヘディングとして考慮しており、イベントツリーリンクングで結合した情報が下流のイベントツリーに引き継がれるため、イベントツリー全体の評価結果を分析することで外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の起因事象に対する炉心損傷頻度を整理している。

④ システム信頼性

(1) 評価対象としたシステム

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

また、B及びCクラス機器に対しても地震の影響を考慮している。

(2) 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

高圧注入系統等の冗長機器は、基本的に同一の耐震設計がなされた上で同一フロアに設置されているため、冗長するすべての機器は損傷するとして完全相関を想定した。異なる系統間の相関は完全独立を想定した。

(3) システム信頼性評価結果

条件付き分岐確率イベントツリー法により解析しているため、地震による損傷を考慮したシステムごとの信頼性は、システムごとに機器の損傷確率と地震加速度との関係を考慮し

て、更にランダム故障を含めて評価している。

(4) システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度

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

⑤ 人的過誤

(1) 評価対象とした人的過誤

内部事象PRAでは、起因事象発生前と発生後の人的過誤についてTHERP手法を用いて評価している。これを基に地震PRAでは人的過誤の扱いを以下の通りとしている。

a. 起因事象発生前の人的過誤

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

b. 起因事象発生後の人的過誤

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

⑥ 炉心損傷頻度

(1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

炉心損傷頻度評価（点推定）は、炉心損傷に至る各事故シーケンスの発生頻度を合計して算出した。各事故シーケンスの発生頻度は、確率論的地震ハザードから求めた発生頻度に

事故シーケンスの条件付き発生確率を乗じて算出した。なお、解析コードはRISKMANを用い、評価地震動範囲は0.2G～1.2Gとした。

安全機能が喪失する事象が重畳する場合は、地動最大加速度の増加に伴う複数機器の同時損傷により複数の起因事象が発生する可能性があるため、起因事象は起因事象階層イベントツリーにおいて階層化を行い、発生する事象の厳しいものを優先して配列することで、事象が重畳する場合は影響の大きい事象で代表させて炉心損傷頻度を算出した。具体的には、先行するヘディングにある起因事象が発生した時は後続のヘディングにある起因事象が重畳している可能性があるものとして考え、先行する起因事象で想定している緩和系により「後続の起因事象の事象進展の抑制が可能」又は「後続の起因事象に係る緩和操作に期待する必要がない」ことを考慮した上で起因事象階層イベントツリーを作成している。

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

(2) 炉心損傷頻度結果

前述のとおりの手順でモデルを定量化した結果、全炉心損傷頻度は $1.0E-06$ ／炉年となった。起因事象別の炉心損傷頻度を第1.2.1.d-2表に示す。起因事象別の結果では、外部電源喪失を起因とする炉心損傷頻度が大部分を占めている。

また、地震PRAでは大型静的機器、建屋及び操作盤等の損傷による事故シナリオを考慮しており、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、Excess LOCA、原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、原子炉補助建屋損傷、複数の信号系損傷、炉内構造物損傷を新たな事故シーケンスとして整理している。

さらに、加速度区別の炉心損傷頻度を第1.2.1.d-3表に示す。加速度区別では、0.8G～1.0Gが支配的となっており、次いで1.0G～1.2G、0.6G～0.8Gが支配的となっている。

起因事象別のCDF寄与割合を第1.2.1.d-7図に、加速度区分ごとのCDF寄与割合を第1.2.1.d-8図及び加速度区分ごとの条件付き炉心損傷確率を第1.2.1.d-9図に示す。

(3)重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

a. 重要度解析

地震PRAで評価したSSCが、炉心損傷に与える影響を把握するために、Fussell-Vesely (FV) 重要度評価を実施した（重要度は地震PRAで評価対象とした0.2Gから1.2Gの全加速度範囲の炉心損傷頻度の積分値に対して算出）。

なお、定義式は以下に示す通りである。

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

ここで、

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

$P(\text{top})$: 頂上事象の発生確率

地震で損傷するSSCのFussell-Vesely (FV) 重要度評価結果及び事故シーケンスグループごとのFV重要度評価結果を第1.2.1.d-4表及び第1.2.1.d-5表に示す。FV重要度は、炉心損傷頻度に寄与する相対的な割合を表すものである。

重要度の高い機器についてプラントへの影響を以下に示す。

最上位の主蒸気安全弁、2番目の制御用空気圧縮機室逆止ダンパが損傷した場合の事故シナリオとしては、地震で主蒸気安全弁が損傷し、さらに制御用空気圧縮機室換気空調系逆止ダンパが損傷する。制御用空気圧縮機室が除熱に失敗することから室温が上昇し、制御用空気圧縮機が機能喪失する。制御用空気系が機能喪失すると主蒸気逃がし弁の作動に失敗する。主蒸気安全弁と主蒸気逃がし弁が同時に機能喪失するため主蒸気の圧力制御に失敗し、補助給水失敗となる。また、地震による補助給水失敗の際には、外部電源も喪失している可能性が高く、「外部電源喪失+補助給水失敗」によって炉心損傷に至る。

3番目の原子炉補機冷却系の複数の電動弁が損傷した場合、原子炉補機補機機能喪失が発生する。1次冷却材ポンプや充てんポンプの冷却が不能となり、1次系の温度・圧力上昇によりRCPシールを通じた1次冷却材インベントリの喪失が発生するとともにECCSのポンプが機能喪失することから、炉心冷却ができず炉心損傷に至る。

このフラジリティ評価の結果は、主蒸気安全弁、制御用空気圧縮機室逆止ダンパ、電動弁等のフラジリティが相対的に低い結果となっており、これらの機器のFV重要度が高い結果

となっている。

b. 不確実さ解析

確率論的地震ハザード、機器フラジリティ、ランダム故障の不確かさに着目した全炉心損傷頻度の不確実さ解析として、全炉心損傷頻度の下限値、中央値、平均値及び上限値を評価した。

不確実さ解析の結果を第1.2.1.d-6表に示す。

平均値は点推定値と同様に $1.0E-06$ ／炉年となった。また、エラーファクタは24.3と評価され、95%上限値と5%下限値の間に約600倍の不確実さ幅があるという結果となった。炉心損傷頻度への寄与が高い $0.6G \sim 1.2G$ の確率論的地震ハザード曲線の超過発生頻度（年）は、第1.2.1.d-7表より、信頼度区分90%～最大値と、最小値～10%の間に約300～900倍の差があることから、炉心損傷頻度の不確実さは、確率論的地震ハザードの不確実さの影響が支配的であると考えられる。

また、シーケンスごとの不確実さ解析として、地震特有のシーケンスに着目して不確実さ解析を実施した。評価結果を第1.2.1.d-8表及び第1.2.1.d-10図に示す。上限値（95%値）、平均値、中央値（50%値）、下限値（5%値）のそれぞれについて、全CDFと地震特有のシーケンスのCDFの比を比較したところ、最大で0.04程度であった。したがって、不確実さを考慮しても、地震特有のシーケンスが全CDFに対して支配的ではないことを確認した（全CDFとシーケンスのCDFの比が1.0の場合、当該シーケンスのCDFが全CDFと等しくなる）。

c. 感度解析

冗長となる機器について完全相関として評価していたが、この冗長の機器について独立として評価した場合の感度解析を実施した。具体的には、第1.2.1.d-4表に示すFV重要度が0.01以上の機器について独立として評価した。

冗長設備を完全相関にした場合の条件付き損傷確率を第1.2.1.d-9表に示す。また、独立とした場合の条件付き損傷確率を第1.2.1.d-10表に示す。冗長設備を独立にすることによって、条件付き損傷確率が低下していることが確認できる。

感度解析の炉心損傷頻度を第1.2.1.d-11表に示す。ベースケースでは主蒸気安全弁、制御用空気圧縮機室設備の冗長機器がFV重要度の上位であったため、炉心損傷頻度は、約6割程度低減する結果となった。加速度区分別に結果を分析すると比較的低い加速度（0.2G～0.4G）ではランダム故障の寄与が高く地震による冗長機器の寄与は小さいため相関性の感度が小さくなったと考えられる。中程度の加速度（0.4G～1.0G）では、相関性の効果はある程度見られるが、高加速度（1.0G～1.2G）では、独立としても炉心損傷は大きく低減しなかった。これは、高加速度においては、機器の損傷確率が高いこと並びに炉心損傷に直結する機器の寄与が高くなることが影響していると考えられる。

感度解析の結果から、完全相関とした評価でも過度に保守的な評価にはならないことを確認した。

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

	PRA評価作業	情報	主な情報源	
1	プラントの設計・運転の把握	PRA実施にあたり必要とされる設計、運転管理に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 内部事象出力時レベル1 PRAで使用した設計図書（原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書、原子炉施設保安規定等） 全体機器配置図、換気空調設備図、構内配置図、耐震計算書、プラントウォークダウン 	
2	確率論的地震ハザード評価	対象サイト周辺地域での地震発生様式を考慮し、震源モデルの設定に係る震源特性や、地震動伝ばモデルの設定に係わる地震動伝ば特性に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 文献調査結果 地質調査結果 気象庁地震カタログ 	
3	建屋・機器フラジリティ評価	プラント固有の建屋・機器の耐力評価並びに応答評価に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 国内外のPRA情報 	
4	事故シーケンス評価	a) 事故シナリオの分析と起因事象の分類	大規模地震時に想定されるプラント状態	<ul style="list-style-type: none"> 国内外のPRA情報
		b) 事故シーケンスの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	<ul style="list-style-type: none"> 安全系等のシステム使用条件 システムの現実的な性能 運転員による緩和操作 	<ul style="list-style-type: none"> 上記1の情報源 既往のPRA情報
		c) システムのモデル化	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態	
		d) 事故シーケンスの定量化	評価結果の妥当性を確認できる情報	

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

事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
地震による安全機能への間接的影響		
①安全機能SSC以外の屋内設備の損傷による間接的影響		
天井クレーンの転倒・落下による原子炉容器、原子炉格納容器への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器ポーラークレーンはSs地震動に対する地震動に対して落下防止装置を有する。 ・万一落下防止装置が破損しても、リングガータの内径はクレーン内径より小さいため物理的にもクレーンが落下することはない。 ・仮に落下を想定しても、架台等の構造物があることから直接原子炉容器に衝突することはない。 	工学的判断により除外
耐震B、Cクラスの機器の損傷に伴うSクラス機器の損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震設計審査指針では、Sクラスの機器は、B、Cクラスの機器の破損によって波及的破損が生じないことを要求しており、耐震設計で考慮されている。 ・プラントウォークダウンによりSクラス機器が波及的影響を受けないことを確認している。 	工学的判断により除外
タービンミサイルによる隣接原子炉建屋内関連設備への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・タービンミサイルの影響は原子炉設置許可申請において評価・審査されており、万一、タービンの設計最大速度でミサイルとなった場合も原子炉格納容器を貫通しないことを確認している。 	工学的判断により除外

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

事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
②安全機能SSC以外の屋外設備の損傷による間接的影響		
排気筒等の転倒による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・PWRの排気筒は原子炉格納容器に沿った、ステンレス製の軽量のダクト形状であり、万一損傷して落下しても建屋等を損傷させることはない。 	工学的判断により除外
斜面崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・評価プラントは平地に設置されているため、斜面崩壊による影響はない。 	工学的判断により除外
送電網の鉄塔等の損傷に伴う外部電源喪失への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・地震PRAでは外部電源の脆弱性は、米国事例に基づく保守的な想定で考慮している。 	地震PRAで考慮
安全上重要な設備の冷却に使用可能な給水源の停止に伴う冷却水枯渇の影響	<ul style="list-style-type: none"> ・安全上重要な設備の冷却用水源（海水取水設備、原子炉補機冷却水サージタンク、燃料取替用水タンク、復水タンク）の脆弱性については地震PRAで考慮済みである。 	地震PRAで考慮

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

事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
③運転員操作の阻害による波及的影響		
地震前（設計、製作、組立、検査等）のミス	<ul style="list-style-type: none"> 設計、製作、組立、検査等のミスは、設計、据付段階における品質管理プログラムでの適正管理、並びに工事認可申請等で確認されている。 万一、これらのミスがあったとしても、多重性を備えた設備のすべてに同様のミスを犯す可能性は小さく、また、地震PRAでは保守的に多重設備の損傷の完全相関を想定している。 	工学的判断により除外
地震時、地震後の人的過誤	<ul style="list-style-type: none"> 地震により原子炉はトリップされ、プラントは長期炉心冷却モードに移行する。この安全停止のための運転員操作は地震収束後であり運転員の操作は可能である。 地震により炉心損傷に至るような事象が発生したとしても、地震PRAで期待する運転員による緩和操作は中央制御室近傍で操作可能である。 	地震PRAで考慮
変圧器等の碍子類の損傷によるサイト電源の停電に伴うバックアップ操作の支障	<ul style="list-style-type: none"> 非常用母線及び常用母線からの給電ができない場合のバックアップ操作（ディーゼル発電機の起動等）は、運転基準に従い、中央制御室近傍で操作可能である。 	地震PRAで考慮
構内通行支障、要員への影響	<ul style="list-style-type: none"> 地震後のプラントの安全停止のための運転員操作は、中央制御室近傍で操作可能であり、構内通行支障による影響はない。 プラントウォークダウンにより、アクセスルートを塞いでしまう設備がないことを確認している。 	工学的判断により除外

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

事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
その他の事故シナリオ		
④余震による地震動の安全機能への影響		
本震直後の余震による炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・ 確率論的地震ハザード評価では余震を除外し、本震で発生頻度が評価されている。また本震を上回るような余震の可能性は低い。 ・ 本震後、原子炉はトリップされ、運転基準に従い安全停止に移行するため、余震が発生したとしても影響はない。 ・ 地震PSA学会標準では余震の評価手法が例示されてはいるが、系統的な評価手法は確立されておらず、今後の課題とする。 	余震による影響は今後の課題であるが、影響が大きいのは本震である。
⑤経年変化を考慮した場合の影響		
経年変化を考慮した場合の炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・ 予防保全で設計想定以上の劣化が予測された場合は補修や交換がなされる。 	工学的判断により除外

第1.2.1.a-3表 建屋・機器選定のステップ（1 / 2）

ステップ	内容（内部事象レベル1 PRA）		
	機器・配管系	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因事象を選定。	—	—
1-2	・各起因事象について、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成して、収束シナリオを特定。	—	—
1-3	・系統図等をもとに炉心損傷頻度を評価する上で有意な影響が考えられない機器を除外。	—	—
	【考え方】 ：炉心損傷頻度を評価する上で有意な影響がないこと 【対象】 ：小口径枝管の配管、弁等		
1-4	・フォールトツリーを作成して関連する設備を抽出し、機器リストを作成。	—	—

第1.2.1.a-3表 建屋・機器選定のステップ（2 / 2）

ステップ	内容（地震PRA）		
	機器・配管系	建屋	屋外重要土木構造物
2-1	内的事象出力時レベル1 PRAの結果に以下の追加を検討。 ・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、緩和設備によつ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]：①RV、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海水管ダクト等を追加 ②追加なし
2-2	内的事象出力時レベル1 PRAの結果から以下の削除を検討。 ・起回事象発生後に事象を緩和させる機器／建屋／土木構築物		
	[考え方]：地震が発生した場合に期待できない機器／建屋／土木構築物を削除		
	[対 象]：タービンバイパス弁等を削除	[対 象]：削除なし	[対 象]：削除なし
2-3	プラントウォークダウンにより二次的な影響を及ぼす機器／建屋／土木構築物を追加		
	[考え方]：地震PSA学会標準及び過去に実施した当社のプラントウォークダウン実績をもとに、重要事故シナシス選定に当たって確認が必要な機器を抽出し、以下の観点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1.2.1.a-4表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (1/14)

[]	設備	損傷モード	評価部位	玄海3号機		影響	備考	フラジリティの参照元
				Median(G) β_x β_y	HCLPF(G)			
ALEX: Excess-LOCA	原子炉建屋	構造損傷	-	2.55 0.20 0.15	1.38	原子炉建屋の構造損傷により、安全上重要な設備の機能が不能となり直接炉心損傷に至ることを想定する。		
ALSB: SB0+LUHS	原子炉補助建屋	構造損傷	-	3.03 0.19 0.15	1.73	原子炉補助建屋の構造損傷により、安全上重要な設備の機能が不能となり直接炉心損傷に至ることを想定する。		
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	安全保護シーケンス盤	機能損傷	-	6.96 0.23 0.27	3.11	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。		③裕度向上ベース
ALTR: 過渡事象+2次系除熱		構造損傷	-	-	-	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	機能損傷で包絡	-
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	主盤(原子炉盤)	機能損傷	-	1.86 0.15 0.23	0.99	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。		①工認ベース
ALTR: 過渡事象+2次系除熱		構造損傷	-	-	-	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	機能損傷で包絡	-
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	原子炉補助盤	機能損傷	-	1.86 0.15 0.23	0.99	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。		①工認ベース
ALTR: 過渡事象+2次系除熱		構造損傷	-	-	-	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	機能損傷で包絡	-
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	中央制御室外原子炉停止盤	機能損傷	-	7.22 0.15 0.23	3.85	中央制御室外での安全停止操作盤。プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。		①工認ベース
ALTR: 過渡事象+2次系除熱		構造損傷	-	-	-	中央制御室外での安全停止操作盤。プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	機能損傷で包絡	-
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	原子炉安全保護ロジック盤	機能損傷	-	8.35 0.23 0.27	3.65	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。		①工認ベース
ALTR: 過渡事象+2次系除熱		構造損傷	-	-	-	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	機能損傷で包絡	-
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	原子炉安全保護系計装盤	機能損傷	-	5.01 0.23 0.27	2.19	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。		①工認ベース
ALTR: 過渡事象+2次系除熱		構造損傷	-	-	-	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	機能損傷で包絡	-
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	原子炉関連盤	機能損傷	-	6.68 0.23 0.27	2.92	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。		①工認ベース
ALTR: 過渡事象+2次系除熱		構造損傷	-	-	-	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	機能損傷で包絡	-
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	現場端子収納盤	機能損傷	-	6.13 0.15 0.23	3.27	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。		①工認ベース
ALTR: 過渡事象+2次系除熱		構造損傷	-	-	-	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。	機能損傷で包絡	-

1.2.1-60

[]は商業機密に属しますので公開できません。)

第1.2.1.a-4表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (2/14)

[]	設備	損傷モード	評価部位	玄海3号機		影響	備考	フラジリティの参照元
				Median(G)	HCLPF (G)			
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	炉内構造物	構造損傷	-	3.19 0.31 0.34	1.09	炉心への冷却材の流れを大幅に阻害するような損傷により、直接炉心損傷に至る。		①工認ベース
ALEX: Excess-LOCA	原子炉容器	構造損傷	-	1.74 0.20 0.20	0.89	原子炉容器の構造損傷により制御できない大規模LOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。		①工認ベース
SL: 小破断LOCA	原子炉容器	構造損傷	空気抜管台	2.61 0.20 0.19	1.37	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。		②PWR標準ベース
ALEX: Excess-LOCA	1次冷却材管	構造損傷	-	4.58 0.27 0.27	1.87	全ループでの1次冷却材管破損により直接炉心損傷に至る。		①工認ベース
LL: 大破断LOCA	1次冷却材管	構造損傷	2IN 蓄圧タンク 注入管台	17.35 0.20 0.19	9.11	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。		②PWR標準ベース
ML: 中破断LOCA	1次冷却材管	構造損傷	充てん管台	10.43 0.20 0.19	5.50	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。		②PWR標準ベース
-	1次冷却材ポンプ	機能損傷	-	-	-	炉心損傷防止機能に影響なし。		-
ALEX: Excess-LOCA		構造損傷	-	2.44 0.20 0.19	1.28	全1次冷却材ポンプの大規模なバウンダリ損傷により制御できない大規模LOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。		①工認ベース
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	ケーブルトレイ	構造損傷	-	2.14 0.20 0.19	1.16	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。		④その他
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	電磁弁分電盤	機能損傷	-	4.46 0.15 0.23	2.38	[] 電磁弁の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。		①工認ベース
ALTR: 過渡事象+2次系除熱		構造損傷	-	-	-	[] 電磁弁の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。	機能損傷で包絡	-
ALSV: LUHS	電動弁	機能損傷	-	3.04 0.44 0.43	0.72	[] 電動弁の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。		①工認ベース
ALSV: LUHS		構造損傷	-	-	-	[] 電動弁の構造損傷により炉心損傷に至る場合を想定。	構造損傷は配管に包絡	-
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	逆止弁	機能損傷	-	2.93 0.14 0.19	1.69	[] 逆止弁の機能損傷により直接炉心損傷に至る場合を想定。		①工認ベース
ALTR: 過渡事象+2次系除熱		構造損傷	-	-	-	[] 逆止弁の構造損傷により直接炉心損傷に至る場合を想定。	構造損傷は配管に包絡	-
ALEX: Excess-LOCA	炉内計装引出管	構造損傷	-	9.53 0.31 0.35	3.20	構造損傷によりRV下部での制御できないLOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。		①工認ベース
ALAT: 地震AT+制御棒挿入不能	燃料集合体	構造損傷	-	2.76 0.27 0.27	1.13	燃料集合体の損傷とともに、制御棒挿入が不能となる。 (ATWS事象は、炉心損傷を想定)		①工認ベース
ALAT: 地震AT+制御棒挿入不能	制御棒クラスタ	構造損傷	-	2.07 0.18 0.23	1.05	制御棒クラスタの損傷とともに、制御棒挿入が不能となる。 (ATWS事象は、炉心損傷を想定)		①工認ベース

[]は商業機密に属しますので公開できません。)

第1.2.1.a-4表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (3/14)

設備	損傷モード	評価部位	玄海3号機		影響	備考	フラジリティの参照元	
			Median(G)	HCLPF (G)				
ALEX: Excess-LOCA	制御棒駆動機構	構造損傷	—	2.94 0.22 0.22 —	1.42	制御棒駆動機能の全喪失とともに、全制御棒での圧力ハウジング損傷による制御できないLOCAを想定し、直接炉心損傷に至る。	①工認ベース	
ALEX: Excess-LOCA	原子炉格納容器	構造損傷	—	>10G — —	—	原子炉格納容器の損傷により制御できない大規模LOCAを想定し、直接炉心損傷に至る。	—	
ALEX: Excess-LOCA	蒸気発生器	構造損傷	冷却材出口管台 セーフエンド	2.92 0.20 0.19	1.53	蒸気発生器の構造損傷により制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。	②PWR標準ベース	
VR: Excess-LOCA+CVバイパス	蒸気発生器	構造損傷	ブラケット側 ヒンジ (SG-C-B-3)	1.99 0.20 0.19	1.06	蒸気発生器の構造損傷により制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。また、接続する主給水、主蒸気配管はCVバイパス経路となる。	①工認ベース	
MB: 2次系破断	蒸気発生器	構造損傷	蒸気出口管台 (胴部)	2.54 0.20 0.19	1.33	主蒸気ラインまたは主給水配管の損傷による2次冷却系破断を想定。	②PWR標準ベース	
LL: 大破断LOCA	加圧器	構造損傷	—	2.13 0.25 0.27	0.90	加圧器の構造損傷により1ループでの大破断LOCAを想定。	①工認ベース	
SL: 小破断LOCA	加圧器	構造損傷	スプレイライン 用管台 セーフエンド	1.79 0.25 0.25	0.78	加圧器の構造損傷により1ループでの小破断LOCAを想定。	②PWR標準ベース	
LL: 大破断LOCA	低温側安全注入配管	構造損傷	—	4.82 0.27 0.31	1.85	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。	安全注入設備配管の値	①工認ベース
ML: 中破断LOCA	高温側安全注入配管	構造損傷	—	4.42 0.28 0.34	1.59	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。	安全注入設備配管の値	①工認ベース
QU: 加圧器圧力制御系	加圧器安全弁	機能損傷	—	1.50 0.22 0.21	0.74	加圧器安全弁の機能喪失。	—	①工認ベース
SL: 小破断LOCA	加圧器安全弁	構造損傷	—	— — —	—	加圧器安全弁からの小破断LOCAが発生。	構造損傷は配管に包絡	—
QU: 加圧器圧力制御系	加圧器逃がし弁 (電磁弁を含む)	機能損傷	—	1.53 0.22 0.21	0.75	加圧器逃がし弁の機能喪失。	—	①工認ベース
SL: 小破断LOCA	加圧器逃がし弁 (電磁弁を含む)	構造損傷	—	— — —	—	加圧器安全弁からの小破断LOCAが発生。	構造損傷は配管に包絡	—
SL: 小破断LOCA	高温側高圧注入系配管	構造損傷	—	4.42 0.28 0.34	1.59	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。	一般配管の値	①工認ベース
QV: 主蒸気圧力制御系	主蒸気逃がし弁 (電磁弁を含む)	機能損傷	—	2.65 0.22 0.21	1.30	主蒸気逃がし弁の機能喪失。 (2次系冷却には主蒸気逃がし弁または主蒸気安全弁の作動が必要)	—	①工認ベース
MB: 2次系破断	主蒸気逃がし弁 (電磁弁を含む)	構造損傷	—	— — —	—	主蒸気逃がし弁の構造損傷により2次冷却系の破断が発生。	構造損傷は配管に包絡	—
Q5: 主蒸気安全弁	主蒸気安全弁	機能損傷	—	0.66 0.22 0.21	0.32	主蒸気安全弁の機能喪失。 (2次系冷却には主蒸気逃がし弁または主蒸気安全弁の作動が必要)	—	①工認ベース
MB: 2次系破断	主蒸気安全弁	構造損傷	—	— — —	—	主蒸気安全弁からの蒸気流出により2次冷却系の破断が発生。	構造損傷は配管に包絡	—

1.2.1-62

()は商業機密に属しますので公開できません。)

第1.2.1.a-4表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (4/14)

[]	設備	損傷モード	評価部位	玄海3号機		影響	備考	フラジリティの参照元
				Median(G) β_1 β_{ij}	HCLPF (G)			
MB : 2次系破断	主蒸気ライン配管	構造損傷	-	3.25 0.27 0.31	1.25	主蒸気ライン配管からの蒸気流出により2次冷却系の破断が発生。	主蒸気設備配管の値	①工認ベース
0A : 外部電源系	外部電源系	機能損傷	-	0.30 0.25 0.50	0.09	外部電源の喪失(文献値(1992年 IEEE Seabrook)による)。		
0B : 125V DC電源	直流コントロールセンタ	機能損傷	-	6.64 0.15 0.23	3.54	直流電源の喪失。		①工認ベース
0B : 125V DC電源		構造損傷	-	-	-	直流電源の喪失。	機能損傷で包絡	-
0B : 125V DC電源	リレー室直流分電盤	機能損傷	-	4.46 0.15 0.23	2.38	直流電源の喪失。		①工認ベース
0B : 125V DC電源		構造損傷	-	-	-	直流電源の喪失。	機能損傷で包絡	-
0B : 125V DC電源	ドロツパ盤	機能損傷	-	2.08 0.15 0.23	1.11	直流電源の喪失。		①工認ベース
0B : 125V DC電源		構造損傷	-	-	-	直流電源の喪失。	機能損傷で包絡	-
0G : 125V DC電源 (バッテリー)	バッテリー充電器 (盤)	機能損傷	-	2.08 0.15 0.23	1.11	バッテリー及び直流電源の充電器機能の喪失。		①工認ベース
0G : 125V DC電源 (バッテリー)		構造損傷	-	-	-	バッテリー及び直流電源の充電器機能の喪失。	機能損傷で包絡	-
0C : 125V DC電源 (バッテリー)	バッテリーラック (バッテリー含む)	構造損傷	-	2.06 0.09 0.17	1.34	バッテリーの機能喪失。		①工認ベース
0D : 6.6kV非常用電源	メタルクラッドスイッチギア	機能損傷	-	1.68 0.15 0.23	0.89	非常用6.6kV母線の機能喪失。		①工認ベース
0D : 6.6kV非常用電源		構造損傷	-	-	-	非常用6.6kV母線の機能喪失。	機能損傷で包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機 (発電機、内燃機関、保護継電装置を含む)	機能損傷	-	1.30 0.14 0.19	0.75	非常用所内交流電源の機能喪失。		①工認ベース
0E : 6.6kV非常用電源DG		構造損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	機能損傷で包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG	過給機	機能損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG		構造損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG	DG燃料油配管	構造損傷	-	2.86 0.28 0.34	1.06	非常用所内交流電源の機能喪失。		①工認ベース

1.2.1-63

[]は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (5/14)

[]	設備	損傷モード	評価部位	玄海3号機		影響	備考	フラジリティの参照元
				Median(G)	HCLPF (G)			
0E : 6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機用励磁機	機能損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG		構造損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG	シリンダ冷却水タンク	構造損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG	シリンダ冷却水ポンプ	機能損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG		構造損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG	清水冷却器	構造損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG	燃料弁冷却水タンク	構造損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG	燃料弁冷却水冷却器	構造損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG	燃料弁冷却水ポンプ	機能損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG		構造損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG	燃料油第1コシ器 燃料油第2コシ器	構造損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG	潤滑油冷却器	構造損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG	潤滑油ポンプ	機能損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG		構造損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG	潤滑油タンク	構造損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG	DG制御盤	機能損傷	-	3.48 0.23 0.27	1.52	非常用所内交流電源の機能喪失。		①工認ベース
0E : 6.6kV非常用電源DG		構造損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	機能損傷で包絡	-
0E : 6.6kV非常用電源DG		機能損傷	-	4.11 0.15 0.23	2.19	非常用所内交流電源の機能喪失。		①工認ベース
0E : 6.6kV非常用電源DG	DGコントロールセンタ	機能損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。		
0E : 6.6kV非常用電源DG		構造損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	機能損傷で包絡	-

1.2.1-64

[]は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (6/14)

	設備	損傷モード	評価部位	玄海3号機		影響	備考	フラジリティの参照元
				Median (G)	HCLPF (G)			
				β_R				
				β_V				
				4.71				
QE : 6.6kV非常用電源DG	DG燃料油貯油そう	構造損傷	-	0.00	4.26	非常用所内交流電源の機能喪失。		①工認ベース
				0.06				
QE : 6.6kV非常用電源DG	DG燃料移送ポンプ	機能損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
QE : 6.6kV非常用電源DG		構造損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
QE : 6.6kV非常用電源DG	DG燃料油サービスタンク	構造損傷	-	6.21	4.04	非常用所内交流電源の機能喪失。		①工認ベース
				0.09				
				0.17				
QE : 6.6kV非常用電源DG	燃料油サービスタンク水位計	機能損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
QE : 6.6kV非常用電源DG	DG燃料油供給ポンプ	機能損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
QE : 6.6kV非常用電源DG		構造損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
QE : 6.6kV非常用電源DG	DG出力電圧	機能損傷	-	4.96	2.64	非常用所内交流電源の機能喪失。		①工認ベース
				0.15				
				0.23				
QE : 6.6kV非常用電源DG	DG起動用空気だめ	構造損傷	-	3.72	2.42	非常用所内交流電源の機能喪失。		①工認ベース
				0.09				
				0.17				
QE : 6.6kV非常用電源DG	主始動弁	機能損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
QE : 6.6kV非常用電源DG		構造損傷	-	-	-	非常用所内交流電源の機能喪失。	DG機能維持に包絡	-
QE : 6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機室給気ファン VSF39C、D	機能損傷	-	2.24	1.50	DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)		②PWR標準ベース
QE : 6.6kV非常用電源DG		構造損傷	基礎 (取付) ボルト	6.15	4.00	DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)	機能損傷で包絡	②PWR標準ベース
				0.09				
				0.17				
QE : 6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機室給気フィルタ VS-F13	構造損傷	フィルタ固定ボルト	151.52	78.31	DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)		②PWR標準ベース
				0.20				
				0.20				
QE : 6.6kV非常用電源DG	空調ダクト	構造損傷	-	2.37	0.89	DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)		①工認ベース
				0.28				
				0.31				
QE : 6.6kV非常用電源DG	空気作動ダンバ D-VS-402B	機能損傷	リンク	2.10	1.08	DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)		②PWR標準ベース
QE : 6.6kV非常用電源DG		構造損傷	-	-	-	DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)	機能損傷で包絡	-
				0.20				
				0.20				
QE : 6.6kV非常用電源DG	防火ダンバ F-VS-401C、D	機能損傷	ペーン	3.80	1.96	DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)		②PWR標準ベース
QE : 6.6kV非常用電源DG		構造損傷	-	-	-	DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)	機能損傷で包絡	-
				0.20				
				0.20				

1.2.1-65

()は商業機密に属しますので公開できません。)

第1.2.1.a-4表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (7/14)

	設備	損傷モード	評価部位	玄海3号機		影響	備考	フラジリティの参照元
				Median (G)	HCLPF (G)			
QE: 6.6kV非常用電源DG	逆止ダンパ G-VS-401C、D	機能損傷	駆動部	1.59 0.20 0.19	0.83	DGのサポート機能が喪失する(外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)		②PWR標準ベース
QE: 6.6kV非常用電源DG		構造損傷	—	—	—	DGのサポート機能が喪失する(外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)	機能損傷で包絡	—
QE: 6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機室内空気温度計 3TC-2660、2661、2662、2663	機能損傷	—	2.13 0.15 0.23	1.13	DGのサポート機能が喪失する(外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)		②PWR標準ベース
QE: 6.6kV非常用電源DG		構造損傷	—	—	—	DGのサポート機能が喪失する(外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)	機能損傷で包絡	—
QF: 440V非常用電源	パワーセンタ	機能損傷	—	1.78 0.15 0.23	0.94	非常用440Vパワーセンタ母線の機能喪失。		①工認ベース
QF: 440V非常用電源		構造損傷	—	—	—	非常用440Vパワーセンタ母線の機能喪失。	機能損傷で包絡	—
QF: 440V非常用電源	動力変圧器	機能損傷	—	—	—	非常用440V母線の機能喪失。	構造損傷で包絡	—
QF: 440V非常用電源		構造損傷	—	8.87 0.25 0.27	3.76	非常用440V母線の機能喪失。		①工認ベース
QF: 440V非常用電源	原子炉コントロールセンタ	機能損傷	—	3.12 0.15 0.23	1.66	非常用440V原子炉コントロールセンタ母線の機能喪失。		①工認ベース
QF: 440V非常用電源		構造損傷	—	—	—	非常用440V原子炉コントロールセンタ母線の機能喪失。	機能損傷で包絡	—
QH: 115V 計装用電源	インバータ (計装電源盤)	機能損傷	—	8.58 0.23 0.27	3.76	計装用電源の喪失。		①工認ベース
QH: 115V 計装用電源		構造損傷	—	—	—	計装用電源の喪失。	機能損傷で包絡	—
QH: 115V 計装用電源	計装分電盤	機能損傷	—	5.31 0.15 0.23	2.83	計装用電源の喪失。		①工認ベース
QH: 115V 計装用電源		構造損傷	—	—	—	計装用電源の喪失。	機能損傷で包絡	—
QH: 115V 計装用電源	計装電源切替盤	機能損傷	—	2.79 0.15 0.23	1.49	計装用電源の喪失。		①工認ベース
QH: 115V 計装用電源		構造損傷	—	—	—	計装用電源の喪失。	機能損傷で包絡	—
QK: 安全注入信号	△Pトランスミッタ (格納容器)	機能損傷	—	1.34 0.15 0.23	0.71	格納容器スプレ系、安全注入信号の機能喪失。 △Pトランスミッタ(加圧器)とリダンダント		①工認ベース
QN: 格納容器スプレ系								
QK: 安全注入信号	△Pトランスミッタ (加圧器)	機能損傷	—	1.59 0.15 0.23	0.84	原子炉トリップ、安全注入信号の機能喪失。 △Pトランスミッタ(格納容器)とリダンダント		①工認ベース

第1.2.1.a-4表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (8/14)

	設備	振動モード	評価部位	玄海3号機		影響	備考	フラジリティの参照元
				Median(G)	HCLPF (G)			
				1.42	0.75	原子炉トリップ機能の喪失。		①工認ベース
			0.15					
			0.23					
			—					
OJ: 原子炉トリップ	原子炉トリップ遮断器盤	機能損傷	—	—	—	原子炉トリップ機能の喪失。	機能損傷で包絡	—
OJ: 原子炉トリップ		構造損傷	—	—	—			
				1.38	0.74	原子炉トリップ機能の喪失。		②PWR標準ベース
			0.14					
			0.23					
			—					
OJ: 原子炉トリップ	地震加速度計	機能損傷	—	—	—			
				14.80	9.96	高圧注入ポンプの機能喪失。		①工認ベース
			0.09					
			0.15					
			—					
OS: 高圧注入系	高圧注入ポンプ	機能損傷	—	—	—			
OI: RWSP		構造損傷	—	8.78	5.71	高圧注入ポンプから燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。		①工認ベース
			0.09					
			0.17					
			—					
OM: 低圧注入系	余熱除去ポンプ	機能損傷	—	10.16	5.70	余熱除去ポンプの機能喪失。		①工認ベース
			0.09					
			0.26					
			—					
OI: RWSP		構造損傷	—	9.37	6.10	余熱除去ポンプから燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。		①工認ベース
			0.09					
			0.17					
			—					
OM: 低圧注入系	余熱除去流量計	機能損傷	—	2.11	1.12	余熱除去流量計の機能損傷により、余熱除去ミニフローライン弁の制御に失敗し、余熱除去系が機能喪失となる。		①工認ベース
			0.15					
			0.23					
			—					
ON: 格納容器スプレ系	格納容器スプレイリング	構造損傷	—	4.42	1.59	格納容器スプレ系の機能喪失に至る。	格納容器スプレイ設備配管の値	①工認ベース
			0.28					
			0.34					
			—					
ON: 格納容器スプレ系	格納容器スプレイポンプ	機能損傷	—	10.16	5.70	格納容器スプレポンプの機能喪失。		①工認ベース
			0.09					
			0.26					
			—					
OI: RWSP		構造損傷	—	7.40	4.81	格納容器スプレポンプから燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。		①工認ベース
			0.09					
			0.17					
			—					
ON: 格納容器スプレ系	よう素除去薬品タンク	構造損傷	—	1.44	0.93	よう素除去薬品タンクの構造損傷により、 により故障する。		①工認ベース
			0.09					
			0.17					
			—					
OI: RWSP	高圧注入配管	構造損傷	—	4.42	1.59	高圧注入配管から燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	一般配管と安全注入設備配管のHCLPFの小さい方の値を記載	①工認ベース
			0.28					
			0.34					
			—					
OI: RWSP	低圧注入配管	構造損傷	—	4.42	1.59	低圧注入配管から燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	安全注入設備配管の値	①工認ベース
			0.28					
			0.34					
			—					
OI: RWSP	充てん系配管 (ミニフローラインを含む)	構造損傷	—	4.42	1.59	充てん系配管から燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	一般配管の値	①工認ベース
			0.28					
			0.34					
			—					
OI: RWSP	スプレライン配管	構造損傷	—	4.42	1.59	スプレライン配管から燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	一般配管の値	①工認ベース
			0.28					
			0.34					
			—					
OI: RWSP	燃料取替用水配管	構造損傷	—	4.42	1.59	RWSP系配管 (RWSP加熱器廻り) から燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る。	一般配管の値	①工認ベース
			0.28					
			0.34					
			—					
OI: RWSP	燃料取替用水タンク	構造損傷	—	3.28	1.81	燃料取替用水を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。		①工認ベース
			0.17					
			0.19					
			—					

1.2.1-67

()は商業機密に属しますので公開できません。)

第1.2.1.a-4表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (9/14)

	設備	損傷モード	評価部位	玄海3号機		影響	備考	フラジリティの参照元
				Median (G)	HCLPF (G)			
				β_k				
				β_v				
				—				
				—				
				20.08				
01: RWSP	燃料取替用水ポンプ	機能損傷	—	0.09	13.07	ATWS時の緩和系であるがATWSは保守的に炉心損傷直結と評価しているため、考慮しない。		—
		構造損傷	—	0.17		RWSPポンプの構造損傷により、燃料取替用水を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。		①工認ベース
00: 海水系	海水系配管 (輸冷水系を含む)	構造損傷	—	4.42	1.59	海水系配管が損傷し、海水系機能喪失に至る。	一般配管の値	①工認ベース
				0.28				
				0.34				
00: 海水系	原子炉補機冷却水冷却器	構造損傷	—	2.19	1.13	原子炉補機冷却水冷却器からCCW冷却水、海水が流出し、CCW及び海水系喪失に至る。		①工認ベース
				0.20				
				0.20				
				3.12				
00: 海水系	海水ポンプ (輸冷水非常用タンクを含む)	機能損傷	—	0.10	2.24	海水ポンプの機能喪失。	構造損傷で包絡	①工認ベース
				0.19				
				2.30				
00: 海水系		構造損傷	—	0.23	1.11	海水ポンプから海水が流出し、海水系喪失に至る。		①工認ベース
				0.21				
				2.12				
03: 空調用冷水設備	空調用冷凍機	機能損傷	—	0.13	1.25	空調用冷水系による冷却失敗。		②PWR標準ベース
				0.19				
				4.42				
00: 海水系		構造損傷	—	0.28	1.59	空調用冷凍機から海水が流出し、海水系喪失に至る。		①工認ベース
				0.34				
				2.39				
00: 海水系	海水管ダクト	構造損傷	—	0.04	2.09	海水系の機能喪失。		
				0.04				
				9.36				
00: 海水系	海水ストレーナ	構造損傷	—	0.09	6.09	海水ストレーナから海水が流出し、海水系喪失に至る。		①工認ベース
				0.17				
				8.07				
0L: 補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ	機能損傷	—	0.09	3.40	原子炉補機冷却水ポンプの機能喪失。		①工認ベース
				0.26				
				8.69				
0L: 補機冷却水系		構造損傷	—	0.09	5.65	原子炉補機冷却水ポンプからCCW冷却水が流出し、CCW喪失に至る。	機能損傷で包絡	①工認ベース
				0.17				
				4.74				
0L: 補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ現場操作盤	機能損傷	—	0.14	2.57	原子炉補機冷却水ポンプの機能喪失。		②PWR標準ベース
				0.23				
				40.49				
0L: 補機冷却水系		構造損傷	ボルト	0.08	26.80	原子炉補機冷却水ポンプの機能喪失。	機能損傷で包絡	②PWR標準ベース
				0.17				
				4.42				
0L: 補機冷却水系	補機冷却水系配管	構造損傷	—	0.28	1.59	補機冷却水系配管からCCW冷却水が流出し、CCW喪失に至る (一般配管の値)。		①工認ベース
				0.34				
				2.75				
0L: 補機冷却水系	原子炉補機冷却水サージタンク	構造損傷	—	0.09	1.79	サージタンク構造損傷によってCCW水が流出し、CCW喪失に至る。		①工認ベース
				0.17				
				1.84				
0L: 補機冷却水系	余熱除去冷却器	構造損傷	—	0.09	1.19	余熱除去冷却器からCCW冷却水が流出し、CCW喪失に至る。		①工認ベース
				0.17				
				1.83				
0L: 補機冷却水系	格納容器スプレイ冷却器	構造損傷	—	0.09	1.19	格納容器スプレイ冷却器からCCW冷却水が流出し、CCW喪失に至る。		①工認ベース
				0.17				

1.2.1-68

()は商業機密に属しますので公開できません。)

第1.2.1.a-4表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (10/14)

設備	損傷モード	評価部位	玄海3号機		影響	備考	フラジリティの参照元
			Median(G)	HCLPF(G)			
OL: 補機冷却水系	使用済燃料ピット冷却器	構造損傷	胴板	3.18 0.09 0.17	2.11	使用済燃料ピット冷却器からCOW冷却水が流出し、COW喪失に至る。	③格度向上ベース
OL: 補機冷却水系	サンプル冷却器	構造損傷	—	4.42 0.28 0.34	1.59	サンプル冷却器からCOW冷却水が流出し、COW喪失に至る。	①工認ベース
—	制御用空気圧縮機除湿装置	機能損傷	—	—	—	制御用空気への早期の影響は小さいと考えられるため考慮しない。	—
OL: 補機冷却水系	—	構造損傷	—	7.75 0.09 0.17	5.04	制御用空気除湿装置が構造損傷し、除湿装置の一部である再生空気冷却器が構造損傷してCOWS喪失することを想定する。	①工認ベース
OO: 補助給水系	補助給水系配管 (主給水隔離弁～蒸気発生器ラインを含む)	構造損傷	—	4.42 0.28 0.34	1.59	電動補助給水ポンプから補助給水タンク水が流出し、補助給水系の機能喪失に至る (一般配管の値)。	①工認ベース
OO: 補助給水系	復水タンク	構造損傷	—	4.16 0.24	2.01	補助給水系の機能喪失に至る。	①工認ベース
OY: タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ 起動盤	機能損傷	—	4.46 0.15 0.23	2.38	タービン動補助給水ポンプの機能喪失。	①工認ベース
OY: タービン動補助給水ポンプ		構造損傷	—	—	—	タービン動補助給水ポンプの機能喪失。	機能損傷で包絡
OO: 補助給水系	蒸気発生器水位計 (狭域)	機能損傷	—	2.00 0.15 0.23	1.06	の1つである蒸気発生器水位低 (狭域) が喪失する。また、蒸気発生器への給水流量の調整も失敗するため、補助給水喪失とする。	①工認ベース
OX: 電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ	機能損傷	—	14.10 0.09 0.15	9.48	電動補助給水ポンプの機能喪失。	①工認ベース
OO: 補助給水系		構造損傷	—	9.31 0.09 0.17	6.06	電動補助給水ポンプから復水ピット水が流出し、補助給水系の機能喪失に至る。	①工認ベース
OX: 電動補助給水ポンプ	中間補機棟空調ファンVSF-50A、B	機能損傷	ケーシング	3.34 0.25 0.27	1.44	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。	①工認ベース (予定)
OX: 電動補助給水ポンプ		構造損傷	—	—	—	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。	機能損傷で包絡
OX: 電動補助給水ポンプ	中間補機棟給気フィルタ	構造損傷	フィルタ固定ボルト	151.52 0.20 0.20	78.31	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。	②PWR標準ベース
OX: 電動補助給水ポンプ	空調ダクト	構造損傷	—	2.37 0.28 0.31	0.89	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。	①工認ベース
OX: 電動補助給水ポンプ	防火ダンパ F-VS-563B	機能損傷	ペーン	3.80 0.20 0.20	1.96	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。	②PWR標準ベース
OX: 電動補助給水ポンプ		構造損傷	—	—	—	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。	機能損傷で包絡
OX: 電動補助給水ポンプ	逆止ダンパ G-VS-563A、B	機能損傷	駆動部	1.12 0.20 0.19	0.58	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。	②PWR標準ベース
OX: 電動補助給水ポンプ		構造損傷	—	—	—	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。	機能損傷で包絡

() は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.a-4表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (11/14)

設備	損傷モード	評価部位	玄海3号機		影響	備考	フラジリティの参照元
			Median(G)	HCLPF (G)			
0Y:タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ (油系統を含む)	機能損傷	—	—	タービン動補助給水ポンプの機能喪失。		—
00:補助給水系		構造損傷	—	13.71	タービン動補助給水ポンプから復水ピット水が流出し、補助給水系の機能喪失に至る。		①工認ベース
0Y:タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ起動弁	機能損傷	—	1.17	タービン動補助給水ポンプ起動弁の機能損傷によりタービン動補助給水ポンプが機能喪失。	一般弁の値	①工認ベース
0Y:タービン動補助給水ポンプ		構造損傷	—	—	タービン動補助給水ポンプ起動弁の構造損傷によりタービン動補助給水ポンプが機能喪失。	構造損傷は配管に包絡	—
0Y:タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気逆止弁	機能損傷	—	1.69	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気逆止弁の機能損傷によりタービン動補助給水ポンプが機能喪失。	逆止弁の値 (B0クラス以外)	①工認ベース
0Y:タービン動補助給水ポンプ		構造損傷	—	—	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気逆止弁の構造損傷によりタービン動補助給水ポンプが機能喪失。	構造損傷は配管に包絡	—
0Y:タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動用タービン	機能損傷	—	0.91	タービン動補助給水ポンプの機能喪失。		①工認ベース
0Y:タービン動補助給水ポンプ		補助給水流量調整弁	機能損傷	弁本体	2.51	タービン動補助給水ポンプの機能喪失。	
00:補助給水系		構造損傷	—	—	補助給水失敗。		—
0E:6.6kV非常用電源DG 0T:制御用空気系 0X:電動補助給水ポンプ	中間補機棟空調ユニット	機能損傷	—	—	空調ユニットで冷却される建屋内の機能喪失		—
03:空調用冷水設備		構造損傷	—	1.58	空調用冷水系の機能喪失。		①工認ベース
03:空調用冷水設備	空調用冷凍機制御盤	機能損傷	—	1.95	空調用冷水系の機能喪失。		②PWR標準ベース
03:空調用冷水設備		構造損傷	ボルト	9.23	空調用冷水系の機能喪失。	機能損傷で包絡	②PWR標準ベース
03:空調用冷水設備	空調用冷水ポンプ CHPIC	機能損傷	ポンプ(軸)	13.08	空調用冷水系の機能喪失。		②PWR標準ベース
03:空調用冷水設備		構造損傷	基礎ボルト	17.56	空調用冷水系の機能喪失。	機能損傷で包絡	②PWR標準ベース
03:空調用冷水設備	空調用冷水膨張タンク CHT1	構造損傷	取付ボルト	1.53	空調用冷水系の機能喪失。		②PWR標準ベース
03:空調用冷水設備		機能損傷	弁本体	1.20	空調用冷水系の機能喪失。		②PWR標準ベース
03:空調用冷水設備	流量調整弁 TCV-2879	機能損傷	弁本体	1.20	空調用冷水系の機能喪失。		②PWR標準ベース
03:空調用冷水設備		構造損傷	—	—	空調用冷水系の機能喪失。	機能損傷で包絡	—

1.2.1-70

()は商業機密に属しますので公開できません。)

第1.2.1.a-4表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (12/14)

設備	損傷モード	評価部位	玄海3号機		影響	備考	フラジリティの参照元	
			Median (G)	HCLPF (G)				
			β_k	β_v				
03: 空調用冷水設備	隔離弁 CH-032、033	機能損傷	弁本体	2.74 0.25 0.25	1.20	空調用冷水系の機能喪失。		②PWR標準ベース
03: 空調用冷水設備		構造損傷	—	—	—	空調用冷水系の機能喪失。	機能損傷で包絡	—
03: 空調用冷水設備	逆止弁	機能損傷	—	2.93 0.14 0.19	1.69	空調用冷水系の機能喪失。		①工認ベース
03: 空調用冷水設備		構造損傷	—	—	—	—	空調用冷水系の機能喪失。	機能損傷で包絡
03: 空調用冷水設備	空調用冷水配管(手動弁含む)	構造損傷	配管本体	3.23 0.31 0.31	1.16	空調用冷水系の機能喪失。		②PWR標準ベース
03: 空調用冷水設備	安全補機室冷却ユニット(冷却コイル) VSA18A、B	構造損傷	コイル	5.56 0.09 0.17	3.62	空調用冷水系の機能喪失。		②PWR標準ベース
04: 安全補機閉閉器室空調系	安全補機閉閉器室空調ファン VSF27B	機能損傷	基礎(取付)ボルト	5.67 0.25 0.27	2.40	安全補機閉閉器室空調設備の機能喪失(基礎(取付)ボルトで代表する)		②PWR標準ベース
04: 安全補機閉閉器室空調系		構造損傷	基礎(取付)ボルト	5.67 0.25 0.27	2.40	安全補機閉閉器室空調設備の機能喪失(基礎(取付)ボルトで代表する)	機能損傷で包絡	②PWR標準ベース
03: 空調用冷水設備	安全補機閉閉器室空調ユニット VSA6A、B	構造損傷	基礎ボルト	1.65 0.08 0.17	1.09	空調用冷水系の機能喪失。		②PWR標準ベース
04: 安全補機閉閉器室空調系	継電器室(非安全系)給気加熱コイル VSH3	構造損傷	コイル	2.60 0.19 0.19	1.38	安全補機閉閉器室空調設備の機能喪失		②PWR標準ベース
04: 安全補機閉閉器室空調系	計算機室加湿器 VSM2	構造損傷	接続ボルト	18.21 0.19 0.20	9.56	安全補機閉閉器室空調設備の機能喪失		②PWR標準ベース
04: 安全補機閉閉器室空調系	空調ダクト	構造損傷	—	2.37 0.28 0.31	0.89	安全補機閉閉器室空調設備の機能喪失		①工認ベース
04: 安全補機閉閉器室空調系	防火ダンパ F-VS-583A、B	機能損傷	ペーン	3.80 0.20 0.20	1.96	安全補機閉閉器室空調設備の機能喪失		②PWR標準ベース
04: 安全補機閉閉器室空調系	空気作動ダンパ D-VS-534A、B	機能損傷	リンク	2.63 0.20 0.19	1.38	安全補機閉閉器室空調設備の機能喪失		②PWR標準ベース
04: 安全補機閉閉器室空調系	逆止弁	機能損傷	—	2.93 0.14 0.19	1.69	安全補機閉閉器室空調設備の機能喪失		①工認ベース
04: 安全補機閉閉器室空調系		構造損傷	—	—	—	—	安全補機閉閉器室空調設備の機能喪失	機能損傷で包絡
03: 空調用冷水設備	中央制御室空調ユニット VSA4B	構造損傷	基礎ボルト	4.42 0.08 0.17	2.92	空調用冷水系の機能喪失。		②PWR標準ベース
04: 安全補機閉閉器室空調系	継電器室(A)、(B)給気加熱コイル VSH5A、B	構造損傷	コイル	3.10 0.19 0.19	1.65	安全補機閉閉器室空調設備の機能喪失		②PWR標準ベース

1.2.1-71

()は商業機密に属しますので公開できません。)

第1.2.1.a-4表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (13/14)

	設備	損傷モード	評価部位	玄海3号機		影響	備考	フラジリティの参照元
				Median (G)	HCLPF (G)			
				β_k				
				β_{Hk}				
				10.79				
Q4: 安全補機閉閉器室空調系	ページング室給気加熱コイル VSH19	構造損傷	コイル	0.19	5.76	安全補機閉閉器室空調設備の機能喪失		②PWR標準ベース
				0.19				
				2.15				
Q4: 安全補機閉閉器室空調系	計算機室給気加熱コイル VSH9	構造損傷	コイル	0.19	1.11	安全補機閉閉器室空調設備の機能喪失		②PWR標準ベース
				0.21				
				3.22				
QT: 制御用空気系	制御用空気圧縮機制御盤	機能損傷	-	0.15	1.72	制御用空気圧縮機の機能喪失。		①工認ベース
			構造損傷	-	0.23			
QT: 制御用空気系		機能損傷	-	-	-	制御用空気圧縮機の機能喪失。	機能損傷で包絡	-
				3.22				
QT: 制御用空気系	制御用空気圧縮機計器盤	機能損傷	-	0.15	1.72	制御用空気圧縮機の機能喪失。		①工認ベース
			構造損傷	-	0.23			
QT: 制御用空気系		機能損傷	-	-	-	制御用空気圧縮機の機能喪失。	機能損傷で包絡	-
				4.42				
QT: 制御用空気系	制御用空気系配管	構造損傷	-	0.28	1.59	制御用空気系の機能喪失。	一般配管の値	①工認ベース
				0.34				
				5.77				
QT: 制御用空気系	制御用空気ため	構造損傷	-	0.09	3.75	空気のための構造損傷により制御用空気系の機能喪失に至る。		①工認ベース
				0.17				
				2.69				
QT: 制御用空気系	制御用空気圧縮機 (乾燥機を含む)	機能損傷	-	0.14	1.56	制御用空気圧縮機の機能喪失。		①工認ベース
			構造損傷	-	0.19			
OL: 補機冷却水系		構造損傷	-	17.80	11.65	制御用空気圧縮機の構造損傷によりCCW水が流出する。		①工認ベース
				0.09				
				0.17				
QT: 制御用空気系	制御用空気供給ヘッド圧力計	機能損傷	-	3.43	1.83	制御用空気系Cヘッド隔離失敗を想定。		①工認ベース
				0.15				
				0.23				
				3.34				
QT: 制御用空気系	中間補機棟空調ファンVSF-50A、B	機能損傷	ケーシング	0.25	1.44	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。		①工認ベース (予定)
			構造損傷	電動機取付ボルト	0.27			
				6.45				
QT: 制御用空気系		構造損傷	-	0.09	4.19	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。	機能損傷で包絡	②PWR標準ベース
				0.17				
				2.37				
QT: 制御用空気系	空調ダクト	構造損傷	-	0.28	0.89	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。		①工認ベース
				0.31				
				3.80				
QT: 制御用空気系	防火ダンパ F-VS-565B	機能損傷	ベーン	0.20	1.96	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。		②PWR標準ベース
			構造損傷	-	0.20			
QT: 制御用空気系		機能損傷	-	-	-	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。	機能損傷で包絡	-
				1.12				
QT: 制御用空気系	逆止ダンパ G-VS-563A、B	機能損傷	駆動部	0.20	0.58	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。		②PWR標準ベース
			構造損傷	-	0.19			
QT: 制御用空気系		機能損傷	-	-	-	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。	機能損傷で包絡	-
				-				

1.2.1-72

()は商業機密に属しますので公開できません。)

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

設備	損傷モード	評価部位	玄海3号機		影響	備考	フラジリティの参照元
			Median (G)	HCLPF (G)			
			β_k	β_v			
QT: 制御用空気系	中間補機棟給気フィルタ	構造損傷	フィルタ固定ボルト	151.52 0.20 0.20	78.31	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。	②PWR標準ベース
Q1: RWSP	充てんポンプ	構造損傷	—	5.18 0.09 0.17	3.37	充てんポンプから燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水溜とする全ての設備の機能喪失を想定する。	①工認ベース
Q2: 主蒸気隔離	主蒸気隔離弁 (電磁弁を含む)	機能損傷	—	1.75 0.13 0.18	1.05	2次冷却系の破断時に主蒸気隔離失敗。	①工認ベース
Q0: 補助給水系		構造損傷	—	—	—	主蒸気隔離弁の構造損傷により2次冷却系の破断が発生。	構造損傷は配管に包絡
MB: 2次系破断		構造損傷	—	—	—	—	—
Q0: 補助給水系	主蒸気ライン圧力計	機能損傷	—	3.21 0.15 0.23	1.71	2次冷却系の破断時に主蒸気隔離弁の閉止に失敗する。また、2次系の冷却において、主蒸気圧力高信号による主蒸気遮り弁の閉に失敗する。	①工認ベース
Q2: 主蒸気隔離	RWST水位計装	機能損傷	—	3.94 0.11 0.17	2.23	燃料取替用水の水位低信号の喪失により、再循環切替操作できず、再循環切替に失敗する。	①工認ベース
QR: 再循環切替信号		機能損傷	—	2.21 0.14 0.19	1.28	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。	②PWR標準ベース
QR: 再循環切替信号		安全補機室冷却ファン VSF70B	構造損傷	基礎(取付)ボルト	7.43 0.09 0.17	4.83	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。
QR: 再循環切替信号	空調ダクト	構造損傷	—	2.37 0.28 0.31	0.89	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。	①工認ベース
QR: 再循環切替信号	逆止ダンパ G-VS-303B	機能損傷	駆動部	1.12 0.20 0.19	0.58	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。	②PWR標準ベース
QR: 再循環切替信号		構造損傷	—	—	—	—	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。 機能損傷で包絡
QR: 再循環切替信号	逆止弁	機能損傷	—	2.93 0.14 0.19	1.69	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。	①工認ベース
QR: 再循環切替信号		構造損傷	—	—	—	—	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。 機能損傷で包絡
QR: 再循環切替	格納容器再循環ウォアスクリン	構造損傷	—	3.46 0.09 0.23	2.04	再循環サンプからの取水に失敗する。	②PWR標準ベース
QR: 再循環切替	安全補機室室内空気温度計 37C-2581、2582、2583、2584	機能損傷	—	4.20 0.15 0.23	2.24	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。	②PWR標準ベース
QR: 再循環切替		構造損傷	—	—	—	—	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。 機能損傷で包絡
Q1: 蓄圧注入系	蓄圧タンク	構造損傷	—	3.12 0.20 0.24	1.50	蓄圧タンクの構造損傷により、蓄圧注入機能が喪失する。	①工認ベース
Q1: 蓄圧注入系	蓄圧注入配管	構造損傷	—	4.42 0.28 0.34	1.59	蓄圧注入配管の構造損傷により、蓄圧注入機能が喪失する(安全注入設備配管の値)。	①工認ベース

1.2.1-73

()は商業機密に属しますので公開できません。)

第1.2.1.b-1表 主要な活断層の震源モデルの諸元

断層名	モデル	長さ (km)	地震規模M (松田式)	等価震源距Xeq (km)
竹木場断層	基本震源モデル	17.0	6.9	16.11
	地質調査結果を考慮したモデル	4.9	6.0	12.77
	断層長さ及び震源断層の拡がりの不確かさを考慮したモデル	20.0	7.0	15.67
	断層傾斜角の不確かさを考慮したモデル	19.7	7.0	13.45
城山南断層	基本震源モデル	19.5	7.0	22.18
	断層長さ及び震源断層の拡がりの不確かさを考慮したモデル	20.0	7.0	21.87
	断層傾斜角の不確かさを考慮したモデル	19.7	7.0	21.87

※) Xeqは、上端深さ3km、下端深さ20kmの断層面を考慮し、一様すべりで評価した結果

第1.2.1.b-2表 その他の活断層の諸元

番号	断層名	長さ (km)	M	△ (km)	Xeq (km)	活動度
1	竹木場断層	17.0	6.9	11.49	16.11	C
2	城山南断層	19.5	7.0	20.60	22.18	C
3	今福断層	8.7	6.4	19.90	21.24	C
4	桶久断層	8.6	6.4	22.95	24.26	C
5	国見断層	17.0	6.9	26.40	29.25	C
6	真名子-荒谷峠断層	15.5	6.8	29.64	31.62	C
7	糸島半島沖断層	21.1	7.0	27.04	29.65	B
8	F-h断層	6.0	6.1	28.82	29.41	B
9	8-1	4.8	6.0	21.87	22.59	C
10	8-2	4.0	5.8	22.46	23.04	C
11	9	6.8	6.2	23.56	24.54	C
12	10-1	16.4	6.9	28.36	30.99	C
13	10-2	10.4	6.5	30.47	31.77	C
14	13	11.9	6.6	31.66	32.67	C
15	14	18.8	7.0	21.72	23.31	C
16	15	20.1	7.0	24.49	25.77	C
17	16	3.4	5.7	25.90	26.29	C
18	17	20.6	7.0	21.28	24.25	C
19	19	12.1	6.6	30.76	32.13	C
20	20	14.3	6.8	24.25	26.47	B
21	23	18.3	6.9	20.94	23.07	C
22	24	17.3	6.9	23.94	26.47	C
23	25	10.3	6.5	23.39	24.77	C
24	28	11.6	6.6	26.00	27.23	C
25	31	15.7	6.8	29.04	30.48	C
26	32	9.0	6.4	26.35	27.16	C
27	34	27.0	7.2	34.32	34.17	C
28	35	24.1	7.1	33.57	34.97	C
29	福知山	16.0	6.8	92.56	93.33	B
30	西山	24.0	7.1	72.26	73.48	B
31	水純	20.0	7.0	80.68	80.83	B
32	雲仙地溝	17.0	6.9	94.66	95.30	B
33	福岡県西方沖地震	20.0	7.0	44.26	45.53	B
34	警団	5.3	6.0	53.39	53.33	B
35	小倉東	12.96	6.7	103.16	103.6	B
36	板屋峠断層系	3.14	5.7	57.39	57.5	B
37	白木断層	2.48	5.5	98.06	98.7	C
38	上白木断層	1.15	4.9	101.22	101.3	C
39	都濃城-川久保	4.5	5.9	48.17	48.4	B
40	西葉	3.2	5.7	56.93	57.1	C
41	諫早北西	7.48	6.3	73.28	73.6	C
42	熊ノ岳断層群	1.25	5.0	100.46	100.5	C
43	男女神社	3.21	5.7	44.38	44.6	B
44	今山-杉町	1.94	5.3	45.45	45.6	B
45	百花台断層	1.35	5.1	89.04	89.1	C
46	諏訪池断層	4.55	5.9	98.81	98.9	B
47	大似庄	4.06	5.9	62.73	62.9	C
48	松尾	2.09	5.4	67.79	67.9	C
49	向木場	2.21	5.4	69.44	69.5	C
50	虚空蔵山 北	4.44	5.9	52.71	53.0	C
51	虚空蔵山 南	4.78	6.0	54.76	55.0	C

は、主要活断層として評価しているため、「その他の活断層」としては評価していない。

第1.2.1.b-3表 各領域の諸元

萩原（1991）の領域における諸元

領域名	最小M	最大M	b 値	年平均発生頻度	震源深さ (km)
L3	4.0	7.0	0.90	0.45	3~20km 一様分布
M	5.0	7.1	0.66	0.20	
N	5.0	6.9	1.10	0.34	平均10km 標準偏差3.5km の正規分布 代表値3~17km

垣見ほか（2003）の領域における諸元

領域名	最小M	最大M	b 値	年平均発生頻度	震源深さ (km)
10C6	4.0	7.0	0.89	0.40	3~20km 一様分布
10C7	4.0	6.8	0.61	0.06	
10D2	4.0	7.1	0.83	0.33	
11X0	5.0	6.9	1.14	0.36	平均10km 標準偏差3.5km の正規分布 代表値3~17km

第1.2.1.c-1-1表 考慮する不確かさ要因の例

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

第1.2.1.c-1-2表 損傷限界点の現実的な値（地震PSA学会標準）

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

第1.2.1.c-1-3表 地盤定数

ヤング係数 (N/mm^2)	ポアソン比	単位体積重量 (kN/m^3)	せん断波速度 (m/s)
1.18×10^4	0.373	23.0	1,350

第1.2.1.c-1-4表 3号炉原子炉建屋の材料定数及び減衰定数

	使用材料	ヤング係数E (N/mm ²)	せん断 弾性係数G (N/mm ²)	減衰定数h (%)
原子炉格納容器 (PCCV)	コンクリート： Fc=41.2(N/mm ²) (Fc=420kgf/cm ²) 鉄筋：SD35 (SD345相当)	2.83×10 ⁴	1.18×10 ⁴	3
内部コンクリート (I/C) 原子炉周辺建屋 (REB)	コンクリート： Fc=23.5(N/mm ²) (Fc=240kgf/cm ²) 鉄筋：SD35 (SD345相当)	2.25×10 ⁴	9.38×10 ³	5
蒸気発生器 (S/G)	一般部	1.85×10 ⁵	7.12×10 ⁴	3
	部材番号27	1.80×10 ⁵	6.92×10 ⁴	3

第1.2.1.c-1-5表 3号炉原子炉補助建屋の材料定数及び減衰定数

構造物	使用材料	ヤング係数E (N/mm ²)	せん断 弾性係数G (N/mm ²)	減衰定数h (%)
原子炉補助建屋	コンクリート： Fc=29.4(N/mm ²) (Fc=300kgf/cm ²) 鉄筋：SD35 (SD345相当)	2.43×10 ⁴	1.01×10 ⁴	5

第1.2.1.c-1-6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	平均値：1.4×設計基準強度 変動係数：0.13
コンクリートの減衰定数 h	平均値：5% 変動係数：0.25
地盤のせん断波速度 Vs	平均値：設計値 変動係数：0.10
鉄筋の降伏強度 σ_y	平均値：1.1×規格降伏点 変動係数：0.0 (考慮しない)

第1.2.1.c-1-7表 3号炉原子炉建屋の水平方向解析モデル諸元
(基準応答モデル)

	質点 番号	高さ EL(m)	重量 (kN)	部材 番号	せん断断面積 (m^2)		断面2次モーメント (m^4)	
					NS	EW	NS	EW
原子炉 格納容器 (PCCV)	1	59.90	3.24×10^3	1	44	44	610	610
	2	58.40	1.39×10^4	2	76	76	13,480	13,480
	3	52.40	3.02×10^4	3	76	76	29,240	29,240
	4	43.30	3.38×10^4	4	83	83	39,780	39,780
	5	35.30	5.91×10^4	5	90	90	44,420	44,420
	6	21.50	4.79×10^4	6	90	90	44,420	44,420
	7	14.70	3.92×10^4	7	90	90	44,420	44,420
	8	4.60	3.23×10^4	8	90	90	44,420	44,420
	9	0.80	2.28×10^4	9	90	90	44,420	44,420
内部 コンクリート (I/C)	10	21.60	3.17×10^3	10	34	13	593	36
	11	17.23	8.61×10^3	11	60	30	884	1,035
	12	11.30	3.87×10^4	12	119	74	4,041	1,529
	13	10.45	1.96×10^3	13	119	74	4,041	1,529
	14	3.70	3.81×10^4	14	115	115	5,423	7,267
	15	1.99	1.96×10^3	15	119	121	5,810	7,361
	16	0.60	3.75×10^4	16	133	137	7,575	5,850
	17	25.70	2.60×10^3	17	13	13	120	180
	18	18.50	4.99×10^3	18	13	13	120	180
	19	13.00	2.24×10^3	19	13	13	120	180
蒸気発生器 (S/G)	20	20.45	1.393×10^3	20	2.67	2.67	12.78	12.78
	21	17.23	3.439×10^3	21	2.67	2.67	12.78	12.78
	22	14.44	1.502×10^3	22	2.46	2.46	9.30	9.30
	23	12.74	1.403×10^3	23	1.76	1.76	4.99	4.99
	24	10.45	2.781×10^3	24	1.76	1.76	4.99	4.99
	25	8.05	1.449×10^3	25	1.87	1.87	5.31	5.31
	26	4.74	3.848×10^3	26	1.87	1.87	5.31	5.31
	27	2.94	4.19×10^2	27	14.14	14.14	72.45	72.45
	28	1.99	1.603×10^3					
燃料取扱棟	29	32.25	2.10×10^4	29	0.589	44.8	9.99×10^5	11,707
	30	26.50	7.52×10^3	30	0.493	0.5	9.99×10^5	9.99×10^5
原子炉周辺棟 燃料取扱棟 中間補機棟	31	20.40	1.10×10^5	31	192	149	110,700	71,754
	32	11.30	2.85×10^5	32	441	498	655,900	226,000
	33	3.70	3.35×10^5	33	504	558	624,900	213,000
復水タンク 上屋	34	28.00	2.60×10^4	34	46	47	5,800	4,800
キャスク保管 区画上屋	35	32.25	5.77×10^3	35	1.780	0.5	9.99×10^5	9.99×10^5
	36	11.30	1.96×10^4					
基礎	37	-10.10	1.36×10^6					

第1.2.1.c-1-8表 蒸気発生器支持構造の剛性

		質点位置		ばね定数	
				NS	EW
S/G サポート	SGK1	21~11	軸剛性 (kN/m)	3.92×10^6	3.92×10^6
	SGK2	24~13	軸剛性 (kN/m)	2.84×10^7	1.37×10^7
	SGK3	28~15	軸剛性 (kN/m)	7.03×10^6	4.15×10^7
	SGK4	28~15	曲げ剛性 (kN·m/rad)	4.37×10^7	6.49×10^7

第1.2.1.c-1-9表 燃料取扱棟ばね定数

		質点位置		ばね定数	
				NS	EW
燃料取扱棟 (REB)	RBS1	29~35	軸剛性 (kN/m)	1.19×10^6	9.99×10^9
	RBS2	32~36	軸剛性 (kN/m)	3.33×10^7	9.99×10^9
	RBS3	32~36	曲げ剛性 (kN·m/rad)	1.13×10^9	9.99×10^9
	RBS4	29~30	軸剛性 (kN/m)	1.12×10^6	9.99×10^9

第1.2.1.c-1-10表 3号炉原子炉建屋の地盤ばね定数及び減衰係数

方向		水平(KH)		回転(KR)	
		ばね定数 (kN/m)	減衰係数 (kN·s/m)	ばね定数 (kN·m/rad)	減衰係数 (kN·m·s/rad)
水平	NS	8.33×10^8	1.44×10^7	2.00×10^{12}	1.49×10^{10}
	EW	8.87×10^8	1.66×10^7	8.87×10^{11}	3.66×10^9

第1.2.1.c-1-11表 3号炉原子炉補助建屋地震応答解析モデル諸元
(水平)

	質点 番号 ()節点	高さ EL(m)	質点重量 (kN)	部材 番号	せん断断面積 (m ²)		断面2次 モーメント (m ⁴)	
					NS	EW	NS	EW
原子炉 補助建屋 (A/B)	1	19.25	2.18×10^5	1	218	305	275,063	126,573
	2	11.30	2.85×10^5	2	327	317	338,888	134,501
	3	3.70	3.48×10^5	3	464	433	406,463	179,733
	4	-3.50	4.08×10^5	4	630	548	636,969	224,266
	5	-11.00	3.83×10^5	5	756	638	686,717	230,512
	7	-18.00	5.88×10^3					
	6	-19.50	6.00×10^5					
	(8)	-21.00	—					

第1.2.1.c-1-12表 3号炉原子炉補助建屋の地盤ばね定数及び
減衰係数

方向		水平(KH)		回転(KR)	
		ばね定数 (kN/m)	減衰係数 (kN・s/m)	ばね定数 (kN・m/rad)	減衰係数 (kN・m・s/rad)
水平	NS	8.45×10^8	1.47×10^7	1.88×10^{12}	1.10×10^{10}
	EW	8.86×10^8	1.62×10^7	1.01×10^{12}	3.45×10^9

第1.2.1.c-1-13表 3号炉原子炉補助建屋の基礎側方の
地盤ばね定数及び減衰係数 (水平ばね)

方向	ばね番号	基礎側方水平ばね		ばね番号	基礎側方回転ばね	
		ばね定数 (kN/m)	減衰係数 (kN・s/m)		ばね定数 (kN・m/rad)	減衰係数 (kN・m・s/rad)
NS	KH1	2.66×10^7	2.09×10^6	KR1	3.75×10^{10}	9.97×10^8
	KH2	2.66×10^7	2.09×10^6	KR2	3.75×10^{10}	9.97×10^8
EW	KH1	2.66×10^7	2.10×10^6	KR1	3.75×10^{10}	9.70×10^8
	KH2	2.66×10^7	2.10×10^6	KR2	3.75×10^{10}	9.70×10^8

第1.2.1.c-1-14表 現実的応答評価用モデルで用いる諸元と物性値の関係

		物性値			
		Fc	h	Vs	S σ y
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	○	—	○	—

※)「○」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1.2.1.c-1-15表 2点推定法による解析ケース

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

第1.2.1.c-1-16表 変動因子の評価方法

	現実的な物性値の評価方法
コンクリート強度 Fc	平均値 : 1.4×設計基準強度 変動係数 : 0.13
埋戻土の初期せん断剛性 G ₀	平均値 : 室内試験結果に基づき設定 変動係数 : 試験結果のばらつきから設定
岩盤のせん断剛性 G (岩盤のせん断波速度 Vs)	平均値 : PS検層結果に基づき設定 変動係数 : 試験結果のばらつきから設定

第1.2.1.c-3-1表 現実的耐力及び現実的応答の不確かさ要因の整理

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

第1.2.1.c-3-2表 原子炉格納容器(PCCV)の建屋応答係数(1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.232	0.989	0.992	1.209
β_R	—	0.087	0.00332	0.087
β_U	—	—	0.15	0.15

第1.2.1.c-3-2表 原子炉格納容器(PCCV)の建屋応答係数(2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.239	0.989	0.993	1.217
β_R	—	0.087	0.00356	0.0087
β_U	—	—	0.15	0.15

第1.2.1.c-3-2表 原子炉格納容器(PCCV)の建屋応答係数(3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.083	0.991	1.000	1.073
β_R	—	0.072	0.000	0.072
β_U	—	—	0.15	0.15

第1.2.1.c-3-3表 内部コンクリート（I / C）の
建屋応答係数（1 / 3）

（NS方向）

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.050	0.989	0.998	1.036
β_R	—	0.088	0.00432	0.088
β_U	—	—	0.15	0.15

第1.2.1.c-3-3表 内部コンクリート（I / C）の
建屋応答係数（2 / 3）

（EW方向）

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.078	0.989	0.996	1.062
β_R	—	0.088	0.00665	0.088
β_U	—	—	0.15	0.15

第1.2.1.c-3-3表 内部コンクリート（I / C）の
建屋応答係数（3 / 3）

（鉛直方向）

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.083	0.989	1.000	1.071
β_R	—	0.088	0.000	0.088
β_U	—	—	0.15	0.15

第1.2.1.c-3-4表 原子炉周辺建屋(REB)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	1.050	0.989	0.998	1.036
β_R	—	0.088	0.0043	0.088
β_U	—	—	0.15	0.15

第1.2.1.c-3-4表 原子炉周辺建屋(REB)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	1.078	0.989	0.996	1.062
β_R	—	0.088	0.00665	0.088
β_U	—	—	0.15	0.15

第1.2.1.c-3-4表 原子炉周辺建屋(REB)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	1.083	0.989	1.000	1.071
β_R	—	0.088	0.000	0.088
β_U	—	—	0.15	0.15

第1.2.1.c-3-5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	1.135	0.989	0.995	1.117
β_R	—	0.087	0.00577	0.087
β_U	—	—	0.15	0.15

第1.2.1.c-3-5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	1.170	0.989	0.994	1.150
β_R	—	0.087	0.00543	0.087
β_U	—	—	0.15	0.15

第1.2.1.c-3-5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	1.083	0.989	1.000	1.071
β_R	—	0.088	0.000	0.088
β_U	—	—	0.15	0.15

第1.2.1.c-3-6表 1次冷却材ポンプの耐震評価結果

評価部位	材料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕度
ケーシングボルト	SNB24-4	引張	372	198	1.87

第1.2.1.c-3-7表 1次冷却材ポンプ 安全係数評価結果の一覧

F _s	F _μ	F _{ESS}	F _D	F _{FM}	F _{FMC}	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	β _U
3.30	1.00	1.30	1.00	1.00	1.00	1.05	0.99	1.00	1.00	2.44	1.28
0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.09	0.00	0.17	0.20	
0.06	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.19	

第1.2.1.c-3-8表 原子炉補機冷却水冷却器の耐震評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値 (Su) (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕度
胴板	SGV410	一次応力	373	149	2.50
支持脚	SS400	組合せ一次	374	56	6.67
基礎ボルト	SNB7	引張	860	208	4.13

第1.2.1.c-3-9表 原子炉補機冷却水冷却器
安全係数評価結果の一覧

F _s	F _μ	F _{ESS}	F _D	F _{FM}	F _{FMC}	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	β _U
2.75	1.00	1.13	1.14	1.00	1.00	1.14	0.99	1.00	1.00	2.19	1.13
0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.09	0.01	0.17	0.20	
0.06	0.00	0.00	0.06	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.20	

第1.2.1.c-3-10表 ディーゼル発電機制御盤
安全係数評価結果の一覧

F_s	F_p	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_{Δ}	F_M	F_{VI}	A_m	HCLPF	
β_x	β_R	β_R	β_R	β_R	β_x	β_x	β_R	β_R	β_x	β_x		1.52
β_V	β_V	β_F	β_V	β_V	β_V	β_V	β_V	β_V	β_V	β_V		
	1.00	1.00	1.22	1.00	1.00	1.05	0.99	1.00	1.00	3.48		
0.11	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.09	0.00	0.17	0.23	1.52	
0.17	0.00	0.00	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.27		

第1.2.1.c-3-11表 ディーゼル発電機 安全係数評価結果の一覧

F_s	F_p	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_{Δ}	F_M	F_{VI}	A_m	HCLPF	
β_x	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_x	β_R		0.75
β_V	β_V	β_V	β_V	β_V	β_V	β_V	β_V	β_V	β_V	β_V		
2.28	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.05	0.99	1.00	1.00	1.30		
0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.09	0.00	0.00	0.14	0.75	
0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.19		

第1.2.1.c-3-12表 安全注入設備配管の耐震評価結果

材料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕度
SUS316TB	一次応力	361	117	3.08

第1.2.1.c-3-13表 安全注入設備配管 安全係数評価結果の一覧

F_s	F_p	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_{Δ}	F_M	F_{VI}	A_m	HCLPF	
β_x	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_x	β_R		1.85
β_V	β_V	β_V	β_V	β_V	β_V	β_V	β_V	β_V	β_V	β_V		
3.78	2.24	1.00	1.00	1.00	1.00	1.05	0.99	1.00	1.00	4.82		
0.00	0.19	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.09	0.00	0.17	0.27	1.85	
0.06	0.19	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.31		

()は商業機密に属しますので公開できません。

第1.2.1.d-1表 起回事象の条件付き発生確率

起回事象	加速度レベル (G)				
	0.2~0.4	0.4~0.6	0.6~0.8	0.8~1.0	1.0~1.2
格納容器バイパス	—	4.94E-07	8.09E-05	1.88E-03	1.48E-02
直接炉心損傷に至る事象 (Excess LOCA)	2.02E-10	7.36E-06	6.26E-04	9.23E-03	5.19E-02
直接炉心損傷に至る事象 (原子炉補助建屋損傷)	—	—	—	3.30E-07	1.56E-05
直接炉心損傷に至る事象 (原子炉補機冷却機能喪失)	5.71E-05	1.34E-03	7.51E-03	2.21E-02	4.69E-02
直接炉心損傷に至る事象 (過渡事象)	1.58E-07	2.60E-05	6.50E-04	7.28E-03	4.27E-02
直接炉心損傷に至る事象 (ATWS)	3.69E-09	4.82E-06	2.53E-04	3.53E-03	2.16E-02
大破断LOCA	1.01E-07	3.92E-05	1.11E-03	8.70E-03	3.40E-02
中破断LOCA	—	3.50E-07	1.31E-05	1.38E-04	7.46E-04
小破断LOCA	4.45E-07	1.44E-04	3.49E-03	2.35E-02	8.03E-02
2次冷却系の破断	2.64E-09	2.60E-06	8.70E-05	8.98E-04	5.10E-03
主給水流量喪失	1.0E+00				

第1.2.1.d-2表 起回事象別炉心損傷頻度

起回事象	事故シーケンス	炉心損傷頻度 (/炉年)	起回事象別 炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
大破断LOCA	大破断LOCA+低圧注入失敗	4.4E-09	8.5E-09	0.8
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	ε		
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	4.2E-09		
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	f		
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	ε		
中破断LOCA	中破断LOCA+高圧注入失敗	ε	1.2E-11	<0.1
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗	ε		
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	ε		
	中破断LOCA+高圧再循環失敗	1.2E-11		
	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	f		
小破断LOCA	小破断LOCA+補助給水失敗	1.0E-08	3.2E-08	3.1
	小破断LOCA+高圧注入失敗	1.3E-08		
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	3.1E-09		
	小破断LOCA+高圧再循環失敗	6.3E-09		
	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	f		
2次冷却系の破断	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	ε	5.8E-10	0.1
	2次冷却系の破断+補助給水失敗	5.8E-10		
主給水流量喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	2.1E-08	2.1E-08	2.0
外部電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	4.3E-07	7.8E-07	74.8
	外部電源喪失+補助給水失敗	3.5E-07		
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	1.3E-07	1.3E-07	12.3
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	1.6E-10		
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	5.7E-10		
直接炉心損傷に至る事象	Excess LOCA	3.1E-08	6.5E-08	6.3
	複数信号系損傷	1.6E-08		
	原子炉補助建屋損傷	ε		
	炉内構造物損傷	8.2E-09		
	地震によるAT+制御棒挿入不能(ATWS)	1.1E-08		
	原子炉建屋損傷	1.4E-10		
	原子炉格納容器損傷	ε		
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	6.3E-09	6.3E-09	0.6
合計		1.0E-06		-

f : 1.0E-11未満

第1.2.1.d-3表 加速度区分別炉心損傷頻度評価結果

加速度区分	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
区分1 (0.2G~0.4G)	9.3E-08	8.9
区分2 (0.4G~0.6G)	6.1E-08	5.8
区分3 (0.6G~0.8G)	2.0E-07	19.5
区分4 (0.8G~1.0G)	4.0E-07	38.0
区分5 (1.0G~1.2G)	2.9E-07	27.8
合計	1.0E-06	100

第1.2.1.d-4表 建屋・機器ごとのFV重要度評価結果

建屋・機器		ケース	本評価		
			(炉心損傷頻度：1.0E-06/炉年)		
			中央値	HCLPF	FV重要度
(G)	(G)				
1. 主蒸気安全弁	機能損傷	0.66	0.32	0.35	
2. 制御用空気圧縮機室逆止ダンパ	機能損傷	1.12	0.58	0.32	
3. 電動弁	機能損傷	3.04	0.72	0.10	
4. ディーゼル発電機	機能損傷	1.30	0.75	0.08	
5. ディーゼル発電機室逆止ダンパ	機能損傷	1.59	0.83	0.03	
6. ΔP トランスミッタ (加圧器)	機能損傷	1.59	0.84	0.02	
7. ディーゼル発電機室空調ダクト	構造損傷	2.37	0.89	0.02	
8. 安全補機開閉器室空調ダクト	構造損傷	2.37	0.89	0.02	
9. 制御用空気圧縮機室空調ダクト	構造損傷	2.37	0.89	0.01	
10. 原子炉容器	構造損傷	1.74	0.89	0.01	
11. 電動補助給水ポンプ室逆止ダンパ	機能損傷	1.12	0.58	0.01	
12. メタルクラッド開閉装置	機能損傷	1.68	0.89	0.01	

注. (1) FV重要度の評価範囲は、加速度区分0.2G～1.2Gとした。

(2) FV重要度が0.01以上のSSCのみ記載した。

第1.2.1.d-5表 事故シーケンスグループごとのFV重要度評価結果

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	CDF (/炉年)	全CDF に対する 寄与割合	FV重要度上位の機器	IICLPF	FV 重要度
2次冷却系からの除熱機能喪失	① 外部電源喪失+補助給水失敗	3.5E-07	33.6%	制御用空気圧縮機室換気系逆止ダンパ	0.58	0.89
				主蒸気安全弁	0.32	0.75
				電動補助給水ポンプ室換気系逆止ダンパ	0.58	0.04
				制御用空気圧縮機室給排气系ダクト	0.89	0.04
全交流動力電源喪失	② 外部電源喪失+ディーゼル発電機機能喪失	2.5E-07	24.0%	ディーゼル発電機（発電機、内燃機関、保護継電装置を含む）	0.75	0.42
				ディーゼル発電機室換気系逆止ダンパ	0.83	0.14
				ディーゼル発電機室換気系ダクト	0.89	0.08
				ディーゼル発電機燃料油配管	1.06	0.03
				ディーゼル発電機室換気系空気作動ダンパ	1.08	0.01
原子炉補機冷却機能喪失	③ 電動弁損傷による補機冷却水の喪失+緩和機能喪失	1.2E-07	11.8%	電動弁	0.72	1.00

第1.2.1.d-6表 不確かさ解析結果

不確かさ	全CDF
95%上限値	3.7E-06 (／炉年)
平均値	1.0E-06 (／炉年)
中央値	4.2E-07 (／炉年)
5%下限値	6.2E-09 (／炉年)
点推定値	1.0E-06 (／炉年)
エラーファクタ	24.3

第1.2.1.d-7表 玄海サイト地震ハザードデータ

		m=1	m=2	m=3	m=4	m=5	m=6	m=7	m=8	m=9	m=10
G	平均	min~10%	<10%~20%	<20%~30%	<30%~40%	<40%~50%	<50%~60%	<60%~70%	<70%~80%	<80%~90%	<90%~max
0.00	1.08E+00	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00	1.00E+00	1.16E+00	1.16E+00	1.16E+00	1.16E+00	1.16E+00
0.01	8.56E-02	1.93E-02	1.93E-02	2.23E-02	2.61E-02	2.61E-02	1.38E-01	1.38E-01	1.47E-01	1.59E-01	1.59E-01
0.02	2.45E-02	5.18E-03	5.18E-03	5.60E-03	6.90E-03	6.93E-03	3.72E-02	3.72E-02	4.14E-02	4.87E-02	4.87E-02
0.03	1.12E-02	2.57E-03	2.57E-03	2.78E-03	3.24E-03	3.27E-03	1.65E-02	1.65E-02	1.87E-02	2.25E-02	2.25E-02
0.04	6.45E-03	1.54E-03	1.54E-03	1.67E-03	1.86E-03	1.88E-03	9.45E-03	9.45E-03	1.05E-02	1.29E-02	1.29E-02
0.05	4.22E-03	9.96E-04	9.99E-04	1.06E-03	1.17E-03	1.19E-03	6.25E-03	6.26E-03	6.78E-03	8.41E-03	8.45E-03
0.06	3.00E-03	6.76E-04	6.78E-04	7.21E-04	7.81E-04	7.87E-04	4.53E-03	4.53E-03	4.96E-03	5.97E-03	6.01E-03
0.07	2.25E-03	4.72E-04	4.73E-04	5.05E-04	5.40E-04	5.42E-04	3.47E-03	3.47E-03	3.86E-03	4.48E-03	4.51E-03
0.08	1.75E-03	3.37E-04	3.38E-04	3.58E-04	3.82E-04	3.83E-04	2.75E-03	2.76E-03	2.99E-03	3.49E-03	3.52E-03
0.09	1.40E-03	2.44E-04	2.46E-04	2.57E-04	2.77E-04	2.78E-04	2.25E-03	2.25E-03	2.47E-03	2.80E-03	2.82E-03
0.10	1.14E-03	1.76E-04	1.82E-04	1.91E-04	2.04E-04	2.06E-04	1.86E-03	1.87E-03	1.98E-03	2.29E-03	2.31E-03
0.20	2.45E-04	1.43E-05	1.60E-05	1.67E-05	1.84E-05	2.07E-05	4.40E-04	4.42E-04	4.71E-04	5.03E-04	5.05E-04
0.31	7.80E-05	2.27E-06	2.68E-06	2.91E-06	3.24E-06	4.25E-06	1.38E-04	1.44E-04	1.51E-04	1.62E-04	1.64E-04
0.41	3.01E-05	5.50E-07	6.37E-07	7.12E-07	8.03E-07	1.17E-06	5.00E-05	5.60E-05	5.89E-05	6.27E-05	6.52E-05
0.51	1.33E-05	1.45E-07	1.91E-07	2.26E-07	2.47E-07	3.80E-07	2.22E-05	2.44E-05	2.51E-05	2.78E-05	3.02E-05
0.61	6.47E-06	5.20E-08	6.69E-08	7.93E-08	8.78E-08	1.39E-07	1.02E-05	1.16E-05	1.22E-05	1.35E-05	1.56E-05
0.71	3.40E-06	2.09E-08	2.62E-08	3.10E-08	3.47E-08	5.51E-08	5.13E-06	5.98E-06	6.37E-06	7.05E-06	8.64E-06
0.82	1.89E-06	9.10E-09	1.12E-08	1.31E-08	1.49E-08	2.36E-08	2.76E-06	3.25E-06	3.51E-06	3.90E-06	5.04E-06
0.92	1.10E-06	4.23E-09	5.10E-09	6.00E-09	6.82E-09	1.07E-08	1.57E-06	1.85E-06	2.03E-06	2.26E-06	3.05E-06
1.02	6.68E-07	2.08E-09	2.44E-09	2.93E-09	3.29E-09	5.08E-09	9.35E-07	1.10E-06	1.21E-06	1.36E-06	1.91E-06
1.22	2.68E-07	5.64E-10	6.39E-10	7.89E-10	8.75E-10	1.30E-09	3.70E-07	4.24E-07	4.76E-07	5.40E-07	8.04E-07
1.43	1.18E-07	1.75E-10	1.93E-10	2.42E-10	2.66E-10	3.82E-10	1.39E-07	1.82E-07	2.16E-07	2.36E-07	3.64E-07
1.63	5.58E-08	5.98E-11	6.47E-11	8.23E-11	8.96E-11	1.25E-10	6.57E-08	8.50E-08	1.01E-07	1.11E-07	1.75E-07
1.83	2.79E-08	2.22E-11	2.37E-11	3.04E-11	3.29E-11	4.44E-11	3.32E-08	4.22E-08	5.00E-08	5.56E-08	8.82E-08
2.04	1.46E-08	8.86E-12	9.35E-12	1.20E-11	1.30E-11	1.70E-11	1.76E-08	2.20E-08	2.59E-08	2.91E-08	4.63E-08
2.55	3.39E-09	1.12E-12	1.17E-12	1.51E-12	1.61E-12	2.00E-12	4.23E-09	5.10E-09	6.00E-09	6.82E-09	1.07E-08
3.06	9.37E-10	1.86E-13	1.91E-13	2.45E-13	2.61E-13	3.10E-13	1.21E-09	1.40E-09	1.70E-09	1.90E-09	2.89E-09
3.57	2.94E-10	3.73E-14	3.79E-14	4.86E-14	5.16E-14	5.92E-14	3.92E-10	4.40E-10	5.47E-10	6.04E-10	8.90E-10

第1.2.1.d-8表 全CDFの不確かさと地震特有のシーケンスの不確かさによる比の確認

不確かさ	全CDF	地震特有のシーケンス							
		① 過渡事象+補助給 水失敗 (炉内構造 物等の損傷)	全CDF との比	② 原子炉補助 建屋損傷	全CDF との比	③ 蒸気発生器伝 熱管破損 (複 数本破損)	全CDF との比	④ Excess LOCA	全CDF との比
95%上限値	3.7E-06	9.5E-08	(0.026)	ε	(0.001 未満)	3.2E-08	(0.009)	1.5E-07	(0.041)
平均値	1.0E-06	2.4E-08	(0.023)	ε	(0.001 未満)	6.4E-09	(0.006)	3.2E-08	(0.030)
中央値	4.2E-07	3.2E-10	(0.001 未満)	ε	(0.001 未満)	1.1E-10	(0.001 未満)	5.6E-10	(0.001)
5%下限値	6.2E-09	6.3E-13	(0.001 未満)	ε	(0.001 未満)	4.3E-13	(0.001 未満)	2.0E-12	(0.001 未満)
点推定値	1.0E-06	2.4E-08	(0.023)	ε	—	6.3E-09	(0.006)	3.1E-08	(0.029)
エラーファクタ	24.3	388.7	—	ε	(0.001 未満)	272.8	—	275.7	—

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

ε：1.0E-11未満

第1.2.1.d-9表 相関性を設定した冗長設備の条件付き損傷確率（完全相関の場合）

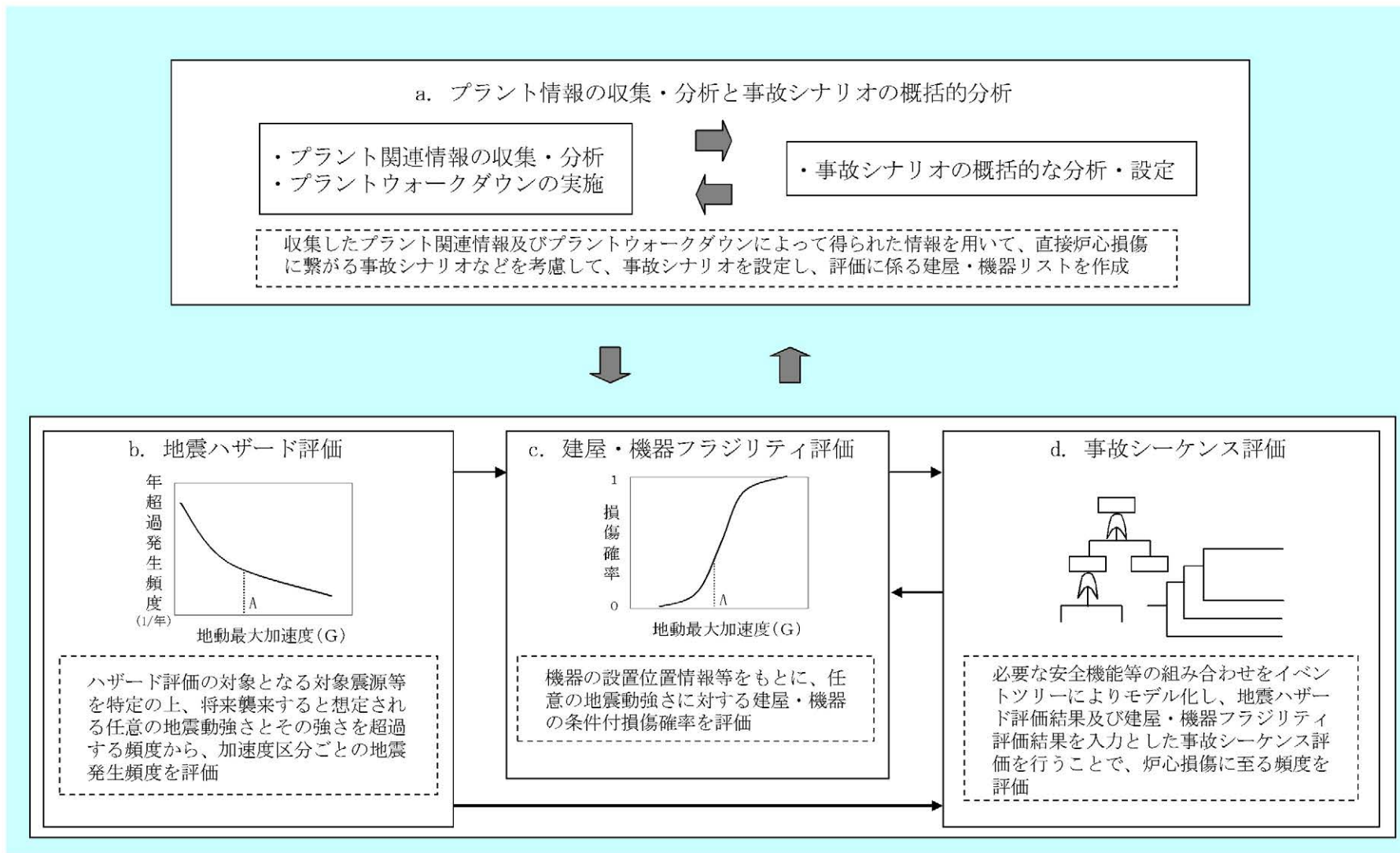
イベントツリー頂上事象	地震評価用機器		加速度 中央値 (G)	β_R	β_U	加速度レベル (G)				
	機器	損傷 モード				0.2~0.4	0.4~0.6	0.6~0.8	0.8~1.0	1.0~1.2
6.6KV AC電源 A/Bトレン	メタルクラッド開閉装置 (冗長2基 完全相関)	機能損傷	1.68	0.15	0.23	-	7.53E-06	6.96E-04	1.05E-02	5.71E-02
6.6KV AC電源 A/Bトレン	ディーゼル発電機 (発電機、内燃機関、保護継電装置を含む) (冗長2基 完全相関)	機能損傷	1.30	0.14	0.19	4.07E-09	4.22E-05	4.15E-03	5.32E-02	2.22E-01
	ディーゼル発電機室逆止ダンパ (冗長2基 完全相関)	機能損傷	1.59	0.20	0.19	4.40E-09	1.87E-05	1.39E-03	1.76E-02	8.44E-02
安全注入信号 A/Bトレン	ΔP トランスミッタ (加圧器) (冗長2基 完全相関)	機能損傷	1.59	0.15	0.23	3.66E-09	1.74E-05	1.33E-03	1.72E-02	8.34E-02
電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室逆止ダンパ (冗長2基 完全相関)	機能損傷	1.12	0.20	0.19	3.20E-06	1.64E-03	3.79E-02	1.93E-01	4.49E-01
制御用空気系	制御用空気圧縮機室逆止ダンパ (冗長2基 完全相関)	機能損傷	1.12	0.20	0.19	3.20E-06	1.64E-03	3.79E-02	1.93E-01	4.49E-01
主蒸気安全弁	主蒸気安全弁 (冗長3基 完全相関)	機能損傷	0.66	0.22	0.21	3.93E-03	1.40E-01	5.23E-01	8.19E-01	9.45E-01

第1.2.1.d-10表 相関性を設定した冗長設備の条件付き損傷確率（独立の場合）

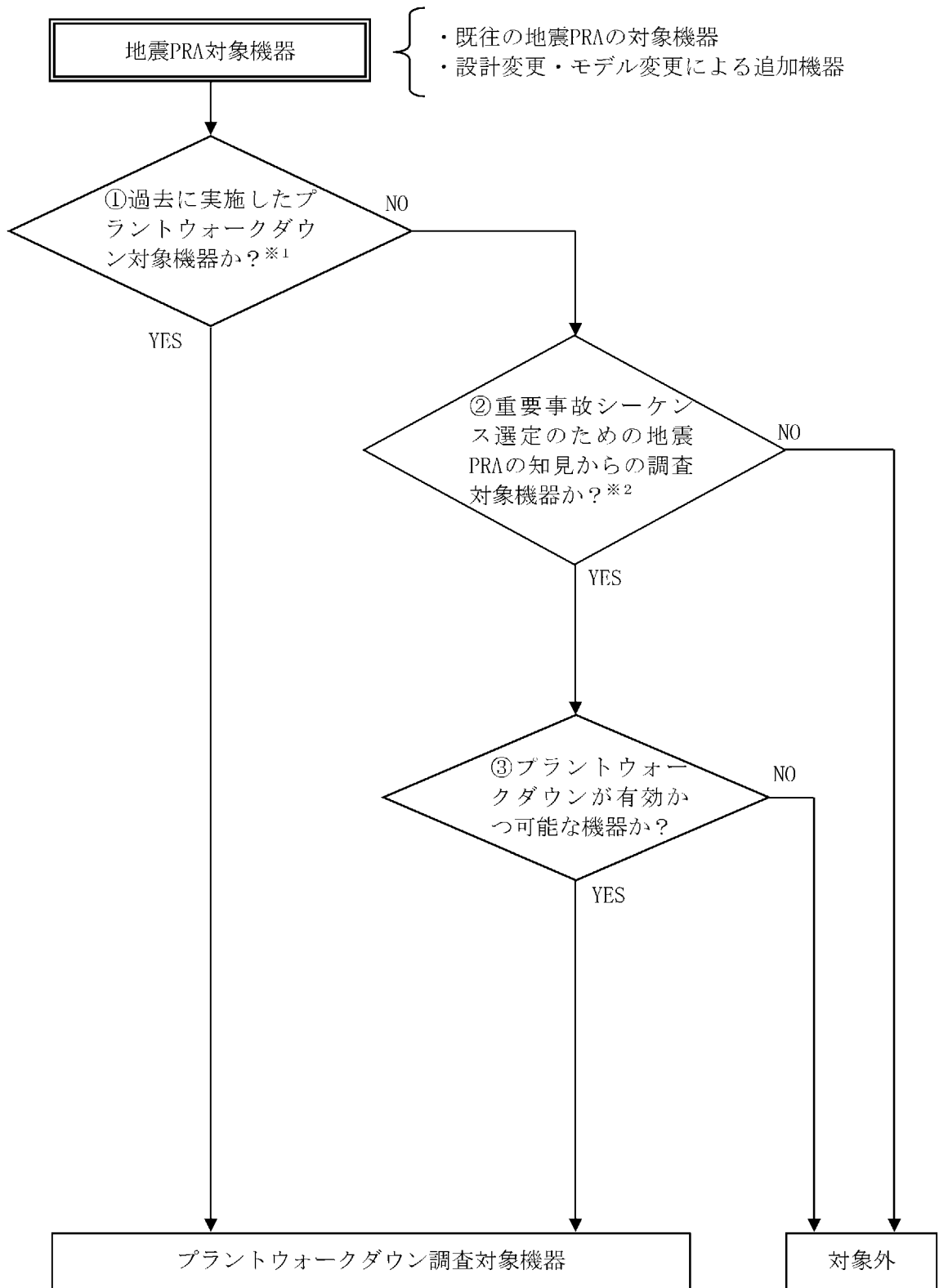
イベントツリー頂上事象	地震評価用機器		加速度 中央値 (G)	β_R	β_U	加速度レベル (G)					
	影響緩和系	機器				損傷 モード	0.2~0.4	0.4~0.6	0.6~0.8	0.8~1.0	1.0~1.2
6.6KV AC電源 A/Bトレン		メタルクラッド開閉装置 (冗長2基 独立)	機能損傷	1.68	0.15	0.23	-	5.67E-11	4.84E-07	1.10E-04	3.26E-03
6.6KV AC電源 A/Bトレン		ディーゼル発電機 (発電機、内燃機関、保護継電装置を含む) (冗長2基 独立)	機能損傷	1.30	0.14	0.19	1.66E-17	1.78E-09	1.72E-05	2.83E-03	4.93E-02
		ディーゼル発電機室逆止ダンパ (冗長2基 独立)	機能損傷	1.59	0.20	0.19	1.94E-17	3.50E-10	1.93E-06	3.10E-04	7.12E-03
安全注入信号 A/Bトレン		ΔP トランスミッタ (加圧器) (冗長2基 独立)	機能損傷	1.59	0.15	0.23	1.34E-17	3.03E-10	1.77E-06	2.96E-04	6.96E-03
電動補助給水ポンプ		電動補助給水ポンプ室逆止ダンパ (冗長2基 独立)	機能損傷	1.12	0.20	0.19	1.02E-11	2.69E-06	1.44E-03	3.72E-02	2.02E-01
制御用空気系		制御用空気圧縮機室逆止ダンパ (冗長2基 独立)	機能損傷	1.12	0.20	0.19	1.02E-11	2.69E-06	1.44E-03	3.72E-02	2.02E-01
主蒸気安全弁		主蒸気安全弁 (冗長3基 独立)	機能損傷	0.66	0.22	0.21	6.07E-08	2.74E-03	1.43E-01	5.49E-01	8.44E-01

第1.2.1.d-11表 感度解析結果

加速度区分	ベースケース		感度解析	
	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)
区分1 (0.2G~0.4G)	9.3E-08	9	9.3E-08	16
区分2 (0.4G~0.6G)	6.1E-08	6	5.3E-08	9
区分3 (0.6G~0.8G)	2.0E-07	19	7.1E-08	13
区分4 (0.8G~1.0G)	4.0E-07	38	1.5E-07	26
区分5 (1.0G~1.2G)	2.9E-07	28	2.0E-07	36
全炉心損傷頻度	1.0E-06	100	5.7E-07	100



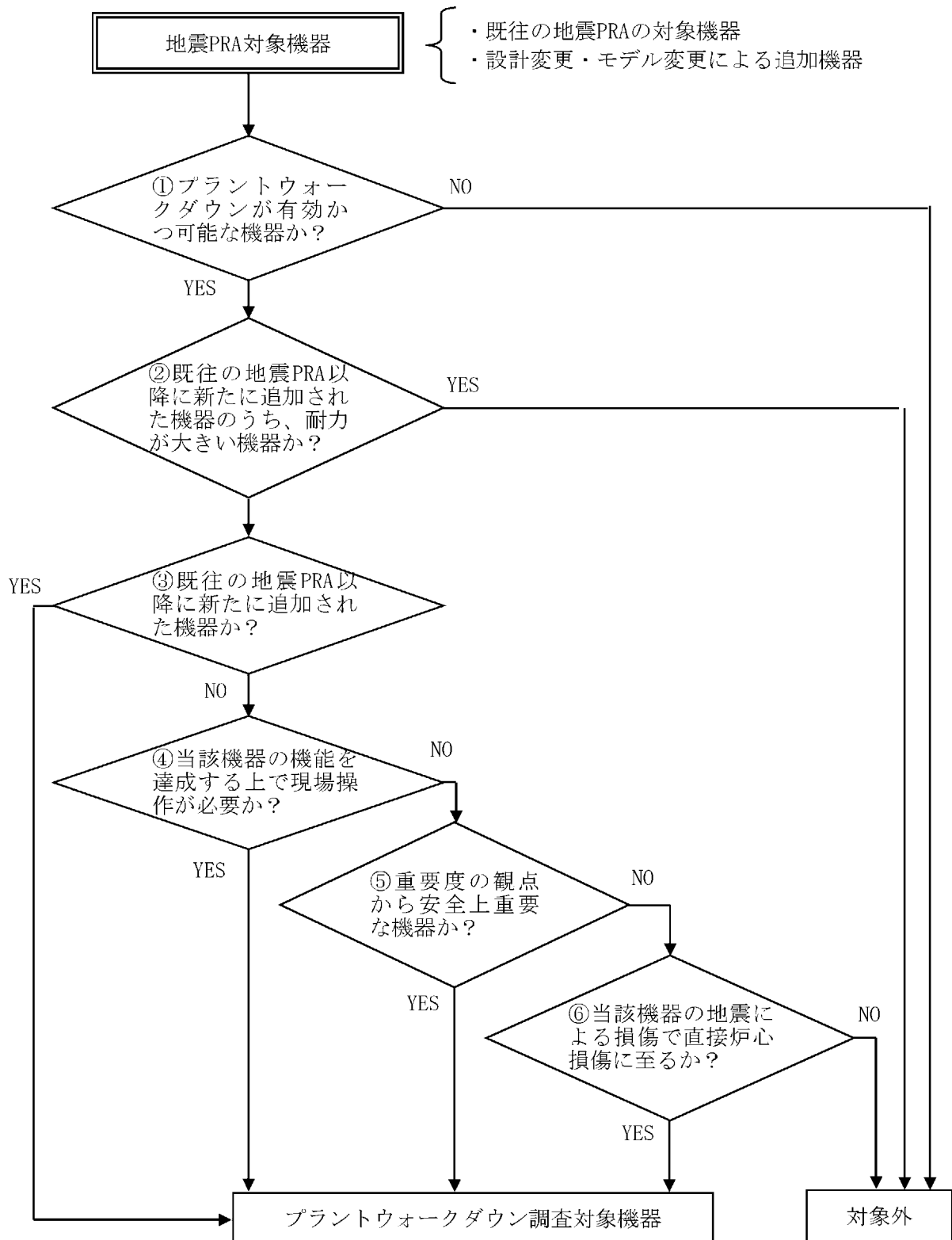
第1.2.1-1図 地震PRAの評価フロー



※1：次ページ参照。

※2：耐震クラスB、C（安全補機開閉器室空調系ファン、空調用冷水ポンプ等）であるが、安全上重要な設備のサポート系として選定。

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



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

A) 耐震安全性の確認

対象機器本体の評価

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

アンカーボルト評価

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

二次的影響について

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

二次的影響についての気づき事項を記載

.

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

第1.2.1. a-2図 プラントウォークダウン結果例 (2 / 5)

B) リカバリー操作の確認

アクセス性

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

現場操作性

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

C) モデル化の前提条件の確認

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

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

第1.2.1. a-2図 プラントウォークダウン結果例 (3 / 5)



リレー室直流分電盤 (トレンA)



リレー室直流分電盤 (トレンA)

第1.2.1. a-2図 プラントウォークダウン結果例 (4 / 5)

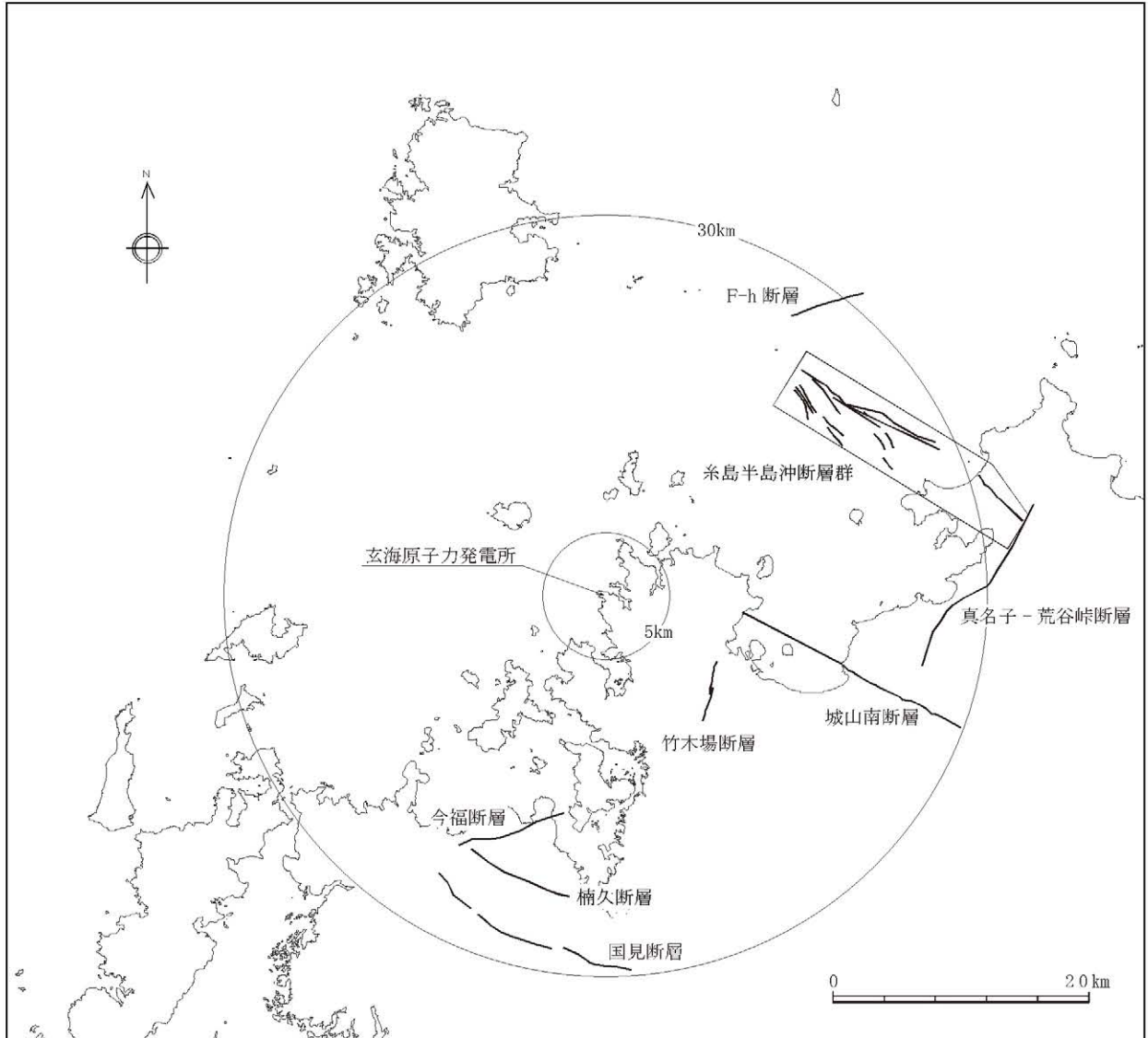


リレー室直流分電盤（トレンA）

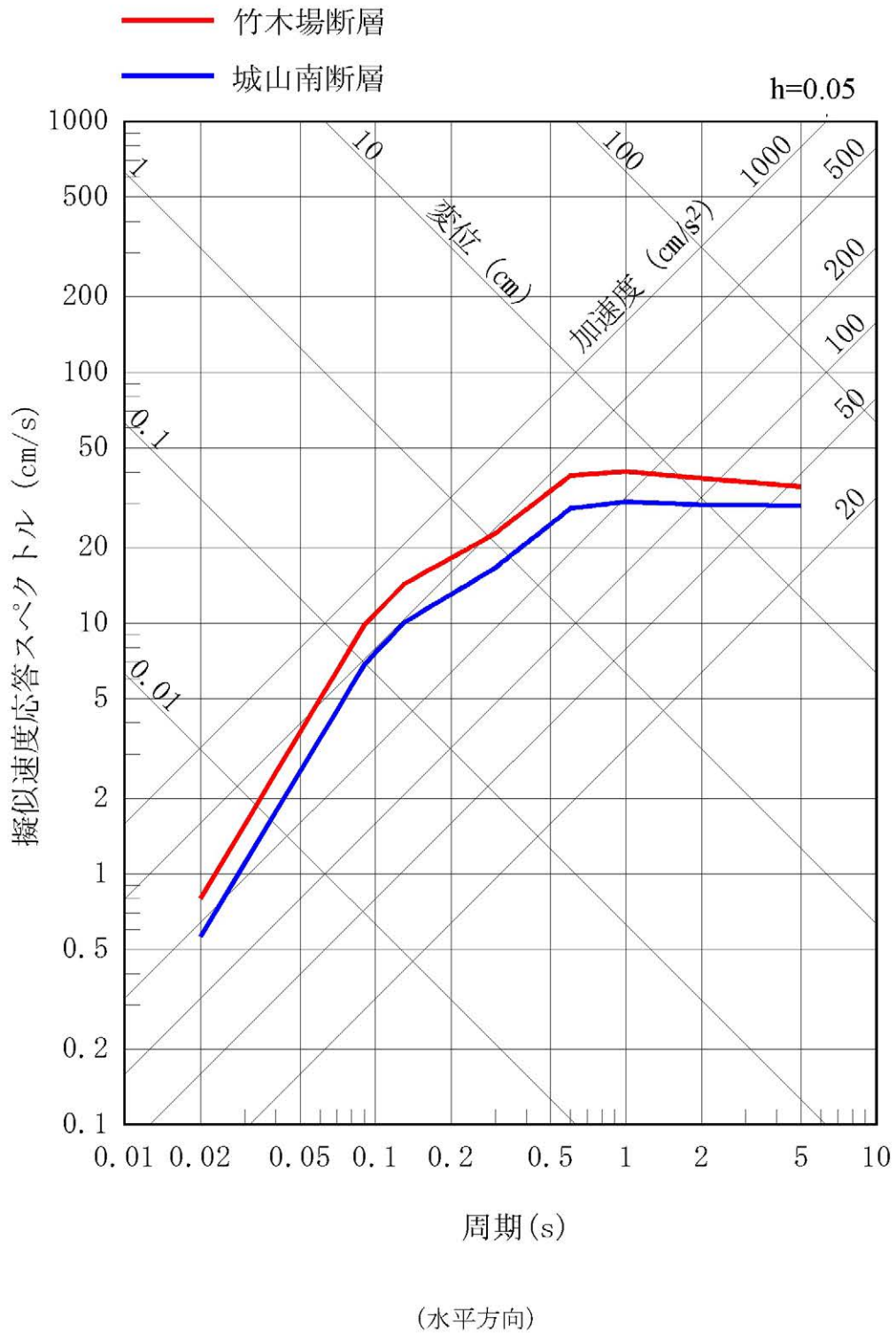


リレー室直流分電盤（トレンA）

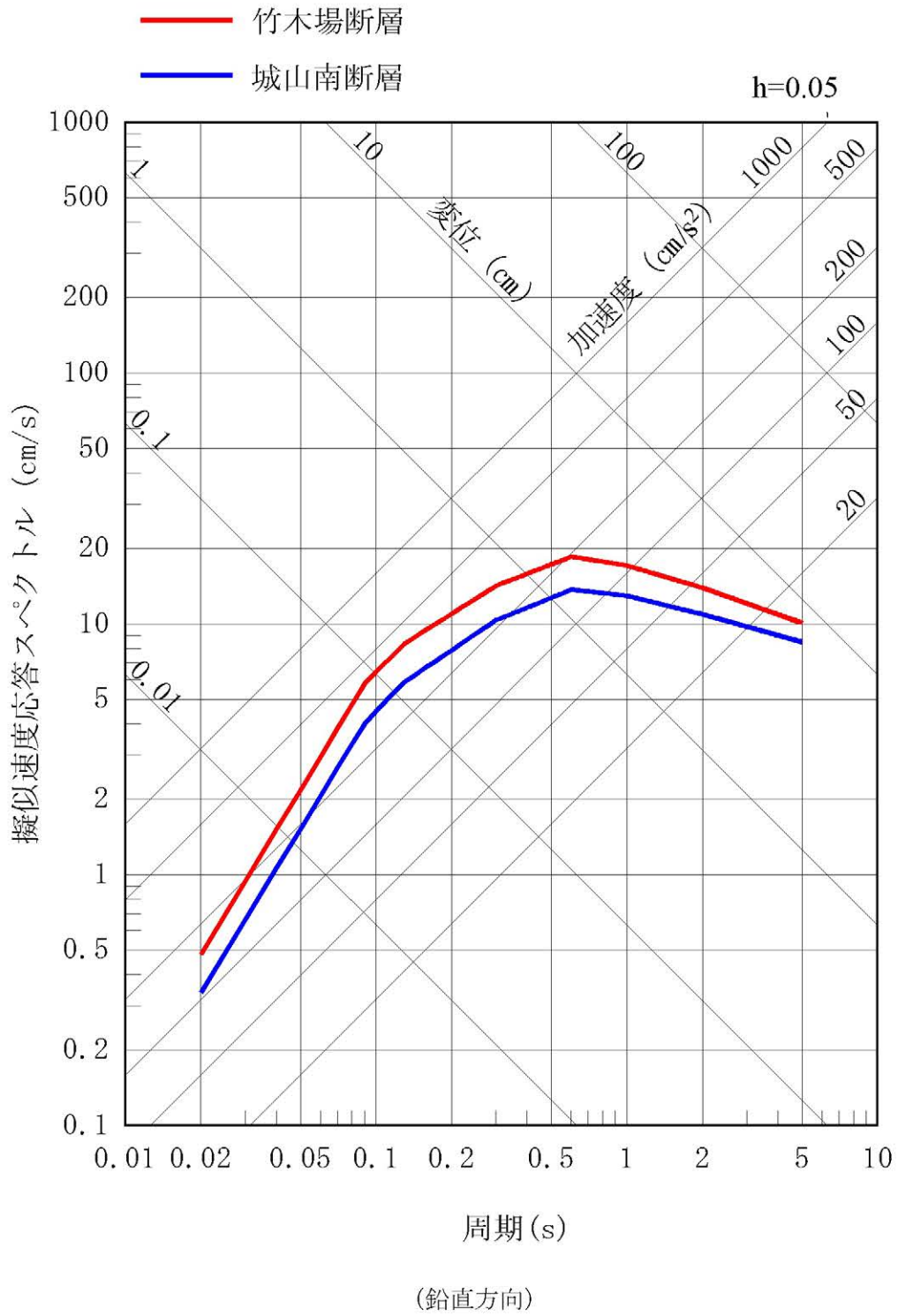
第1.2.1. a-2図 プラントウォークダウン結果例（5 / 5）



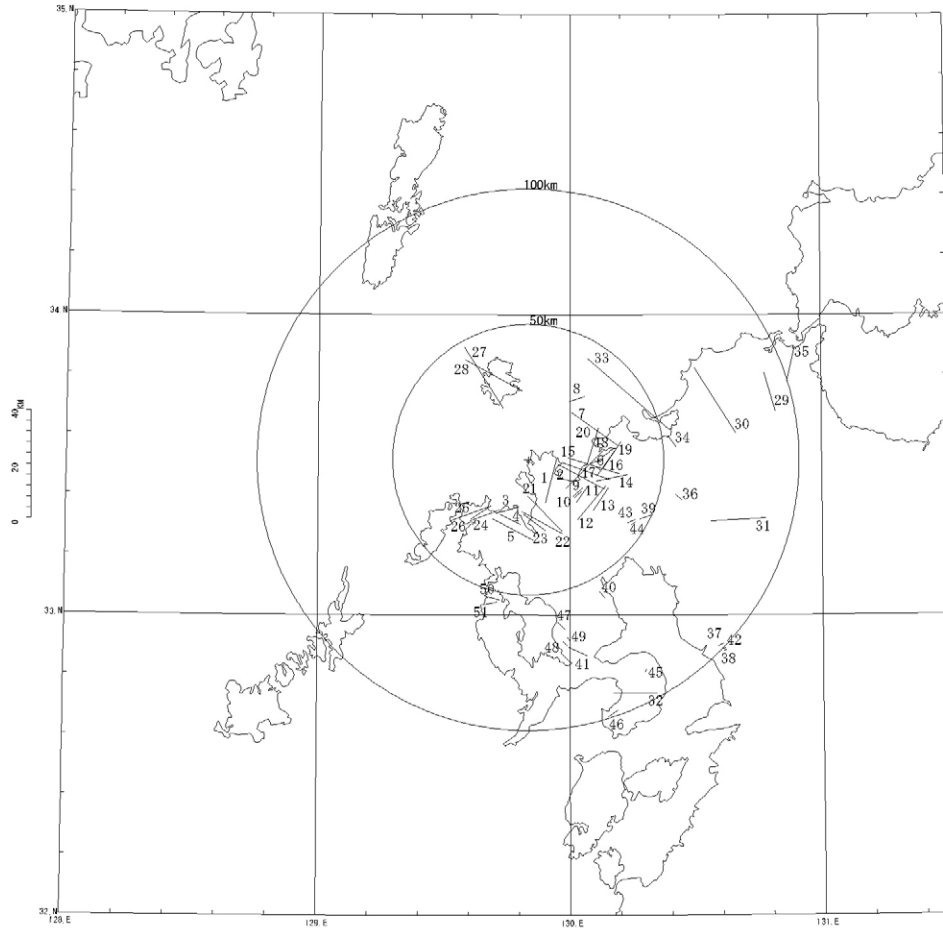
第1.2.1. b-1図 敷地周辺の主な活断層



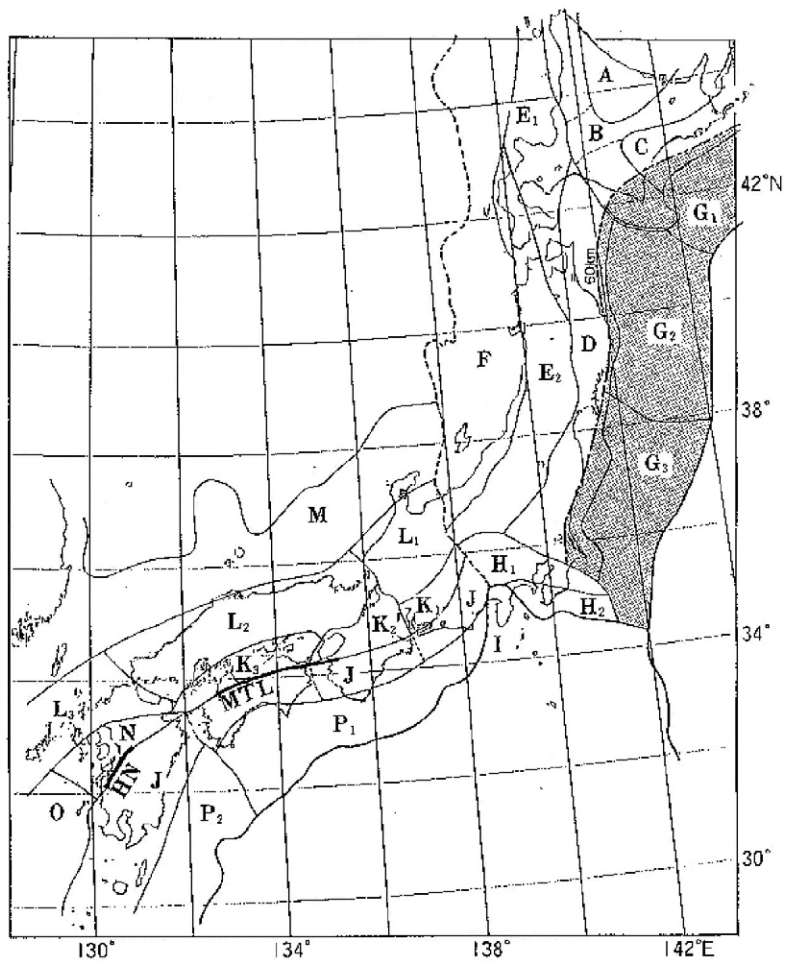
第1.2.1. b-2図 主要な活断層の応答スペクトル (1 / 2)



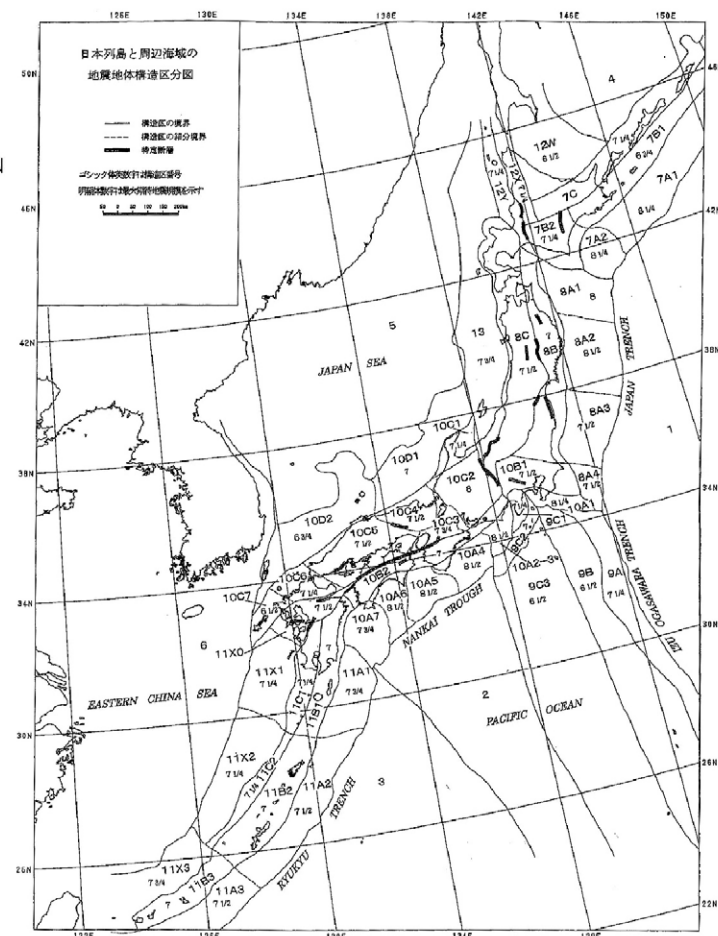
第1.2.1. b-2図 主要な活断層の応答スペクトル (2 / 2)



第1.2.1.b-3図 その他の活断層

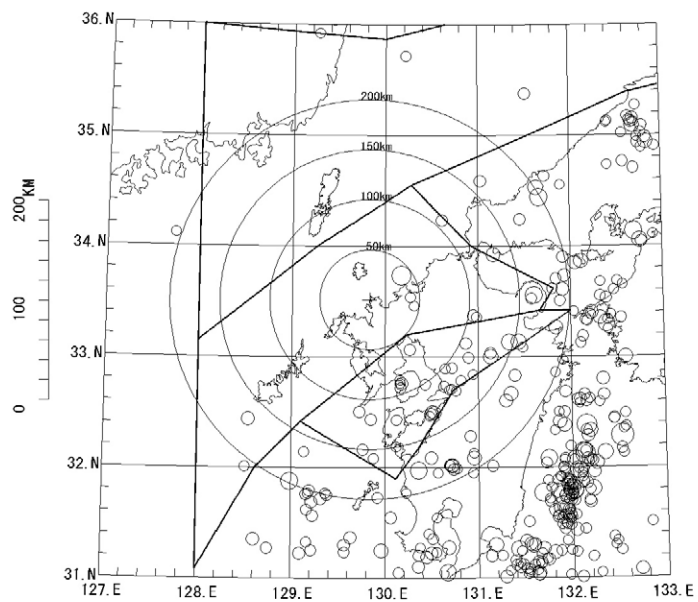


萩原 (1991) の地震地体構造区分

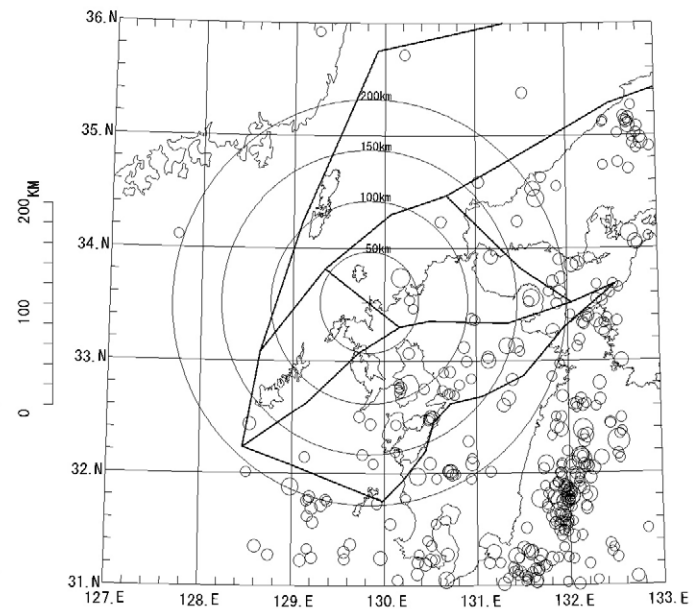


垣見ほか (2003) の地震地体構造区分

第1. 2. 1. b-4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



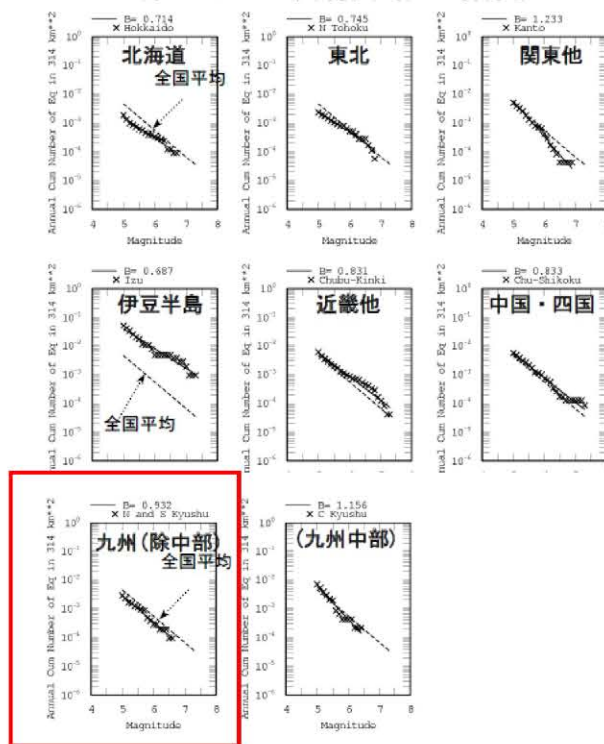
垣見ほか (2003) の地震地体構造区分

※200km以浅で発生したM5.0以上の地震(1926年~2008年12月)

第1.2.1. b-5図 領域のモデル化及び地震の震央分布



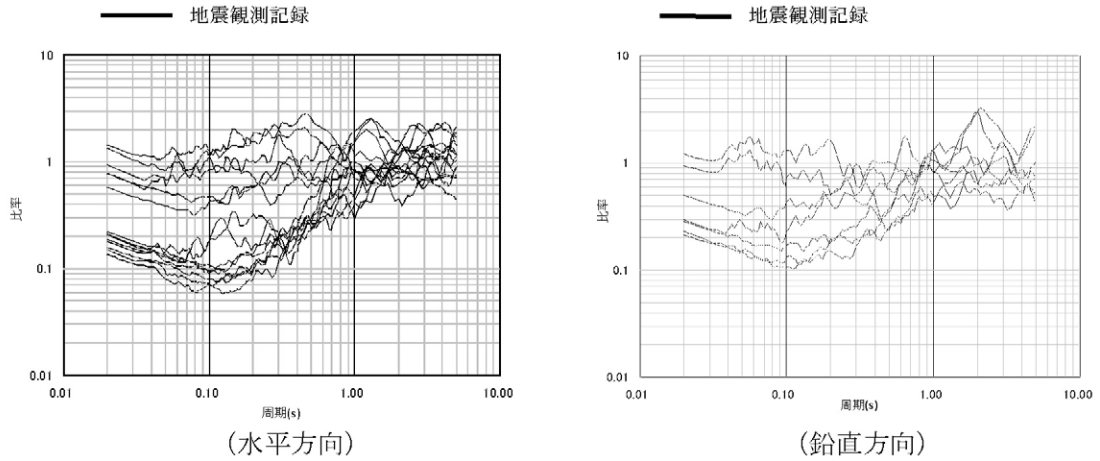
日本列島の地域分割 (8地域)



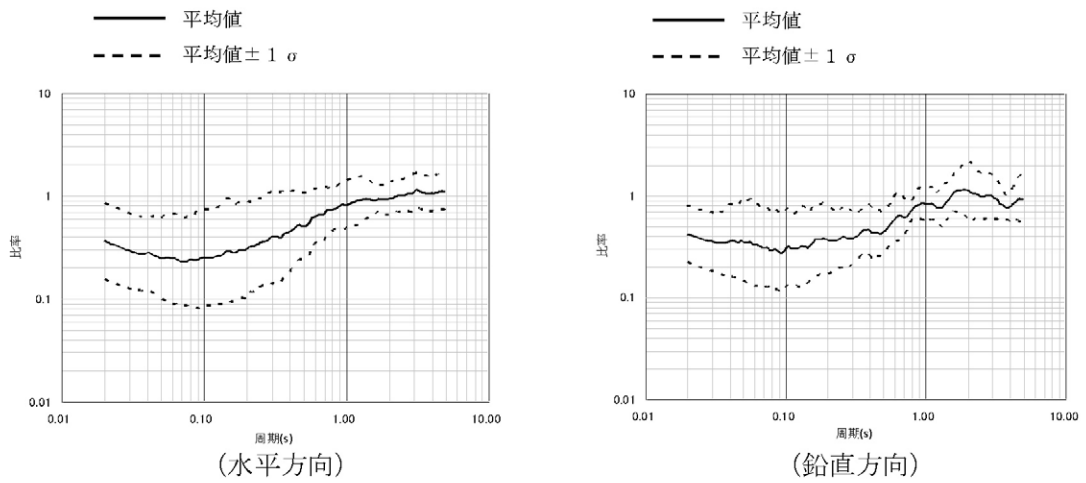
各地域の地震規模別発生頻度

参考：震源を特定しにくい地震による地震動の検討に関する報告書（平成16年度）
平成17年6月 独立行政法人原子力安全基盤機構 に加筆

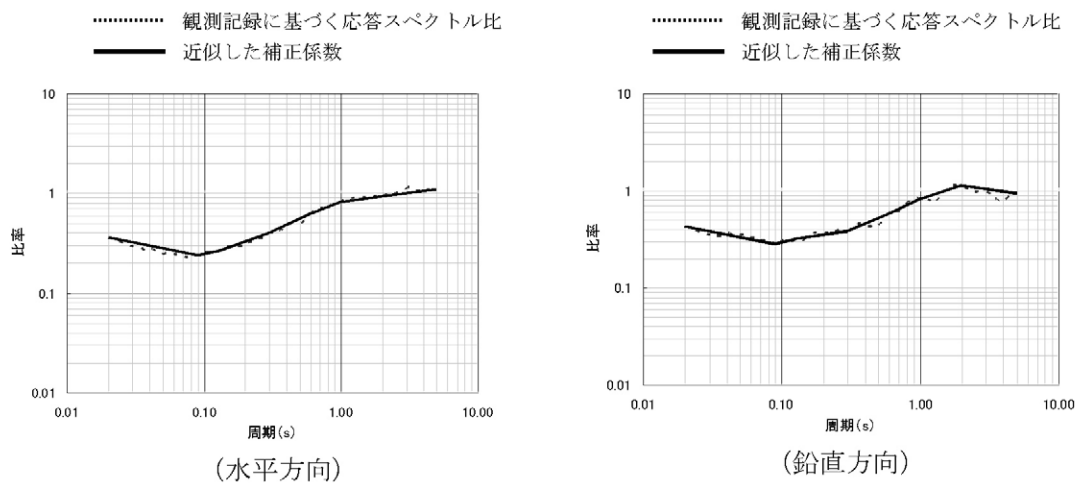
第1.2.1.b-6図 地域ごとの地震規模別発生頻度の評価



(a) 各観測記録の残差スペクトル

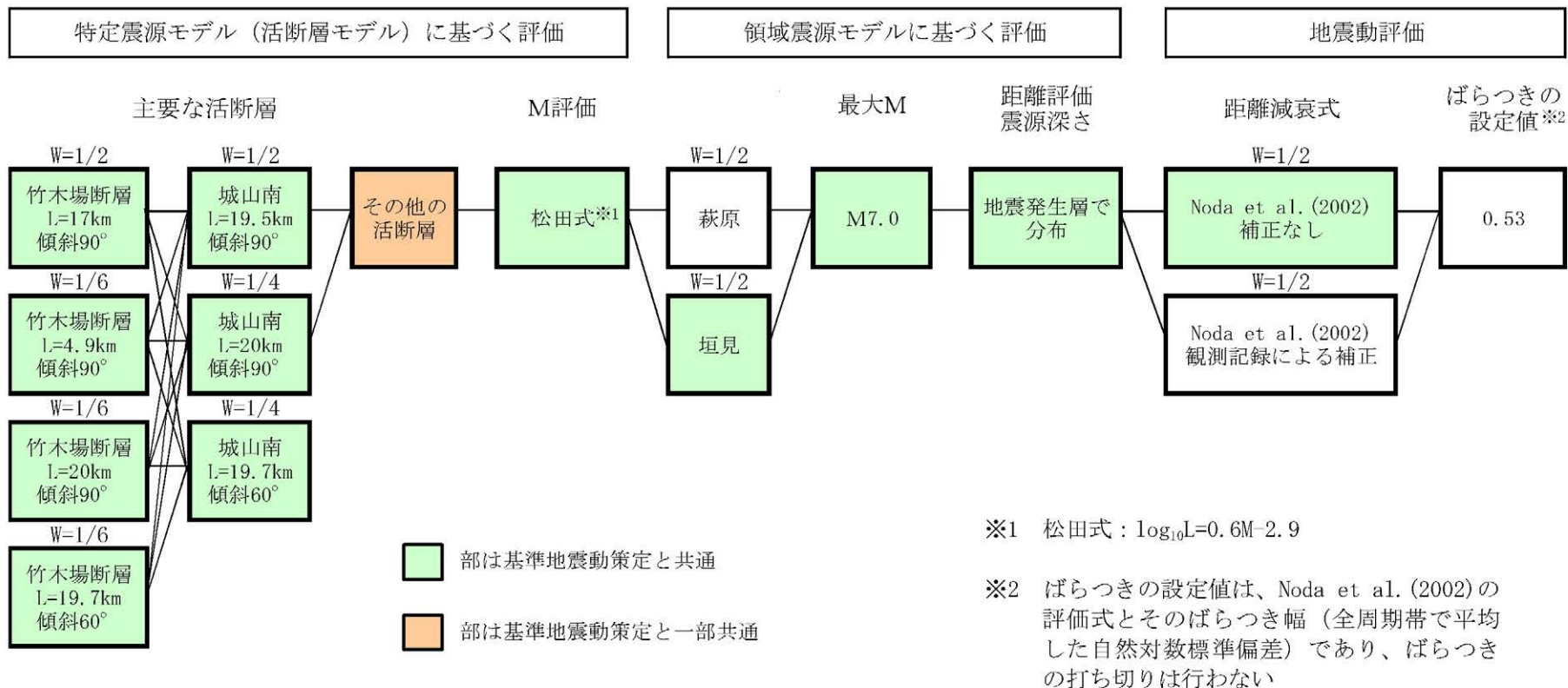


(b) 残差スペクトルの平均と標準偏差

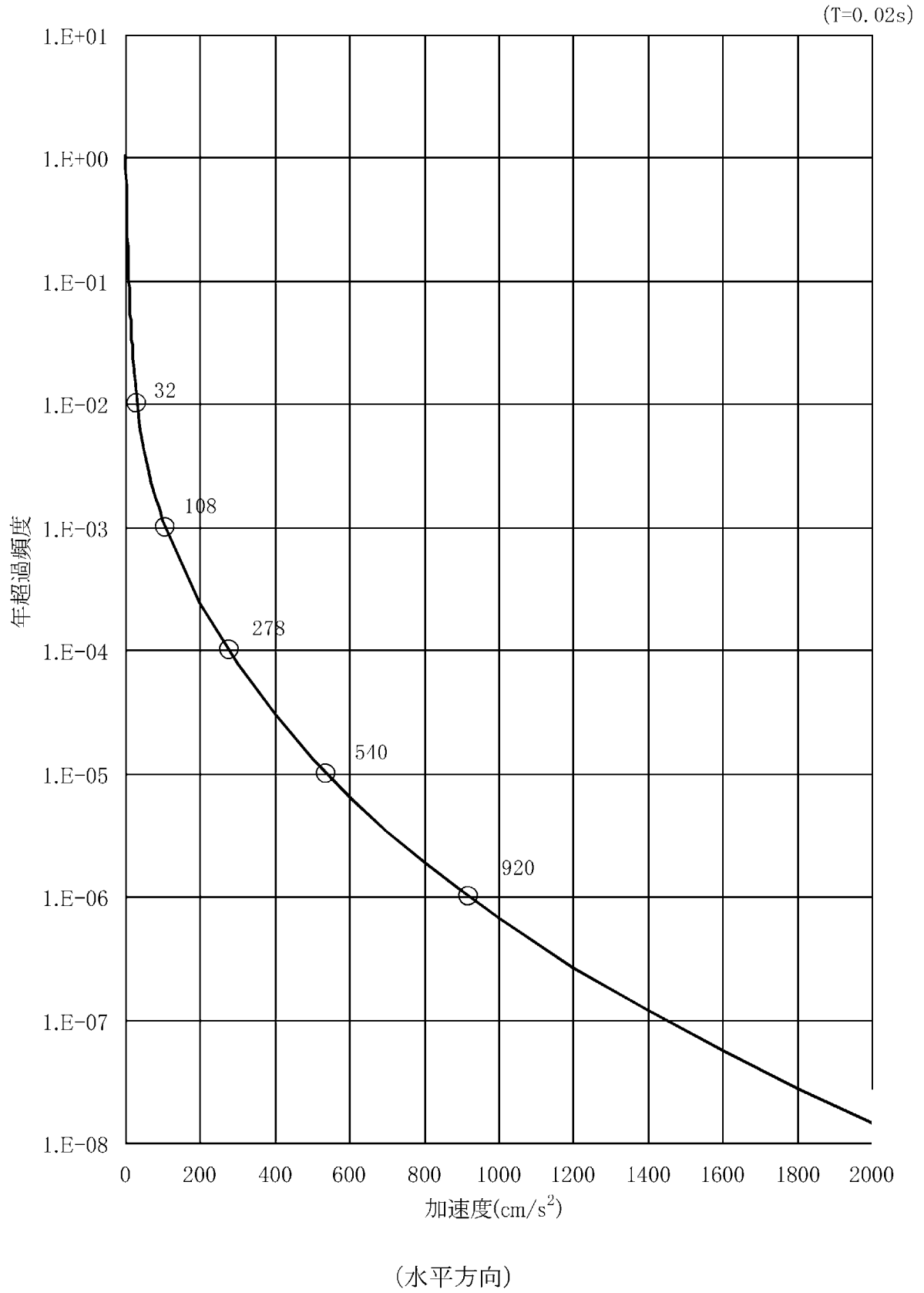


(c) 補正係数の設定

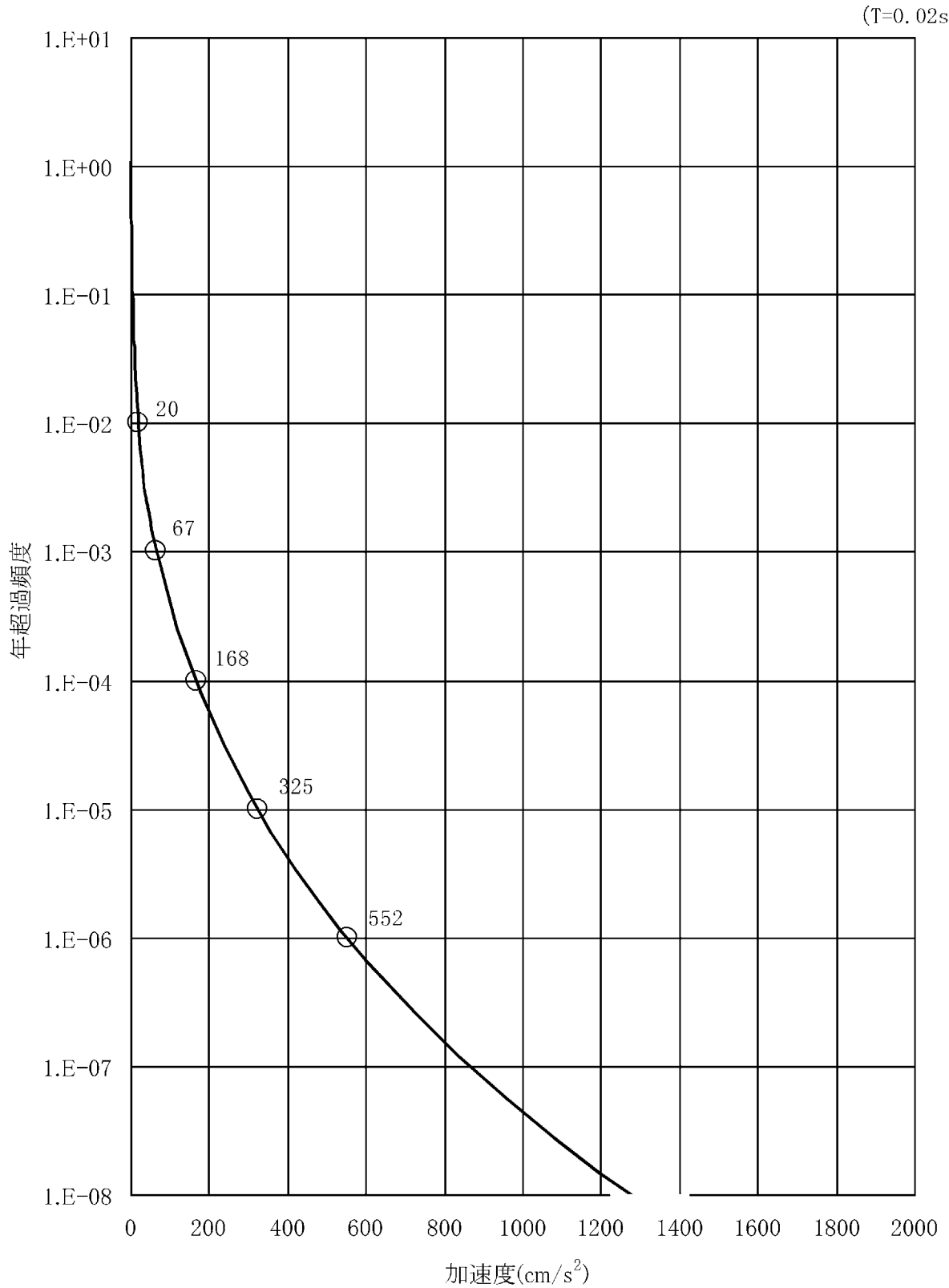
第1.2.1.b-7図 観測記録による補正



第1.2.1.b-8図 設定したロジックツリー

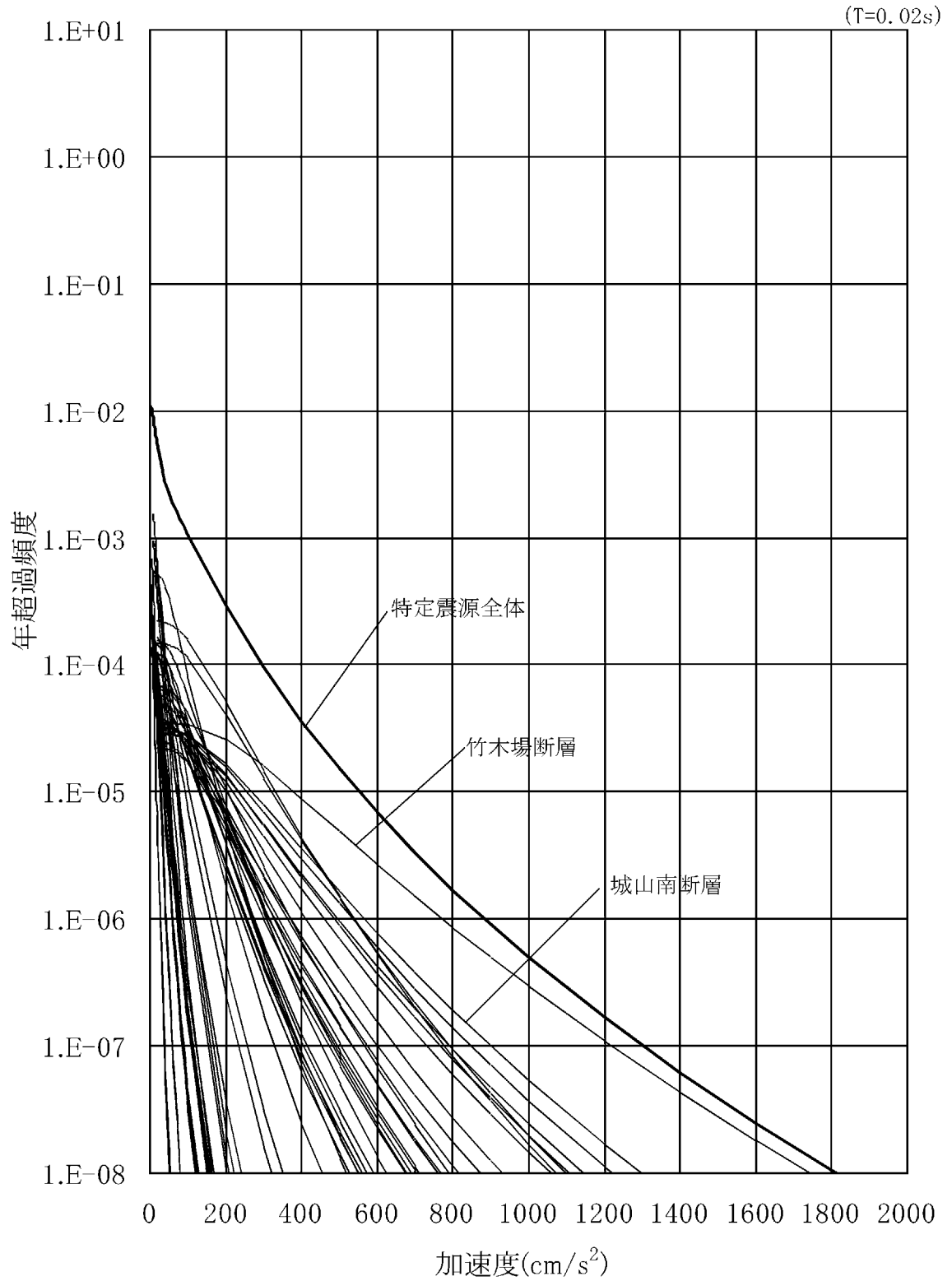


第1.2.1.b-9図 平均地震ハザード曲線 (1 / 2)

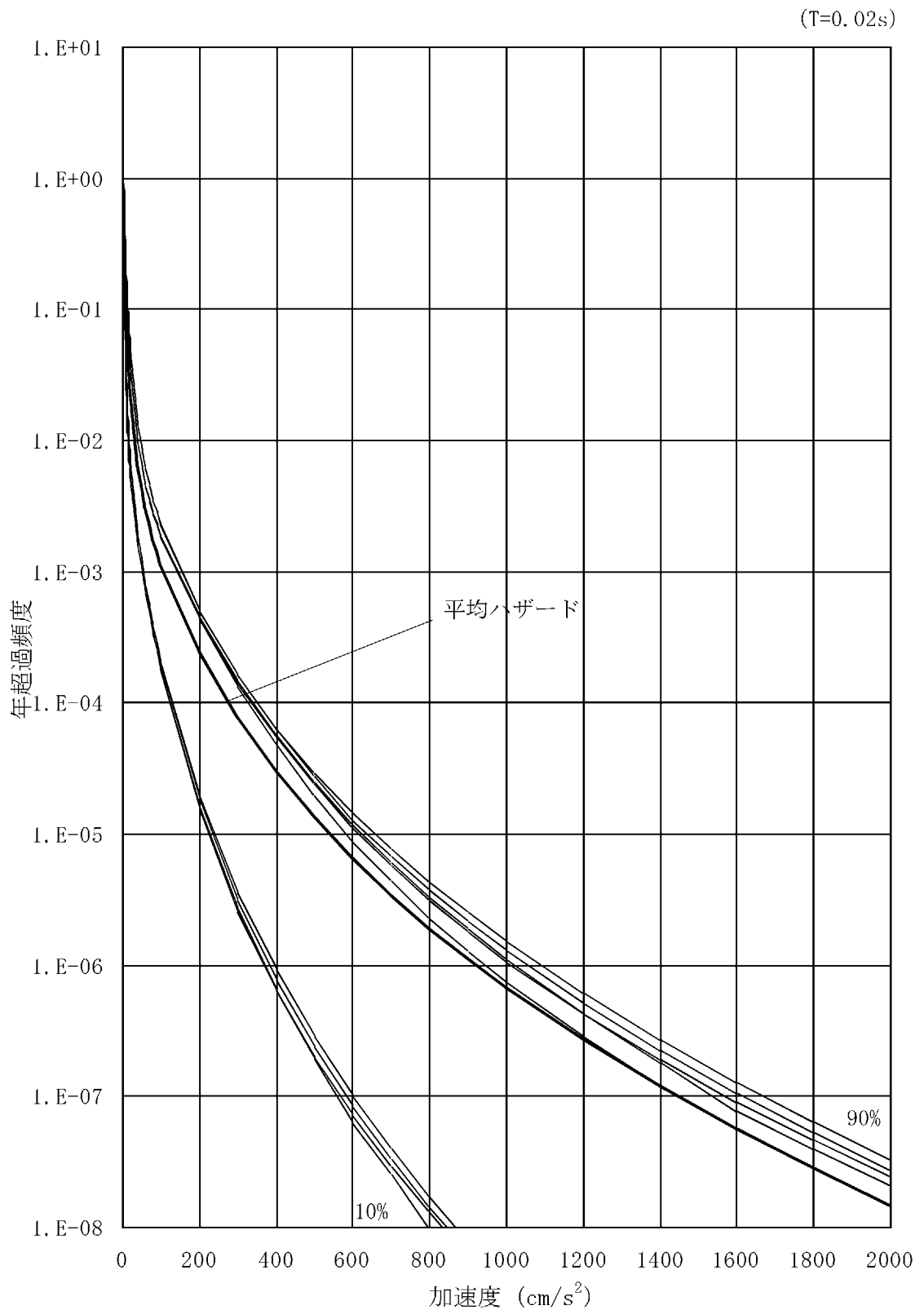


(鉛直方向)

第1.2.1.b-9図 平均地震ハザード曲線 (2 / 2)

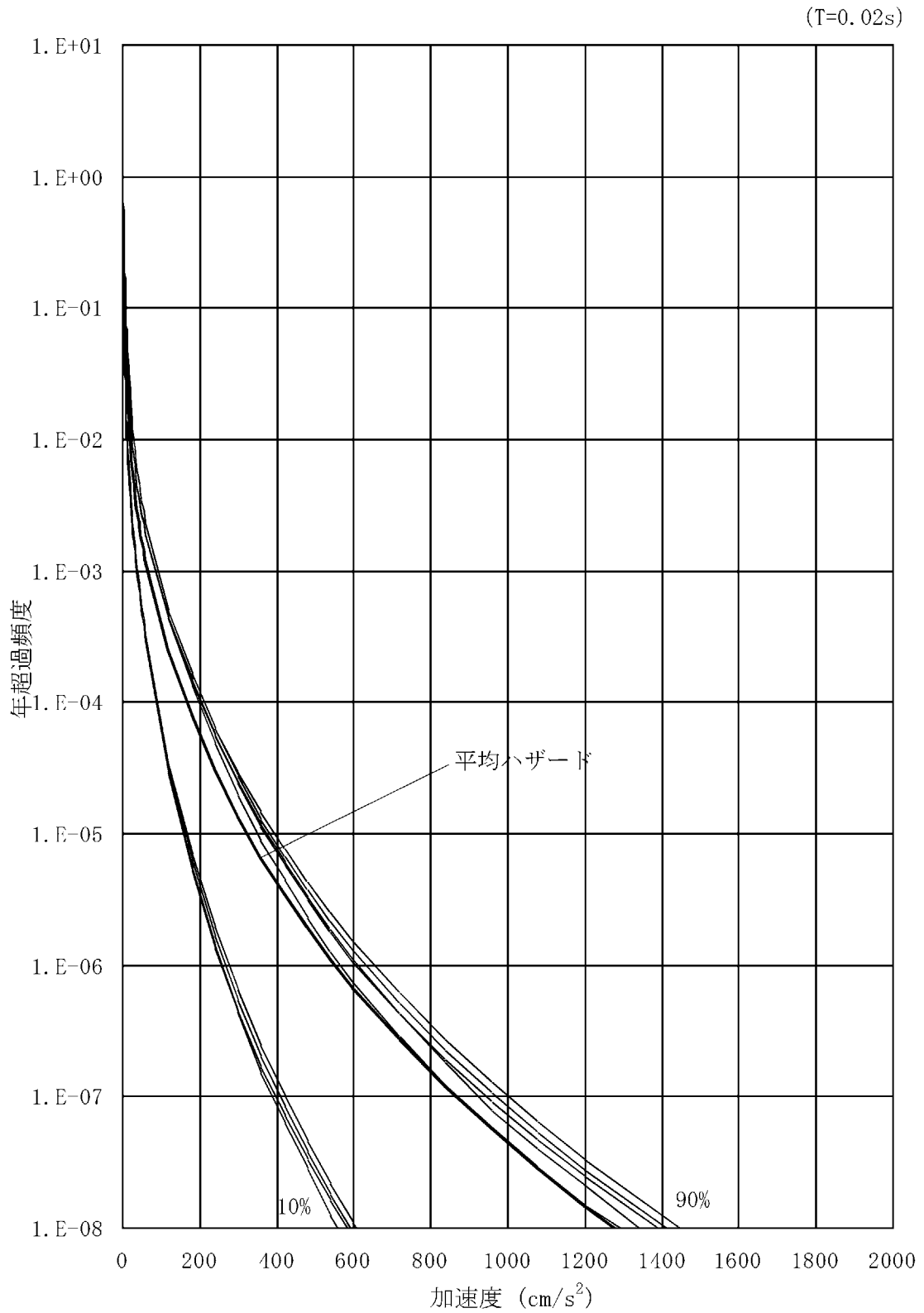


第1.2.1.b-10図 特定震源モデルによる確率論的地震ハザードの内訳



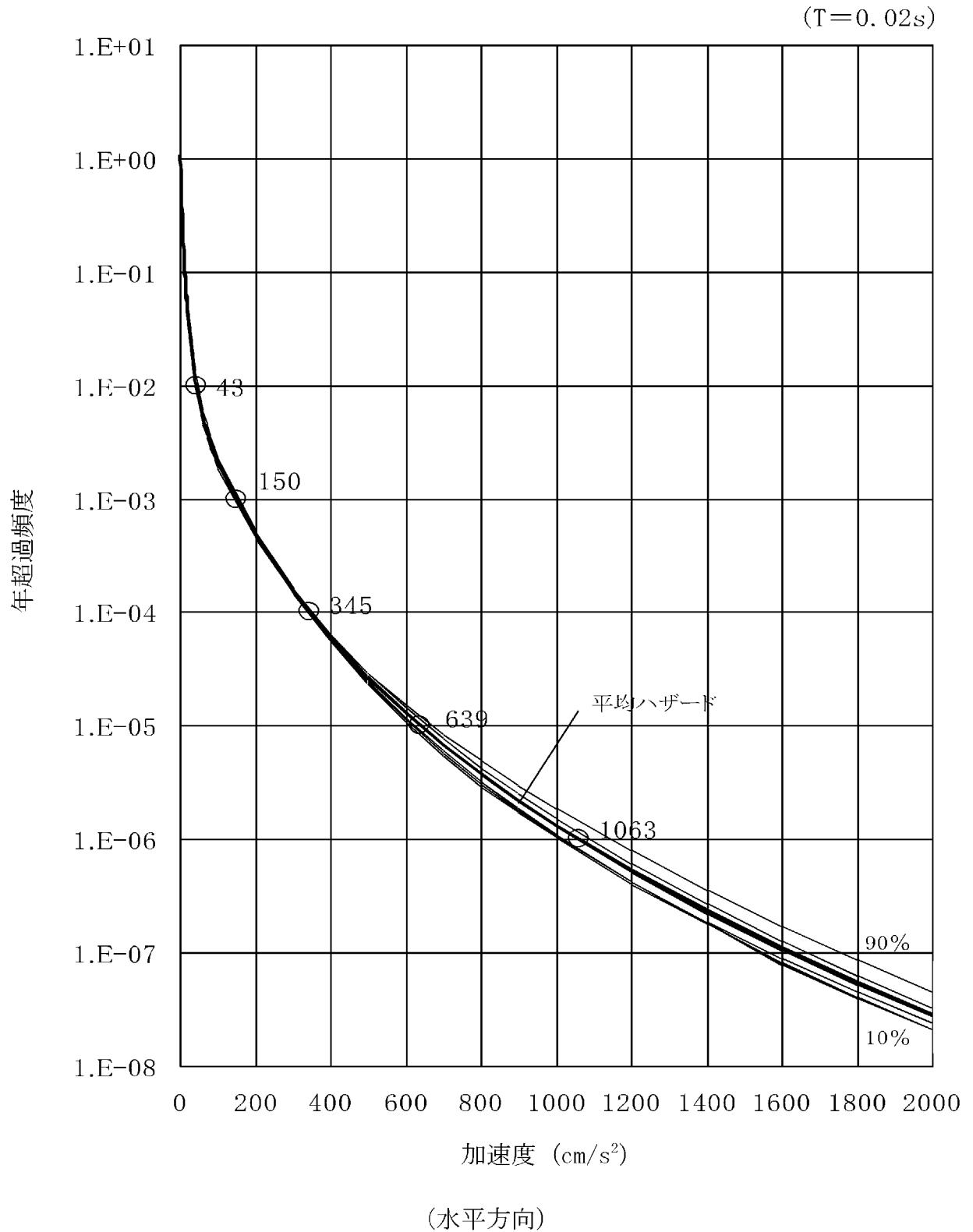
(水平方向)

第1.2.1.b-11図 フラクタイル地震ハザード曲線 (1 / 2)

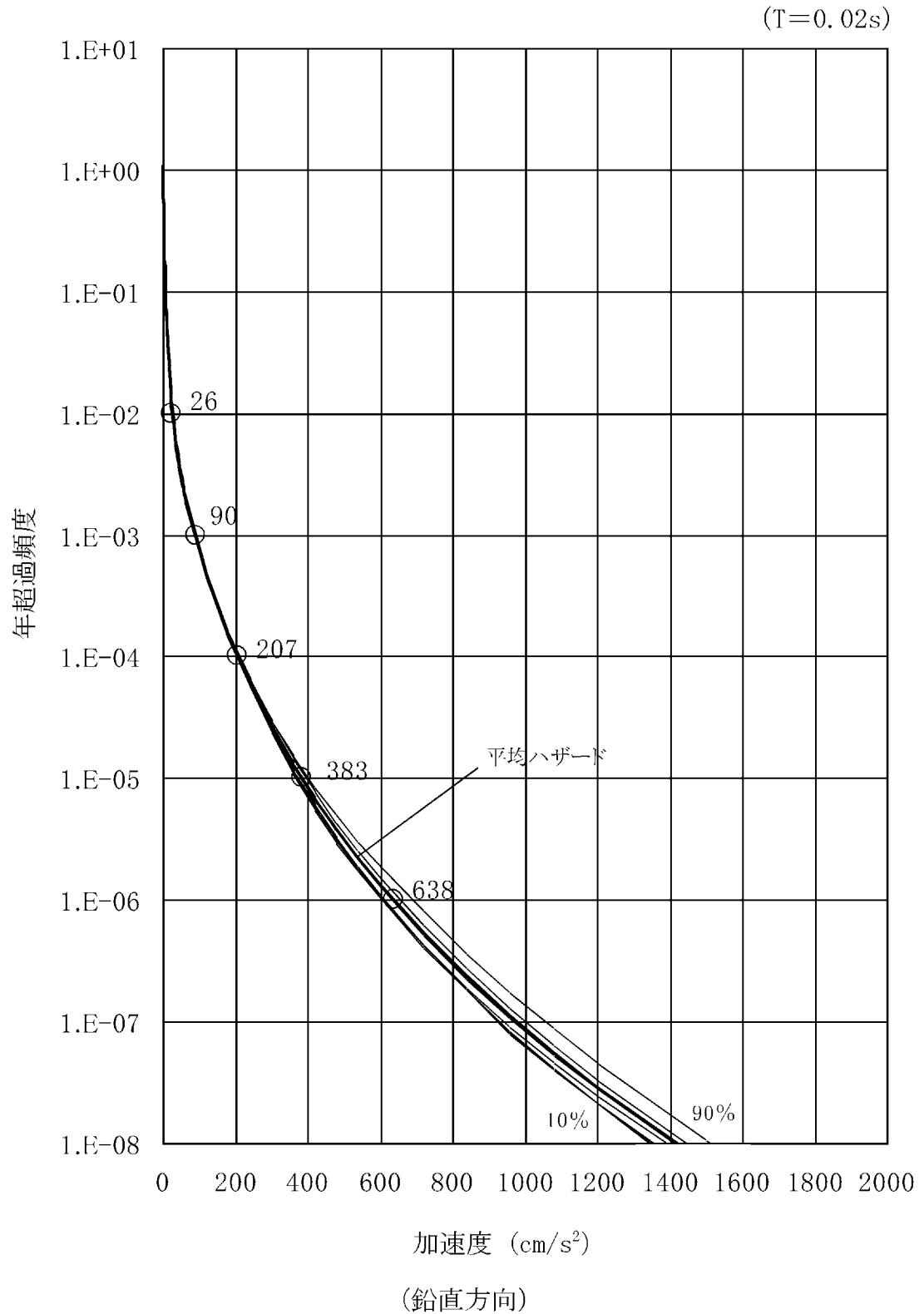


(鉛直方向)

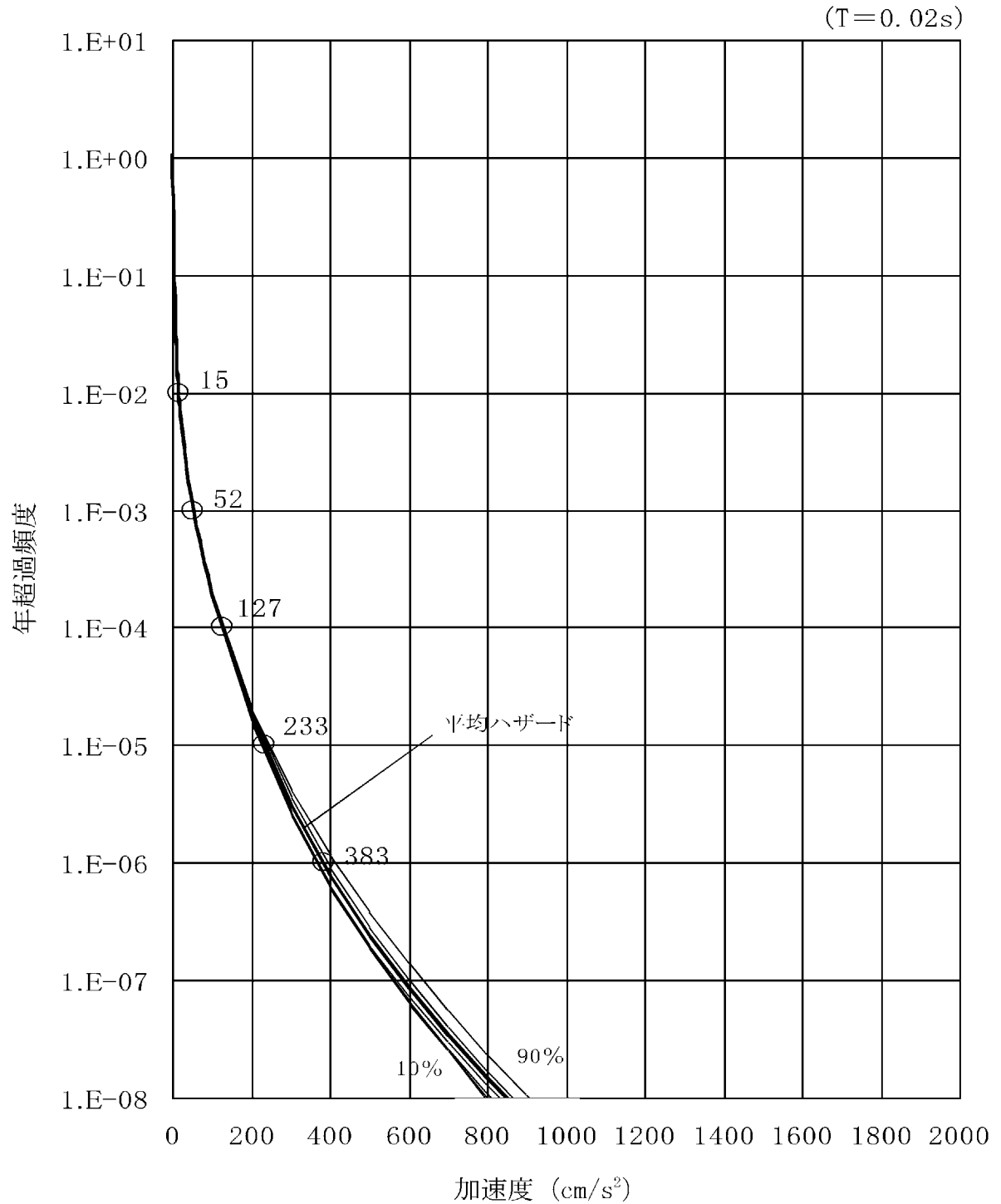
第1.2.1.b-11図 フラクタイル地震ハザード曲線 (2 / 2)



第1.2.1.b-12図 玄海原子力発電所のフラクタイルハザード
距離減衰式の補正なし (1 / 2)

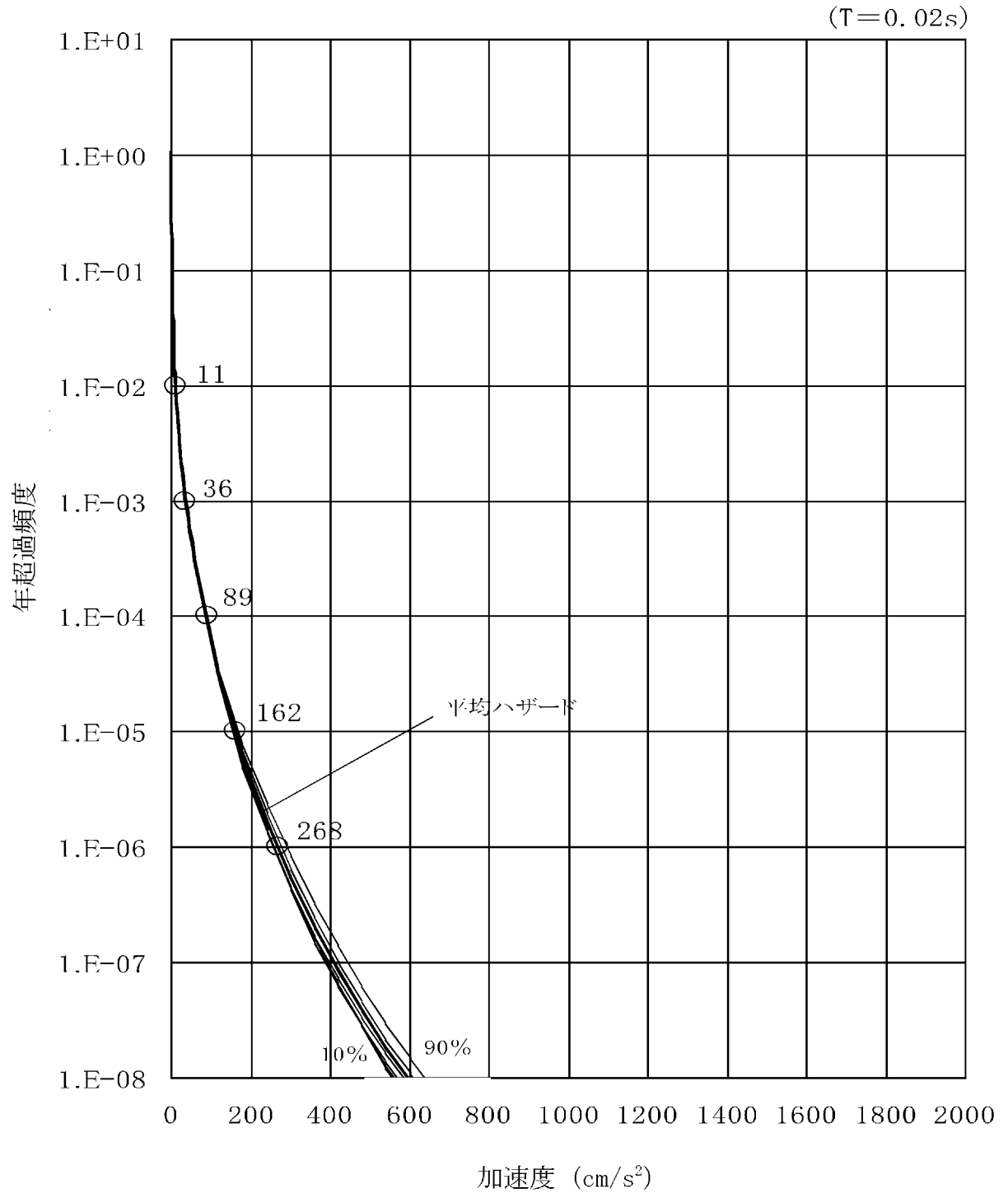


第1.2.1.b-12図 玄海原子力発電所のフラクタイルハザード
距離減衰式の補正なし (2 / 2)



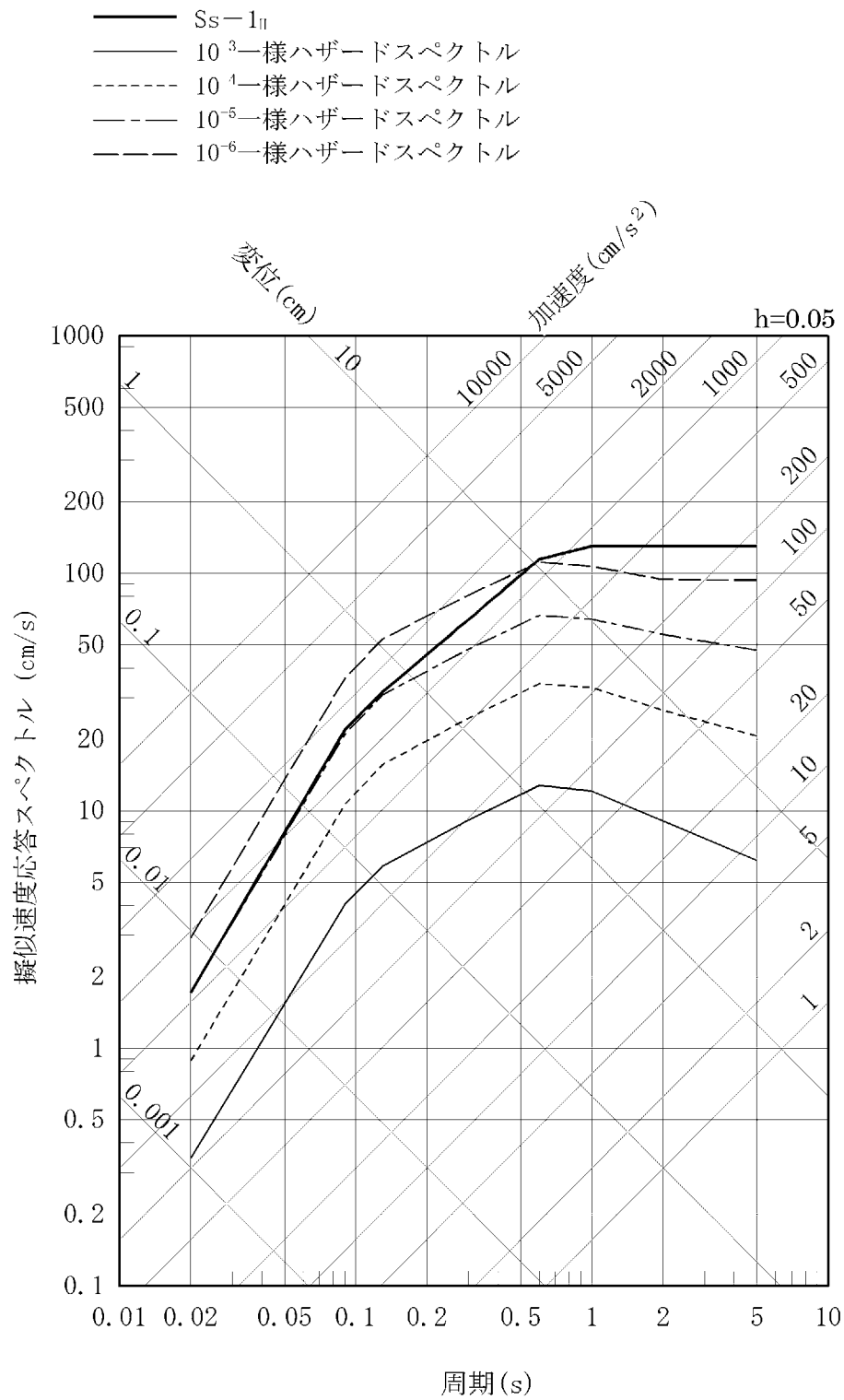
(水平方向)

第1.2.1.b-13図 玄海原子力発電所のフラクタイルハザード
距離減衰式の補正あり (1 / 2)



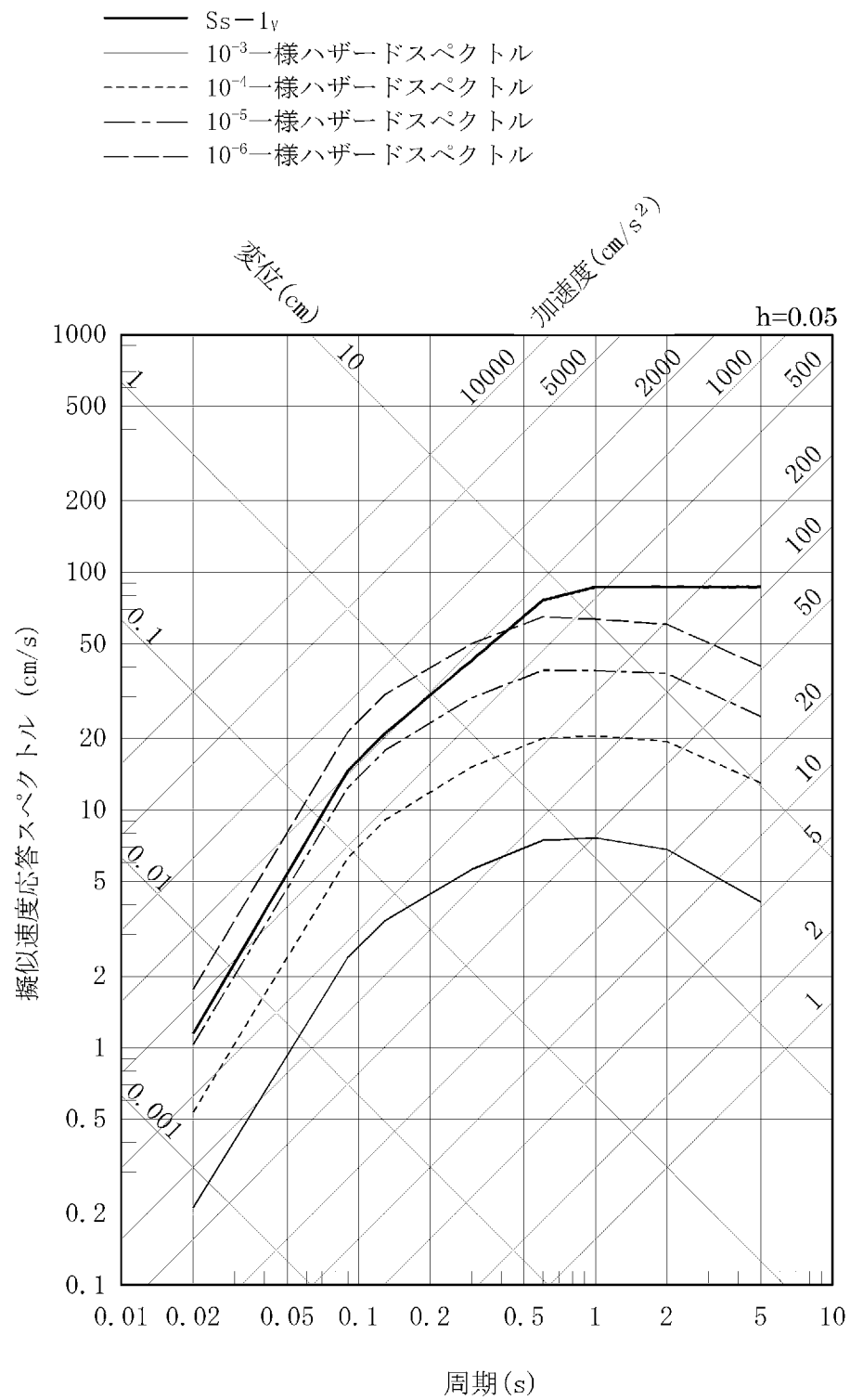
(鉛直方向)

第1.2.1.b-13図 玄海原子力発電所のフラクタイルハザード
距離減衰式の補正あり (2 / 2)



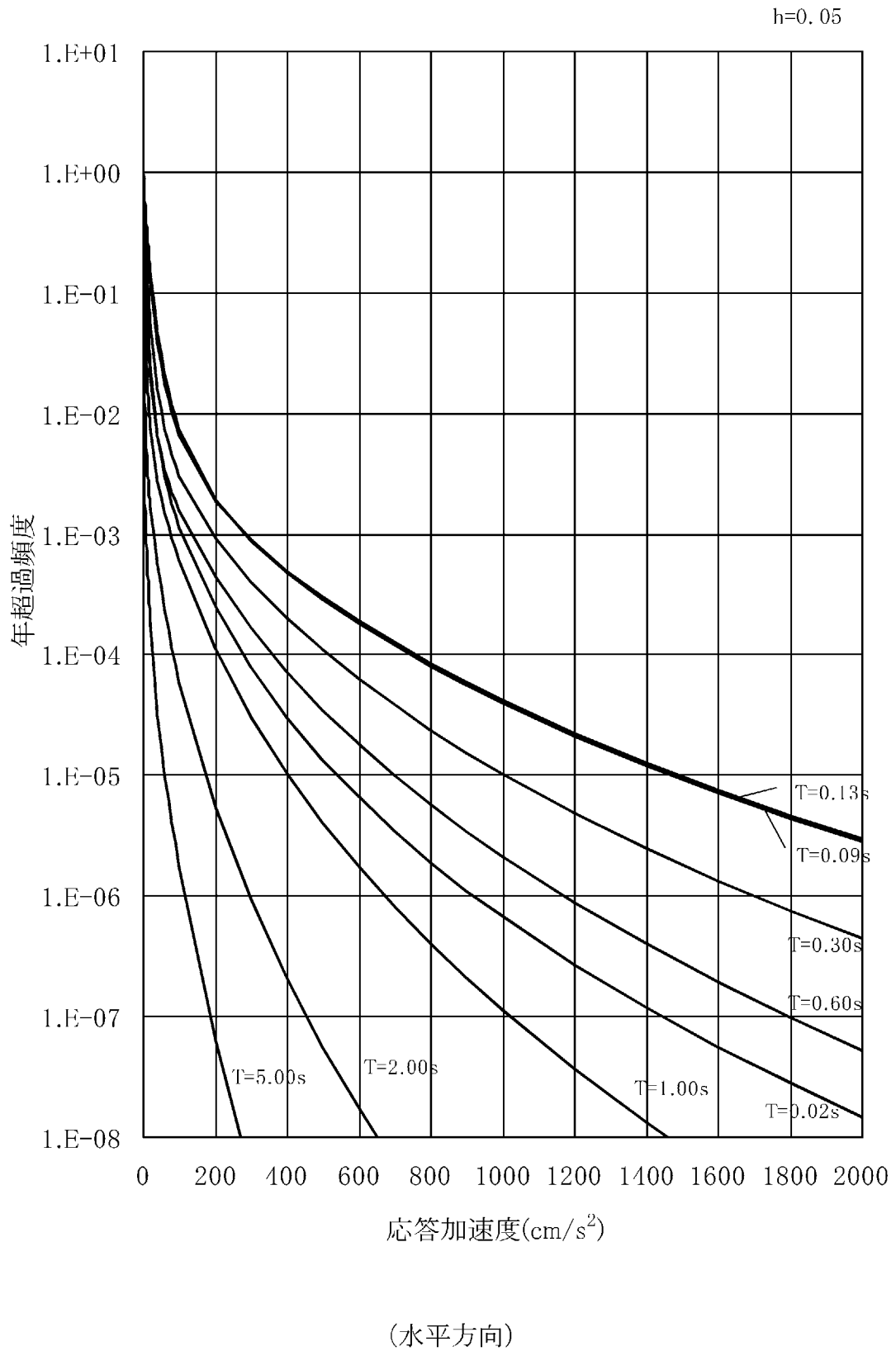
(水平方向)

第1.2.1. b-14図 一様ハザードスペクトルと基準地震動の
 応答スペクトルの比較 (1 / 2)

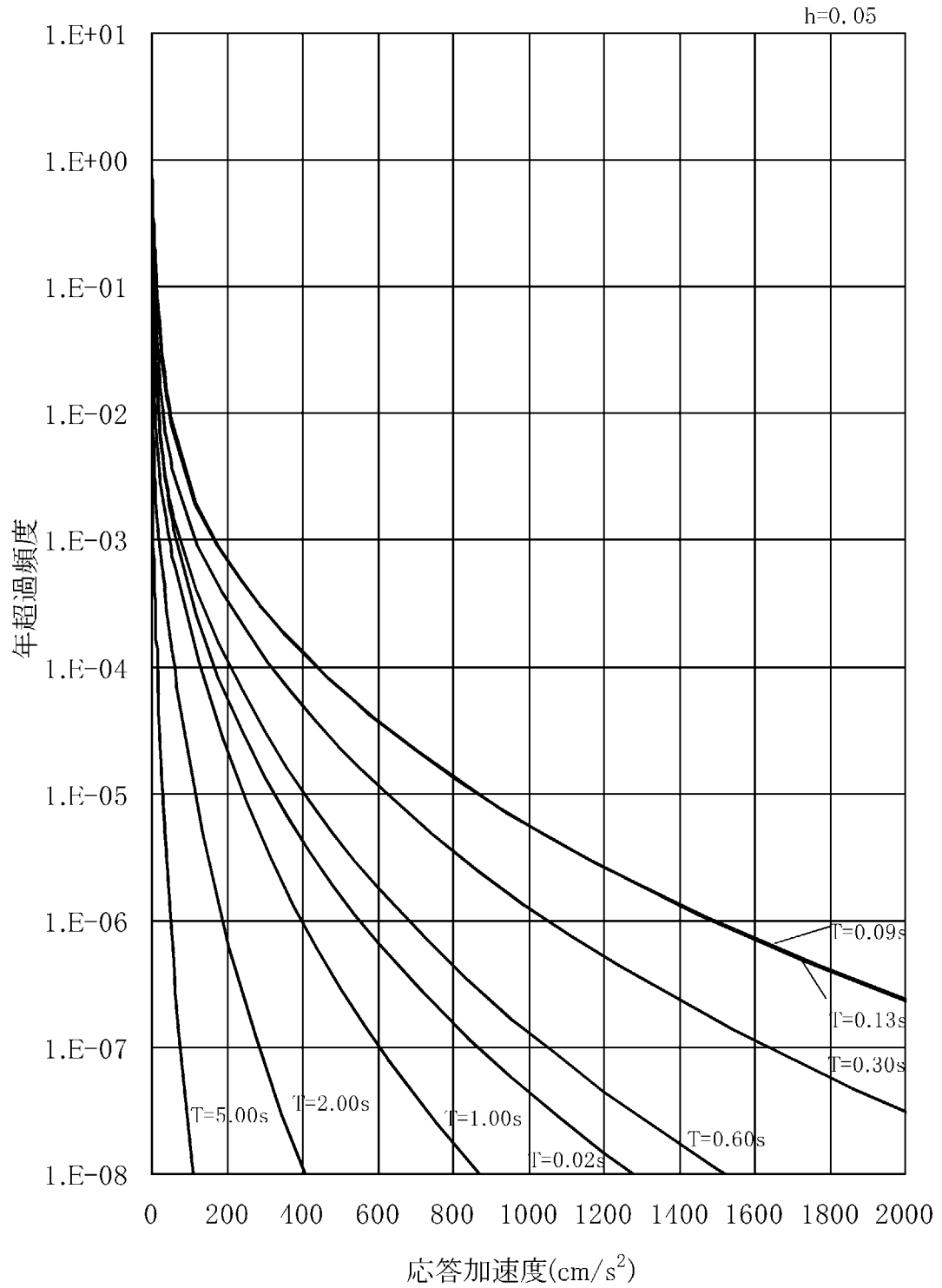


(鉛直方向)

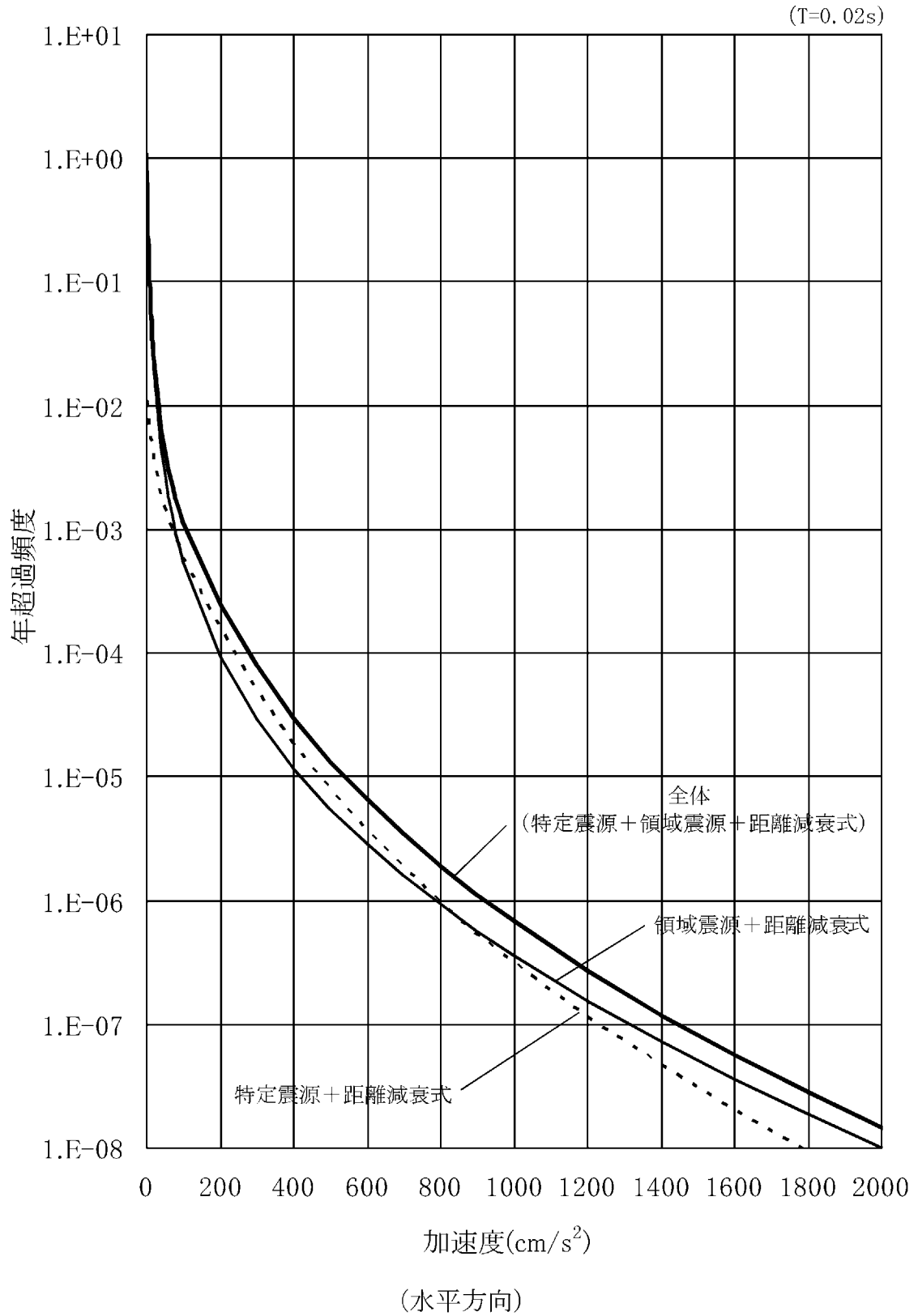
第1.2.1. b-14図 一様ハザードスペクトルと基準地震動の
 応答スペクトルの比較 (2 / 2)



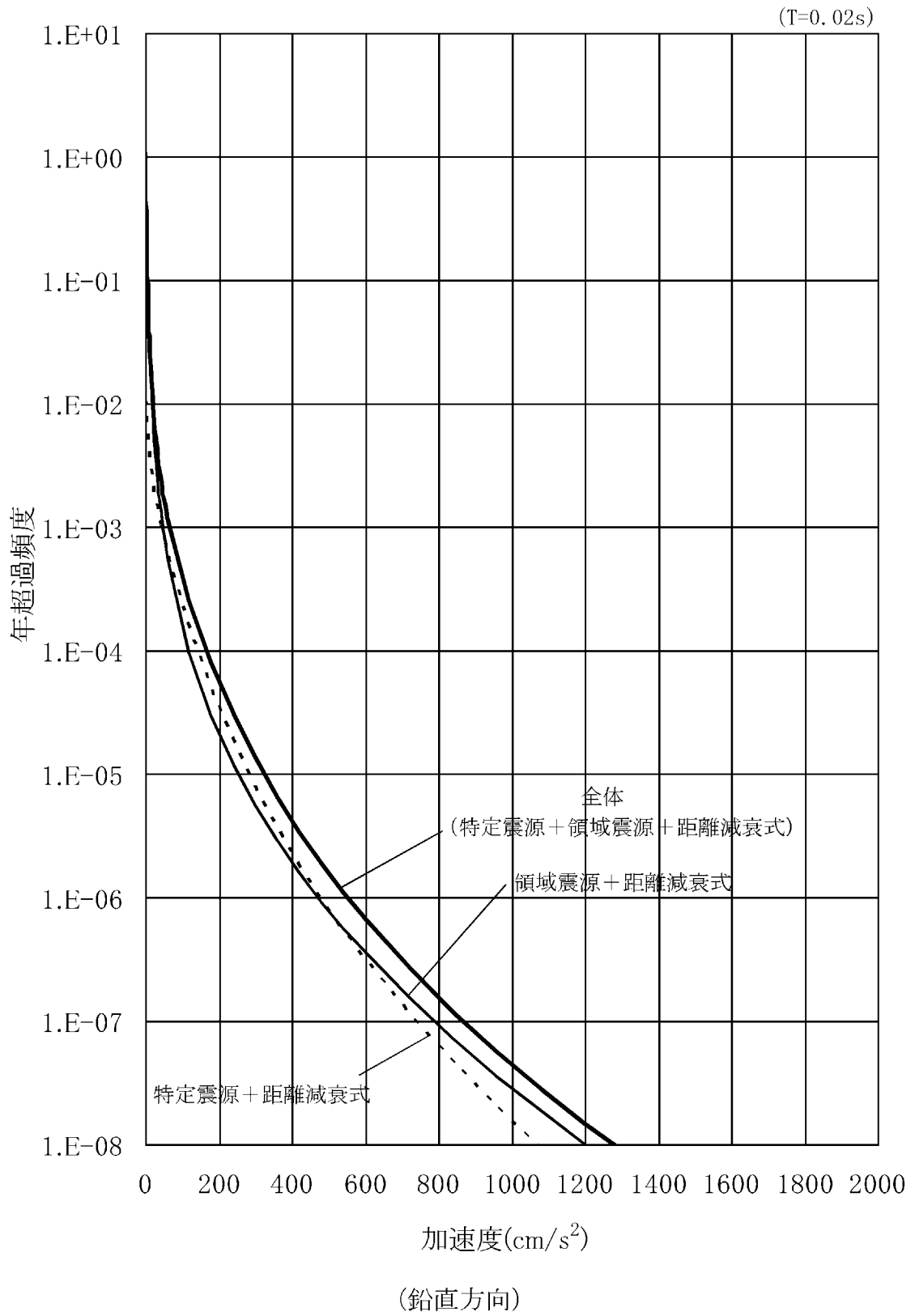
第1.2.1.b-15図 周期ごとの平均ハザード曲線 (1 / 2)



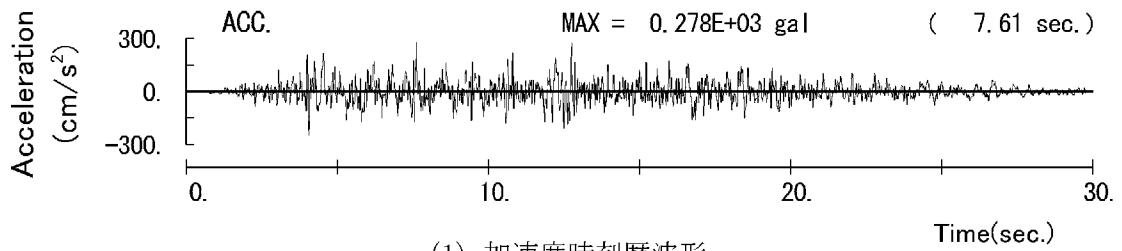
第1.2.1.b-15図 周期ごとの平均ハザード曲線 (2 / 2)



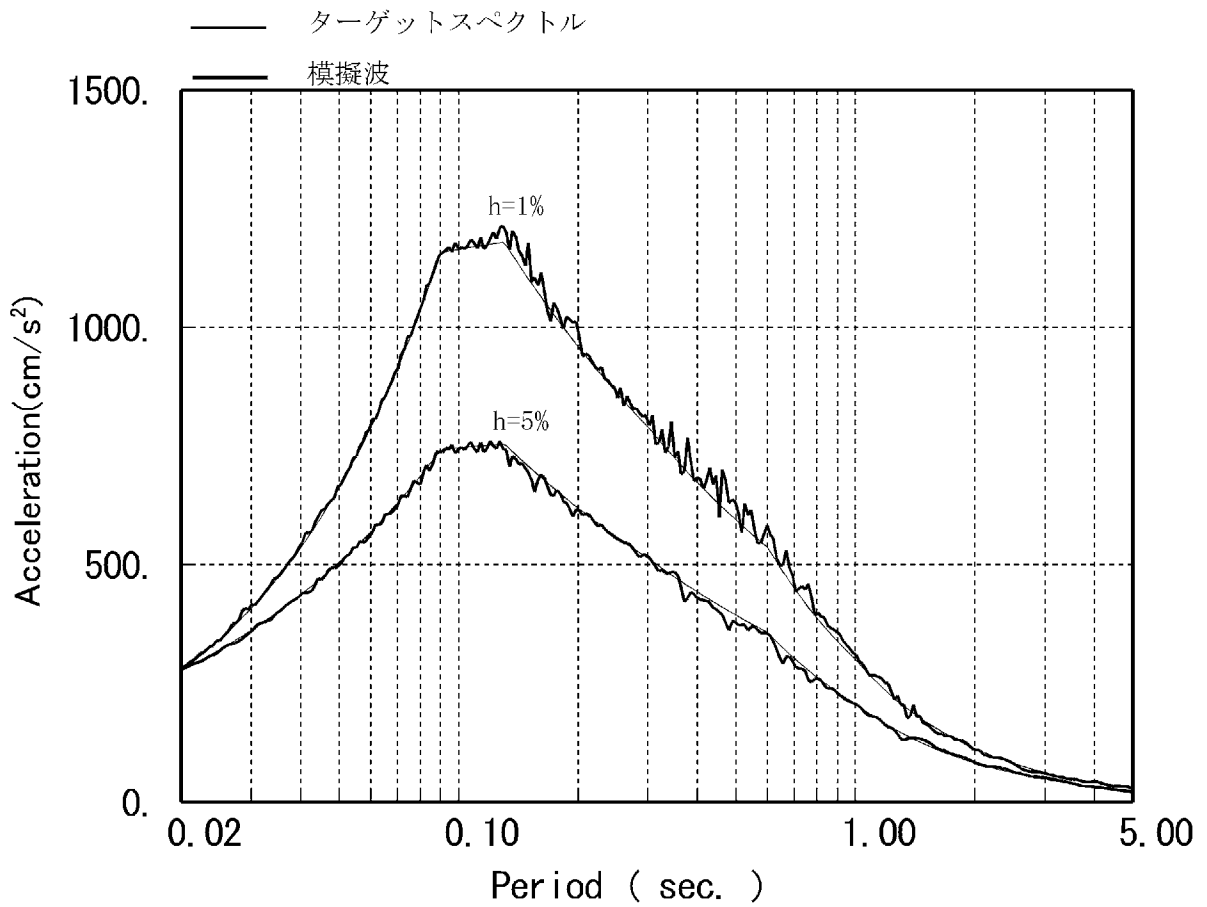
第1.2.1.b-16図 玄海原子力発電所の震源別平均ハザード (1 / 2)



第1.2.1.b-16図 玄海原子力発電所の震源別平均ハザード (2 / 2)

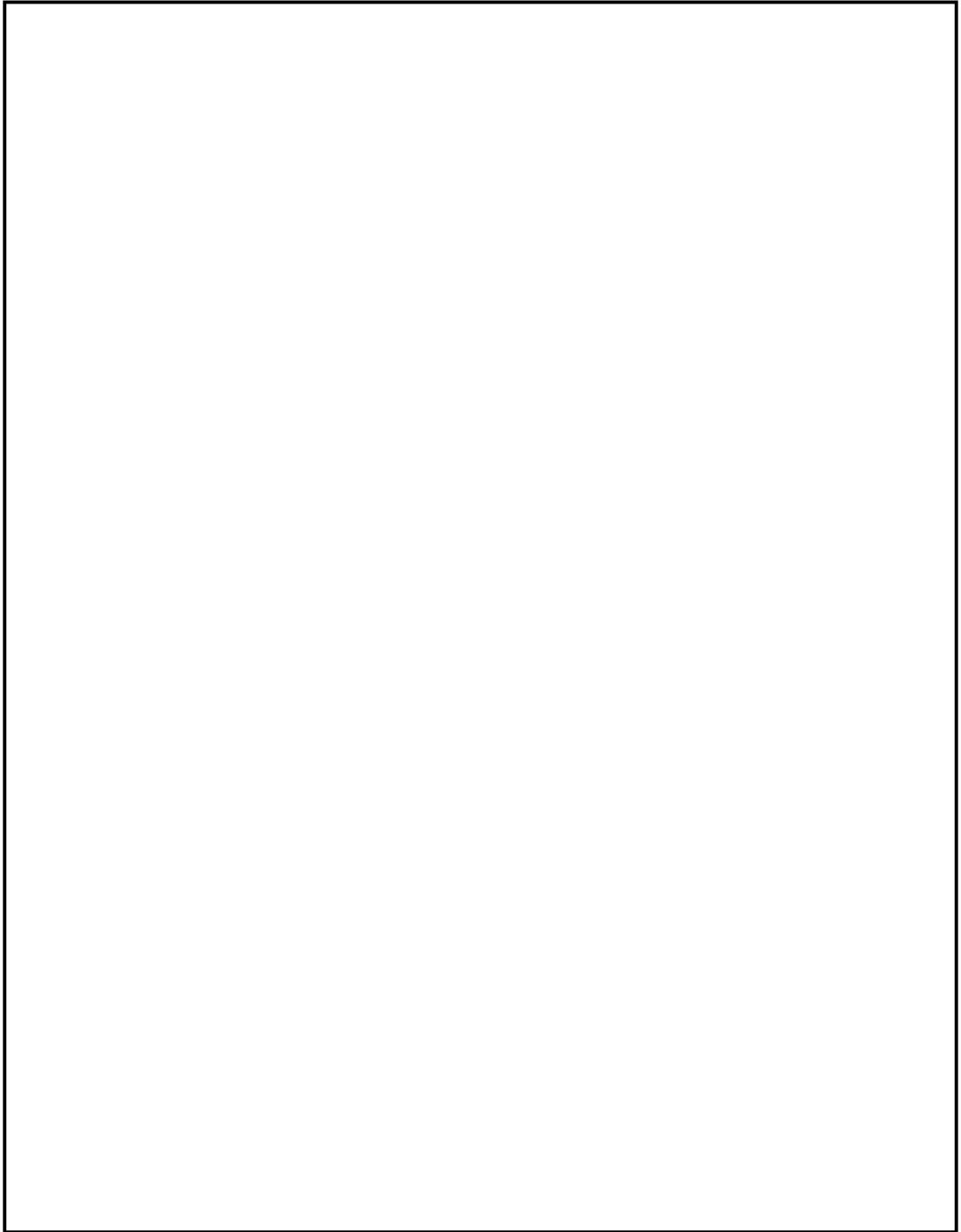


(1) 加速度時刻歴波形



(2) 応答スペクトル

第1.2.1.b-17図 年超過確率 10^{-4} 一様ハザードスペクトル適合模擬波



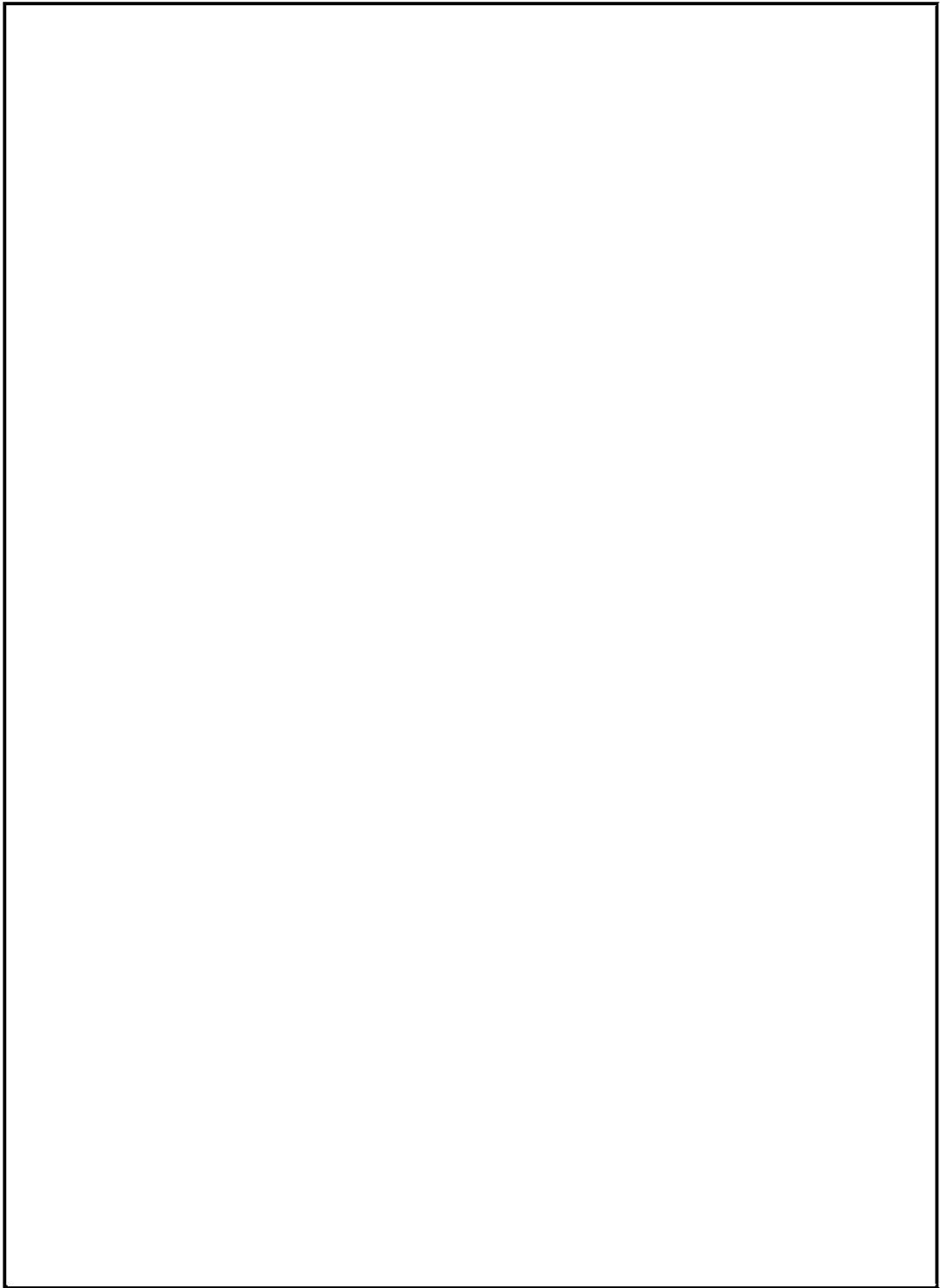
第1.2.1.1.c-1-1図 3号炉原子炉建屋の概略平面図 (EL. +11.3m)

(□は防護上の観点から公開できません。)



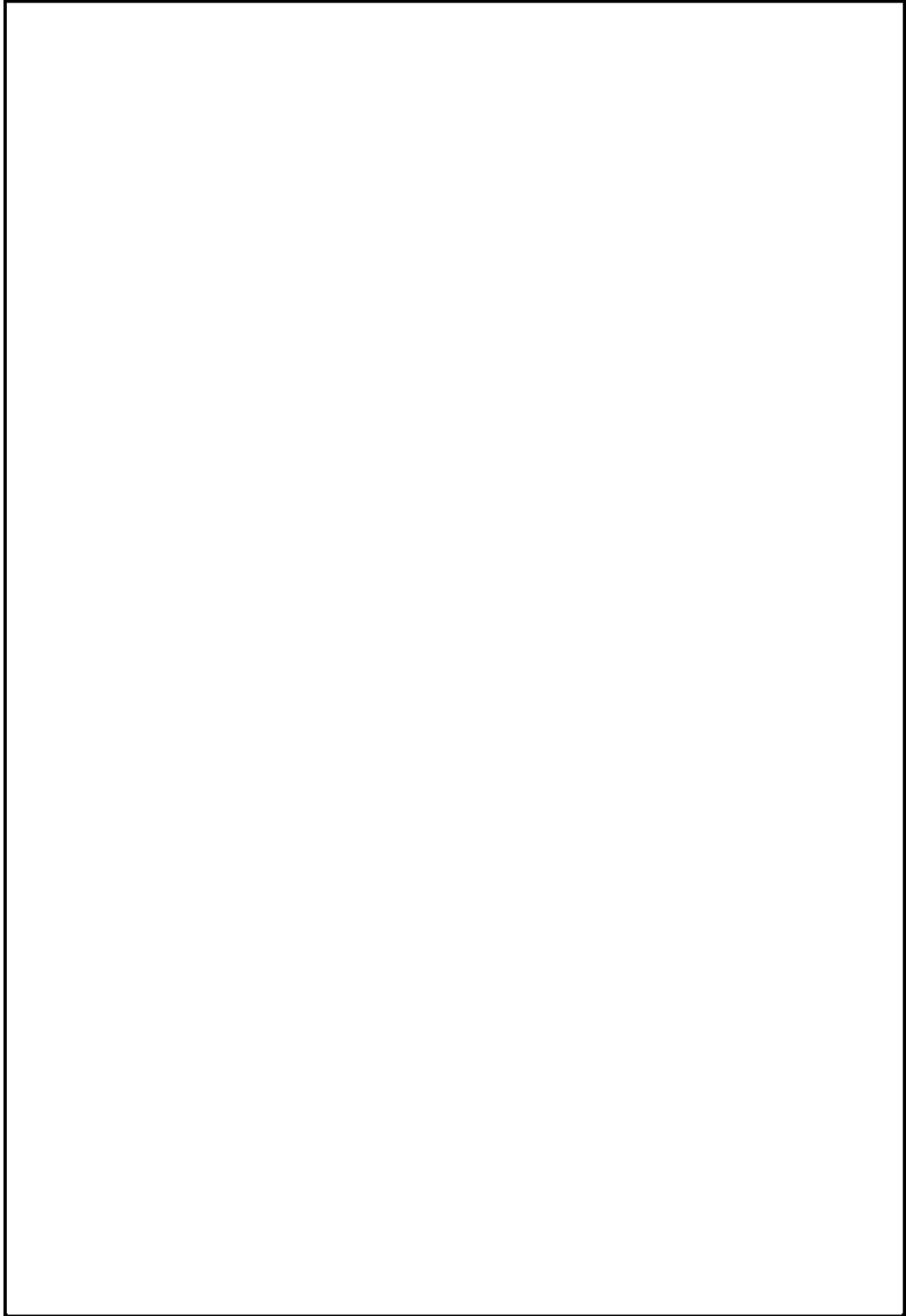
第1.2.1.c-1-2図 3号炉原子炉建屋の概略断面図（㊦－㊦断面）

(□は防護上の観点から公開できません。)



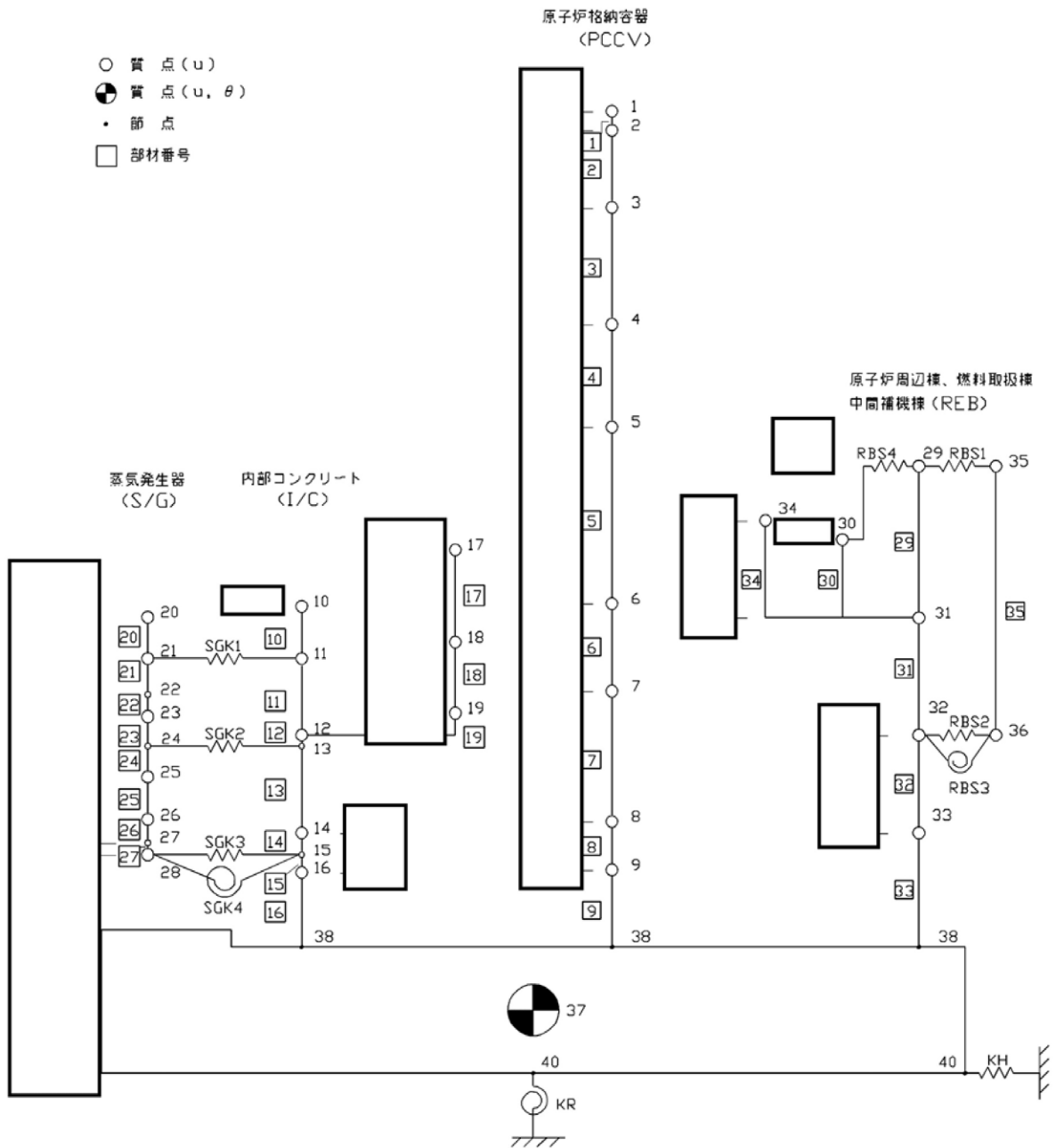
第1.2.1.c-1-3図 3号炉原子炉補助建屋の概略平面図 (EL. +11.3m)

(□は防護上の観点から公開できません。)



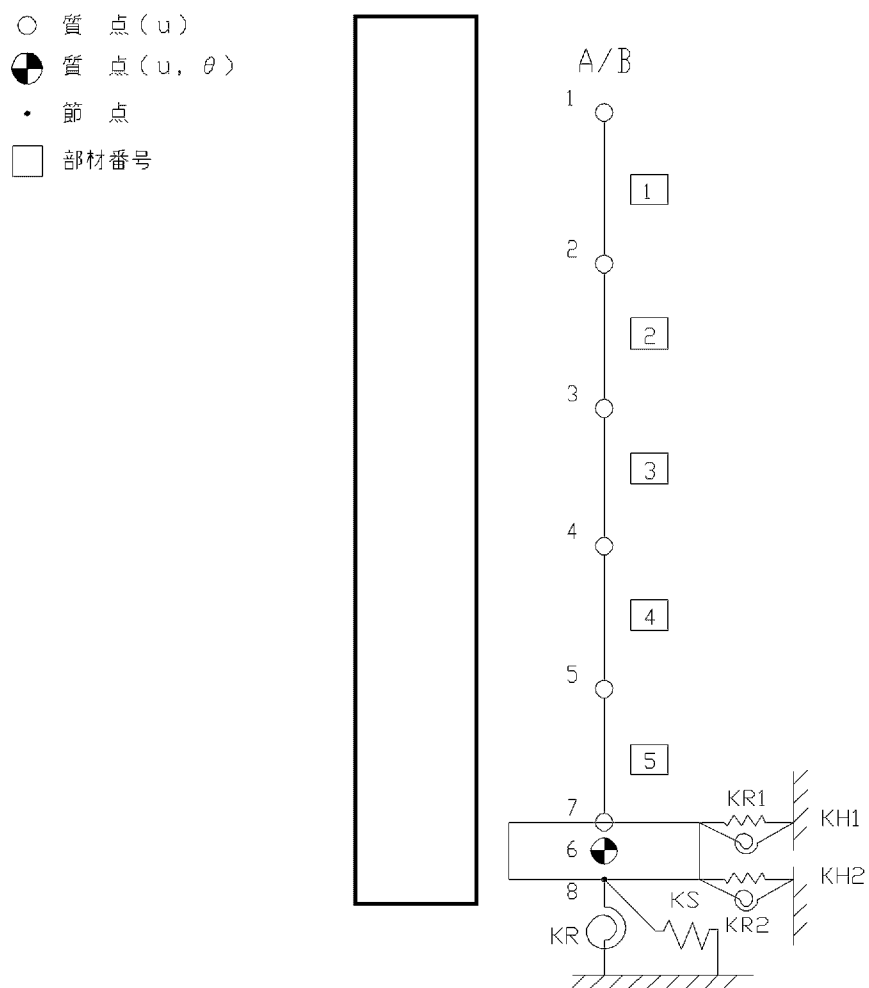
第1.2.1.c 1 4図 3号炉原子炉補助建屋の概略断面図（㊦－㊦断面）

(□は防護上の観点から公開できません)



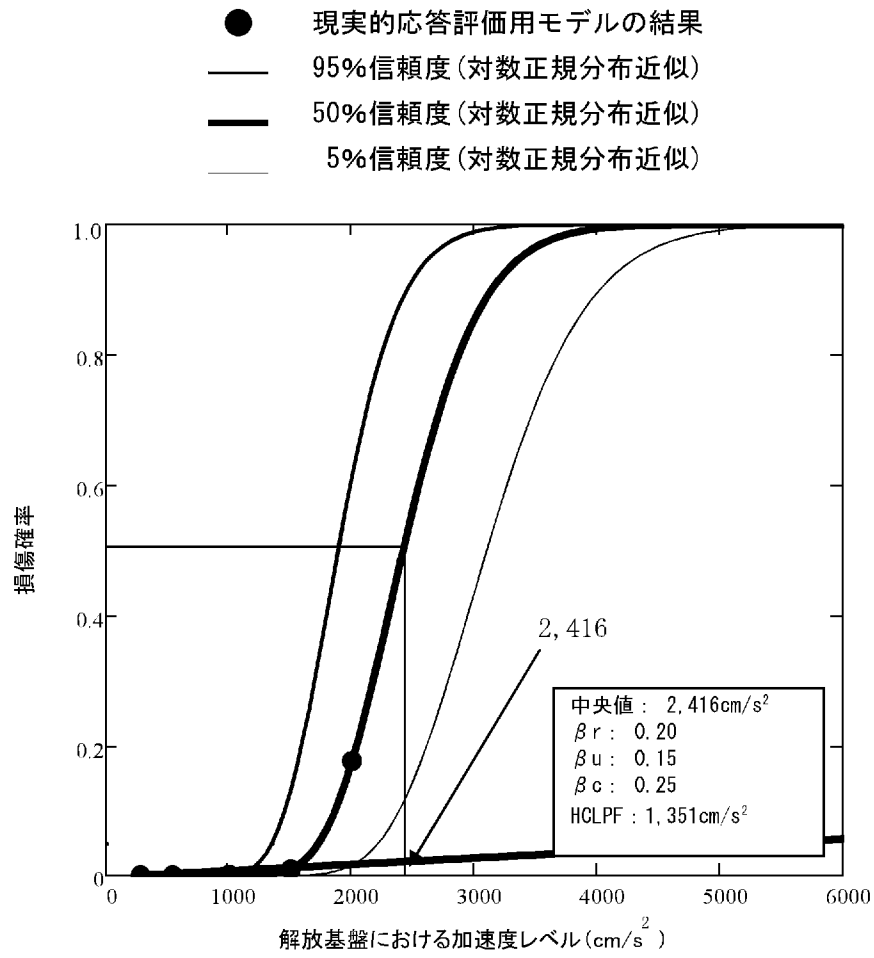
第1.2.1.c-1-5図 3号炉原子炉建屋の水平方向
 地震応答解析モデル（基準応答モデル）

(□は商業機密に属しますので公開できません。)

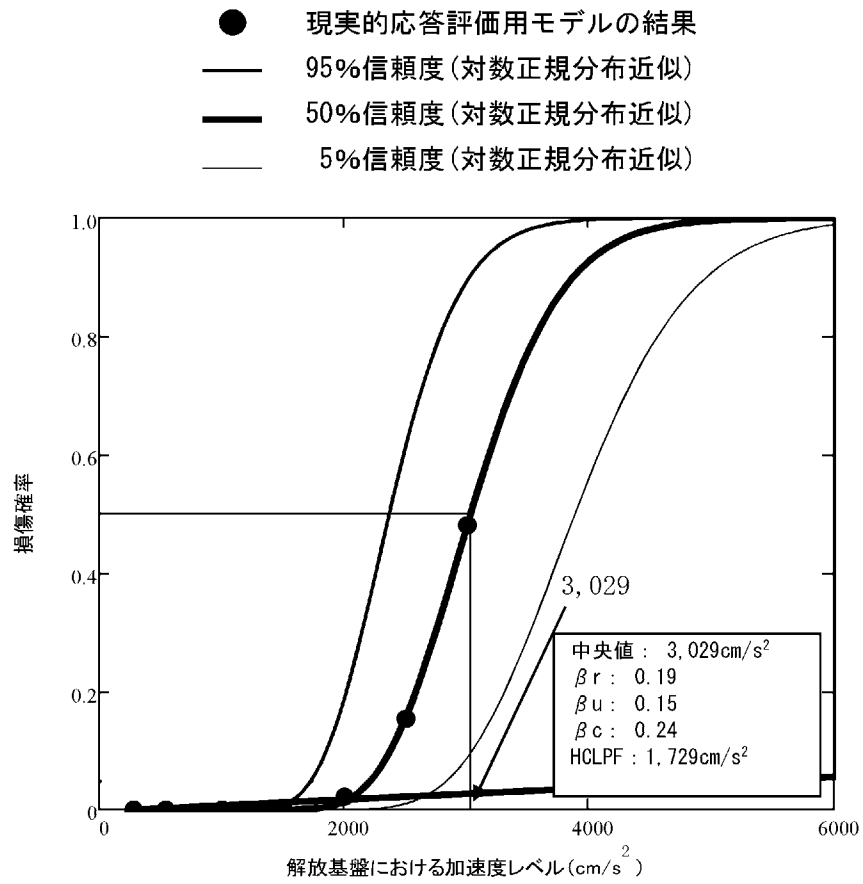


第1.2.1.c-1-6図 3号炉原子炉補助建屋の水平方向
地震応答解析モデル（基準応答モデル）

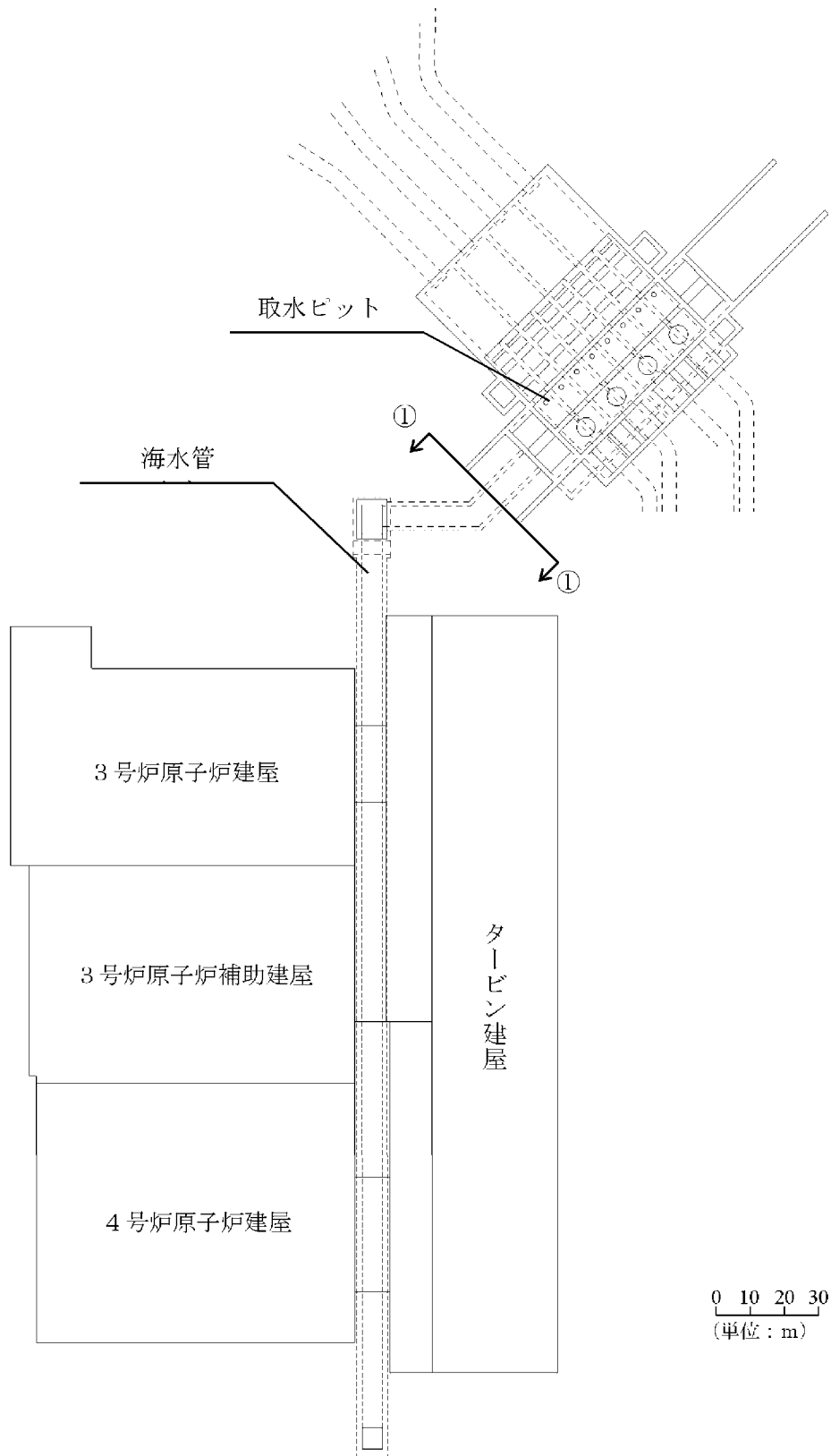
(□は商業機密に属しますので公開できません。)



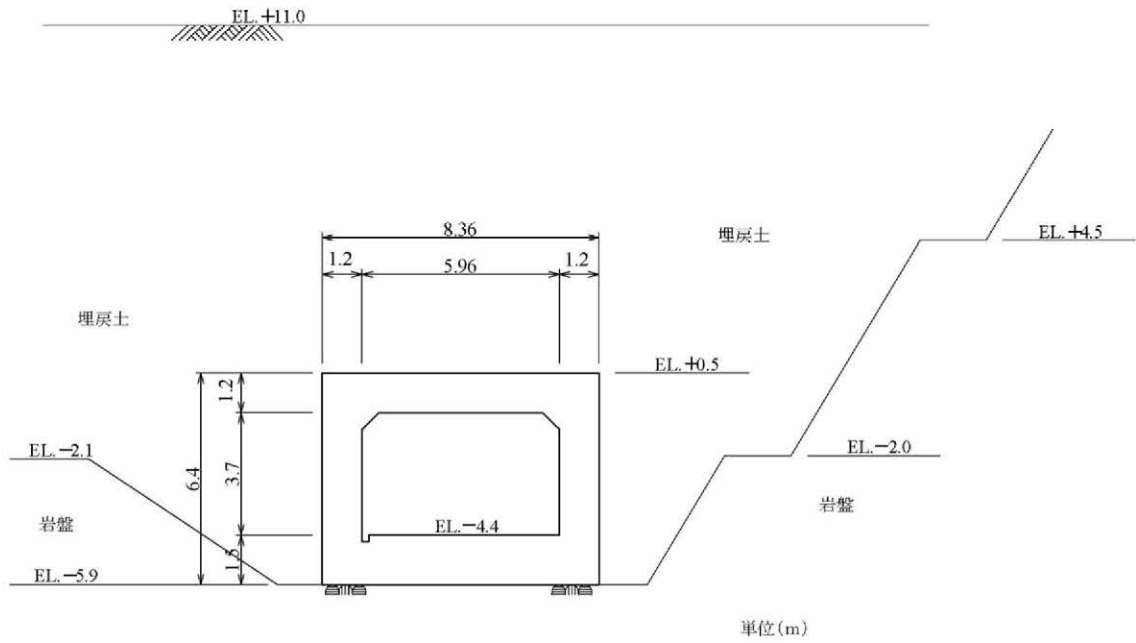
第1.2.1. c-1-7図 3号炉原子炉建屋フラジリティ曲線とHCLPF
 (REB、EW方向)



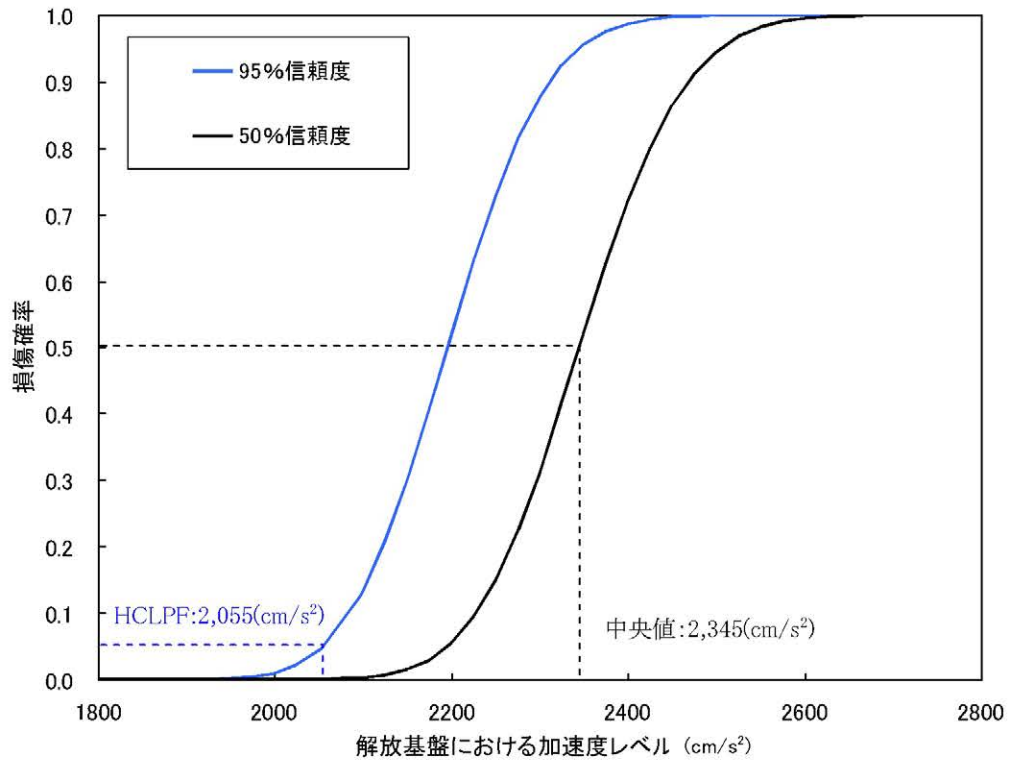
第1.2.1.c-1-8図 3号炉原子炉補助建屋フラジリティ曲線とHCLPF
 (A/B、NS方向)



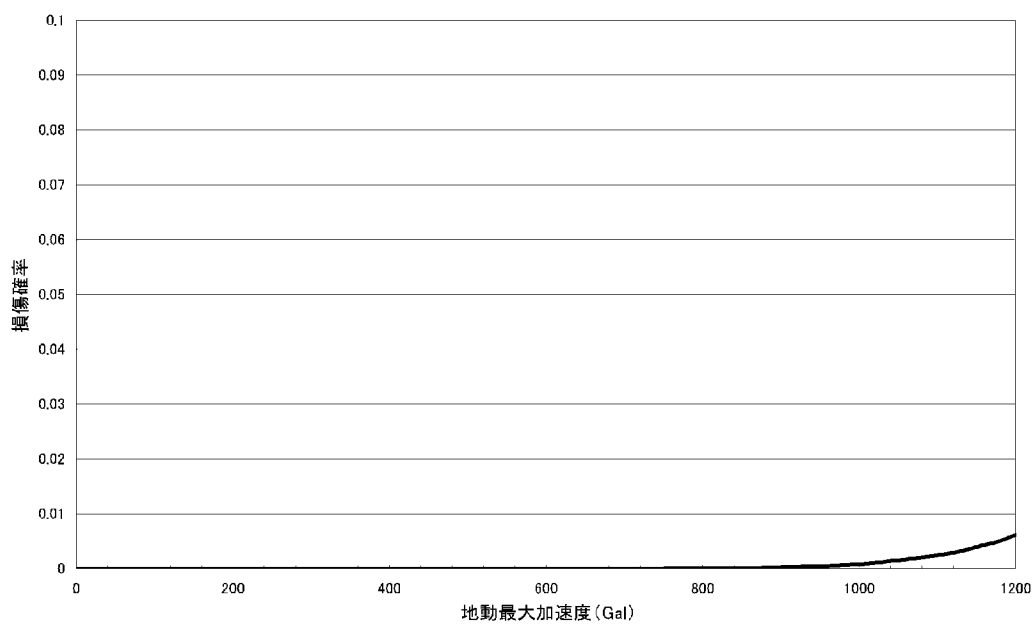
第1.2.1.c-2-1図 海水管ダクト平面図



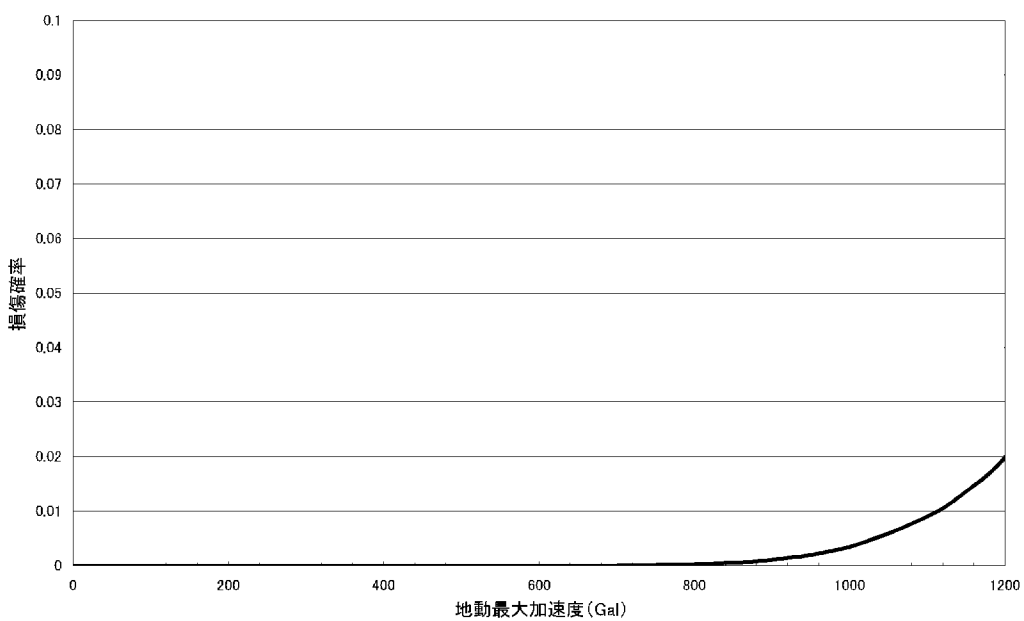
第1.2.1.c-2-2図 海水管ダクト断面図（①－①断面）



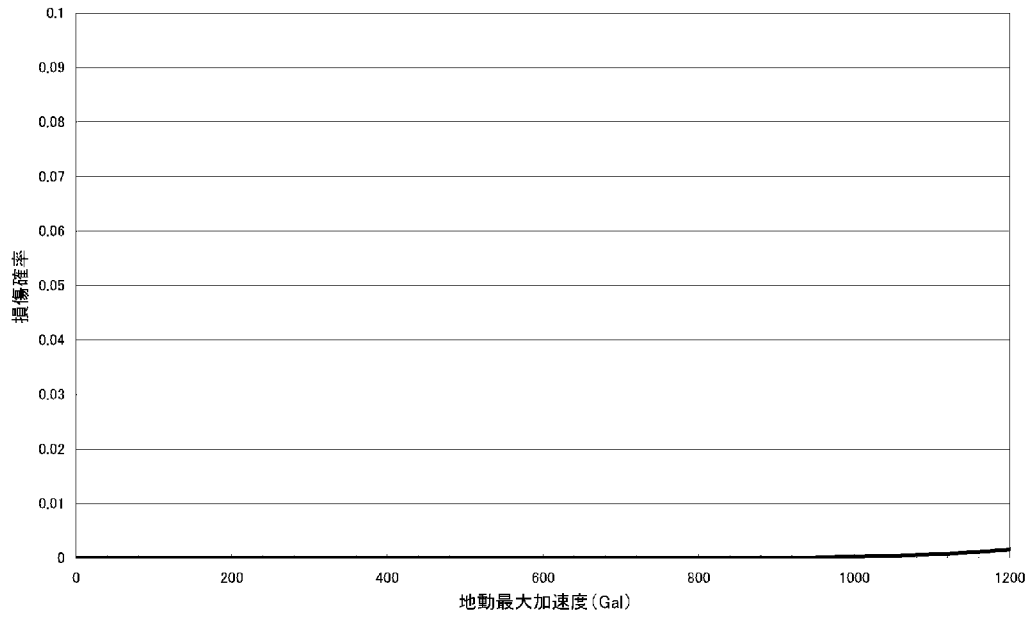
第1.2.1.c-2-3図 海水管ダクト フラジリティ曲線



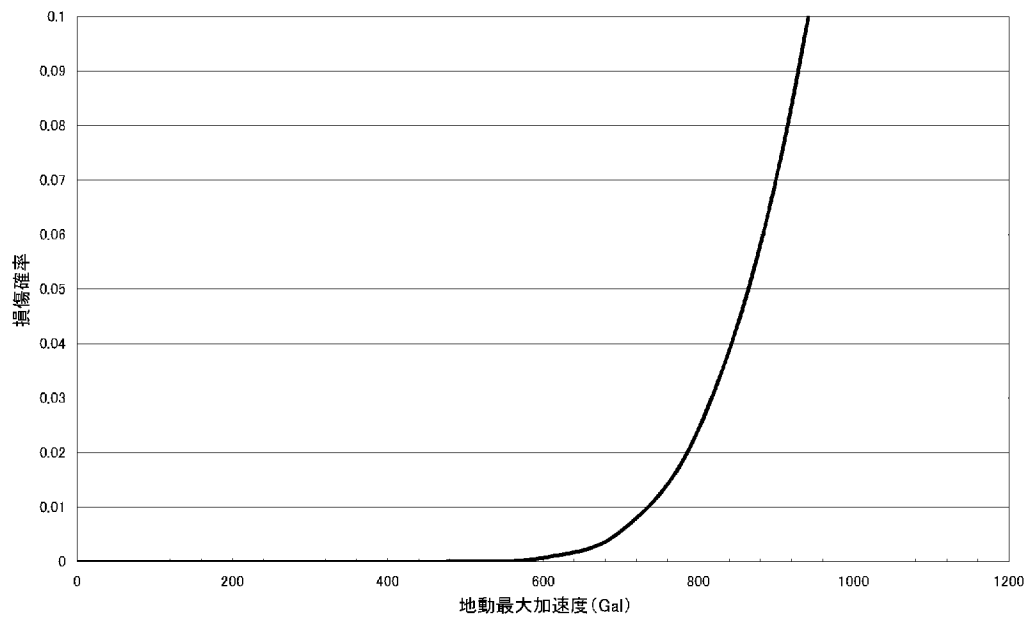
第1.2.1.c-3-1図 1次冷却材ポンプ フラジリティ曲線



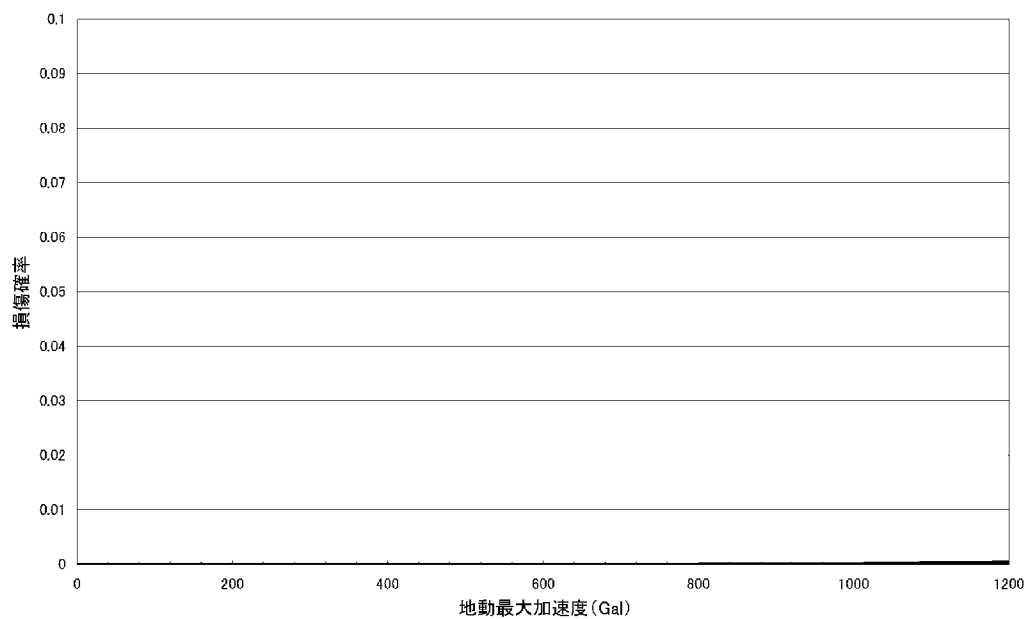
第1.2.1.c-3-2図 原子炉補機冷却水冷却器 フラジリティ曲線



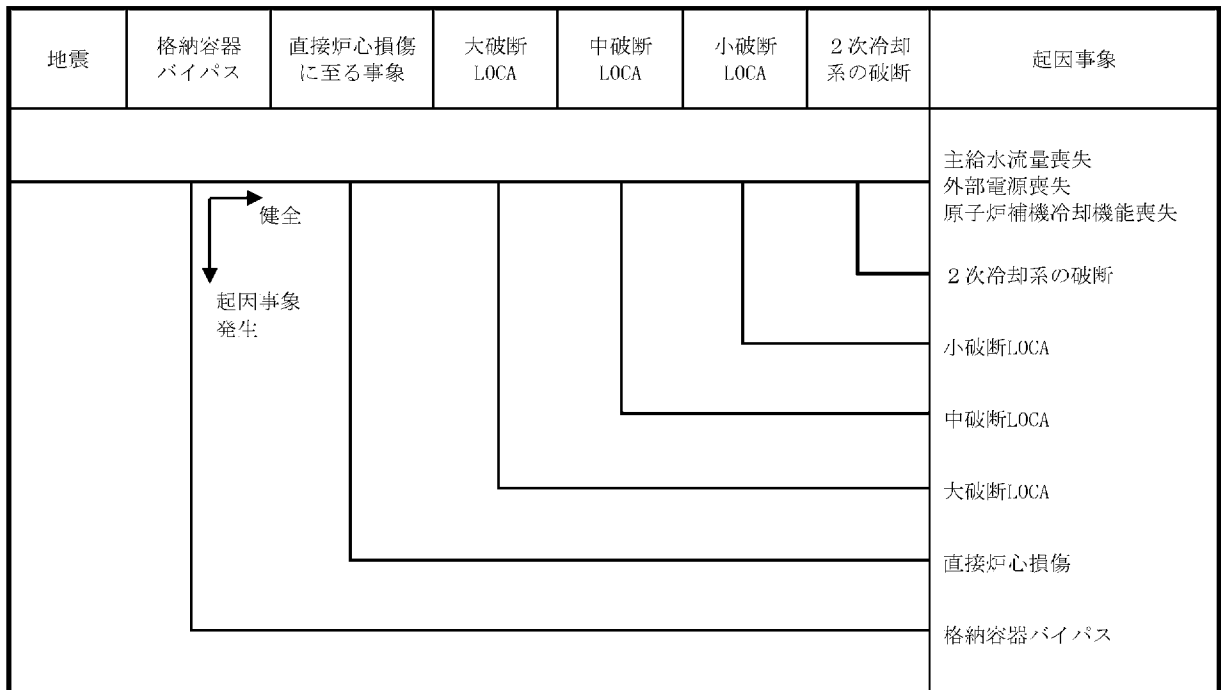
第1.2.1.c-3-3図 ディーゼル発電機制御盤 フラジリティ曲線



第1.2.1.c-3-4図 ディーゼル発電機 フラジリティ曲線



第1.2.1.c-3-5図 安全注入設備配管 フラジリティ曲線



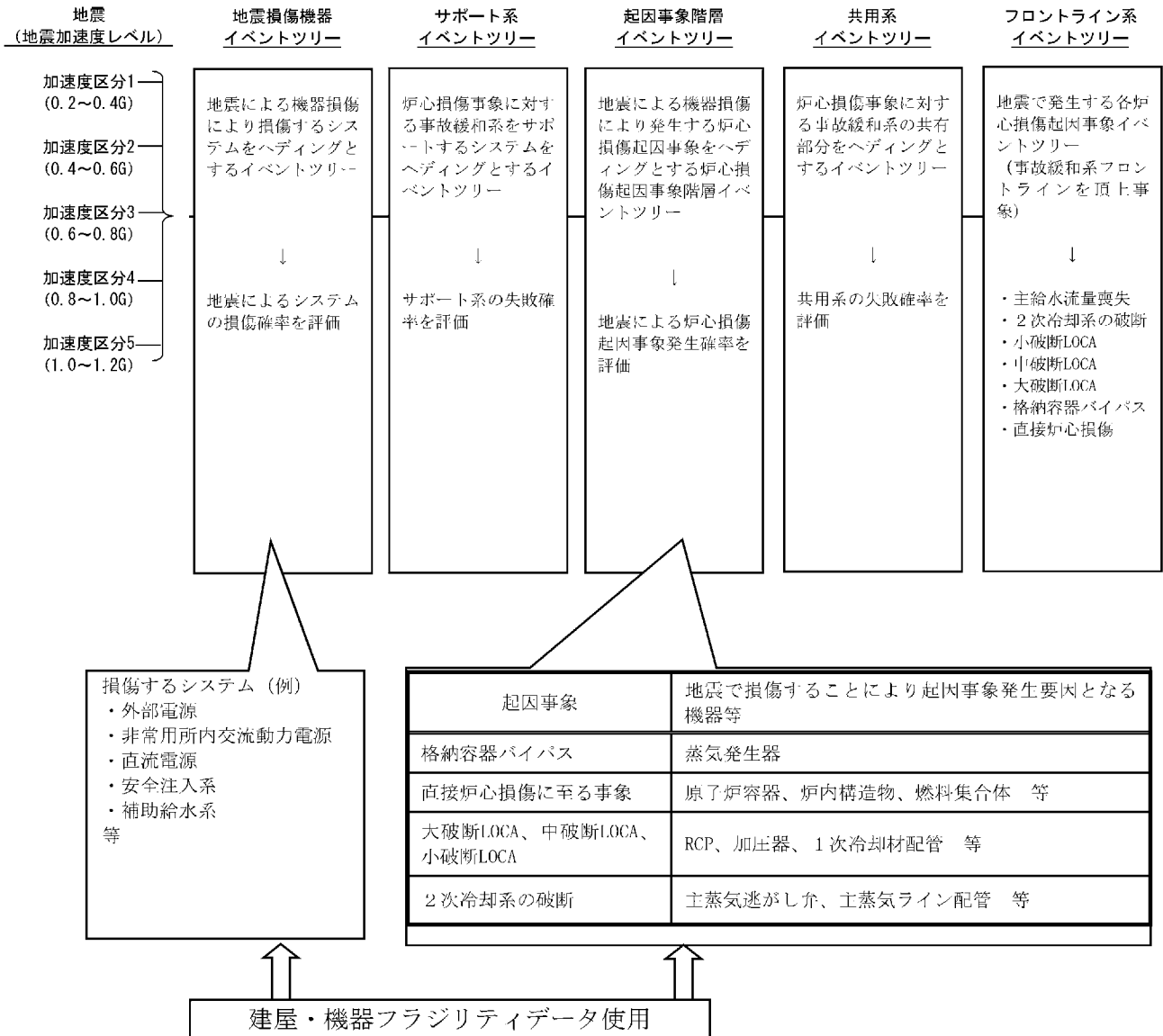
【直接炉心損傷に至る事象】

- Excess LOCA
- 原子炉補助建屋損傷
- 炉内構造物損傷
- 複数の信号系損傷
- ATWS（地震によるAT+制御棒挿入不能）
- 原子炉格納容器損傷
- 原子炉建屋損傷

【格納容器バイパス】

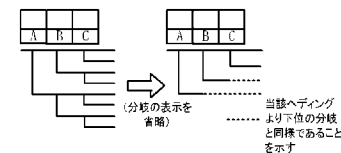
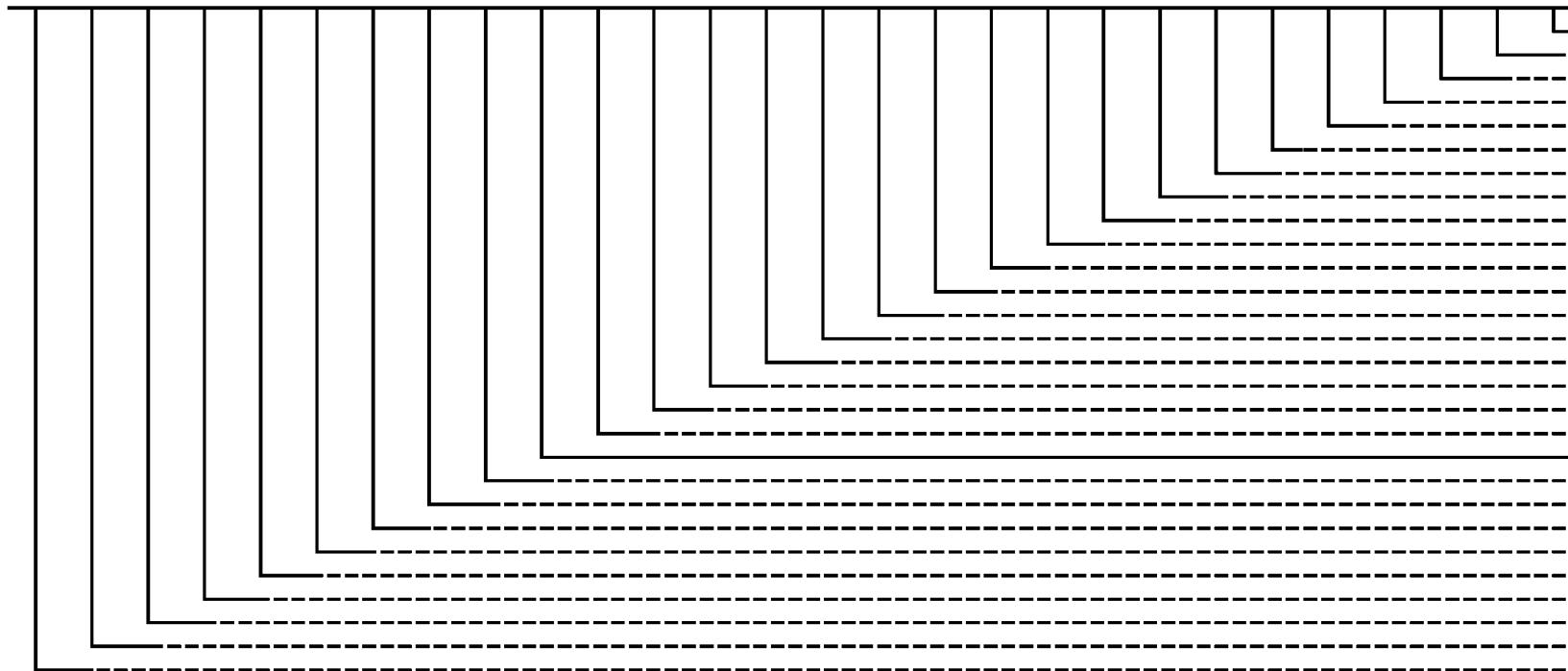
- 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

第1.2.1.d-1図 地震PRAにおける起因事象階層イベントツリー



第1.2.1.d-2図 地震システム解析モデル (大イベントツリー)

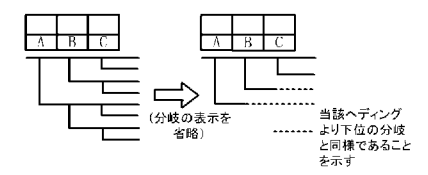
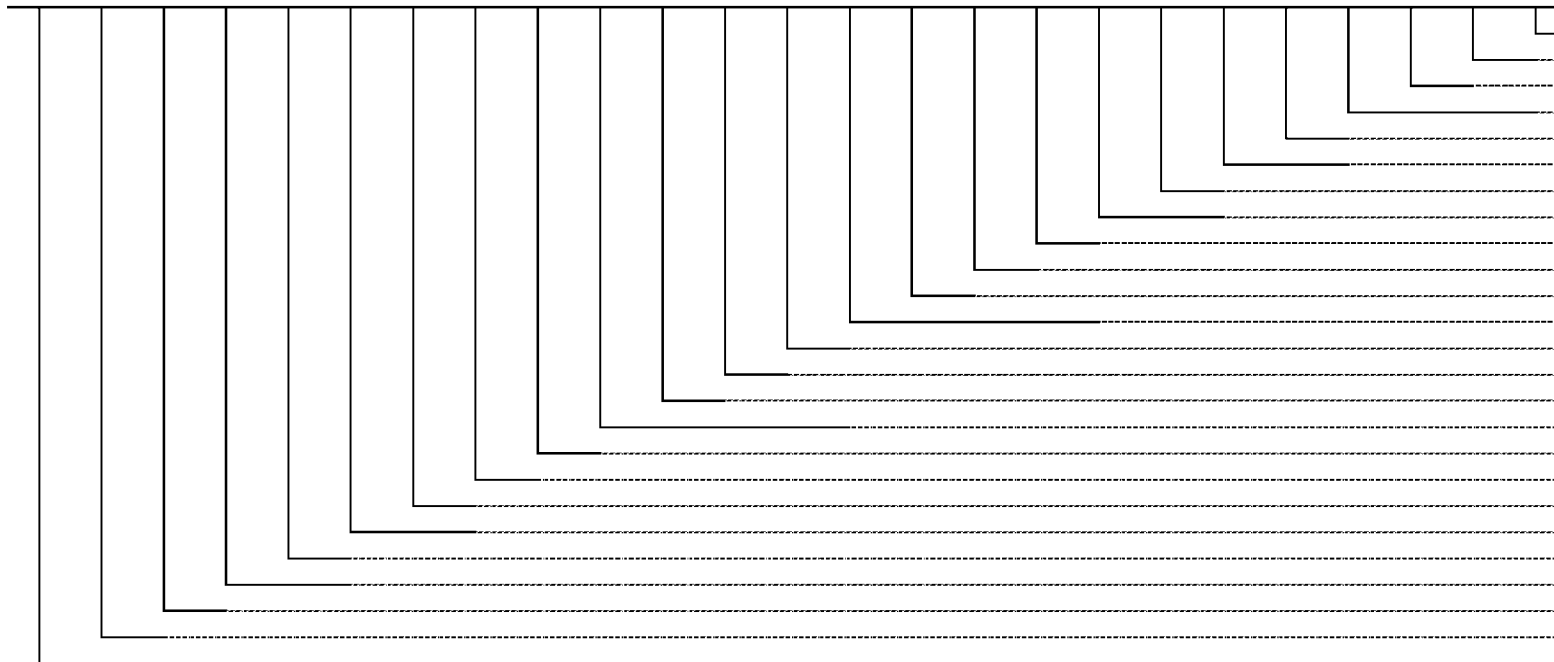
外部電源	125V DC	125V バッテリー	6.6KV メタグラ	6.6KV DG	440V AC	125V DC	115V 計装用	RWSP	RWST	SI信号	海水系	補機冷却系	低圧注入系	CV スプレー注入系	補助給水系	空調用冷水設備	安全補機 閉閉器室 空調系	高圧注入系	制御用空気系	加圧器 圧力制御系	主蒸気 圧力制御系	主蒸気安全弁	電動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ	主蒸気隔離	再循環切替信号	蓄圧注入系
QA	QB	QC	QD	QE	QF	QG	QH	QI	QJ	QK	QQ	QL	QM	QN	QO	Q3	Q4	Q5	QT	QU	QV	Q5	QX	QY	QZ	QR	QI



1. 2. 1-148

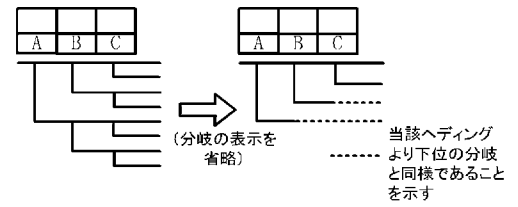
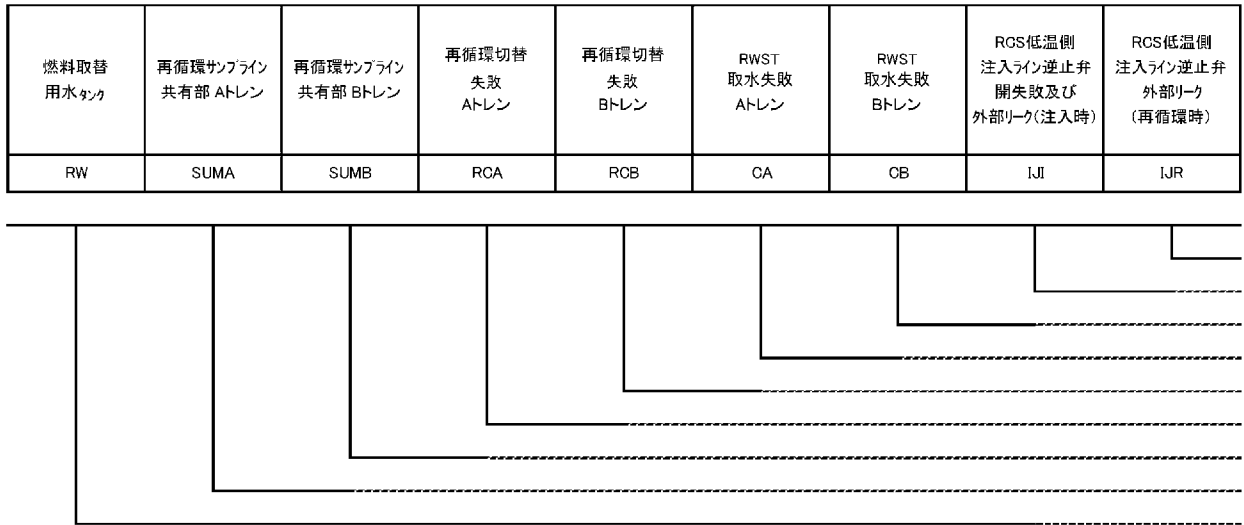
第 1. 2. 1. d-3 図 地震損傷機器イベントツリー

外部電源	125V 直流電源 Aトレン	125V 直流電源 Bトレン	6.6KV メタクラ Aトレン	6.6KV DG Aトレン	6.6KV メタクラ Bトレン	6.6KV DG Bトレン	440V 交流電源 Aトレン	440V 交流電源 Bトレン	115V 計装用 Aトレン	安全注入 信号 Aトレン	CV スプレイ 信号 Aトレン	所内母線 低電圧 信号 Aトレン	115V 計装用 Bトレン	安全注入 信号 Bトレン	CV スプレイ 信号 Bトレン	所内母線 低電圧 信号 Bトレン	海水系 再循環時	補機 冷却系 再循環時	海水系 注入時	補機 冷却系 注入時	空調用 冷水設備	安全補機 開閉器室 空調系	安全補機 室空調系	制御用 空気系
OP	AD	BD	A6M	A6G	B6M	B6G	A4	B4	AI	AS	AP	AU	BI	BS	BP	BU	SWR	CWR	SWI	CWI	CHS	HVSW	HVSC	IA

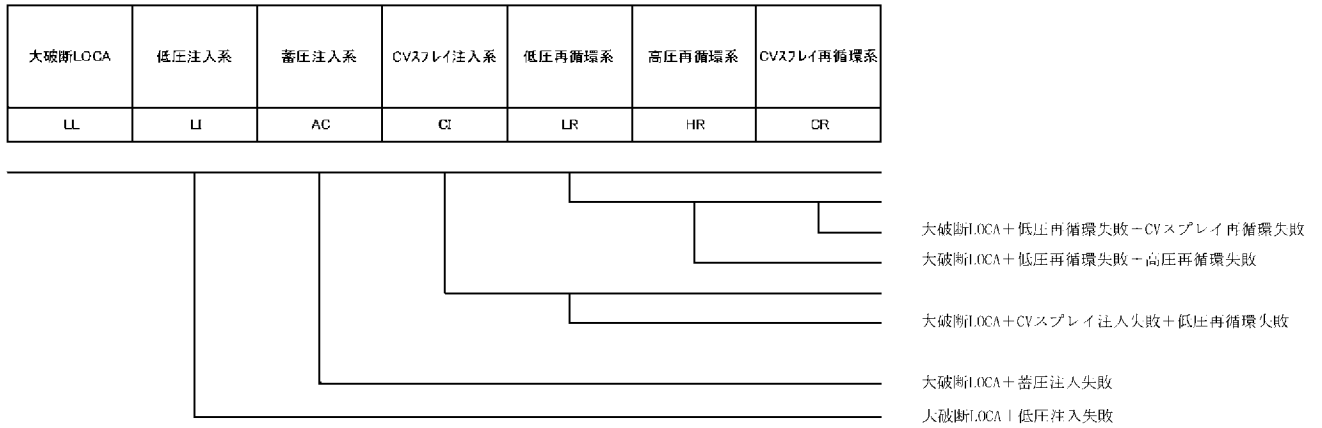


1.2.1-149

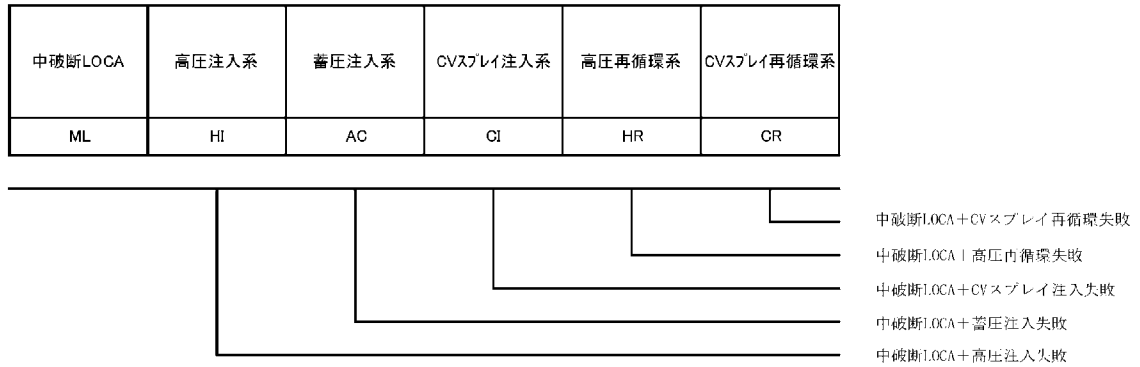
第1.2.1.d-4図 サポート系イベントツリー



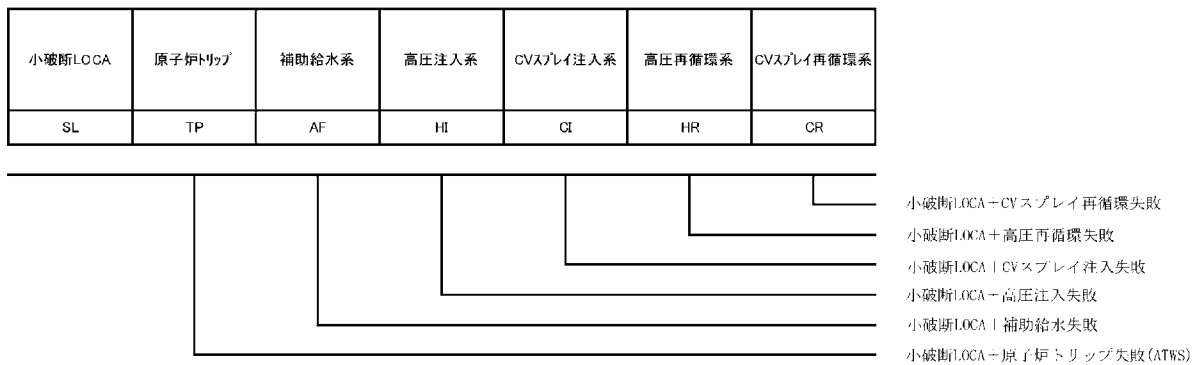
第1.2.1.d-5図 共用系イベントツリー



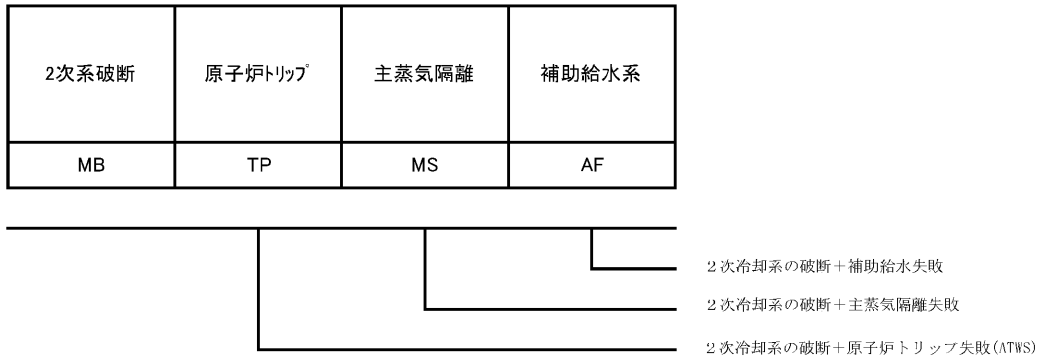
第1.2.1.d-6図(a) 大破断LOCAイベントツリー



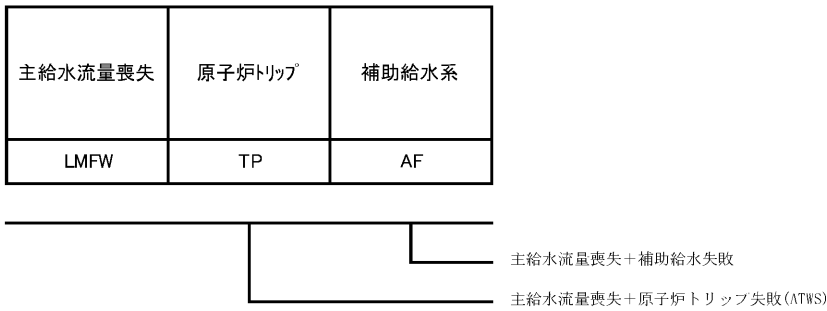
第1.2.1.d-6図(b) 中破断LOCAイベントツリー



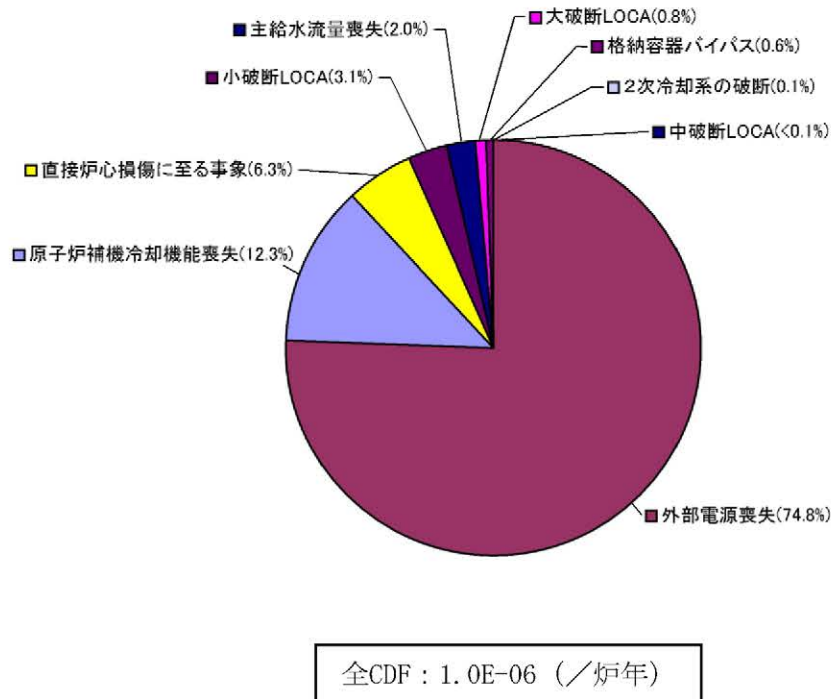
第1.2.1.d-6図(c) 小破断LOCAイベントツリー



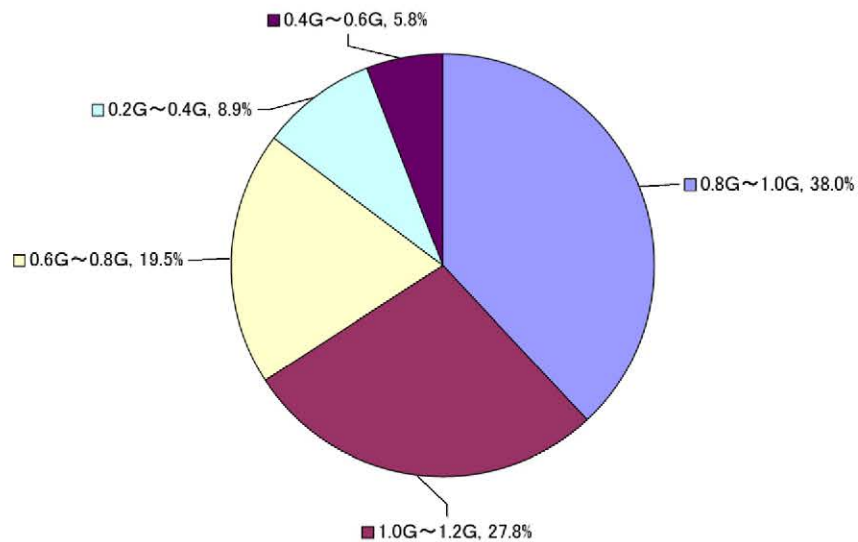
第1.2.1.d-6図(d) 2次冷却系の破断イベントツリー



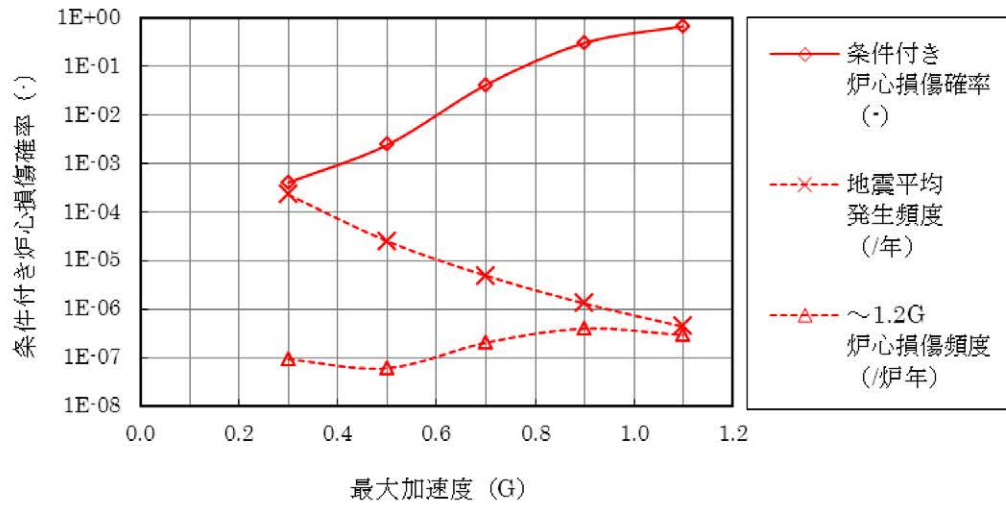
第1.2.1.d-6図(e) 主給水流量喪失イベントツリー



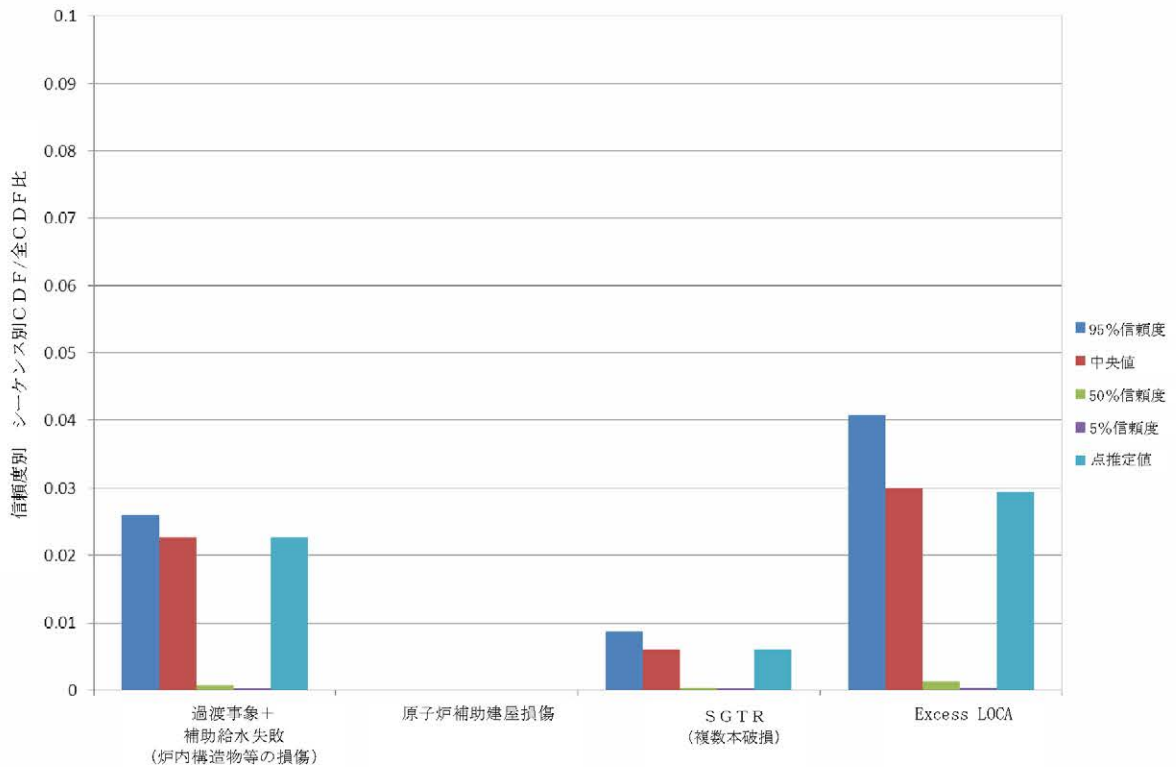
第1.2.1. d-7図 起因事象別炉心損傷頻度



第1.2.1. d-8図 加速度区分ごとの炉心損傷頻度



第1.2.1.d-9図 加速度区分ごとの条件付き炉心損傷確率



第1.2.1.d-10図 シーケンスごとの不確かさ解析結果

1.2.2 津波PRA

津波PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011（以下「津波PRA学会標準」という。）を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第1.2.2-1図に示す。なお、本評価では津波単独の影響のみを評価しており、地震随伴に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。

1.2.2.a. 対象プラントと事故シナリオ

① 評価対象プラントについて

(1) 機器・システムの配置及び形状・設備容量

主要な機器・システムの配置及び形状・設備容量は「1.1 内部事象PRA」での記載と同様である。また、第1.2.2.a-1図に津波PRAの中で考慮する設備配置を記載したプラント概要図、第1.2.2.a-1表に評価に必要な情報及び主な情報源を示す。

(2) プラントウォークダウンについて

a. プラントウォークダウンの実施手順

津波PRAでは、機器の設置高さや建屋開口部の高さをもとに津波シナリオを想定しており、机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討したシナリオの妥当性確認のために、プラントウォークダウン対象機器抽出の考え方や調査すべき要件をまとめたチェックシート等を含めた要領書を作成し、その要領書に従ってプラントウォークダウ

ンを実施した。プラントウォークダウンでは主に以下の観点について問題が無いことを確認した。

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

b. プラントウォークダウン調査対象機器の選定

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

c. プラントウォークダウン結果

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

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

(3) 今回実施した津波PRAの前提条件等について

今回実施した津波PRAについて、主に留意すべき点について以下に示す。

a. 評価の前提条件

- ・地震が建屋、機器及び津波影響軽減機能に及ぼす影響は考慮せず、津波の影響のみ評価する。
- ・上記により、地震の重畳を考慮しないため各建屋地下開

口部におけるシール部は健全であり、当該部からの浸水はないものと仮定する（なお、主要な開口部はプラントウォークダウン等で確認）。

- ・余震による荷重と津波による荷重の荷重組合せは考慮しない。
- ・機器の設置高さまで浸水することにより、当該機器が機能損傷すると仮定する。
- ・建屋内の止水対策は考慮しない。したがって、建屋外部の開口部から津波が流入した場合は、同一建屋の同一フロア以下全体が同時に浸水すると仮定する。
- ・AM策や、緊急安全対策で実施した各対策については評価対象外とする。

b. 評価対象機器抽出の考え方・方針

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

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

c. 津波ハザードについて

- ・ 今回の津波PRA評価で使用した確率論的津波ハザードは、平成25年7月12日の原子炉設置変更許可申請時点のデータに基づくものである。

② 津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

(1) 事故シナリオの概括的な分析・設定

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

a. 機器の損傷・機能喪失原因となる津波の影響

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

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

- (a) 津波PRA学会標準に準拠したスクリーニングが可能か否か
 (b) 重要事故シーケンス確認を目的とした津波PRAに対する有意な影響の有無

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

・ 海底砂移動及び洗掘

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

洗掘については、激しい川の流れや波浪等により、堤防の表法面の土が削り取られる現象であり、防潮堤・防波堤・海水取水口等のコンクリート構築物の表面の土が削られ、破壊される可能性がある（ただし防潮堤・防波堤は今回の評価対象外である）。しかしいずれの損傷・機能喪失要因についても、その諸元が特定できず、評価が現時点では困難であると判断されるため、津波PRA学会標準6.2項の記載に準じて対象外とする。

(津波PRA学会標準6.2項抜粋)

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

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

次に、(b)の観点から検討した結果、「引き津波による水位低下」については、今回の目的のためには必須では

ないと判断し評価対象外とする。

- ・引き津波による水位低下

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

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

(2) 起因事象の選定

内部事象レベル1 PRAで選定した起因事象について、津波の影響により直接的に発生するかどうかを検討し、津波により誘発される起因事象を選定した。選定の際の検討内容及び結果を第1.2.2. a-5表及び第1.2.2. a-4図に示す。起因事象として選定したのは以下の5事象である。

- ・原子炉補機冷却機能喪失
- ・外部電源喪失

- ・主給水流量喪失
- ・過渡事象
- ・直接炉心損傷に至る事象

(3) 津波シナリオの作成

「起因事象を誘発させる機器の損傷高さ^{※2}」と「緩和設備の損傷高さ^{※2}」から津波高さごとにシナリオを区分した。第1.2.2.a-6表に津波シナリオ区分を示す。また、以下に各津波シナリオの特徴を記載する。なお、本評価での「水没」とは、海水が機器の設置高さに到達した時点をいう。(※2:「機器の設置高さ」と「浸水口高さ」を比較し、高い方を「機器の損傷高さ」という。)

- ・津波シナリオ区分1 (津波高さ7.7m以上～11.3m未満)

本シナリオ区分では、屋外に設置されている海水ポンプ及び循環水ポンプの水没により起因事象「原子炉補機冷却機能喪失」及び「過渡事象」が発生する。また、従属的に「主給水流量喪失」も発生する。

- ・津波シナリオ区分2 (津波高さ11.3m以上)

本シナリオ区分では、原子炉周辺建屋及び原子炉補助建屋の開口部から浸水が始まり、11.3m以下に設置されている機器が全て水没する。そのため、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の炉心損傷防止に必要な複数の電気盤が津波により水没し、プラントの制御が出来なくなるため「直接炉心損傷に至る事象」となる。

(4) 建屋・機器リストの作成

重要事故シーケンス確認のための津波PRAにおいては、下記

の3つの前提条件を考慮して、同一建屋の同一フロアを一つの津波浸水区画（ある浸水口からの津波の流入によって、同時に浸水すると考えられる区画）として設定する。

- ・ 建屋内の壁・床・扉等の止水対策を考慮しないものとする。
したがって、建屋外部の開口部から津波が流入した場合には、同一建屋の同一フロア以下全体が同時に浸水する。
- ・ 地下階の開口部から建屋への浸水はないものと仮定する。
- ・ 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。

また、津波によりプラントに影響を及ぼす代表的な機器を選定した機器リストの一部抜粋を第1.2.2.a-7表に示す。

1.2.2.b. 確率論的津波ハザード

① 確率論的津波ハザード評価の方法

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

② 確率論的津波ハザード評価に当たっての主要な仮定

津波発生モデルとしては、以下に記す波源を想定し、検討を実施した。

- ・ 海域の活断層の地震に伴う津波
- ・ 背景的領域の地震に伴う津波

津波伝ばモデルについては、基準津波の評価で用いたモデルを用いて検討を実施した。

各波源の位置を第1.2.2.b-1図及び第1.2.2.b-2図に、ロジ

ックツリーを第1.2.2. b-3図及び第1.2.2. b-4図に示す。

③ 確率論的津波ハザード評価結果

津波PRAで使用したハザード曲線を第1.2.2. b-5図に示す。

今回の津波PRAでは、機器の設置高さや事故シナリオを検討した結果、津波PRA対象機器の中で最も低い津波高さで海水ポンプが機能喪失し、影響の大きい「原子炉補機冷却機能喪失」が発生するという観点で、取水ピット前面地点を選定した。

1.2.2. c. 建屋・機器のフラジリティ

① 評価対象と損傷モードの決定

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

② フラジリティ評価について

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

1.2.2.d. 事故シーケンス

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

① 起回事象

(1) 評価対象とした起回事象について

前述のとおり、今回の津波PRAで選定した起回事象は以下の5つである。

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

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

上述した「直接炉心損傷に至る事象」として津波シナリオ区分2（津波高さ11.3m以上）で発生する「複数の信号系損傷」が津波固有の事象である。

(2) 階層イベントツリーについて

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

- ・ 津波による起回事象発生時の影響の大きさを考慮して、津

波PRA階層イベントツリーのヘディングの順番を決定する。

- a. 建屋全体に津波が浸水して、重要な設備・機器（制御・保護機能で重要な電気盤等）が複数損傷した場合には直接炉心損傷となる。また、津波の影響により全交流動力電源喪失が発生した場合にも、直接炉心損傷に至ることから、これらを最も重大な影響を及ぼすものとして最初のヘディングに設定する。
- b. 原子炉補機冷却水系が機能喪失した場合、外部電源及び補助給水に期待できる可能性がある一方、RCPシールLOCAの発生確率を1.0としており、ECCS注水系や格納容器スプレイ系等複数の緩和設備が機能喪失するため、炉心損傷に至る。したがって、影響の大きさから直接炉心損傷に至る事象の次のヘディングに設定する。
- c. 外部電源喪失は、非常用所内交流動力電源（ディーゼル発電機の運転）に失敗すれば全交流動力電源喪失となるが、成功した場合には補助給水系による1次系の減温・減圧により炉心損傷とならない。したがって、原子炉補機冷却機能喪失の次に設定する。
- d. 主給水流量喪失と過渡事象では必要とする緩和設備は同じである。しかしながら、主給水流量喪失では、蒸気発生器による1次系の冷却が喪失するため事象進展が厳しい。したがって、外部電源喪失の次に設定する。
- e. 過渡事象は、主給水流量喪失より事象進展が緩やかな自動トリップ事象をまとめて扱うこととし、本階層イベントツリーの最後に設定する。

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

② 成功基準

(1) 成功基準の一覧

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

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

・安全補機室冷却装置

評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没により空調用冷水設備が機能喪失するため、安全補機室冷却装置も従属的に機能喪失する。したがって、本津波PRAでは、安全補機室冷却装置のランダ

ム故障のモデル化は不要である。

- ・ 中間補機棟空調装置

評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没により空調用冷水設備が機能喪失するため、中間補機棟空調装置による冷却を必要とする電動補助給水ポンプ室、制御用空気系も従属的に機能喪失する。したがって、本津波PRAでは、中間補機棟空調装置のランダム故障のモデル化は不要である。

- ・ ディーゼル発電機室換気装置

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

- ・ 中央制御室空調装置

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

- ・ 安全補機開閉器室空調装置

評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没により空調用冷水設備が機能喪失するため、安全補機開閉器室空調装置も従属的に機能喪失する。したがって、本津波PRAでは、安全補機開閉器室空

調装置のランダム故障のモデル化は不要である。

・蓄電池室換気装置

当該設備と依存関係にある安全系蓄電池室は、給気側は安全補機開閉器室空調装置、排気側は蓄電池室換気装置を用いている。評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプの水没により安全補機開閉器室空調装置も従属的に機能喪失しており、安全系蓄電池室も機能喪失する。したがって、本津波PRAでは、蓄電池室換気装置のランダム故障のモデル化は不要である。

③ 事故シーケンス

(1) イベントツリー

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

④ システム信頼性解析

(1) 評価対象としたシステムとその説明

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

(2) 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

基本は内部事象レベル1 PRAと同じ相関性を考慮する（第1.2.2.d-3表及び第1.2.2.d-4表参照）。原子炉補機冷却水系統等の冗長設備は基本的に同一フロア高さに設置されるため、機器が水没する場合は、冗長設備全てが水没し機能喪失するとした。

(3) システム信頼性評価結果

a. フォールトツリーの作成

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

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

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

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

以上を踏まえ、津波による影響をモデル化する機器は以下である。

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

圧器等)

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

b. 主要なミニマルカットセット

システム信頼性解析の結果について、事故シーケンスごとの主要なミニマルカットセットの評価を実施した。評価結果について、第1.2.2.d-5表に示す。

(4) システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

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

⑤ 人的過誤

(1) 評価対象とした人的過誤及び評価結果

内部事象レベル1 PRAでは、起因事象発生前と発生後の人的過誤をTHERP手法を用いて評価している。これを基に津波PRAでの扱いを検討した結果を以下に示す。

a. 起因事象発生前の人的過誤

内部事象レベル1 PRAで対象としている起因事象発生前の人的過誤は、試験や点検等による戻し忘れであり、事象発生の起因が津波であっても変わることはないと考えられる。そのため、津波PRAでは内部事象レベル1 PRAの評価対象から津波PRAでの対象範囲のシステムに関連した起因事象発生前の人的過誤を選定すると共に、人的過誤確率も内部事象

レベル 1 PRAの人的過誤確率を用いる。津波PRA評価でモデル化した起因事象発生前の人的過誤確率（HEP）を第1.2.2.d-6表に示す。

b. 起因事象発生後の人的過誤

津波PRAにおける起因事象発生後の人的過誤は、以下の2つの扱いとする。なお、診断失敗については、津波における起因事象発生後の事象進展及び期待する緩和操作が内部事象レベル 1 PRAと同様であるため、内部事象レベル 1 PRAと同様の診断失敗確率を使用するものとする。

- ・中央制御室による遠隔操作については、プラントへの影響があるレベルの津波が発生する場合、運転員は警報により事前に津波の襲来に備えることができることを考慮して、内部事象レベル 1 PRAと同様のストレスレベル「高」で評価した。よって、内部事象レベル 1 PRAと同じ人的過誤確率を使用するものとする。
- ・現場操作については、運転員のアクセス性を考慮して、各フロアに海水が浸水しない津波高さの場合では期待し、各フロアに海水が浸水する津波高さの場合では期待しない。以上を踏まえ、モデル化した起因事象発生後の人的過誤確率を第1.2.2.d-7表に示す。

⑥ 炉心損傷頻度

(1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

計算コードRiskSpectrumを用いて、階層イベントツリーと各起因事象のイベントツリー及びイベントツリーのヘディングごとのフォールトツリーを用いたフォールトツリー結合法

により炉心損傷頻度（CDF）を算出した。

(2) 炉心損傷頻度結果

a. 評価結果及び事故シナリオの説明

作成した津波PRAモデルを用いてCDFを算出し、以下に評価結果を示す。

(a) 津波シナリオ区分ごとの評価結果

津波シナリオ区分ごとの評価結果を第1.2.2.d-5表に示す。全CDFは $1.3E-10$ ／炉年となり、津波高さが最も低い津波シナリオ区分1（津波高さ7.7m以上～11.3m未満）がその大半を占める。津波シナリオ区分ごとの評価結果及び事故シナリオの概要を以下に示す。

・ 津波シナリオ区分1（津波高さ7.7m以上～11.3m未満）

津波シナリオ区分1のCDFは $1.3E-10$ ／炉年である。

本シナリオ区分では、屋外に設置されている循環水ポンプ及び海水ポンプの水没により起因事象「過渡事象」及び「原子炉補機冷却機能喪失」が発生する。また、従属的に「主給水流量喪失」が発生する。

・ 津波シナリオ区分2（津波高さ11.3m以上）

津波シナリオ区分2のCDFは $4.4E-12$ ／炉年である。

本シナリオ区分ではメタルクラッド開閉装置及びパワーセンタ等の炉心損傷防止に必要な複数の電気盤が水没し、信号系が機能喪失することでプラントの制御ができなくなり、直接炉心損傷に至る。

(b) 起因事象ごとの評価結果

起因事象ごとの評価結果を第1.2.2.d-8表に示す。今回の

津波PRAでは起因事象を階層化して評価しており、7.7m以上の津波で発生する原子炉補機冷却機能喪失、及び11.3m以上の津波で発生する直接炉心損傷に至る事象で代表しているため、外部電源喪失、主給水流量喪失、過渡事象によるCDFは定量化されない。

(3) 評価結果の分析

起因事象別のCDF寄与割合を第1.2.2.d-3図に示す。

海水ポンプはポンプモータ部の高さであるEL. + 7.7m以上の津波が発生した場合に没水により機能喪失し、「原子炉補機冷却機能喪失」により他の緩和設備の有無に関わらず炉心損傷へ至ることとなる。

この海水ポンプの機能を喪失する高さは、津波PRA対象機器の中で最も低く、津波発生時には最も早期に機能喪失する機器となることから、津波PRA評価においては「原子炉補機冷却機能喪失」が全体の約96.8%と、支配的となる。

なお、残りの3.2%については、EL. + 11.3m以上の津波の発生により安全補機開閉器室等へ浸水し、複数の電気盤が機能喪失する事故シーケンスを考慮して「複数の信号系損傷」として整理しているものであるが、この時点で既に「原子炉補機冷却機能喪失」は発生しているため、津波から炉心損傷に至る要因は海水ポンプの機能喪失に起因するものといえる。

(4) 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

a. 重要度解析

(a) 解析内容

今回の津波PRAでは、評価開始時点の津波高さで海水ポン

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

(b)解析結果

第1.2.2.d-9表に津波シナリオ区分ごとのシナリオ重要度整理結果を示す。津波シナリオについて重要な設備は海水ポンプであり、その寄与割合（シナリオ重要度）は約1.0となった。海水ポンプが津波により水没するということが、CDFにとっていかに支配的であり、この設備に対する対策が重要であるということが分かる。これは、海水ポンプが7.7mの津波で機能を喪失した時点で、その依存関係にある設備も従属的に喪失するため、緩和手段がなくなるためである。

b. 不確実さ解析

(a)解析内容

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

(b)解析結果

今回の評価における不確実さ解析は、評価対象となる津

波高さにおいて、不確実さ幅が最小となる津波シナリオ区分1であっても、津波発生頻度が0.0となる信頼度の範囲（min%～30%）が存在するため、津波ハザードの不確実さ幅が非常に大きくなる（第1.2.2.d-5図参照）。

そこで、津波シナリオ区分1において津波発生頻度の値が評価できている信頼度の範囲（30%～max%）の下端である30%～40%信頼度を下限と仮定して評価を実施すると、第1.2.2.d-6図に示すように、そのEFは $1.2E+06$ となった。これは、上限と下限の間に約 $1.0E+12$ 倍以上の幅があることを示す。

したがって、全CDFの約97%を占める津波シナリオ区分1の不確実さ解析結果が全CDFに対する不確実さ幅と同等と考えた場合、EFは $1.2E+06$ よりも大きいということが分かった。ただし、現状の確率論的津波ハザード評価結果からは、それ以上の数値精度は評価不能であり、工学的には意味のないほど大きな不確実さ幅であった。

また、津波PRAの不確実さ幅は、内部事象レベル1 PRA及び地震PRAに比べれば大きくなるが、津波ハザードの幅が支配的であるということからも、その影響は津波PRAで現れる全ての事故シーケンスに対して一様であり、事故シーケンスごとのCDFの相対関係は変わらないため、重要事故シーケンス選定の観点からは影響がないことがわかった。

c. 感度解析

(a) 解析内容

最も支配的な事故シーケンス「原子炉補機冷却機能喪失

＋RCPシールLOCA」に対して、重大事故対策（移動式大容量ポンプ車による通水等）が整備されているものとした場合の感度解析を実施した。

第1.2.2.d-7図に、重大事故等対策を考慮した場合の当該事故シーケンスのシナリオの整理結果を示す。「移動式大容量ポンプ車による通水」及び「原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策」の非信頼度は、必要とされる運転員操作の詳細さや移動式大容量ポンプ車のように機器故障率データが現状整備されていない機器がある等の不確実さ要因があることを考慮し、0.1と仮定した。

(b)解析結果

第1.2.2.d-10表及び第1.2.2.d-8図に、感度解析結果を示す。「原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」への対策を考慮することにより、全CDFは約1桁低減する結果となった。この結果は、重要度整理の結果と同様に、津波の重要事故シーケンスとしては「原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」が非常に支配的であり、様々な事故シーケンスが現れる他事象と違い、「原子炉補機冷却機能喪失」の事故シーケンスグループに対する対策を取ることができれば、全CDFに対してかなりの低減効果があることを示している。

(5)まとめ

重大事故等対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に資するために、玄海原子力発電所3号炉及び4号炉の津波PRAを実施した。炉心損傷頻度は $1.3E-10$ ／炉年となり、不確実さ解析の結果得られたエラーファクタ（EF）は

1.2E+06よりも大きいということがわかった。津波シナリオとしては、海水ポンプが津波で機能喪失することにより「原子炉補機冷却機能喪失」が発生し、RCPシールLOCAが従属的に発生して炉心損傷に至るシナリオが支配的となった。

また、津波シナリオ区分ごとのCDFに対して重要な設備を整理した。さらに、最も支配的な事故シーケンスに対する対策が整備されているものとした場合の感度解析を実施した。これらの結果、津波シナリオについて重要な設備は海水ポンプであり、海水ポンプ機能喪失により発生する「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」への対策を取ることで、全CDFに対してかなりの低減効果があることを確認した。

第1.2.2.a-1表 評価に必要な情報及び主な情報源

	PRA評価作業	情報	主な情報源	
1	プラントの設計・運転の把握	PRA実施にあたり必要とされる設計、運転管理に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 内部事象出力時レベル1 PRAで使用した設計図書（原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書、配管計装線図、電気系統図、プラント機器配置図、原子炉施設保安規定、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 	
2	確率論的津波ハザード評価	対象サイトに影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 文献調査結果 地質調査結果 	
3	建屋・機器フラジリティ評価	プラント固有の建屋・機器の耐力評価ならびに応答評価に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 上記1の情報源 	
4	事故シーケンス評価	a) 事故シナリオの分析と起 因事象の分類	津波時に想定されるプラント状態	<ul style="list-style-type: none"> 上記1の情報源
		b) 事故シーケンスの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	<ul style="list-style-type: none"> 安全系等のシステム使用条件 システムの現実的な性能 運転員による緩和操作 	<ul style="list-style-type: none"> 上記1の情報源 既往のPRA情報
		c) システムのモデル化	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態	
		d) 事故シーケンスの定量化	評価結果の妥当性を確認できる情報	

第1.2.2.a-2表 プラントウォークダウン結果

チェック項目 機器名称	①影響を受ける可能性のある機器の確認						②津波伝ば経路の確認	③建屋開口部の確認	総合評価 (PRA、フラジリティ 等の観点)
	①-1 影響を受ける可能性のある 機器の確認 (屋内設置の機器)		①-2 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋外設置の機器)						
	1. 対象機器の図面 (配置図等) と外見 上相違点はないか	2. 対象機器の設置 室に浸水口があるか	1. 図面 (配置図・構 造図等) と外見上の相 違はないか	2. 基礎ボルト (又は 設置面溶接部)、及び 支持構造物に外見上の 異常 (腐食・亀裂等) はないか (ボルトの場 合は締め付けについて も確認)	3. 対象機器周辺の配 管に外見上の異常 (腐 食・亀裂等) はないか	4. 対象機器周辺に、 間接的な影響を及ぼす 対象物はないか			
主盤 (原子炉盤)	Y	Y	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	N/A	問題箇所見当たらず
メタルクラッド開閉装置	Y	Y	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	N/A	問題箇所見当たらず
パワーセンタ	Y	Y	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	N/A	問題箇所見当たらず
原子炉補機冷却水ポンプ	Y	Y	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	N/A	問題箇所見当たらず
ディーゼル発電機	Y	Y	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	N/A	問題箇所見当たらず
空調用冷凍機	Y	Y	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	N/A	問題箇所見当たらず
電動補助給水ポンプ	Y	Y	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	N/A	問題箇所見当たらず
タービン動補助給水ポンプ	Y	Y	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	N/A	問題箇所見当たらず
海水ポンプ	N/A	N/A	Y	Y	Y	Y	N/A	N/A	問題箇所見当たらず
安全補機室冷却ファン	Y	Y	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	N/A	問題箇所見当たらず
主変圧器	N/A	N/A	Y	Y	Y	Y	N/A	N/A	問題箇所見当たらず
燃料油移送ポンプ	Y	Y	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	N/A	問題箇所見当たらず
補助給水隔離弁	Y	Y	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	N/A	問題箇所見当たらず
制御用空気圧縮機	Y	Y	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	N/A	問題箇所見当たらず
復水ポンプ	Y	Y	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	N/A	問題箇所見当たらず
海水ポンプエリア 床開口部等	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
主蒸気主給水管室 ⇄ タービン建 屋 境界扉 (扉①)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
FH/Bトラックアクセスエリア ⇄ 屋外 境界扉 (扉②)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
E.Vホール(A) ⇄ コールドロッカ ー室 境界扉 (扉③)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
E.Vホール(A) ⇄ タービン建屋 境界扉 (扉④)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
E.Vホール(A) ⇄ タービン建屋 境界扉 (扉⑤)	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず

Y: YES、N: NO、U: 調査不可、N/A: 対象外

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

考慮すべき津波による 損傷・機能喪失要因	左記要因の対象となるSSCの種類（主要なSSC）
被水・没水	電気設備（ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等） 電動機器（ポンプ、電動弁） タービン駆動ポンプ
津波波力	建物・構築物（海水取水口も含む） 防潮堤・防波堤※ ¹ 電気設備（ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等） 電動機器（ポンプ、電動弁等） タービン駆動ポンプ 静的機器（配管、タンク等） 建屋開口部建具（扉、シール等の浸水対策を実施した建具等） 水密扉※ ²
流体力	建物・構築物（海水取水口も含む） 防潮堤・防波堤※ ¹ 電気設備（ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等） 電動機器（ポンプ、電動弁等） タービン駆動ポンプ 静的機器（配管、タンク等） 建屋開口部建具（扉、シール等の浸水対策を実施した建具等） 水密扉※ ²
浮力	建物・構築物（海水取水口も含む） 静的機器（空気を保有するタンク等）
引き津波による水位低下	海水を水源とするポンプ

※1：本評価では、防潮堤・防波堤はないものとして評価

※2：本評価では、水密扉はないものとして評価

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

考慮すべき津波による 損傷・機能喪失要因	左記要因の対象となるSSCの種類（主要なSSC）
漂流物衝撃力	建物・構築物（海水取水口も含む） 電気設備（ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等） 電動機器（ポンプ、電動弁等） タービン駆動ポンプ 静的機器（配管、タンク等） 建屋開口部建具（扉、シール等の浸水対策を実施した建具等） 水密扉 ^{※1}
海底砂移動	建物・構築物（海水取水口も含む）
洗掘	建物・構築物（海水取水口も含む） 防潮堤・防波堤 ^{※2}

※1：本評価では、水密扉はないものとして評価

※2：本評価では、防潮堤・防波堤はないものとして評価

第1.2.2.a-4表 津波による損傷・機能喪失要因と対象設備

対象となる設備・機器		設置場所	津波による損傷・機能喪失要因	「事故シナリオの概括的な分析・設定」におけるフラジリティ評価対象選定結果 ※津波PRA学会標準では6.1項～6.2項	「建屋・機器フラジリティ評価」における検討結果 ※津波PRA学会標準では8章	本評価における評価対象
動的・電気的なSSC	ポンプ、電動弁、電気盤等	屋内 屋外	被水・没水	フラジリティ評価対象	機器の損傷高さに水位が達した時点で、確率1.0で損傷するステップ状の関数でフラジリティとする。 機器の損傷高さに水位が達した時点で機能喪失すると仮定しているため、それ以上の津波高さでしか発生しないこれらの損傷・機能喪失要因は、被水・没水の評価で包含できる。	○
			波力	フラジリティ評価対象		—
			流体力	フラジリティ評価対象		—
			浮力	フラジリティ評価対象		—
			漂流物衝撃力	フラジリティ評価対象		—
	海水ポンプ、循環水ポンプ等海水を水源とする設備	屋外	海底砂移動及び洗掘	フラジリティ評価対象外 (諸元が特定できず、評価が現時点では困難であると判断されるため、津波PRA学会標準6.2項の記載に準じて対象外とする。)	左記で既にスクリーニング済。	—
		引き津波による水位低下	フラジリティ評価対象外 (今回の目的のためには必須ではないと判断し、対象外とする。)	左記で既にスクリーニング済。	—	
静的なSSC	配管、タンク等	屋内 屋外	波力	フラジリティ評価対象	対象となるSSCについて、他の構築物等に囲まれていること等により、津波が直接衝突する位置にないことをプラントウォークダウンや図面等により確認しているため、評価対象外とする。 原子力プラント内のSSCの耐震性の観点（基礎との設置、ボルトの固定）から、影響はないものと想定できるため、損傷・機能喪失要因の評価対象外とする。	—
			流体力	フラジリティ評価対象		—
			浮力	フラジリティ評価対象		—
				漂流物衝撃力	フラジリティ評価対象	波力に関する検討に包絡できるため、評価対象外とする。 (補足：漂流物が対象SSCまで到達する確率、対象SSCの評価対象部位に衝突する確率、及び衝突による損傷確率（フラジリティ）を考慮すると、漂流物がCDFに与える影響は、被水・没水による影響に比べて非常に小さいものと予想される。)
	各建屋	屋外	波力 流体力 浮力 漂流物衝撃力	フラジリティ評価対象	PRAで対象となるのは耐震Sクラスの非常に強固な建屋であり、これらのモードにおいて損傷に至ることは考えにくい。 具体的に記載すると、玄海原子力発電所3号炉においては波高が11.3mに達した時点で開口部からの浸水によりSBOシナリオが発生する。ここで、GL.が11.0mであるため、建屋に衝突する水位は約30cmであり、このような津波により耐震Sクラスの建屋が損傷に至ることは考えられない。したがって、建屋そのものに対する津波の影響は、今回の評価結果に影響を与えるものではないと言えるため、対象外とした。 (仮に損傷に至ったとしても建屋が全面的に崩壊するとは考えにくく、浸水による建屋内機器の損傷で包絡されると考えられる。)	—

第1.2.2.a-5表 津波により発生する起回事象の選定（1 / 2）

起回事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	検討内容
大破断LOCA	×	LOCA事象は、原子炉格納容器内の1次系圧力バウンダリの破損により発生する。原子炉格納容器内への海水の流入は起こらないことと、プラント内部であるため津波波力の影響を受けないことより配管破断は起こりえない。したがって、本事象は対象外とする。
中破断LOCA	×	同上
小破断LOCA	×	制御回路の誤動作により加圧器逃がし弁が誤開して、再閉止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉補助盤等が水没する高さ（11.3m）の津波が発生した時には、既に直接炉心損傷に至っている。したがって、直接炉心損傷に至る事象に包絡可能なため対象外とする。
インターフェイスシステムLOCA	×	制御回路の誤動作により余熱除去隔離弁が誤開した場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉コントロールセンタ等が水没する高さ（11.3m）の津波が発生した時には、既に直接炉心損傷に至っている。したがって、直接炉心損傷に至る事象に包絡可能なため対象外とする。
主給水流量喪失	○	タービン建屋が浸水し、主給水ポンプ、復水ポンプあるいは常用系の電源設備等が損傷した場合に主給水系が機能喪失する。
外部電源喪失	○	変圧器等の外部電源設備は屋外に設置されており、津波による浸水で当該設備が損傷した場合には外部電源喪失となる。
2次冷却系の破断	×	2次冷却系の破断は、主給水管や主蒸気管はプラント内部にあるため津波波力の影響を直接的に受けないことから、配管破断は起こりえない。また、制御回路の誤動作により主蒸気逃がし弁が誤開して、再閉止できない場合に発生が考えられるが、主蒸気逃がし弁が水没する高さ（11.3m）以上でのみ、当該電気盤が水没するという関係にあるので、対象外とする。

第1.2.2.a-5表 津波により発生する起回事象の選定（2 / 2）

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

※1：津波PRA学会標準附属書Nに、

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

- ・近地津波の場合、津波発生の起因となる地震動を原子炉施設が感知し、自動停止する可能性がある。
 - ・原子炉施設に対して影響が発生する高さ以上の津波警報が発せられた場合、津波到達までに原子炉を手動停止する可能性がある。”
- という記載がある。本津波PRA評価では、この記載に則り、検討した結果を上表にまとめた。

第1.2.2.a-6表 重要事故シーケンス評価用の津波シナリオ区分

津波シナリオ区分 (津波高さ)	津波シナリオの概要	津波によって損傷する主要な機器	起回事象*
1 (7.7m以上～11.3m未満)	<ul style="list-style-type: none"> 11.3m未満に設置されている屋外機器が水没。 海水ポンプの水没によって、補機冷却機能が喪失することから、RCPシールLOCAが発生する。 	海水ポンプ 循環水ポンプ	<u>原子炉補機冷却機能喪失 過渡事象</u> <u>(主給水流量喪失)</u>
2 (11.3m以上)	<ul style="list-style-type: none"> シナリオ区分1までの高さの津波で水没した機器に加え、11.3m以上に設置されている機器が水没。 高さ11.3mの津波により、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の電気盤が複数水没することにより、直接炉心損傷に至る。 	復水ポンプ 主変圧器 メタルクラッド開閉装置 パワーセンタ 原子炉コントロールセンタ 動力変圧器 直流コントロールセンタ リレー室直流分電盤 ドロッパ盤 充電器盤 蓄電池 計装電源切替盤 計装分電盤 計装電源盤 (インバータ) 等	<u>原子炉補機冷却機能喪失 過渡事象</u> <u>主給水流量喪失</u> <u>外部電源喪失</u> <u>直接炉心損傷に至る事象</u>

※：下線の起回事象は、当該津波シナリオで新たに発生する起回事象である。

() 内の起回事象については、原子炉補機冷却機能喪失が発生すると同時に従属的に発生する起回事象である。

第1.2.2. a-7表 機器リスト (抜粋)

起因事象/ 緩和機能	設備	設置場所	設置高さ	浸水口高さ	機器損傷高さ
原子炉補機冷却機能 喪失 (起因事象) 海水系 (緩和機能)	海水ポンプ	屋外	EL. +7.7m (ポンプモータ下端)	EL. +6.0m	EL. +7.7m
	:				
原子炉補機冷却機能 喪失 (起因事象) 原子炉補機冷却水系 (緩和機能)	原子炉補機冷却水ポン プ	A/B	EL. -11.0m	EL. +11.3m	EL. +11.3m
	原子炉補機冷却水ポン プ現場操作盤	A/B	EL. -11.0m	EL. +11.3m	EL. +11.3m
	:				
非常用所内 交流電源 (緩和機能)	ディーゼル発電機	R/B	EL. +11.3m	EL. +11.3m	EL. +11.3m
	燃料油移送ポンプ	R/B	EL. +3.7m	EL. +11.3m	EL. +11.3m
	:				
外部電源喪失 (起因事象) 外部電源系 (緩和機能)	主変圧器	屋外 (T/B近接)	EL. +11.3m	EL. +11.0m	EL. +11.3m
	特高開閉所	屋外	EL. +11.3m	EL. +11.0m	EL. +11.3m
	:				
直接炉心損傷 (起因事象)	原子炉補助盤	A/B	EL. +11.3m	EL. +11.3m	EL. +11.3m
	原子炉安全保護計装盤	A/B	EL. +11.3m	EL. +11.3m	EL. +11.3m
	:				

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

津波シナリオ 区分	津波高さ	津波発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与 (%)
1	7.7m以上～11.3m未満	1.3E-10	1.3E-10	96.8
2	11.3m以上	4.4E-12	4.4E-12	3.2
全炉心損傷頻度			1.3E-10	100

第1.2.2.d-2表 成功基準

機能	原子炉トリップ	補助給水			非常用所内 交流動力電源	加圧器逃がし弁/ 安全弁LOCAなし	RCPシール LOCAなし
	制御棒挿入	ポンプ	SGへの給水	主蒸気安全弁に よる蒸気放出	ディーゼル 発電機	弁再閉止、 隔離弁動作	RCPシール 健全
原子炉補機冷却機能喪失	○	1 / 3	2 / 4	2 弁 / SG 1 基	—	○	○
外部電源喪失	○	1 / 3	2 / 4	2 弁 / SG 1 基	1 / 2	—	—
主給水流量喪失	○	1 / 3	2 / 4	2 弁 / SG 1 基	—	—	—
過渡事象	○	1 / 3	2 / 4	2 弁 / SG 1 基	—	—	—

第1.2.2.d-3表 フロントライン系とサポート系の依存性

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

第1.2.2.d-4表 サポート系同士の依存性

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

第1.2.2.d-5表 津波シナリオ区分ごとの評価結果と主要なミニマルカットセット

津波シナリオ区分	津波高さ	事故シーケンス	CDF (/炉年)	主要なミニマルカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)
1	7.7m以上 ～ 11.3m未満	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	1.3E-10	RCPシールLOCA	1.3E-10	100
		原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁 /安全弁LOCA	5.8E-13	加圧器安全弁（RC-055 (056、057)）再閉止失敗	5.8E-13	100
		原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	1.0E-12	タービン動補助給水ポンプ試験による待機除外	2.6E-13	24.8
				タービン動補助給水ポンプ起動失敗	2.1E-13	19.9
2	11.3m以上	複数の信号系損傷	4.4E-12	津波による複数の信号系損傷	4.4E-12	100

第1.2.2.d-6表 起回事象発生前の人的過誤確率

系統名	運転操作エラー	HEP
海水系 (注入時)	海水ポンプ出口弁戻し忘れ	1.6E-03
空調設備 (ディーゼル発電機室)	手動ダンパ 戻し忘れ	1.6E-03
空調設備 (中間補機棟)	手動ダンパ 戻し忘れ	1.6E-03

第1.2.2.d-7表 起回事象発生後の人的過誤確率

起回事象	運転操作エラー	操作場所	HEP
原子炉補機冷却 機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 手動停止	C (D) 海水ポンプ 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	A (B) 空調用冷凍機盤故障警報 読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	D 空調用冷水ポンプ 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	電動弁 (CH-016B) 開操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	B 中間補機棟空調ファン 起動操作 失敗	中央制御室	8.6E-04
	D 空調用冷凍機 起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	原子炉関連盤補機停止警報 読取失 敗	中央制御室	8.3E-04
	A 中間補機棟空調ファン停止 読取 失敗	中央制御室	8.3E-04

第1.2.2.d-8表 起因事象別炉心損傷頻度

起因事象	事故シーケンス	シーケンス別 CDF (／炉年)	起因事象別 CDF (／炉年)
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA	1.3E-10	1.3E-10
	原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	5.8E-13	
	原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	1.0E-12	
直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷	4.4E-12	4.4E-12
外部電源喪失	外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失	—※1	
	外部電源喪失＋補助給水失敗	—※1	
主給水流量喪失	主給水流量喪失＋補助給水失敗	—※2	
過渡事象	過渡事象＋補助給水失敗	—※2	

※1：直接炉心損傷に至る事故シーケンスで代表して評価

※2：原子炉補機冷却機能喪失で代表して評価

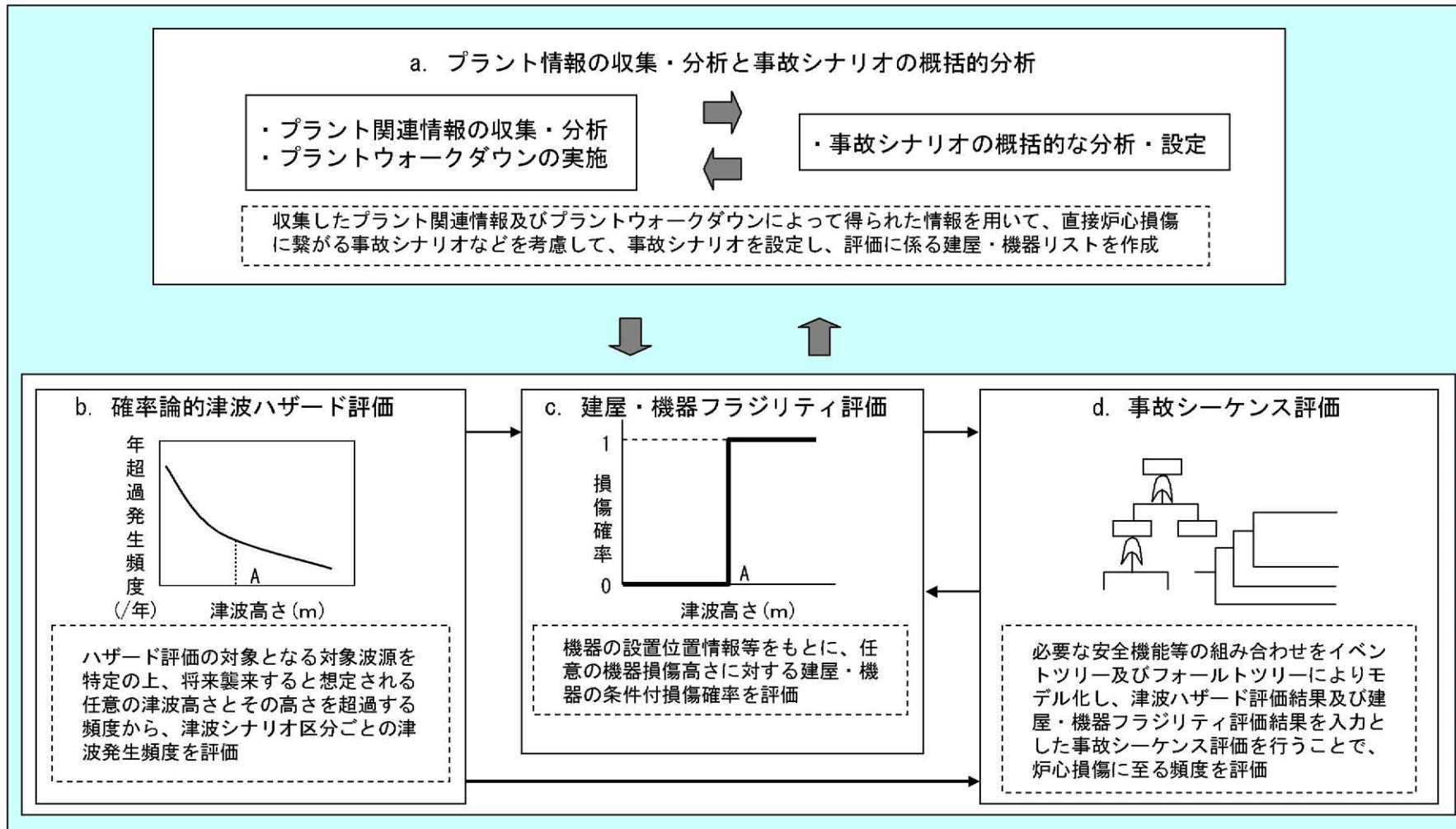
第1.2.2.d-9表 重要度整理結果

津波シナリオ区分	津波高さ	津波によって損傷する主要な機器	起回事象*	津波シナリオの概要	津波発生頻度(／年)	炉心損傷頻度(／炉年)	寄与度(%)	シナリオ重要度
1	7.7m 以上 ～ 11.3m 未満	海水ポンプ 循環水ポンプ	<u>原子炉補機冷却機能喪失 過渡事象</u> (主給水流量喪失)	<ul style="list-style-type: none"> 11.3m 未満に設置されている屋外機器が水没 海水ポンプが水没し、原子炉補機冷却機能喪失によってRCPシールLOCAが発生する 	1.3E-10	1.3E-10	96.8	海水ポンプ：約0.97
2	11.3m 以上	復水ポンプ 主変圧器 メタルクラッド開閉装置 パワーセンタ 原子炉コントロールセンタ 動力変圧器 直流コントロールセンタ リレー室直流分電盤 ドロップ盤 充電器盤 蓄電池 計装電源切替盤 計装分電盤 計装電源盤(インバータ) 等	<u>原子炉補機冷却機能喪失 過渡事象</u> 主給水流量喪失 <u>外部電源喪失</u> <u>直接炉心損傷に至る事象</u>	<ul style="list-style-type: none"> 区分1までの高さの津波で水没した屋外機器に加え、原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋の開口部(11.3m以上)から浸水が始まり、11.3m以上に設置されている全ての機器が水没 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水没することにより、直接炉心損傷に至る 	4.4E-12	4.4E-12	3.2	メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ、原子炉コントロールセンタ、動力変圧器、直流コントロールセンタ、リレー室直流分電盤、ドロップ盤、充電器盤、蓄電池、計装電源切替盤、計装分電盤、計装電源盤(インバータ)：約0.03

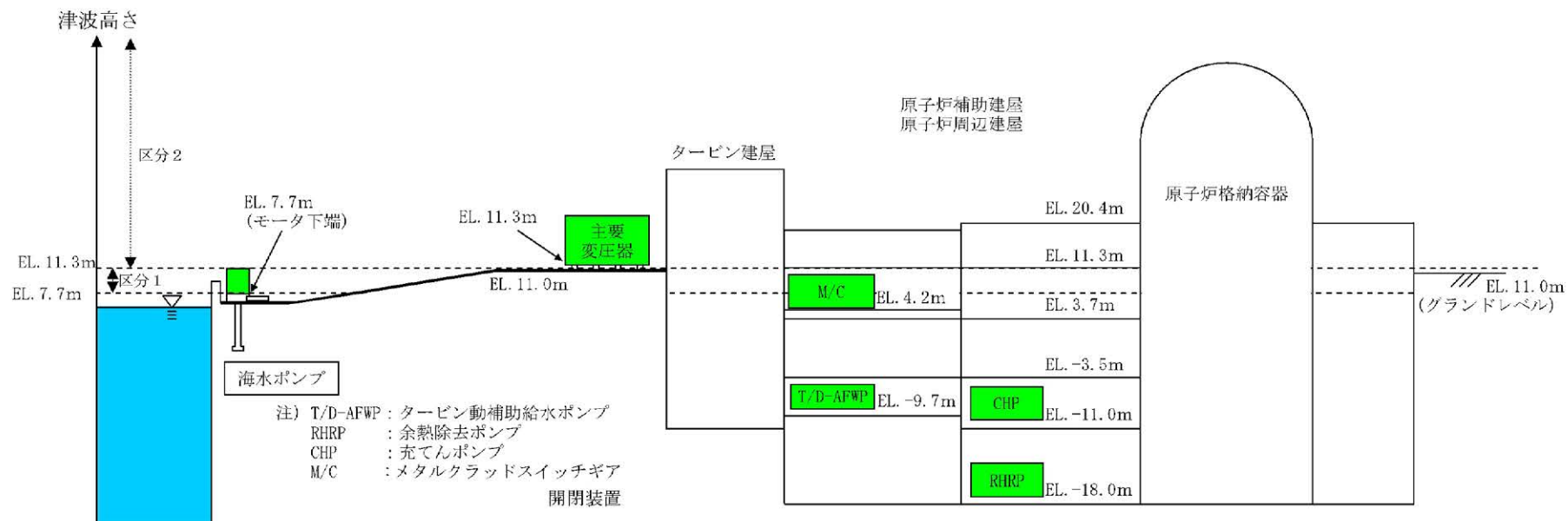
※：下線の起回事象は当該津波シナリオで新たに発生する起回事象である。また、()内の起回事象については、原子炉補機冷却機能喪失が発生すると同時に従属的に発生する起回事象である。

第1.2.2.d-10表 感度解析結果

起因事象	事故シーケンス	ベースケース (／炉年)		感度解析 (／炉年)	
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA	1.3E-10	1.3E-10	1.5E-11	1.6E-11
	原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	5.8E-13		5.8E-13	
	原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	1.0E-12		1.0E-12	
直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷	4.4E-12	4.4E-12	4.4E-12	4.4E-12
合 計		1.3E-10		2.1E-11	

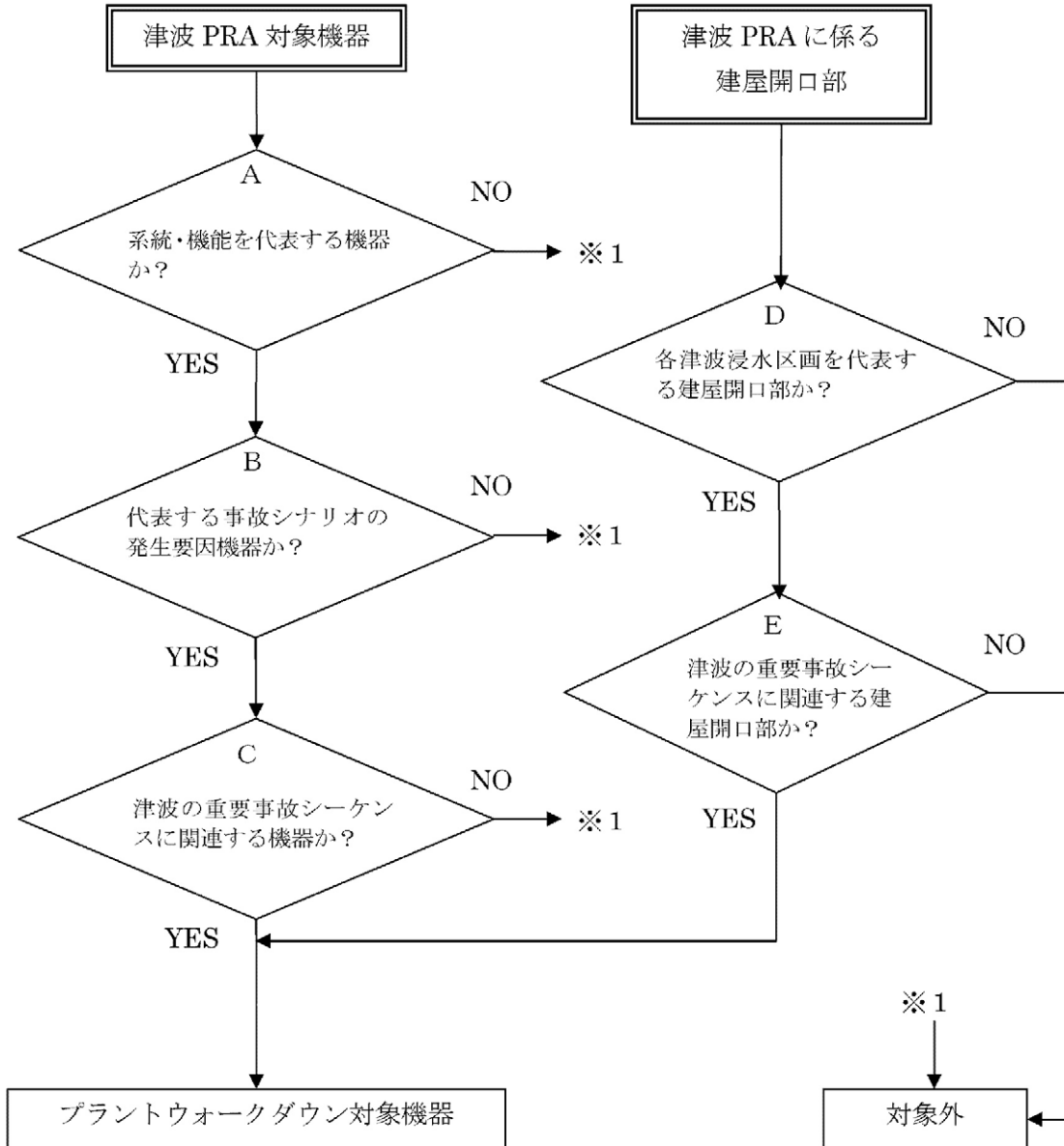


第1.2.2-1図 津波PRAの評価フロー



1.2.2-41

第1.2.2. a-1図 プラント概要



第1.2.2.a-2図 プラントウォークダウン調査対象機器の選定フロー

津波 No. 9

玄海原子力発電所3号機 プラントウォークダウンチェックシート (津波)

対象機器 : 屋内設置の機器、~~屋外設置の機器、~~建屋開口部
 機器名称 : 海水ポンプ
 機器ID : 3SWP1
 建屋 : 屋外
 床EL : EL. 7.7m
 津波伝播経路 : —

[チェック対象項目]

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

備考

特記事項なし

実施日 : 平成25年 8月21日実施者 : ██████████

第1.2.2. a-3図 プラントウォークダウン結果例 (1 / 3)

津波No. 9

機器ID: 3SWP1

①-1 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋内設置の機器)

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の図面 (配置図等) と相違点は無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. 対象機器の設置室に浸水口があるか (扉、連絡路、その他_____)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

①-2 影響を受ける可能性のある機器の確認 (屋外設置の機器)

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の図面 (配置図・構造図等) と相違点は無いか	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 基礎ボルト (又は設置面溶接部)、及び支持構造物に外見上の異常 (腐食・亀裂等) は無いか (ボルトの場合は締め付けについても確認)	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 対象機器周辺の配管に外見上の異常 (腐食・亀裂等) は無いか	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
4. 対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無いか	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

② 津波伝播経路の確認 (屋内設置の機器)

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の設置区画への津波伝播経路があるか (階段、床ドレン、床開口、その他_____)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

③ 建屋開口部の確認 (建屋開口部)

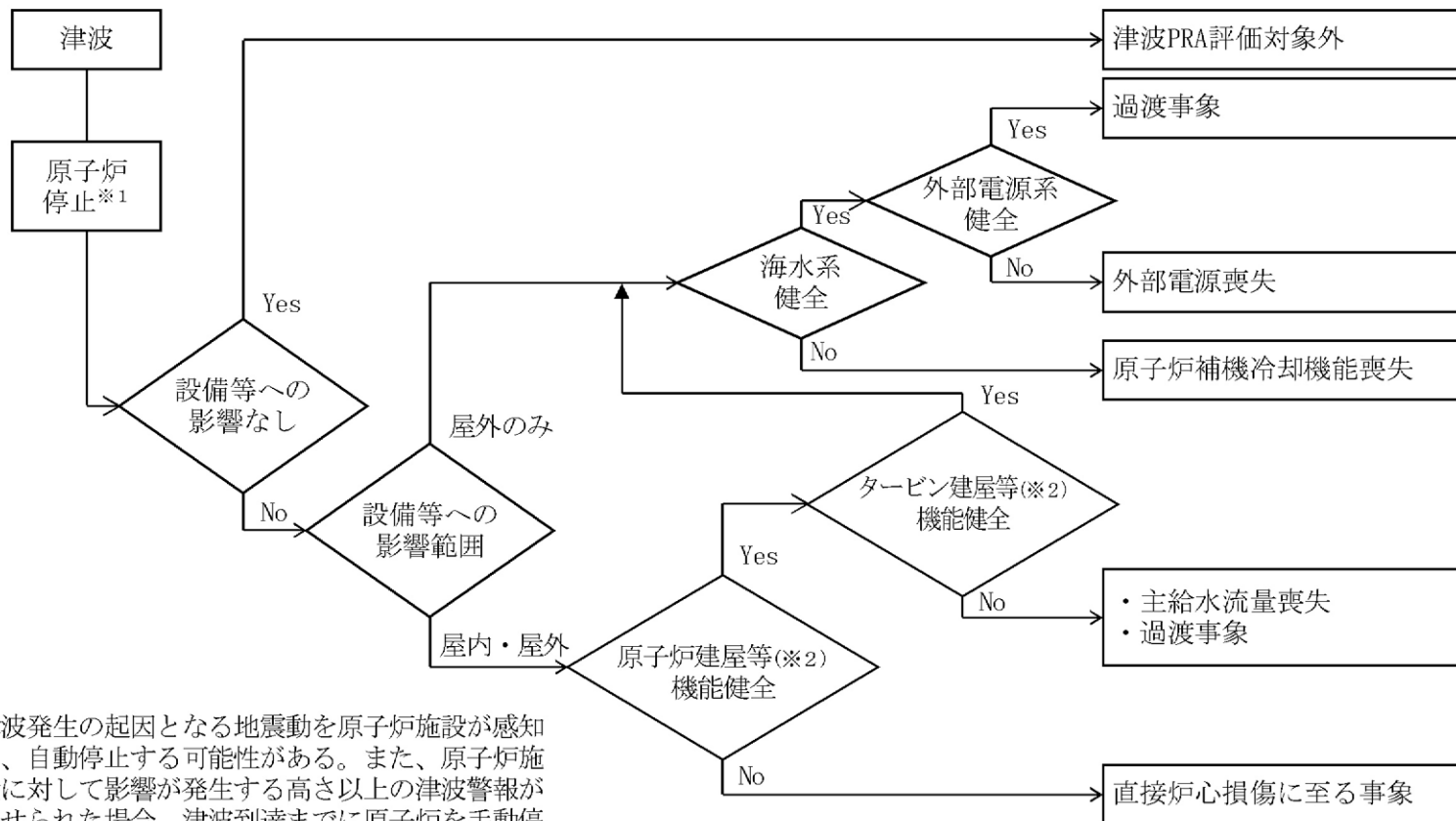
	Y	N	U	N/A
1. 対象建屋開口部の図面 (配置図等) と相違点は無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

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

第 1.2.2. a-3 図 プラントウォークダウン結果例 (2 / 3)



第1.2.2.a-3図 プラントウォークダウン結果例 (3 / 3)

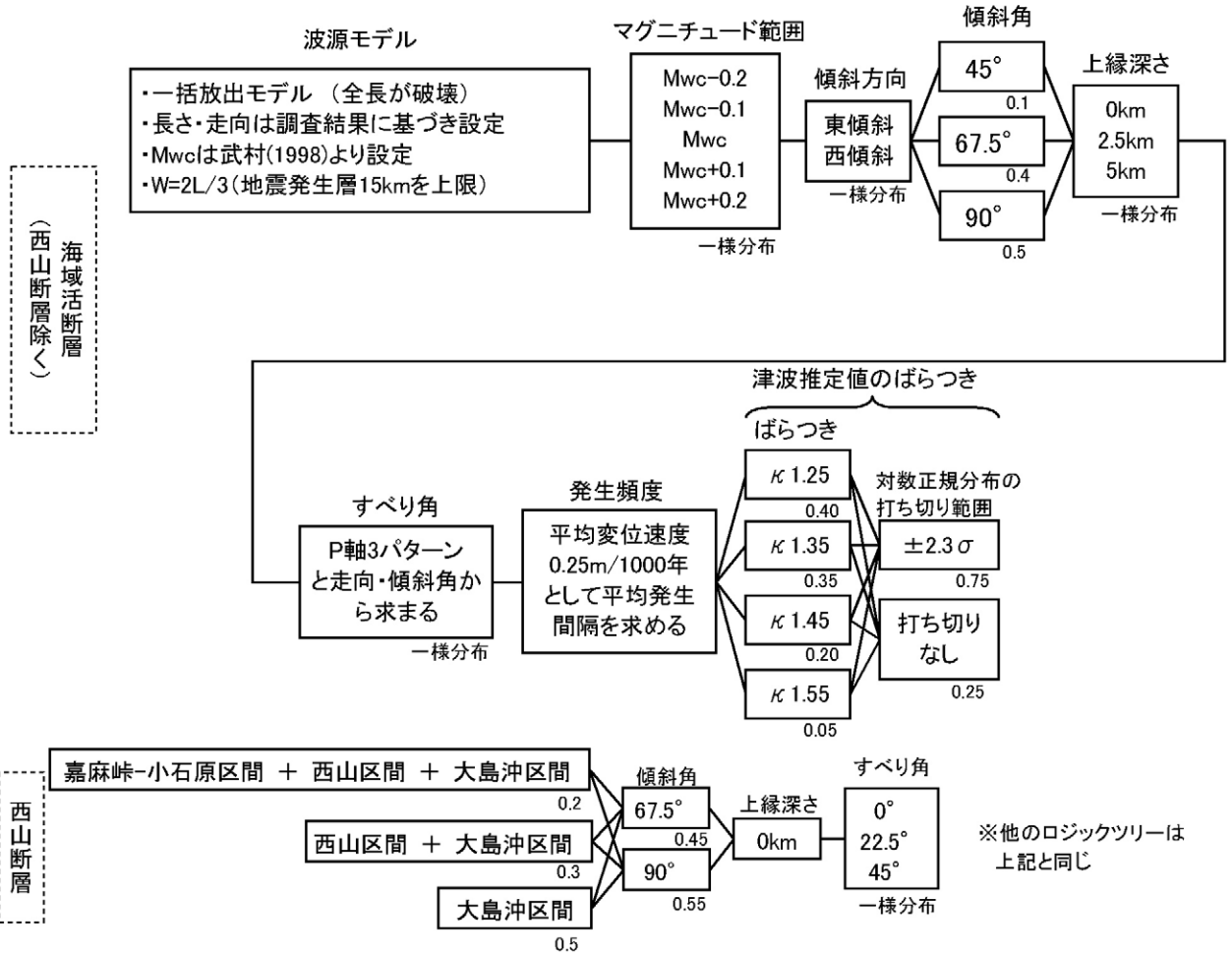


※1：津波発生の起因となる地震動を原子炉施設が感知し、自動停止する可能性がある。また、原子炉施設に対して影響が発生する高さ以上の津波警報が発せられた場合、津波到達までに原子炉を手動停止する可能性がある

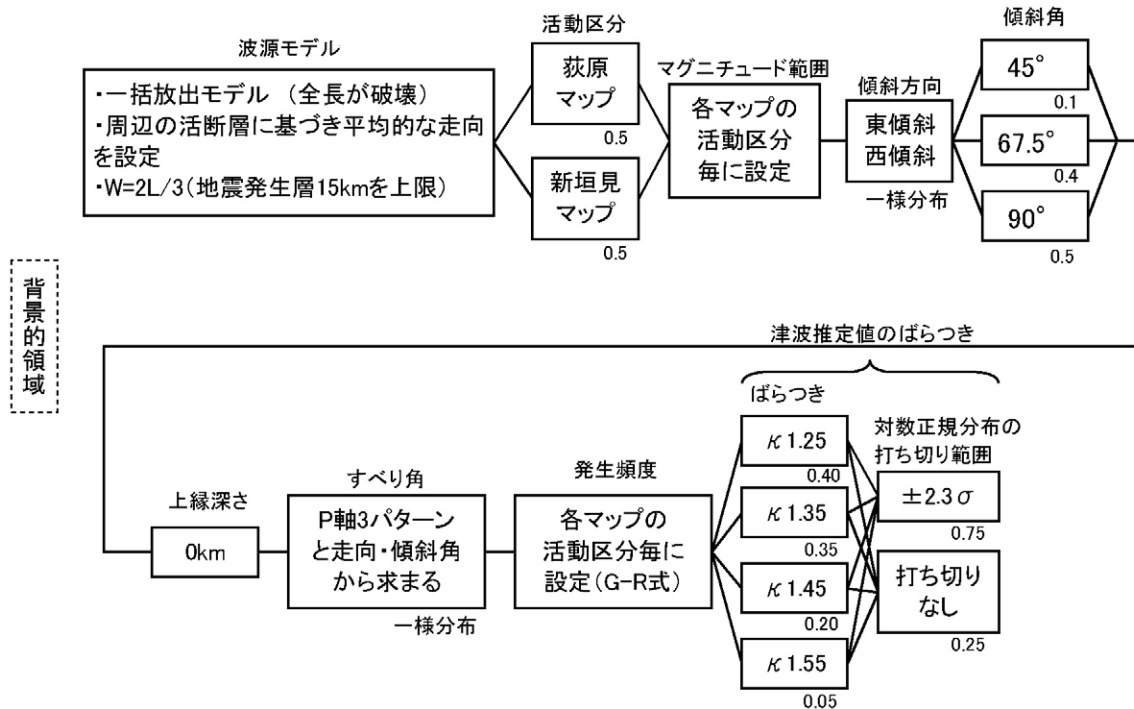
※2：各建屋内に設置されている各機器も含む

注) 起因事象は、津波の影響範囲により、単独もしくはそれらの組合せで発生する。

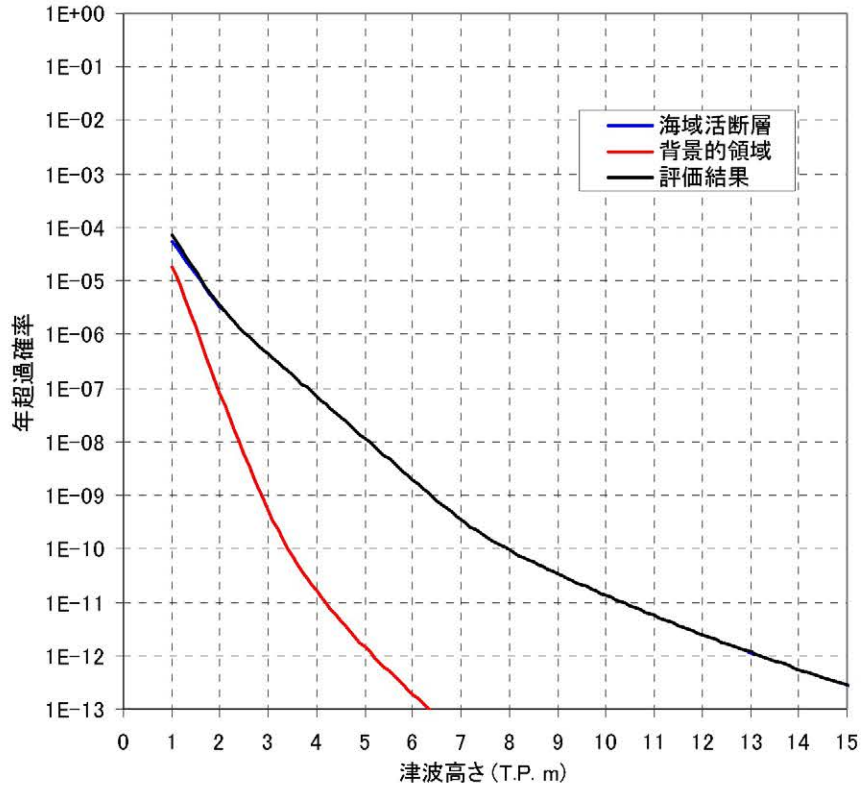
第1.2.2.a-4図 起因事象の抽出フロー



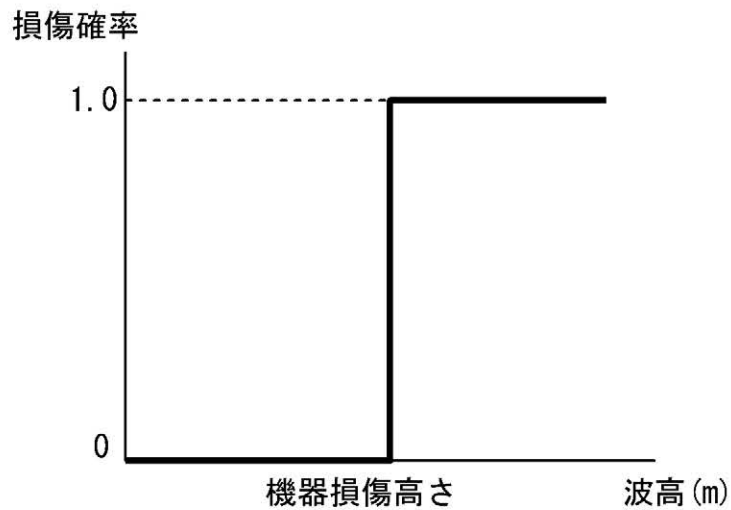
第1.2.2. b-3図 海域の活断層の地震を波源とするロジックツリー



第1.2.2. b-4図 背景的領域の地震を波源とするロジックツリー

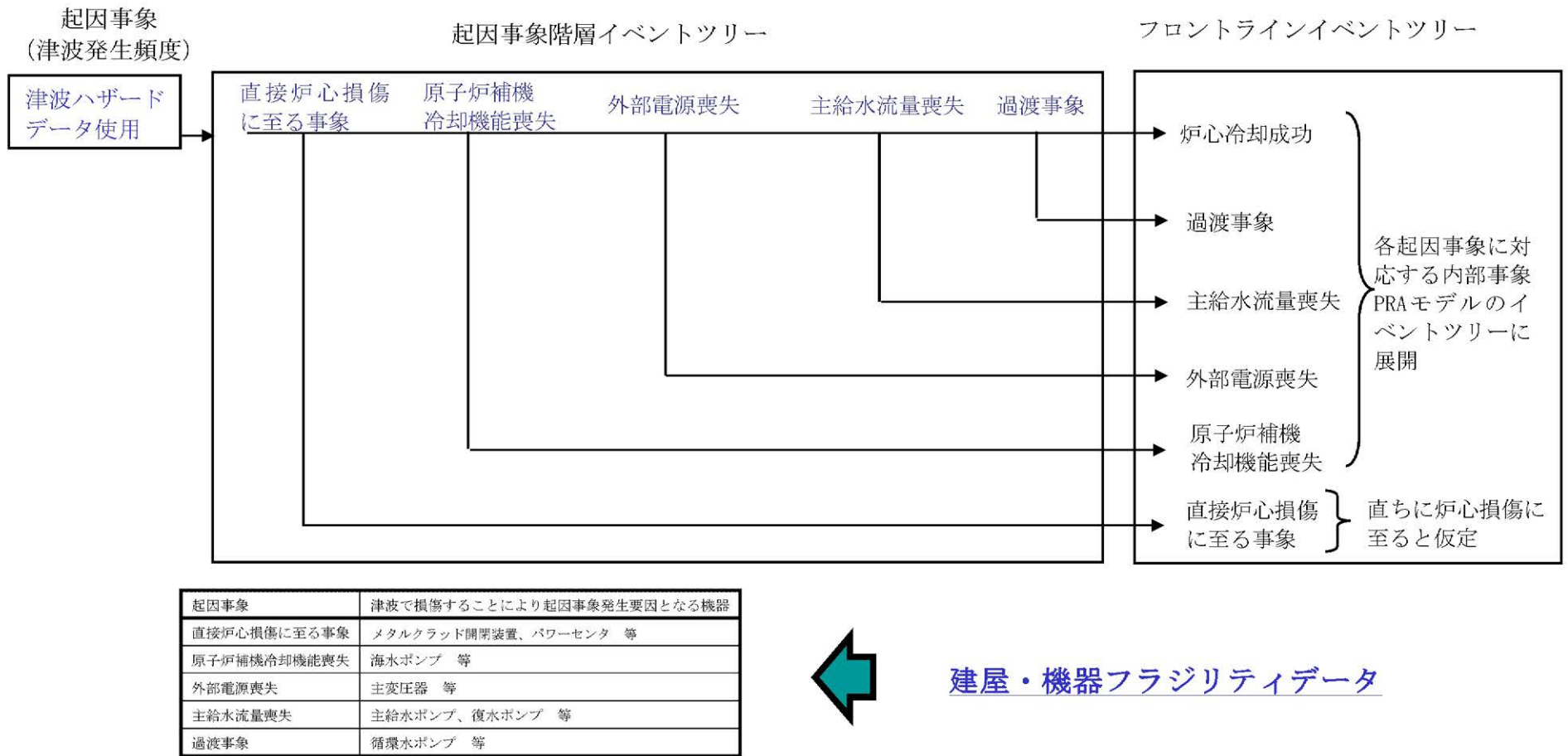


第1.2.2. b-5図 取水ピット前面地点における水位と年超過確率の関係

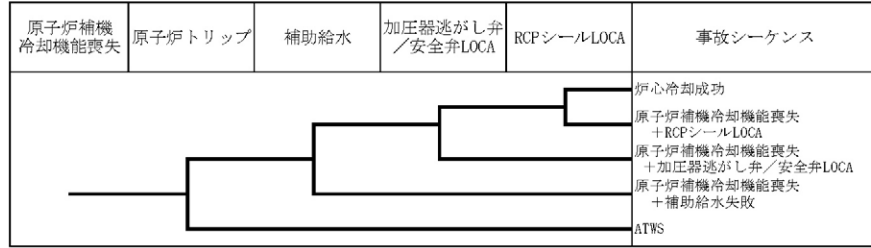


※機器損傷高さは浸水口高さ又は機器の設置高さの大きい方の値

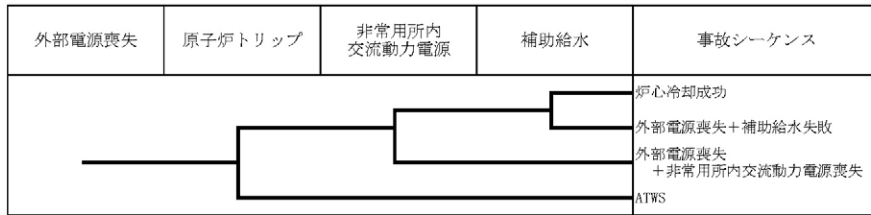
第1.2.2. c-1図 被水・没水に関するフラジリティ曲線



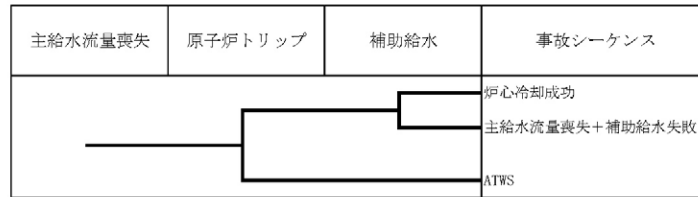
第1. 2. 2. d-1図 津波PRAにおける起因事象階層イベントツリー



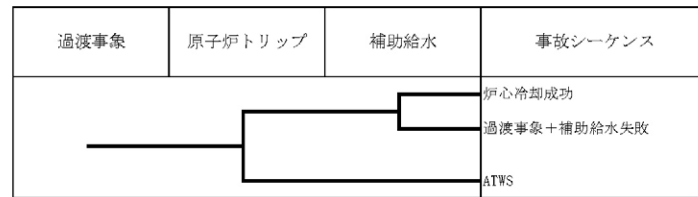
第1.2.2.d-2図(a) 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー



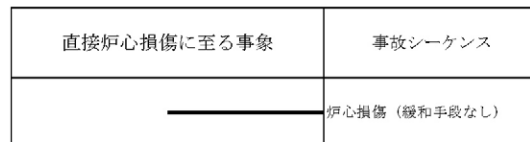
第1.2.2.d-2図(b) 外部電源喪失イベントツリー



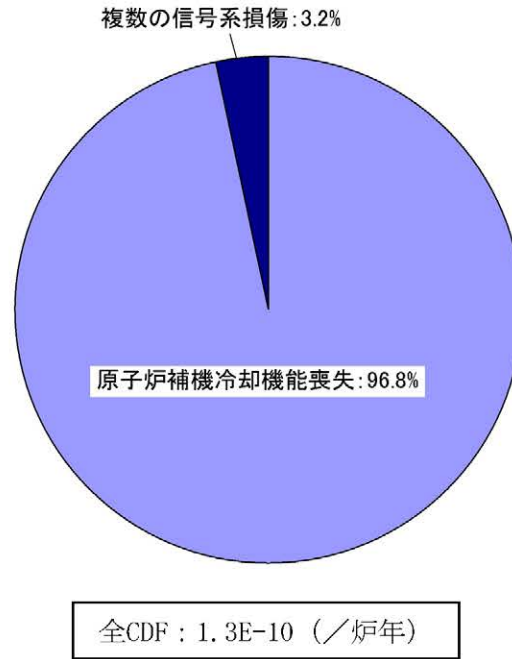
第1.2.2.d-2図(c) 主給水流量喪失イベントツリー



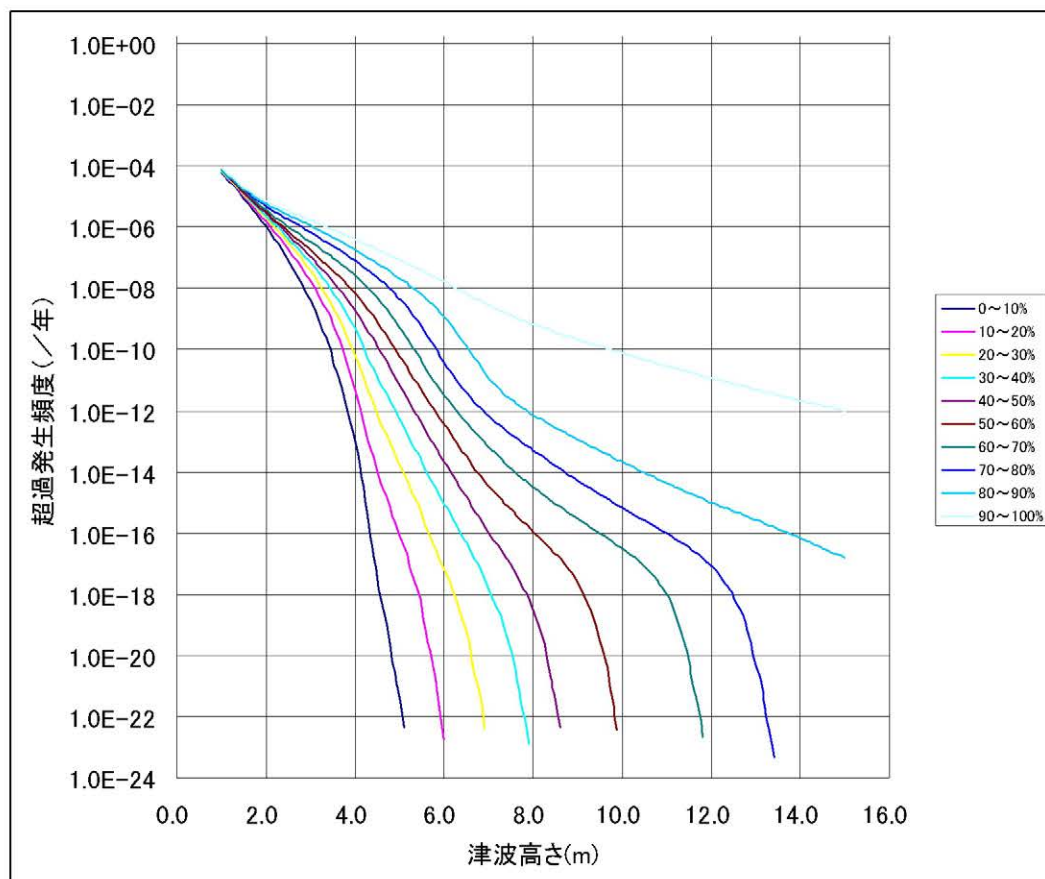
第1.2.2.d-2図(d) 過渡事象イベントツリー



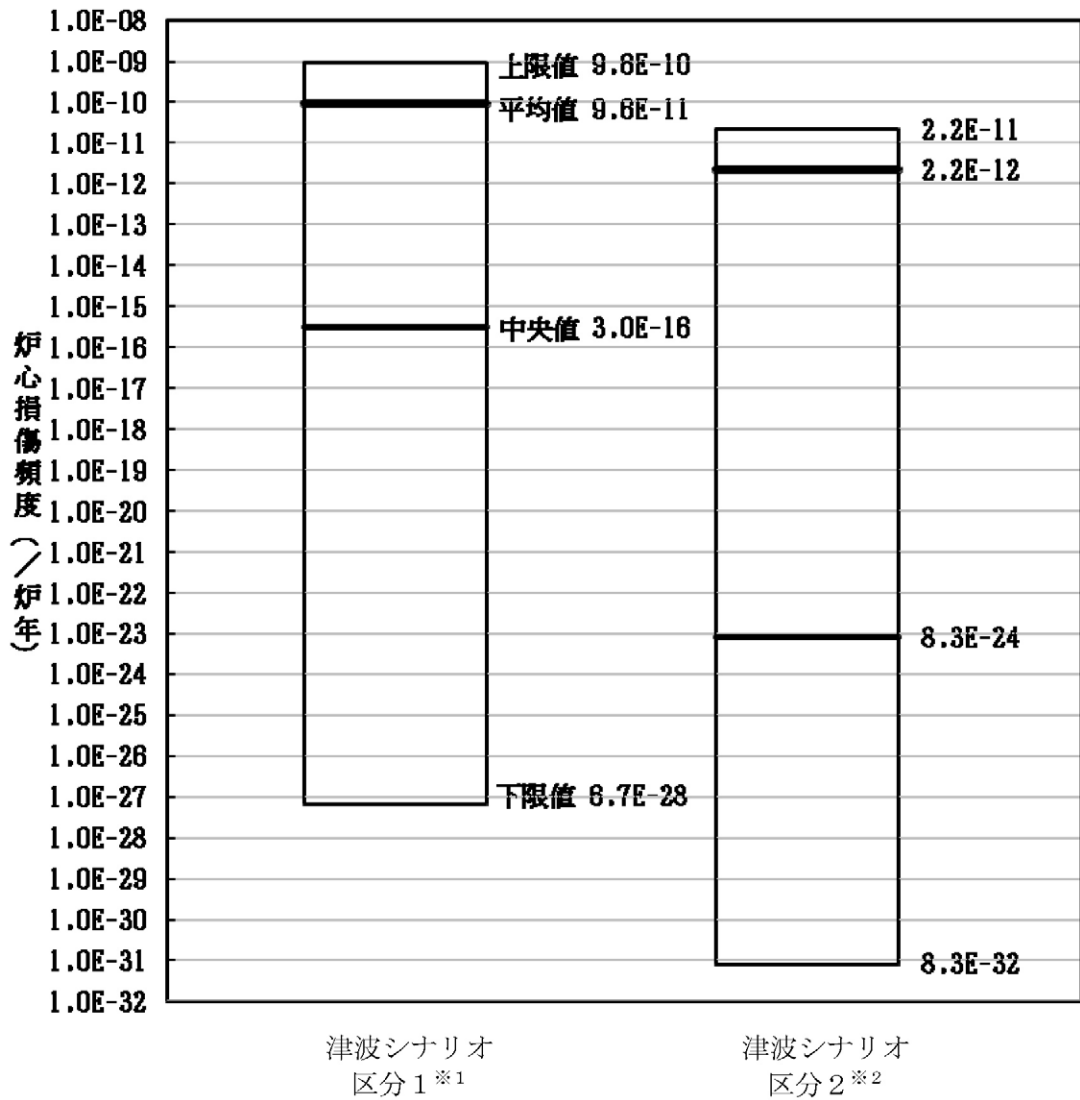
第1.2.2.d-2図(e) 直接炉心損傷に至る事象



第1.2.2.d-3図 起因事象別炉心損傷頻度

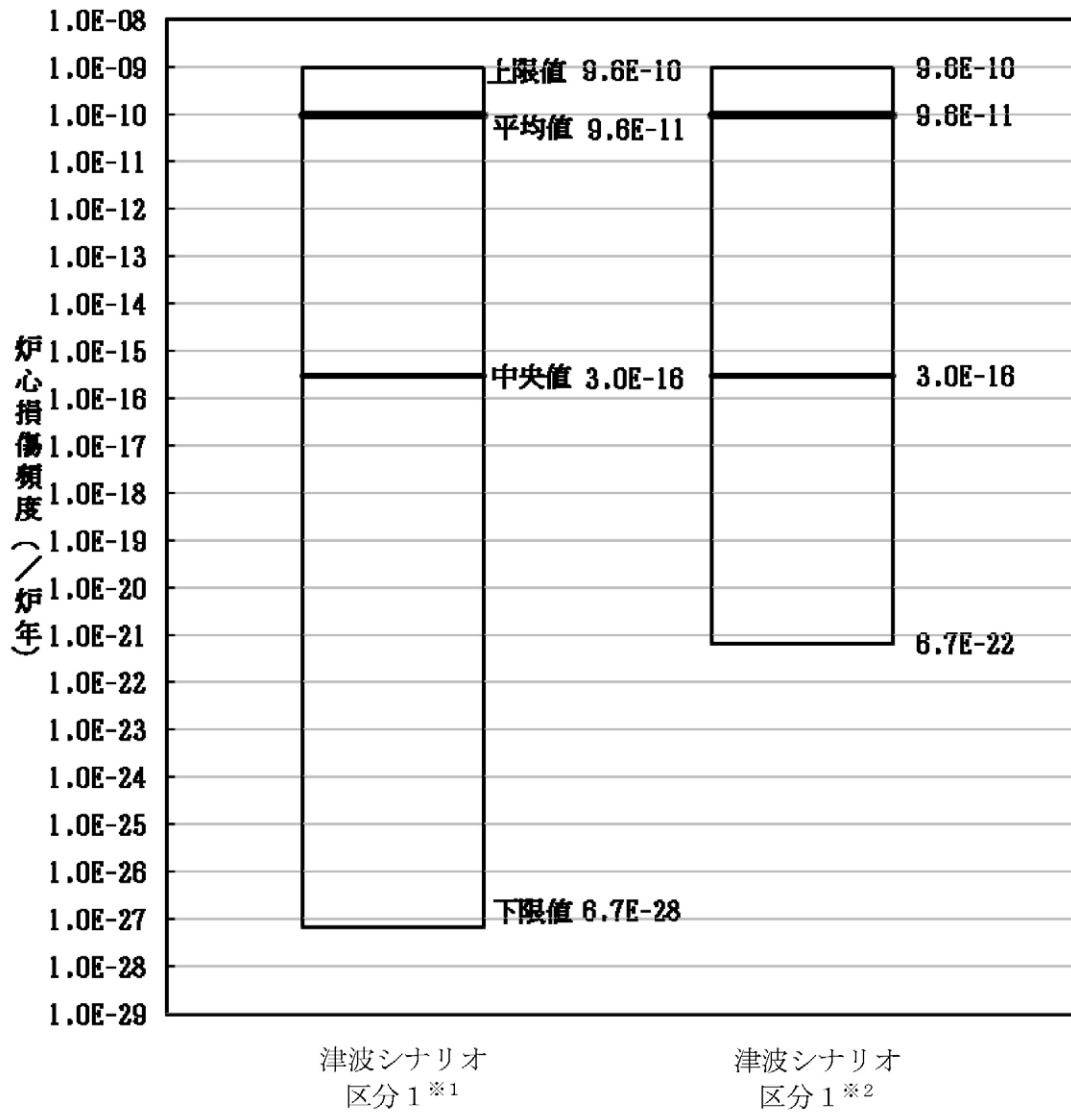


第1.2.2.d-4図 津波フラクタイルハザード



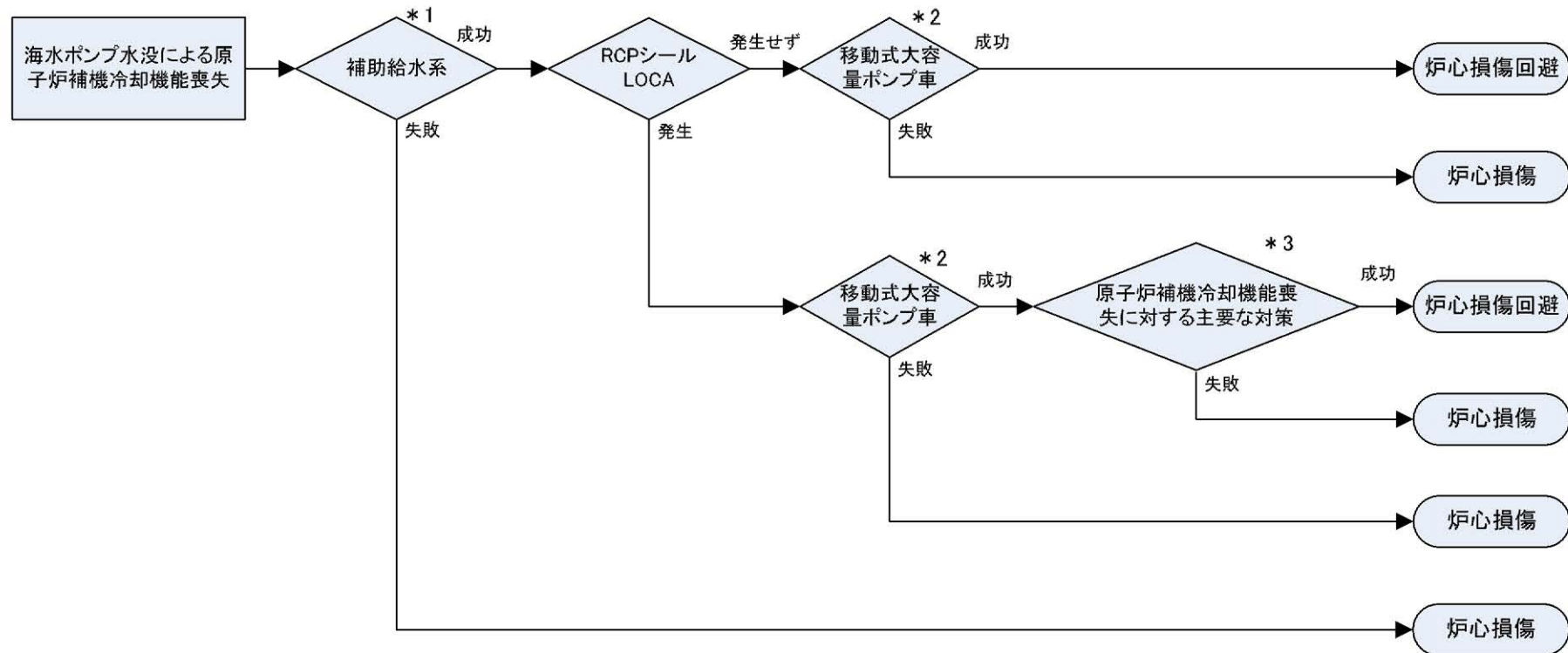
※1 : 30%以下の信頼度データがないため、30%~40%信頼度から2桁ずつ小さくした値を入力
 ※2 : 60%以下の信頼度データがないため、60%~70%信頼度から2桁ずつ小さくした値を入力

第1.2.2. d-5図 津波シナリオ区分ごとの不確実さ解析結果



※1 : 30%以下の信頼度データがないため、30%~40%信頼度から2桁ずつ小さくした値を入力
 ※2 : 30%以下の信頼度データがないため、30%~40%信頼度を下限と仮定

第1.2.2. d-6図 津波シナリオ区分1における不確実さ幅の影響検討結果

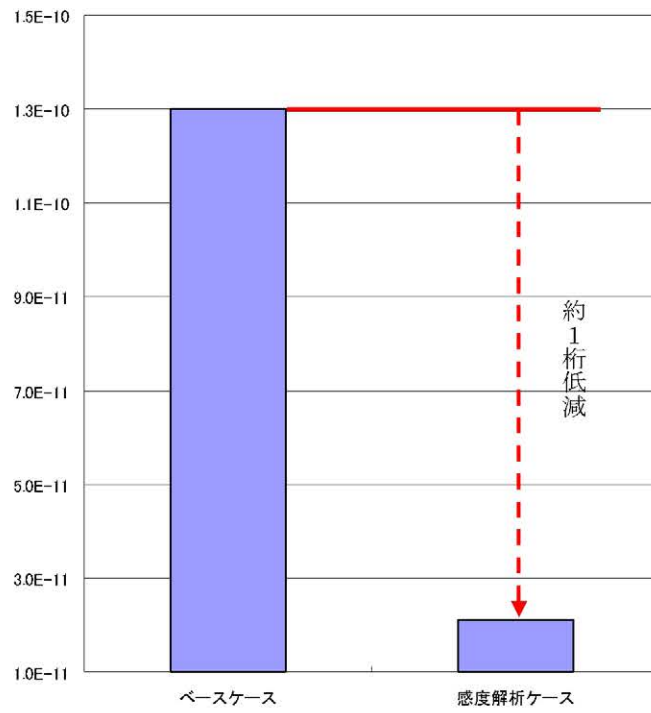


*1: 補助給水系に失敗すると必ずRCPシールLOCAが発生し炉心損傷に至る。

*2: 海水ポンプ水没により依存関係のある空調用冷水設備が機能喪失して、SWGR室空調装置も機能喪失する。SWGR室空調装置が機能喪失することでメタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の電気盤の温度が上昇して複数電気盤喪失が発生する。そのため、移動式大容量ポンプ車による通水が必要である。

*3: 原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策とは、2次系強制冷却により1次系を冷却・減圧し、蓄圧注入及び常設電動注入ポンプでの炉心冷却である。

第1.2.2.d-7図 対策を考慮した「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」のシナリオの整理



第1.2.2. d-8図 全炉心損傷頻度に対する感度解析結果

2. レベル1.5PRA

2.1 内部事象PRA

2.1.1 出力運転時PRA

出力運転時レベル1.5PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル2 PSA編）：2008」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第2.1.1-1図に示す。

2.1.1.a. プラントの構成・特性

① 対象プラントに関する説明

(1) 機器・システムの配置及び形状・設備容量

主要な機器・システムの配置及び形状・設備容量は「1. レベル1 PRA」での記載と同様である。

(2) 事故の緩和操作

事故時の熱水力的事象進展解析では、運転員による事故時影響緩和操作も事象進展に大きく影響するが、本評価では格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、事故時の緩和操作については考慮していない。

(3) 燃料及び溶融炉心の移動経路

事故時の燃料及び溶融炉心等の熱源の移動は、水素発生、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）、原子炉格納容器内の熱水力挙動及び放射性物質移行挙動に影響する。燃料及び

溶融炉心の移動経路を第2.1.1. a-1表に示す。

2.1.1. b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度

内部事象レベル1 PRA（出力運転時）で得られた炉心損傷に至る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プラント損傷状態（PDS）を定義し、PDSの分類及び発生頻度を評価する。

① プラント損傷状態の一覧

(1) プラント損傷状態の考え方、定義

PDSは熱水力挙動の類似性として、事象進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ及び1次系圧力、並びに炉心損傷時期により分類する。さらに、事故の緩和操作の類似性として、溶融炉心の冷却手段及び除熱手段を踏まえた原子炉格納容器（CV）内の事象進展により分類する。

a. 事故のタイプと1次系圧力

事象進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ（LOCA（RCPシールLOCAを含む）、トランジェント（LOCAの発生がない過渡事象等）、格納容器先行破損、格納容器バイパス事象）により分類する。また、原子炉容器破損時の原子炉格納容器圧力上昇や、溶融炉心の飛散とその冷却性への影響の観点から原子炉容器破損前の1次系圧力状態（高圧状態あるいは低圧状態）でも分類する。

b. 炉心損傷時期

炉心損傷時に放出される放射性物質の量、炉心損傷後の原子炉容器破損時期又は原子炉格納容器内圧や温度上昇による

原子炉格納容器の破損時期への影響の観点から、炉心損傷時期が事故発生後短期か長期かで分類する。

c. 原子炉格納容器内事象進展（原子炉格納容器の破損時期、溶融炉心の冷却手段）

原子炉格納容器内の事象進展では放射性物質放出挙動の観点から原子炉格納容器破損時期が炉心損傷前か炉心損傷後かで分類する。また、原子炉格納容器内に流出した溶融炉心を冷却する観点でECCSや格納容器スプレイ系の使用可否により分類する。

第2.1.1.b-1表に上記の考え方に基づく分類記号・状態、第2.1.1.b-2表に各分類の組み合わせにより定義されるPDSの一覧を示す。

(2) レベル1 PRAの事故シーケンスのプラント損傷状態への分類結果

レベル1 PRAのイベントツリーでは炉心損傷に至るシーケンスに対し、それ以上の分岐をモデル化していないが、レベル1.5PRAでは原子炉格納容器内での事象進展を把握することが重要となることから、炉心損傷評価用のレベル1 PRAイベントツリーでは不要としていた分岐・ヘディングを考慮したレベル1.5PRA評価用のイベントツリーを構築する。

具体的には炉心損傷時の原子炉格納容器内の状態への影響の観点で、高圧注入／再循環、格納容器スプレイ注入／再循環の分岐・ヘディングを考慮しており、その結果を第2.1.1.b-1図に、また、構築したイベントツリーから抽出されるPDSと事故シーケンスの対応を第2.1.1.b-3表に示す。

② プラント損傷状態ごとの発生頻度

PDSごとに炉心損傷頻度を整理した結果を第2.1.1.b-4表に示す。レベル1 PRAにて全体炉心損傷頻度への寄与が大きい以下の事故シーケンスグループが支配的となっている。原子炉補機冷却機能喪失が約90%を占める理由は、レベル1 PRAにおいて原子炉補機冷却機能喪失に伴い発生するRCPシールLOCA（小破断LOCAに分類）が発生すると、使用可能な緩和策がなくそのまま炉心損傷となるためである。レベル1 PRAにおいて、炉心損傷頻度への寄与が高かった事故シーケンスグループについてその寄与割合及びPDSの内訳を以下に示す。

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失（寄与：約90%、PDS：SED、TED）
- ・ 2次系からの除熱機能喪失（寄与：約5%、PDS：TED、TEW、TEI、SED、SEW、SEI）
- ・ 全交流動力電源喪失（寄与：約4%、PDS：TED）

2.1.1.c. 格納容器破損モード

① 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明

原子炉格納容器の破損に至る事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損形態を分類するため、原子炉格納容器の破損に至る負荷の分析から格納容器破損モードを設定する。

第2.1.1.c-1図にPWRのシビアアクシデントで考えられている事象進展を示す。事象進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷を抽出した結果を第2.1.1.c-1表に示す。また、これらの負荷を事故のタイプと発生時期に着目して系統的に整理したものを第2.1.1.c-2表に示す。さらに、

選定した原子炉格納容器の破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準を第2.1.1.c-3表に整理する。

事象進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響する負荷から整理される物理的破損事象に加え、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象も考慮して選定した破損モードは以下のとおり。

(1)水蒸気爆発 (α モード、 η モード)

高温の溶融炉心と水が接触して生じる水蒸気爆発又は圧カスパイクにより原子炉格納容器の健全性が脅かされる事象であり、原子炉容器内での水蒸気爆発 (α モード) と原子炉格納容器内の水蒸気爆発又は圧カスパイク (η モード) に分類する。

(2)水素燃焼又は水素爆轟 (γ モード、 γ' モード、 γ'' モード)

燃料被覆管と水蒸気の反応 (ジルコニウム-水反応)、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素などの可燃性ガスが、大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象や、さらにガス濃度が高い場合に爆燃又は爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象であり、発生時期により原子炉容器破損以前 (γ モード)、直後 (γ' モード)、長時間経過後 (γ'' モード) に分類する。

(3)水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (δ モード)

溶融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気及び溶融炉心・コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガス (CO_2 など) の蓄積により、原子炉格納容器が過圧破損する事象として分類す

る。

(4) 水蒸気蓄積による格納容器先行破損 (θ モード)

炉心の崩壊熱により水蒸気の発生が継続し、原子炉格納容器圧力が徐々に上昇し原子炉格納容器が炉心損傷前に過圧破損する事象として分類する。

(5) 格納容器雰囲気直接加熱 (σ モード)

1次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、溶融炉心が原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程及びエントレインメント現象^{*}で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧により原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。(※微粒の液滴が蒸気やガスによって運ばれる現象。)

(6) 溶融物直接接触 (μ モード)

1次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、溶融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納容器壁に付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

(7) ベースマット溶融貫通 (ε モード)

溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下した後、冷却ができない場合に崩壊熱によりコンクリートが侵食される状況となり、原子炉格納容器のベースマットが貫通する事象として分類する。

(8) 格納容器貫通部過温破損 (τ モード)

原子炉格納容器雰囲気温度が異常に上昇して過熱している状態で貫通部の熱的に弱い部分が過温破損する事象とし

て分類する。

(9) 格納容器隔離失敗（ β モード）

事故時には原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能維持のために原子炉格納容器の隔離を行うが、この隔離操作に失敗する事象として分類する。

(10) 格納容器バイパス（ g モード、 ν モード）

蒸気発生器伝熱管破損事故（ g モード）又はインターフェイスシステムLOCA（ ν モード）を起因事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器外へ放射性物質が放出される事象を想定して分類する。炉心損傷後の限定的な条件下で発生する温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）も g モードに含める。

さらに、原子炉格納容器の物理的破損事象を、原子炉容器破損までに破損する早期格納容器破損とそれ以降に破損する後期格納容器破損に分類して選定した格納容器破損モードを第2.1.1.c-4表に示す。

2.1.1.d. 事故シーケンス

① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス

PDSごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全設備等の緩和設備の作動状態及び物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組合せから事故の進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。

② 格納容器イベントツリー

(1) 格納容器イベントツリー構築に当たって検討した重要な物理化学現象、対処設備の作動及び不作動、運転員操作、へ

ディング間の従属性

a. 重要な物理化学現象、対処設備の作動及び不 작동

格納容器イベントツリーの構築に際し、炉心損傷から原子炉格納容器の破損に至るまでの事象進展の途上で発生する重要な物理化学現象について各PDSを考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事象進展を検討した。

第2.1.1.d-1表に示す検討結果に基づき、PDSごとにシステムの作動状態及び物理化学現象の発生状態を分析し、格納容器イベントツリーのヘディングとその定義を第2.1.1.d-2表のとおり選定した。

b. 運転員操作

事故の緩和及び格納容器破損防止に係る運転員操作については考慮していない。

c. ヘディング間の従属性

第2.1.1.d-2表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、他の複数のヘディングの状態に従属して決定される場合があるため、ヘディングの順序及び分岐確率の設定に際してヘディング間の従属性を整理しており、結果を第2.1.1.d-3表に示す。

(2) 格納容器イベントツリー

選定したヘディングについてヘディング間の従属性を考慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表す物理事象ヘディングをイベントツリーの終端として破損モードに対応付けすることで第2.1.1.d-1図のとおり格納容器イベントツリーを作成した。

なお、イベントツリーは扱いを容易にするため以下の3つの期間で分割して作成している。

T1：事故発生から原子炉容器破損まで

T2：原子炉容器破損直後

T3：原子炉容器破損後長時間経過後

2.1.1.e. 事象進展解析

- ① 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明

プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損等の事象の発生時期、シビアアクシデント現象による原子炉格納容器負荷を解析するとともに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る事を目的として、各PDSを代表する事象進展解析を実施する。

(1) 解析対象事故シーケンスの選定

a. 解析対象PDSの選定

事象進展解析の対象とするPDSとして

- ・全CDFに対する割合の大きいPDS
- ・物理化学現象に係るヘディングの推定に必要なとなる代表的なPDS

を選定した。具体的には全CDFへの寄与の観点からSED（約90%）、TEI（約4.5%）、TED（約3.5%）を選定し、事象進展が早く他のPDSによる解析からの推定が困難であるAED、AEW、AEIについても解析対象として選定しており、PDSごとに代表する事故シーケンスを選定している。

b. 解析対象事故シーケンスの選定

事故シーケンスの選定に際しては

- ・ CDFが大きく、確率的にそのPDSを代表する。
- ・ 事象進展が相対的に速い（安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなるため）。

の2点を考慮し選定した。上記の観点から選定した事故シーケンスを第2.1.1.e-1表に示す。

(2) 事象進展解析の解析条件

プラント構成及び特性の調査より、全ての事故シーケンスに対し共通するプラント構成及び特徴に依存した基本解析条件を第2.1.1.c-2表に示す。また、解析対象の事故シーケンスの事故状態及び設備作動状況に関する解析条件を第2.1.1.c-3表に示す。

なお、事象進展解析には、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、機器及び系統の動作を模擬することができるMAAP4コードを使用した。

② 事故シーケンスの解析結果

選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果及び事象進展例を第2.1.1.e-1図～第2.1.1.e-12図に示す。1次系内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事象進展を表す主要事象発生時刻を第2.1.1.e-4表に示す。

また、格納容器イベントツリーの定量化に必要なシビアアクシデント時の水素燃焼、格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、水蒸気爆発及びベースマット溶融貫通等の物理化学現象に伴う負荷の確率評価に必要な解析結果の情報を第2.1.1.e-5表に

示す。

それぞれの事故シーケンスの解析結果から読み取った特徴的な事象進展を以下に整理する。

(1)プラント損傷状態：AED

AEDのシーケンスは、大・中破断LOCAが発生する一方、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク（4号炉は燃料取替用水ピット。以下「RWST」という。）水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約20時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器秀囲気温度は約193℃、ベースマツト侵食深さは約1.7mである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期から原子炉容器破損直後にかけては4 vol%未満となる。一方、事故後期では、水蒸気濃度が高く水素燃焼の可能性は低い。

⇒ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、

を設定する。

- ・原子炉下部キャビティ室に水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、

に適用されるを設定する。

- ・ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

⇒ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率とし

(は商業機密に属しますので公開できません)

て、

に適用されるを設定する。

- ・貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、

に適用される

を設定する。

(2)プラント損傷状態：AEW

AEWのシーケンスは、大・中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内へのRWST水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約7秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約22時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器雰囲気温度は約169℃、ベースマット侵食はごくわずかである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期は4 vol%以上で水素燃焼の可能性がある。原子炉容器破損直後から事故後期には4 vol%未満となり、水素燃焼可能性は低い。

⇒ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として、

に適用されるを設定。

HB2（水素燃焼：RV破損直後）、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）の分岐確率としてに適用されるを設定する。

(は商業機密に属しますので公開できません)

- ・原子炉下部キャビティ室に水が流入し、水蒸気爆発の可能性はある。

⇒ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、
に適用されるを設定する。

- ・ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

⇒ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、
の場合に適用されるを設定する。

- ・貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、
の場合に適用されるを設定する。

(3)プラント損傷状態：AEI

AEIのシーケンスは、大・中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWST水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、溶融炉心は冷却され原子炉格納容器圧力は低く維持される。また、ベースマトの侵食はない。
 (分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期から原子炉容器破損直後にかけて、4 vol%未満であり、水素燃焼の可能性は低い。事故後期では4 vol%以上で、水素燃焼の可能性はある。

⇒ヘディングHB1、
 以下又は水蒸気濃度を設定。
 HB3の分岐確率として、

(は商業機密に属しますので公開できません)

を設定する。なお、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）については、

分岐確率としてを設定する。

- ・原子炉下部キャビティに水が流入するため、水蒸気爆発の可能性はある。

⇒ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、に適用されるを設定する。

- ・ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

⇒ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、を設定する（前段となる原子炉格納容器内除熱のヘディングNCCで溶融炉心冷却失敗の分岐確率として、

の場合に適用されるを設定）。

- ・格納容器スプレイで雰囲気除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。

⇒ヘディングNCC（原子炉格納容器気相部冷却）の失敗確率を
の場合に適用されるを設定する。

(は商業機密に属しますので公開できません)

(4) プラント損傷状態：SED

SEDのシーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWST水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約26時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器雰囲気温度は約192℃、ベースマツト侵食深さは約1.7mである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期から原子炉容器破損直後にかけて4 vol%未満であり、事故後期では水蒸気濃度が高く水素燃焼の可能性は低い。

⇒ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、

に適用

されるを設定する。

- ・原子炉下部キャビティ室に水が流入しないため、水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、

に適用されるを設定する。

- ・ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

⇒ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、

て、

に適用されるを設定する。

- ・貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、

(は商業機密に属しますので公開できません)

に適用される
を設定する。

(5) プラント損傷状態：TED

TEDのシーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWST水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態となる。事故発生から約31時間で原子炉格納容器雰囲気温度が200℃に達し、約36時間で最高使用圧力の2倍に達する。そのため、TEDシーケンスでは過温破損が過圧破損より先行する。原子炉格納容器雰囲気温度200℃到達時間でのベースマット侵食深さは約1.4mである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・ 水素濃度は、事故早期から原子炉容器破損直後にかけて4 vol%以上となり、水素燃焼の可能性がある。事故後期では、水素濃度が4 vol%以上となるが、水蒸気濃度が高く水素燃焼の可能性は低い。

⇒ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）、HB2（水素燃焼：RV破損直後）の分岐確率として、
を設定する。HB3（水素燃焼：RV破損後長期）の分岐確率として
を設定する。

- ・ 原子炉下部キャビティ室に十分な水が流入せず水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、

(は商業機密に属しますので公開できません)

[]

[]に適用される []を設定する。

- ・ 溶融炉心分散するが、原子炉下部キャビティ室に十分な水が流入しないためベースマット侵食する。

⇒ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、 []の場

合に適用される []を設定する。

- ・ ベースマット溶融貫通より格納容器過温破損が先行する可能性が高い。

⇒ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、

[]

[]

[]に適用される

[]を設定する。

(6) プラント損傷状態：TEI

TEIのシーケンスでは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWST水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマトの侵食はない。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・ 水素濃度は、事故早期では4 vol%以上となるが、水蒸気濃度が高く水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損直後から事故後期にかけては8 vol%以上となり、水素燃焼の可能性が高い。

⇒ヘディングHB1（水素燃焼：RV破損前）の分岐確率として、

([]は商業機密に属しますので公開できません)

[]

[]を設定する。HB2（水素燃焼：RV破損直後）、
HB3（水素燃焼：RV破損後長期）の分岐確率として []

[]を設定する。

- ・原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに十分な水が流入しないため、水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、

[]

[]に適用される []を設定する。

- ・格納容器スプレイで秀囲気の除熱成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。

⇒ヘディングNCC（格納容器気相部冷却）の失敗確率を []

[]に適用

される []を設定する。

なお、事象進展解析の対象外としたPDSにおける分岐確率については、類似のPDSの解析結果から第2.1.1.e-6表のとおり推定して設定している。

2.1.1.f. 格納容器破損頻度

① 格納容器破損頻度の評価方法

格納容器イベントツリーのヘディングに、シビアアクシデント解析コードによる事象進展解析結果、シビアアクシデントの各物理化学現象に対する研究成果に関する知見等により分岐確率を設定し格納容器破損頻度を算出する。

([]は商業機密に属しますので公開できません)

② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率

ヘディングの分岐確率は、シビアアクシデント現象に関する知見や事象進展解析結果及び工学的判断により設定した。十分に解明されていない物理化学現象に対する分岐確率のあてはめ方法として、NUREG/CR-4700手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ、分岐確率を定量化する手法を採用した。

評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を第2.1.1.f-1表に示す。また、格納容器イベントツリーの分岐確率の設定について第2.1.1.f-2表に示す。

③ 格納容器破損頻度の評価結果

格納容器破損頻度（CFF）の評価結果を第2.1.1.f-3表に示す。全格納容器破損頻度は $2.1\text{E-}04$ /炉年、条件付格納容器破損確率（CCFP）は0.95であった。本評価ではAM策を考慮しておらず、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱が継続されるPDS（AEI、SEI、SLI、TEI）では大部分が原子炉格納容器の破損を回避できる（CCFPが0.01～0.08）一方、原子炉格納容器の除熱機能がないPDSのCCFPは1となるため、全体のCCFPが高くなっている。

また、格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度を第2.1.1.f-4表に示す。全CFFのうち格

(は商業機密に属しますので公開できません)

格納容器破損モードについて、「 δ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が93.3%、「 τ （格納容器貫通部過温破損）」の寄与が4.0%、「 σ （格納容器雰囲気直接加熱）」の寄与が1.0%、「 ε （ベースマット溶融貫通）」の寄与が0.7%を占める。以下、「 β （格納容器隔離失敗）」、「 g （蒸気発生器伝熱管破損）」、「 θ （水蒸気蓄積による格納容器先行破損）」の寄与が続き、これら以外の格納容器破損モードの寄与は0.1%以下であった。

PDS別CDFで全体の約90.3%を占めるSEDは、原子炉補機冷却機能喪失によりRCPシールLOCAが発生する一方、RWSTからの注入がなく炉心及び原子炉格納容器内が除熱されないことから、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇する。事象進展解析の結果から過温破損より先行して「 δ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」に至る可能性が高く、「 δ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が非常に高くなっている。また、PDS別CDFで全体の約3.5%を占めるTEDは、事象進展解析の結果から「 τ （格納容器貫通部過温破損）」に至る可能性が高いことから、「 τ （格納容器貫通部過温破損）」の寄与も高くなっている。なお、PDS別CDFで全体の約4.5%を占めるTEIは、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱が継続されることから原子炉格納容器の健全性が維持される可能性が高い（CCFPが0.08）。（第2.1.1.f-1図）

(1) SED（CFF： $2.0E-04$ ／炉年、全CFFへの寄与割合：95.3%）

- ・代表的なシーケンス：原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA（PDS別CDFへの寄与割合：約99%）

RCPシールLOCAにより小破断LOCA相当の1次冷却材が流出して、炉心損傷に至る。その後もECCSによる炉内への燃料取替用水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器貫通部の過温破損やベースマットの溶融貫通に至る前に原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の2倍に到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。

(2) TED (CFF: $7.7\text{E}-06$ / 炉年、全CFFへの寄与割合: 3.7%)

- ・代表的なシーケンス: 外部電源喪失 + 非常用所内交流動力電源喪失 (PDS別CDFへの寄与割合: 約99%)

全交流動力電源喪失等のトランジェントが発生する一方、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、格納容器過圧破損やベースマットの溶融貫通に至る前に原子炉格納容器雰囲気温度が 200°C に到達することで、原子炉格納容器貫通部が過温破損に至る。

(3) TEI (CFF: $8.1\text{E}-07$ / 炉年、全CFFへの寄与割合: 0.4%)

- ・代表的なシーケンス: 手動停止 + 補助給水失敗 (PDS別CDFへの寄与割合: 約59%)

手動停止等のトランジェントが発生し補助給水に失敗することで、炉心損傷に至る。格納容器スプレイ系は健全であり、

原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みがあり、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱に期待できるPDSである。原子炉格納容器内から崩壊熱のエネルギーを取り除くことができるため、原子炉格納容器が過圧破損や過温破損に至ることはなく、原子炉格納容器が健全に維持される可能性が高い。

また、CFFをレベル1 PRAの起因事象別に整理したものを第2.1.1.f-5表に示す。この整理結果によると、CFFに支配的な起因事象は原子炉補機冷却機能喪失であり、外部電源喪失がこれに続いている。原子炉補機冷却機能喪失を起因とする事故シーケンスでCDFに寄与が大きい事故シーケンスは原子炉補機冷却水の喪失によりRCPシールLOCAが発生する事故シーケンスであり、外部電源喪失を起因とする事故シーケンスでCDFに寄与が大きい事故シーケンスは、ディーゼル発電機室給気ファンの共通原因故障でディーゼル発電機が起動失敗するなどして非常用所内交流動力電源が喪失し全交流動力電源喪失が発生する事故シーケンスである。これらの事故シーケンスに主に該当するPDSはSED及びTEDであり、上述のCFFに寄与が大きいPDSに該当することが確認できる。したがって、レベル1 PRAでCDFに寄与が大きい事故シーケンスが、レベル1.5PRAにおけるCFFに対しても大きな寄与率をもっていることが確認できる。

④ 重要度評価について

レベル1.5PRAとして重要度評価は実施していないが、レベル1 PRAで算出された炉心損傷頻度をPDSとして整理して格納

容器破損頻度評価の入力としており、特にAM策等を考慮しない（条件付格納容器破損確率（CCFP）が大きい）条件下ではレベル1 PRAの結果に強く依存する。

- ・「 δ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」ではCFFの約99%がSEDの「原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」シーケンスであり、レベル1 PRAの原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様にRCPシール部（シールLOCA発生）の寄与が大きくなるものと考えるが、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。
- ・「 ϵ （格納容器貫通部過温破損）」ではCFFの約77%がTEDの「外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失」シーケンスであり、レベル1 PRAの全交流動力電源喪失の場合の結果から、ディーゼル発電機室給気ファンの共通原因故障やディーゼル発電機の待機除外等によるディーゼル発電機の機能喪失の寄与が大きくなるものと考えられるが、いずれの場合においても常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。

2.1.1.g. 不確実さ解析及び感度解析

① 不確実さ解析

(1) プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第2.1.1.g-1表及び第2.1.1.g-1図に示す。

不確実さ解析の結果、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値は不確実さ分布内にあり、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、SEDが支配的であることが確認できた。したがって、プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。

(2) 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第2.1.1.g-2表及び第2.1.1.g-2図に示す。

- ・ 不確実さ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、 δ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。
- ・ 点推定値が不確実さ分布内でない σ （格納容器雰囲気直接加熱）、 μ （溶融物直接接触）については、PDS別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事象進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事象進展解析結果が判断基準値に非常に近く（判断基準 2.0MPa[gage]に対して 2.4MPa[gage]）、溶融物分散放出の不確実さを考慮すると分

散放出しない可能性が高いとした評価の影響である。ただし、これらの格納容器破損モードの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。

- ・ 今回のPRAを格納容器破損モードの選定に適用する際には、格納容器破損頻度の絶対値よりも相対値に注目している。格納容器破損モードの選定において格納容器破損頻度が小さいことを不採用の理由としている g （温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））と α （原子炉容器内での水蒸気爆発）は、 g （温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））に g （蒸気発生器伝熱管破損）の格納容器破損頻度を加えても、それぞれの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して2～5桁小さく、不確実さを考えても全体の格納容器破損頻度に対して十分に小さいことを確認した。

(3) 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第2.1.1.g-3表及び第2.1.1.g-3図に示す。

- ・ 不確実さ解析の結果、格納容器破損カテゴリ別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損カテゴリ別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考

えにくい。

- ・点推定値が不確実さ分布内にない「格納容器への直接接触」、「格納容器雰囲気直接加熱」については、PDS別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事象進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事象進展解析結果が判断基準値に非常に近く（判断基準 2.0MPa[gage] に対して 2.4MPa[gage]）、溶融物分散放出の不確実さを考慮すると分散放出しない可能性が高いとした評価の影響である。ただし、これらの格納容器破損カテゴリの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。

② 感度解析

プラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的なプラント損傷状態SEDの溶融物分散放出に対する事象進展解析結果は、判断基準に非常に近い値であった（判断基準 2.0MPa[gage] に対して 2.4MPa[gage]）。SEDはプラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的であり、プラント損傷状態SEDの工学的判断に基づく溶融物分散放出の分岐確率の設定が格納容器破損頻度の内訳を変化させる可能性があることから、感度解析の対象とした。

- ベースケース：プラント損傷状態S**に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として を設定（ケース1）。

は商業機密に属しますので公開できません。

- 感度解析 : プラント損傷状態S**に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として□を設定(ケース2)。

格納容器破損頻度の感度解析結果を第2.1.1.g-4表及び第2.1.1.g-4図に示す。本感度解析の結果、全体の格納容器破損頻度はほとんど変化がなく、本現象の全体の格納容器破損頻度に与える影響は小さいことが確認できた。また、次のとおり格納容器破損モードごとに多少の増減はあるが、全体的な傾向は変わらず、 δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損) が支配的であり格納容器破損頻度の内訳に与える影響は小さいことが確認できた。

- ・プラント損傷状態別炉心損傷頻度で支配的なプラント損傷状態SEDにおいて、溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、 σ (格納容器雰囲気直接加熱)、 ε (格納容器貫通部過温破損)、 μ (溶融物直接接触) が減少した。また、逆に溶融物分散放出の発生により緩和されていた τ (ベースマット溶融貫通) が増加した。
- ・SEDと同じ小破断LOCAのプラント損傷状態であり、溶融物分散放出に関してSEDと同じ分岐確率を設定しているが、原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティ内に水があるSEW、SEI、SLW、SLIにおいて溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、 η (原子炉格納容器内の水蒸気爆発又は圧カスパイク) が増加した。

(□は商業機密に属しますので公開できません)

第2.1.1.a-1表 事故時の燃料及び溶融炉心の移動経路

	原子炉容器 (RV) 破損時放出先	移動経路	移動先区画
重力による移動	原子炉下部 キャビティ	最下区画のため 移動なし	なし
1次系圧力による 分散放出	原子炉下部 キャビティ	シールテーブル	下部一般部

第2.1.1.b-1表 プラント損傷状態の分類記号 (1 / 3)

事故のタイプと1次系圧力

分類記号	説明
A	1次系の破断口径が大きく、1次系の減圧が速いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。 起回事象としては、大中破断LOCAで代表される。(低圧)
S	1次系の破断口径が小さく、1次系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。 起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次系から原子炉格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断LOCA (RCPシールLOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA) に至ったシーケンスも含む。(中圧)
T	過渡事象が起因となるシーケンスである。なお、従属的にLOCAに至ったシーケンスはSの「事故のタイプ」に指定する。(高圧)
G	放射性物質の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次系から大気中に放射性物質が直接放出されるSGTRシーケンスである。(中圧)
V	放射性物質の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中に放射性物質が直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである。(低圧)

第2.1.1.b-1表 プラント損傷状態の分類記号 (2 / 3)

炉心損傷時期

分類記号	説明
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至る。
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至る。

第2.1.1.b-1表 プラント損傷状態の分類記号（3 / 3）

原子炉格納容器内事象進展

分類記号	説明
D	燃料取替用水がECCSや格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれないため、熔融炉心の冷却が達成されない可能性がある。炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。格納容器スプレイ系に失敗し原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態。
W	燃料取替用水がECCSや格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心の冷却が達成される可能性がある。炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。格納容器スプレイ系が使用不可能で原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態。
I	燃料取替用水がECCSや格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心の冷却が達成される可能性がある。炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。格納容器スプレイ系が使用可能で原子炉格納容器内熱除去が行われている状態。
C	燃料取替用水がECCSにより格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心の冷却が達成される可能性がある。原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性がある。格納容器スプレイ系が使用不可能で原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態。

第2.1.1.b-2表 プラント損傷状態の定義

No	PDS	事故のタイプ	1次系 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	AED	大中破断LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	AEW	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	AEI	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	ALC	大中破断LOCA	低圧	長期	○	炉心損傷前	×
5	SED	小破断LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	SEW	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	SEI	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	SLW	小破断LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	×
9	SLI	小破断LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	○
10	SIC	小破断LOCA	中圧	長期	○	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	V	インターフェ イスシステム LOCA	低圧			—	
15	G	SGTR	中圧			—	

第2.1.1.b-3表 プラント損傷状態とイベントツリーから
抽出される事故シーケンス（1 / 2）

PDS	事故シーケンス
AED	中破断LOCA + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	大破断LOCA + 低圧注入失敗 + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
AEW	大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断LOCA + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断LOCA + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	大破断LOCA + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断LOCA + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	大破断LOCA + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断LOCA + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断LOCA + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	中破断LOCA + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	AEI
中破断LOCA + 高圧再循環失敗	
大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗	
大破断LOCA + 低圧注入失敗	
中破断LOCA + 蓄圧注入失敗	
大破断LOCA + 蓄圧注入失敗	
ALC	中破断LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗
	大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
SED	原子炉補機冷却機能喪失 + 1次冷却材ポンプシールLOCA
	原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA
	小破断LOCA + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	小破断LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
SEW	小破断LOCA + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断LOCA + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断LOCA + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	小破断LOCA + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗

第2.1.1.b-3表 プラント損傷状態とイベントツリーから
抽出される事故シーケンス（2 / 2）

PDS	事故シーケンス
SEI	小破断LOCA+ 高圧注入失敗
	小破断LOCA+ 補助給水失敗
	小破断LOCA+ 補助給水失敗+ 高圧注入失敗
SLW	小破断LOCA+ 高圧再循環失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断LOCA+ 高圧再循環失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
SLJ	小破断LOCA+ 高圧再循環失敗
SLC	小破断LOCA+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断LOCA+ 格納容器スプレイ注入失敗
TED	外部電源喪失+ 非常用所内交流動力電源喪失
	手動停止+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
	過渡事象+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
	原子炉補機冷却機能喪失+ 補助給水失敗
	外部電源喪失+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
	主給水流量喪失+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
	2次冷却系の破断+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
	ATWS 格納容器スプレイ注入失敗
2次冷却系の破断 主蒸気隔離失敗 格納容器スプレイ注入失敗	
TEW	手動停止+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	過渡事象+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	2次冷却系の破断+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	外部電源喪失+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	主給水流量喪失+ 補助給水失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	ATWS+ 格納容器スプレイ再循環失敗
2次冷却系の破断+ 主蒸気隔離失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗	
TEI	手動停止+ 補助給水失敗
	過渡事象+ 補助給水失敗
	2次冷却系の破断+ 補助給水失敗
	主給水流量喪失+ 補助給水失敗
	外部電源喪失+ 補助給水失敗
	ATWS
2次冷却系の破断+ 主蒸気隔離失敗	
G	蒸気発生器伝熱管破損+ 破損蒸気発生器の隔離失敗
	蒸気発生器伝熱管破損+ 補助給水失敗
V	インターフェイスシステムLOCA

第2.1.1.b-4表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

プラント 損傷状態	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合
AED	3.1E-09	0.0%
AEW	1.3E-07	0.1%
AEI	6.1E-07	0.3%
ALC	8.4E-08	0.0%
SED	2.0E-04	90.3%
SEW	3.3E-09	0.0%
SEI	1.8E-06	0.8%
SLW	1.8E-07	0.1%
SLI	2.0E-07	0.1%
SLC	2.7E-07	0.1%
TED	7.7E-06	3.5%
TEW	1.9E-08	0.0%
TEI	1.0E-05	4.5%
V	3.0E-11	0.0%
G	5.6E-07	0.3%
合計	2.2E-04	100.0%

第2.1.1.c-1表 原子炉格納容器の健全性に影響を与える

負荷の種類抽出

破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説
格納容器 バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	ε	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
	誘因蒸気発生器伝熱管破損		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	β	原子炉格納容器の隔離に失敗する
	インターフェイスシステム LOCA	ν	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
格納容器破損	水蒸気による過圧	δ	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損
	先行破損	θ	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損
	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によるベースマツト溶融貫通
	格納容器貫通部過温	τ	崩壊熱による格納容器貫通部過温破損
	炉内水蒸気爆発	α	原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損
	炉外水蒸気爆発	η	原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損
	水素燃焼 (原子炉容器破損以前)	γ	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損以前)による格納容器過圧破損
	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)による格納容器過圧破損
	水素燃焼 (原子炉容器破損後期)	γ''	水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉容器破損後長時間経過後)による格納容器過圧破損
	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る格納容器破損
格納容器直接接触	μ	溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損	

第2.1.1.c-2表 プラント損傷状態と負荷の対応

プラント損傷状態	炉心損傷まで	原子炉容器破損まで	原子炉容器破損直後	原子炉容器破損以降
大中破断 LOCA (A) 小破断 LOCA (S) トランジェント (T)	先行破損 (θ) (A/Sのみ可能性あり)	格納容器隔離失敗 (β) 水素燃焼 (γ) 炉内水蒸気爆発 (α) 誘因蒸気発生器伝熱管破損 (g) (Tのみ可能性あり)	水素燃焼 (γ') 炉外水蒸気爆発 (η) 格納容器直接接触 (μ) (S/Tのみ可能性あり) 格納容器雰囲気直接加熱 (σ) (S/Tのみ可能性あり)	水素燃焼 (γ'') 格納容器の水蒸気による 過圧 (δ) 格納容器貫通部過温 (τ) ベースマツト溶融貫通 (ε)
蒸気発生器伝熱管破損 (G)	2次系から環境への放射性物質放出 (g)			
インターフェイスシステム LOCA (V)	補助建屋から環境への大量放射性物質放出 (v)			

第2.1.1.c-3表 格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準

破損カテゴリ	対応する破損モード	判断基準
水蒸気（崩壊熱）による過圧	δ 、 θ	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の2倍を上回ること。
コンクリート侵食	ε	熔融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること。
貫通部過温	τ	原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が200℃を上回ること。
漏えい箇所の隔離機能喪失	ν 、 g	炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。
格納容器隔離機能喪失	β	炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。
水蒸気爆発 （水蒸気スパイク）	α 、 η	炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器上蓋のエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次遮へい壁スリーブもしくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。 水蒸気スパイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の2倍を上回ること。
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上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。
可燃性ガスの高濃度での燃焼	γ 、 γ' 、 γ''	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。（注1）
格納容器への直接接触	μ	格納容器直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。（注2）

（注1） 爆轟が発生すると衝撃波やそれによる飛来物が発生し、原子炉格納容器に動的な荷重がかかる。

（注2） 原子炉容器破損時に分散放出した熔融炉心が原子炉格納容器本体に付着し、ライナーを熔融侵食する。

第2.1.1.c-4表 格納容器破損モードの選定

項目	放出	格納容器の状態	破損モード	記号	概要	
格納容器破損モード分類	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終息	
		格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	g	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス	
	誘因蒸気発生器伝熱管破損		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			
	インターフェイスシステムLOCA		ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス		
	早期大規模放出	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	
			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（原子炉容器破損以前）		γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）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	原子炉格納容器内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	
		格納容器物理的破損	熔融物直接接触	μ	原子炉格納容器構造物へ熔融炉心が直接接触して原子炉格納容器が破損	
			後期格納容器破損	水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって原子炉格納容器が破損
				ベースマット溶融貫通	ε	熔融炉心・コンクリート相互作用でベースマットが溶融貫通
		過温破損		τ	格納容器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過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2.1.1.d-1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	発生後の事象進展
炉心冷却	・安全注入系の喪失	
配管クリープ破損	・1次系高圧 (ホットレグ、サージライン破損)	1次系減圧
バイパス	・プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・あるいは1次系高圧 (Temperature Induced SGTR)	ν 、 g モードによる格納容器破損の可能性
炉内水蒸気爆発	・溶融炉心がRV下部ヘッドへ落下 ・1次系低圧	α モードによる格納容器破損の可能性
水素燃焼	・水素濃度4 vol%上方、6 vol%側方、8 vol%下方伝ば ・水蒸気濃度55 vol%以下	γ 、 γ' 、 γ'' モードによる格納容器破損の可能性
RV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	・RV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
キャビティ内水量	・RWST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
炉外水蒸気爆発	・RV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破損の可能性
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破損の可能性
格納容器への直接接触	・溶融物分散放出あり	μ モードによる格納容器破損の可能性
格納容器内気相冷却	・プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象	原子炉格納容器内圧力上昇抑制
ベースマット溶融貫通	・RV破損 ・原子炉格納容器内に水なし (不確かさが大きいいため、水ありの場合でも現象が進む可能性あり)	ϵ モードによる格納容器破損
格納容器過温破損	・RV破損 ・原子炉格納容器内に水なし	τ モードによる格納容器破損
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破損

第2.1.1.d-2表 ヘディングの選定及び定義

No	ヘディング	記号	ヘディングの定義	
原子炉容器破損前 (T1)	1	CV隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。
	2	1次系の圧力状態	FD	T1-SGTRや1次系クリーブ破損による1次系圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。
	3	バイパス	BP	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシーケンスである場合、及びTI-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。
	4	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。
	5	炉内水蒸気爆発	ISX	炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
	6	水素燃焼	H1B1	原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。
	7	CV破損	OP1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
	8	RV破損	RV	ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。
原子炉容器破損直後 (T2)	9	溶融物分散放出	RPV	RV破損の時点で1次系圧力が2.0MPa[gage]以下であった場合、溶融炉心が重力落下する(分岐に失敗する)ものとする。
	10	キャビティ内水量	DC	RV破損の時点で、原子炉下部キャビティに十分に水がたまっておらず溶融炉心が冠水しない場合、失敗とする
	11	炉外水蒸気爆発	ESX	炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。
	12	CV直接加熱	DCH	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する場合、失敗とする。
	13	水素燃焼	H2B2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。
	14	CV破損	OP2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
事故後期 (T3)	15	CV内気相部冷却	NCC	原子炉格納容器内気相部冷却あるいは溶融炉心冷却に失敗した場合、失敗とする。
	16	水素燃焼	H3B3	事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。
	17	CV破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
	18	ベースマット溶融貫通	BM	原子炉下部キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。
	19	CV過温破損	OT	原子炉格納容器雰囲気温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。

第2.1.1.d-3表 ヘディングの従属性

ヘディング (影響を与える側)	CV 隔離	1次系の 圧力状態	バイパス	炉心への 注水	炉内水蒸気 爆発	水素燃焼	CV 破損	RV 破損	溶融物分散 放出	キャピティ 内水量	炉外水蒸気 爆発	CV 直接加熱	水素燃焼	CV 破損	CV 内気相部 冷却	水素燃焼	CV 破損	ベースマッ ト 溶融貫通	CV 過温破損	備考
ヘディング (影響を受ける側)	(CI)	(FD)	(BP)	(LR)	(ISX)	(HB1)	(OP1)	(RV)	(RPV)	(DC)	(ESX)	(DCH)	(HB2)	(OP2)	(NCC)	(HB3)	(OP3)	(BM)	(OT)	
CV 隔離 (CI)																				なし
1次系の圧力状態 (FD)	○																			(CV隔離 (CI) 成功の場合に適用 (従属)、他のヘディングも同様)
バイパス (BP)	○	○																		1次系圧力状態 (FD) にTI SGTRが従属
炉心への注水 (LR)	○																			なし
炉内水蒸気爆発 (ISX)	○	○																		水蒸気爆発確率は、1次系圧力状態 (FD) に従属
水素燃焼 (HB1)	○		○																	ジルコニウム-水反応による水素発生量は炉心への注水 (LR) に従属
CV 破損 (OP1)	○		○			○														水素燃焼 (HB1) の有無及びDDTの発生確率 (水素発生量の増加 (LR)) に従属
RV 破損 (RV)	○		○																	炉心溶融進展の停止可能性 (LR) に従属
溶融物分散放出 (RPV)	○	○						○												RV破損の有無 (RV)、1次系圧力状態 (FD) に従属
キャピティ内水量 (DC)	○		○					○												RV破損の有無 (RV)、炉心への注水 (LR) に従属
炉外水蒸気爆発 (ESX)	○							○	○	○										RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) の有無とキャピティ内水量 (DC) に従属
CV 直接加熱 (DCH)	○							○	○	○										RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) の有無とキャピティ内水量 (DC) に従属
水素燃焼 (HB2)	○		○		○			○								○				RV破損の有無 (RV)、ジルコニウム-水反応の促進の有無 (LR)、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1) に従属
CV 破損 (OP2)	○		○					○	○					○						RV破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) の有無、水素燃焼 (HB2) の有無及びDDTの発生確率 (水素発生量の増加 (LR)) に従属
CV 内気相部冷却 (NCC)	○							○	○	○										気相部冷却あるいは溶融炉心冷却性を表すため、溶融炉心の有無 (RV破損の有無 (RV))、溶融炉心分散量 (RPV)、溶融炉心冠水の有無 (DC)) に従属
水素燃焼 (HB3)	○		○		○			○						○	○					RV破損の有無 (RV)、ジルコニウム-水反応の促進の有無 (LR)、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1、HB2)、水蒸気凝縮による水素濃度の増加の有無 (NCC) に従属
CV 破損 (OP3)	○		○					○							○	○				RV破損の有無 (RV)、水素燃焼 (HB3) の有無及びDDTの発生確率 (水素発生量の増加 (LR))、水蒸気凝縮による水素濃度の増加の有無 (NCC) に従属
ベースマッ ト 溶融貫通 (BM)	○							○	○	○										床上の溶融炉心の有無 (RV破損の有無 (RV))、溶融炉心量 (溶融炉心分散の有無 (RPV))、溶融炉心冠水の有無 (DC) に従属
CV 過温破損 (OT)	○							○	○	○										原子炉格納容器内の水の有無 (DC) 及び溶融炉心の場所 (RV破損の有無 (RV)、溶融炉心飛散の有無 (RPV)) に従属

第2.1.1.c-1表 事象進展解析の対象とした代表事故シーケンス

No.	PDS	PDSごとに選定した事故シーケンス	解析実施
1	AED	大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○
2	AEW	大破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	○
3	AEI	大破断LOCA+ECCS注入失敗	○
4	ALC	大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—
5	SED	小破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	○
6	SEW	小破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—
7	SEI	小破断LOCA+ECCS注入失敗	—
8	SLW	小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—
9	SLI	小破断LOCA+ECCS再循環失敗	—
10	SLC	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—
11	TED	全交流動力電源喪失+補助給水系作動失敗	○
12	TEW	全給水喪失+格納容器スプレイ再循環失敗	—
13	TEI	全給水喪失	○

第2.1.1.c-2表 解析コードの基本解析条件

項目	条件	備考
燃料 (UO ₂) 重量	1.02×10 ⁵ kg	
被覆管 (ジルコニウム) 重量	2.45×10 ⁴ kg	
炉心崩壊熱	平均炉心評価用	日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線 ^{※1}
炉心熱出力	3,411×1.02 MWt	102%出力運転
1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+計測誤差
1次冷却材平均温度	307.1+2.2 °C	設計値+計測誤差
ループ全流量	60.1×10 ⁶ kg/h	100%T. D. F. ベース
蒸気発生器伝熱管施栓率	10%	
原子炉格納容器区画室分割	4分割	
原子炉格納容器区画全自由体積	72,900 m ³	最小評価値
原子炉格納容器初期圧力	9.8 kPa[gage]	最大値 (原子炉施設保安規定値考慮)
原子炉格納容器初期温度	49°C	通常運転時における 原子炉格納容器内最高温度
原子炉格納容器 ヒートシンク温度	49°C	通常運転時における 原子炉格納容器内最高温度
蓄圧タンク作動基数	4基	
蓄圧タンク保持圧力	4.04 MPa[gage]	最小値
蓄圧タンク保有水量	26.9 m ³ /基	最小値

※1 : 「PWRの安全解析用崩壊熱について」 MIT-NES-1010改3 (H16年7月)

第2.1.1.c-3表 各事故シーケンスの事象進展解析条件

PDS	起回事象	高压注入	低压注入	蓄圧注入	格納容器 スプレイ注入	高压再循環	低压再循環	格納容器スプレイ 再循環	補助給水
AED	高温側配管 完全両端破断	不作動	不作動	4基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
AEW	高温側配管 完全両端破断	2系統	2系統	4基	2系統	不作動	不作動	不作動	作動
AEI	高温側配管 完全両端破断	不作動	不作動	4基	2系統	不作動	不作動	2系統	作動
SED	高温側配管 2 inch 破断	不作動	不作動	4基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
TED	全交流動力 電源喪失	不作動	不作動	4基	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動
TEI	全給水喪失	不作動	不作動	4基	2系統	不作動	不作動	2系統	不作動

第2.1.1.c-4表 事象進展解析結果（主要事象発生時刻）

主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI
原子炉トリップ	0.0 秒	0.5 秒	0.5 秒	0.0 秒	0.0 秒	50 秒
補助給水系作動	1.0 分	1.0 分	1.0 分	1.0 分	—	—
充てん系作動	—	—	—	—	—	—
高圧注入系作動	—	0.5 秒	—	—	—	—
低圧注入系作動	—	13 秒	—	—	—	—
蓄圧注入作動	11 秒	11 秒	11 秒	1.5 時間	4.2 時間	2.6 時間
蓄圧注入終了	1.0 分	1.0 分	1.0 分	3.4 時間	4.2 時間	2.6 時間
ラプチャーディスク破損	—	—	—	—	1.8 時間	34 分
格納容器スプレイ作動	—	6.6 秒	6.6 秒	—	—	2.5 時間
再循環切替	—	—	31 分	—	—	3.1 時間
炉心露出	5.6 分	26 分	7.0 分	53 分	2.2 時間	1.1 時間
被覆管破損	13 分	37 分	15 分	1.2 時間	2.6 時間	1.3 時間
炉心溶融開始	22 分	47 分	27 分	1.4 時間	3.1 時間	1.6 時間
下部ヘッドへの溶融物移動開始	59 分	1.5 時間	1.0 時間	2.3 時間	4.2 時間	2.5 時間
原子炉容器破損	1.4 時間	2.2 時間	1.5 時間	3.4 時間	4.2 時間	2.5 時間
原子炉格納容器最高使用圧力到達	4.6 時間	10 時間	—	5.4 時間	8.8 時間	—
2Pd(原子炉格納容器最高使用圧力の2倍)到達 ^{※1}	20 時間	22 時間	—	26 時間	36 時間	—
格納容器雰囲気温度 200℃到達 ^{※2}	25 時間	—	—	34 時間	31 時間	—
限界圧力到達 ^{※3}	35 時間	32 時間	—	46 時間	56 時間	—

※1：原子炉格納容器圧力2Pd到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

※2：原子炉格納容器雰囲気温度200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

※3：平成6年度AM技術ベース報告書（玄海3号機）にて評価した限界圧力1.14MPa[gage]とする。

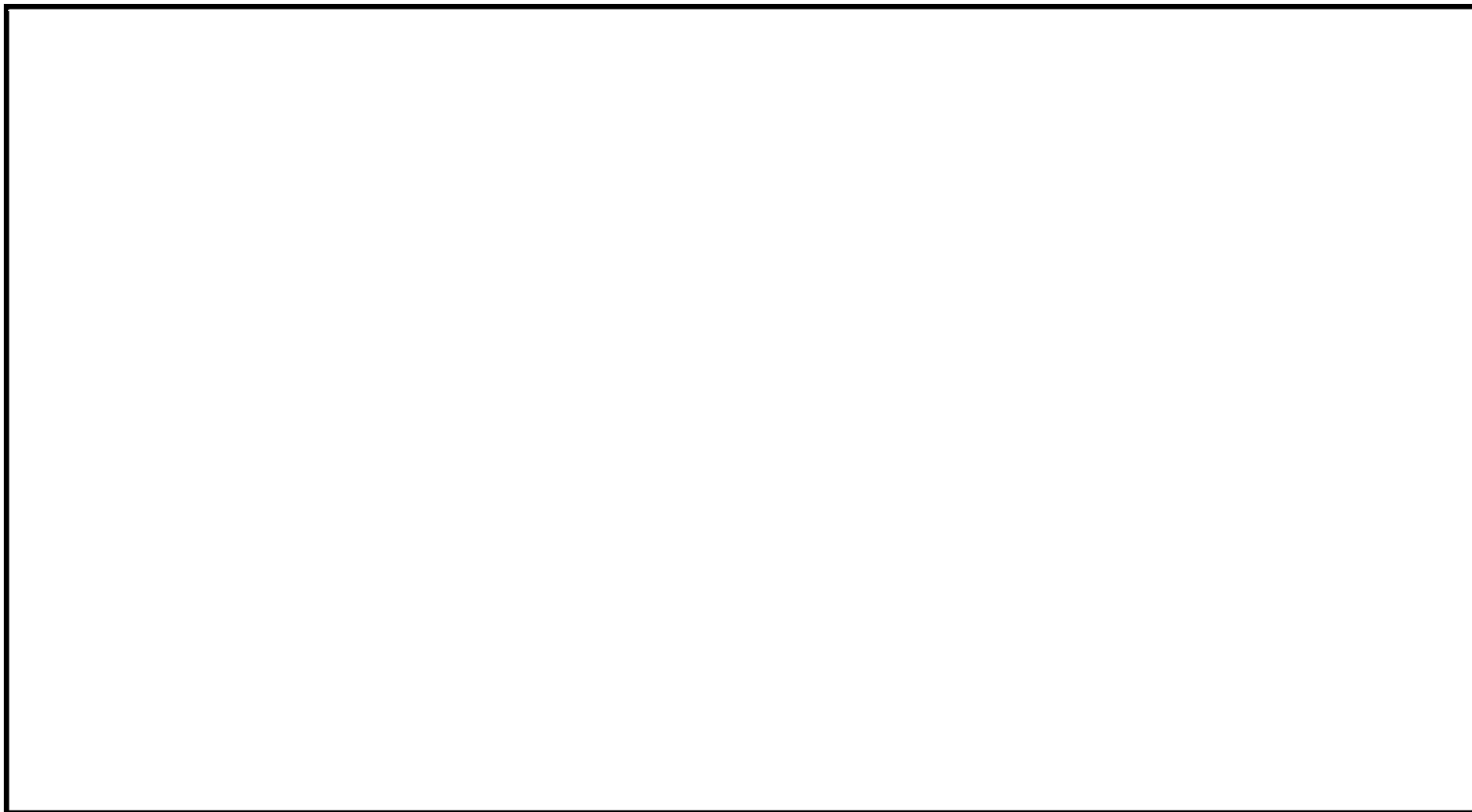
第2.1.1.c-5表 事象進展解析結果（シビアアクシデント負荷）

PDS	原子炉容器破損前		原子炉格納容器破損前		原子炉容器破損前			原子炉容器破損後(30分)			原子炉容器破損後後期 ^{※1}		
	1次系圧力 (MPa[gage])	原子炉下部 キャビティ内水 量(L)	原子炉格 納容器温 度(°C)	原子炉下 部キャビ ティ侵食 深さ(m)	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃 度(vol%)	全炉心 Zr75%補 正水素濃 度(vol%) ※2	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃 度(vol%)	全炉心 Zr75%補 正水素濃 度(vol%) ※2	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃 度(vol%)	全炉心 Zr75%補 正水素濃 度(vol%) ※2
AED	0.2	32.6	192.8	1.7	2.6	53.6	5.9	2.1	63.9	4.6	5.7	76.0	5.7
AEW	0.1	341.8	169.3	0.0	4.1	27.7	9.1	3.3	44.9	7.0	1.1	81.5	2.3
AEI	0.0	341.4	—	—	3.7	13.6	11.1	3.9	20.6	10.2	4.6	7.1	11.9
SED	2.4	1.4	192.0	1.7	3.7	52.9	5.8	2.9	64.7	4.4	5.8	75.9	5.8
TED	17.0	1.0	200.0	1.4	4.6	53.0	6.3	4.8	52.0	5.8	5.6	74.0	5.6
TEI	15.6	1.0	—	—	4.3	55.4	5.5	9.0	11.7	10.7	9.6	6.7	11.3

※1：AED、AEW、SED及びTEDは原子炉格納容器破損時点の値。AEI及びTEIは原子炉格納容器が破損しないため事故後120時間の値。

※2：発生する水素量を補正するにあたっては、炉外での水素生成にあたるMCCIによる水素量も含む。ただし、AED、SED及びTEDにおいては、原子炉容器破損後後期の発生水素量の合計が全炉心Zr量の75%を上回るようになることから、補正を行っていない。

第2.1.1. e-6表 事象進展解析を実施していないPDSの分岐確率の考え方



第2.1.1.f-1表 分岐確率のあてはめ方法



(は商業機密に属しますので公開できません)

第2.1.1.f-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定（1 / 5）

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格納容器 隔離 (CI)			NUREGレポート等の文献に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。
1次系の 圧力状態 (FD)			NUREGレポート等の文献から、1次系の圧力状態により分岐確率を設定する。
格納容器 バイパス (BP)			NUREGレポート等の文献に基づき定量化して設定する。設定に当たっては、1次系圧力バウンダリの健全性、格納容器バイパス、先行破損の有無を考慮する。
炉心への 注水 (LR)	低圧シーケンス (A**)	ECCS再循環 に失敗する 確率	低圧シーケンス (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高压シーケンス (S**, T**) では、以下の理由により注水失敗確率を1とする。 中圧シーケンス (S**) の炉心損傷シーケンスでは高圧注入に失敗しており、1次系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シーケンス (T**) では、補助給水の失敗等により2次系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。 (注水が無い場合に1を設定)
	中高压シーケンス (S**, T**)	1.0	
炉内 水蒸気爆発 (ISX)			国内外の専門家による評価をもとに、水蒸気爆発により原子炉格納容器の破損に至る確率を設定する。1次系の圧力状態等を考慮して設定する。

() は商業機密に属しますので公開できません)

第2.1.1.f-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (2 / 5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
原子炉容器破損前の水素燃焼 (HB1)			事象進展解析の結果を参照し、水素燃焼が発生する確率を設定する。
格納容器破損 (OP1)			水素濃度10vol%以下では火炎の伝播が遅いため、水素燃焼による原子炉格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度13vol%以上では水素爆轟が発生し、原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。 このため、事象進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また、炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。
原子炉容器破損 (RV)			TMI事故報告書等を参考に、原子炉容器が破損する確率を設定する。
溶融物分散放出 (RPV)			国内外の実験等から原子炉容器破損時、溶融炉心の原子炉格納容器ドーム部への噴出が防止できる1次系圧力がおよそ2.0MPa [gage]以下であることを判断基準として採用し、分岐確率は事象進展解析による圧力算出により設定する。大甲破断LOCAでは1次系が低圧なため分散放出は起こらないとする。
			(溶融物分散放出が起こらない場合を1と設定)
キャビティ内水量 (DC)			事象進展解析の知見により、原子炉下部キャビティへの水の持達の有無の観点から設定する。また、プラント損傷状態によっては、従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して、分岐確率を設定する。

() は商業機密に属しますので公開できません)

第2.1.1.f-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定（3 / 5）

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
加外水蒸気爆発 (ESX)			実験の結果から加外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが、原子炉格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。
格納容器直接加熱 (DCI)			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNUREG等の文献をもとに不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の分岐確率を設定する。
原子炉容器破損直後の水素燃焼 (HB2)			原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。
格納容器破損 (OP2)			原子炉格納容器への負荷により原子炉格納容器の破損が起きる場合の確率を設定する。また、格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損については、BWR Mark I 特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。

(□は商業機密に属しますので公開できません)

第2.1.1.f-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定（4 / 5）

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格納容器内気相部冷却(NCC)			<p>原子炉格納容器除熱（格納容器スフレイ）に失敗する場合、あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に原子炉格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。溶融炉心の冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持込の有無等）を考慮して設定する。</p> <p>原子炉格納容器除熱（格納容器スフレイ）に失敗する場合、あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても溶融炉心冷却に失敗した場合に原子炉格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。</p>
原子炉容器破損後長期の水素燃焼(HB3)			<p>事象進展解析の結果等を踏まえて、事故後期（格納容器破損後長期）に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。</p>
格納容器破損(OP3)			<p>事象進展解析の結果等を踏まえて、原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。</p>

(は商業機密に属しますので公開できません)

第2.1.1.f-2表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定（5 / 5）

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
ベースマット溶融貫通 (BM)			ベースマット溶融貫通が格納容器過圧破損又は過温破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の原子が格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから、プラント損傷状態（原子が格納容器への水の持込の有無等）を考慮して設定する。
格納容器過温破損 (OT)			格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため、RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量と原子炉キャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子が格納容器への水の持込等）を考慮して設定する。

(□は商業機密に属しますので公開できません)

第2.1.1.f-3表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び
格納容器破損頻度

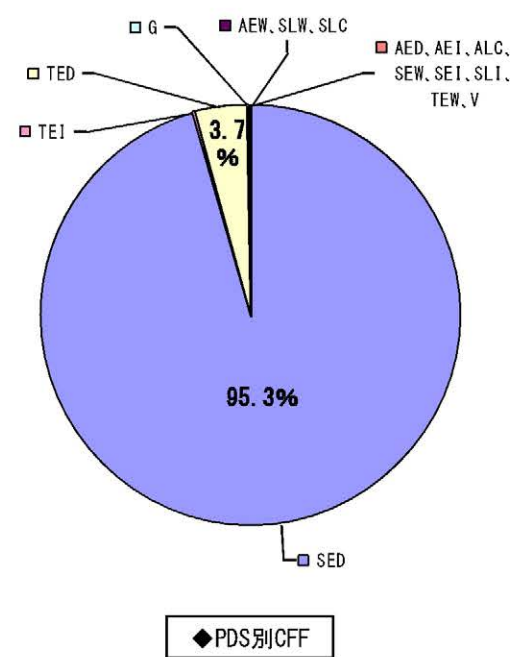
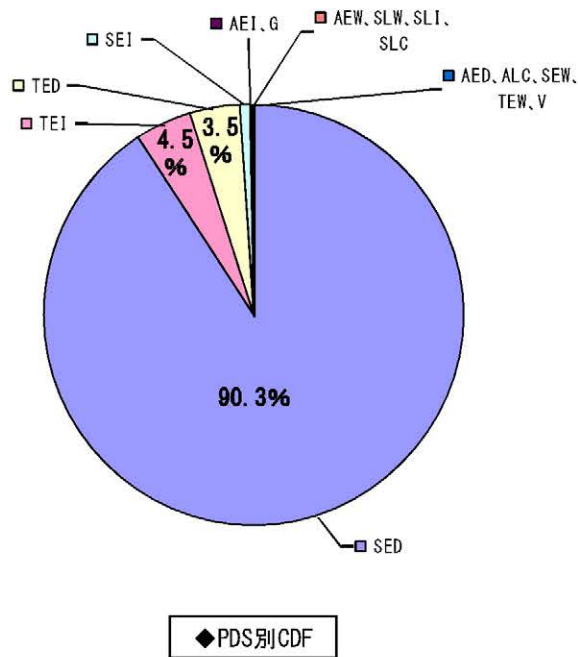
プラント 損傷状態	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合 (%)	条件付き 格納容器 破損確率	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割合 (%)
AED	3.1E-09	0.0%	1.00	3.1E-09	0.0%
AEW	1.3E-07	0.1%	1.00	1.3E-07	0.1%
AEI	6.1E-07	0.3%	0.02	1.5E-08	0.0%
ALC	8.4E-08	0.0%	1.00	8.4E-08	0.0%
SED	2.0E-04	90.3%	1.00	2.0E-04	95.3%
SEW	3.3E-09	0.0%	1.00	3.3E-09	0.0%
SEI	1.8E-06	0.8%	0.01	9.8E-09	0.0%
SLW	1.8E-07	0.1%	1.00	1.8E-07	0.1%
SLI	2.0E-07	0.1%	0.01	1.1E-09	0.0%
SLC	2.7E-07	0.1%	1.00	2.7E-07	0.1%
TED	7.7E-06	3.5%	1.00	7.7E-06	3.7%
TEW	1.9E-08	0.0%	1.00	1.9E-08	0.0%
TEI	1.0E-05	4.5%	0.08	8.1E-07	0.4%
V	3.0E-11	0.0%	1.00	3.0E-11	0.0%
G	5.6E-07	0.3%	1.00	5.6E-07	0.3%
合計	2.2E-04	100.0%	0.95	2.1E-04	100.0%

※：炉心損傷頻度、格納容器破損頻度への寄与が大きいPDSにおける代表的な事故シーケンスは以下のとおり。

SED：小破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗

TED：全交流動力電源喪失+補助給水系作動失敗

TEI：全給水喪失



第2.1.1.f-4表 格納容器破損モード別、破損カテゴリ別の
格納容器破損頻度

破損モード別	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合
α (原子炉容器内での水蒸気爆発)	1.3E-09	<0.1%
β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5%
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.2E-10	<0.1%
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	1.3E-09	<0.1%
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	7.2E-09	<0.1%
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	93.3%
ε (ベースマット溶融貫通)	1.5E-06	0.7%
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	3.5E-07	0.2%
η (原子炉格納容器内の水蒸気爆発又は圧カスパイク)	7.8E-09	<0.1%
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0%
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1%
g (蒸気発生器伝熱管破損)	6.7E-07	0.3%
τ (格納容器貫通部過温破損)	8.4E-06	4.0%
μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	<0.1%
カテゴリ別		
水蒸気(崩壊熱)による過圧	2.0E-04	93.4%
コンクリート侵食	1.5E-06	0.7%
漏えい箇所の隔離機能喪失	6.7E-07	0.3%
可燃性ガスの高濃度での燃焼	8.8E-09	0.0%
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5%
水蒸気爆発	9.1E-09	0.0%
貫通部過温	8.4E-06	4.0%
格納容器への直接接触	2.0E-08	0.0%
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0%
合 計	2.1E-04	100.0%

第2.1.1.1-f-5表 起因事象別格納容器破損頻度

起因事象別	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合(%)
原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-04	95.3
外部電源喪失	7.7E-06	3.7
手動停止	5.1E-07	0.2
蒸気発生器伝熱管破損	5.6E-07	0.3
小破断LOCA	4.7E-07	0.2
過渡事象	2.1E-07	0.1
中破断LOCA	1.6E-07	0.1
2次冷却系の破断	9.8E-08	0.0
大破断LOCA	7.2E-08	0.0
主給水流量喪失	2.4E-08	0.0
ATWS	1.0E-09	0.0
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	0.0
合計	2.1E-04	100.0

第2.1.1.g-1表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析

プラント 損傷状態	格納容器破損頻度(／炉年)				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
AED	8.8E-11	9.7E-10	1.1E-08	2.8E-09	3.1E-09
AEW	3.2E-09	3.9E-08	4.6E-07	1.2E-07	1.3E-07
AEI	1.2E-10	2.0E-09	5.0E-08	1.2E-08	1.5E-08
ALC	1.0E-09	1.7E-08	3.0E-07	7.4E-08	8.4E-08
SED	4.7E-06	6.1E-05	7.7E-04	2.0E-04	2.0E-04
SEW	2.6E-11	5.7E-10	1.2E-08	3.2E-09	3.3E-09
SEI	1.8E-10	3.9E-09	1.0E-07	2.5E-08	9.8E-09
SLW	1.7E-09	3.3E-08	6.3E-07	1.6E-07	1.8E-07
SLI	1.5E-11	4.1E-10	1.0E-08	2.6E-09	1.1E-09
SLC	3.1E-09	5.4E-08	9.6E-07	2.4E-07	2.7E-07
TED	5.0E-07	3.4E-06	2.3E-05	6.6E-06	7.7E-06
TEW	2.3E-09	1.1E-08	5.6E-08	1.8E-08	1.9E-08
TEI	4.7E-08	1.8E-07	1.4E-06	4.3E-07	8.1E-07
V	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	2.8E-11	3.0E-11
G	9.1E-09	1.3E-07	2.0E-06	4.9E-07	5.6E-07
合計	1.0E-05	6.9E-05	7.7E-04	2.1E-04	2.1E-04

第2.1.1.g-2表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確かさ解析

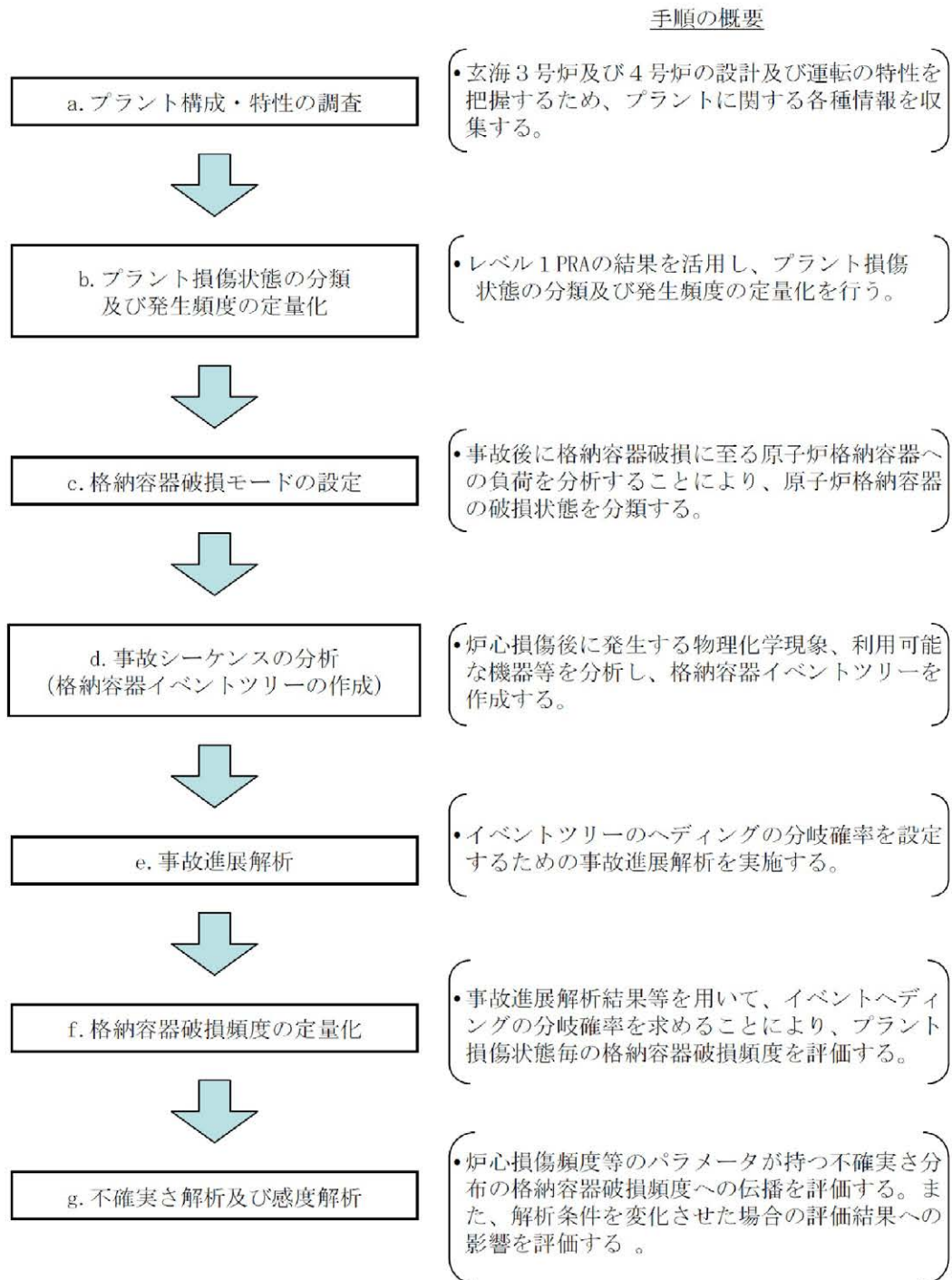
格納容器 破損モード	格納容器破損頻度(／炉年)				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
α	8.9E-11	8.3E-10	4.1E-09	1.3E-09	1.3E-09
β	8.6E-08	3.9E-07	4.4E-06	1.1E-06	1.1E-06
γ	3.6E-11	2.1E-10	5.3E-09	2.0E-09	3.2E-10
γ'	8.2E-11	6.4E-10	5.9E-08	2.4E-08	1.3E-09
γ''	5.5E-10	6.9E-09	8.6E-08	2.9E-08	7.2E-09
δ	5.0E-06	5.6E-05	6.9E-04	1.8E-04	2.0E-04
ϵ	3.7E-07	5.5E-06	7.3E-05	1.9E-05	1.5E-06
θ	1.1E-08	1.1E-07	1.1E-06	3.2E-07	3.5E-07
η	1.5E-10	1.1E-09	1.7E-08	6.0E-09	7.8E-09
σ	2.1E-09	3.6E-08	1.3E-06	3.4E-07	2.0E-06
ν	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	2.8E-11	3.0E-11
g	2.2E-08	2.4E-07	2.8E-06	7.1E-07	6.7E-07
τ	4.5E-07	3.0E-06	2.0E-05	5.7E-06	8.4E-06
μ	2.3E-11	2.5E-10	6.1E-09	2.0E-09	2.0E-08
合計	1.0E-05	6.9E-05	7.7E-04	2.1E-04	2.1E-04

第2.1.1.g-3表 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度
不確実さ解析

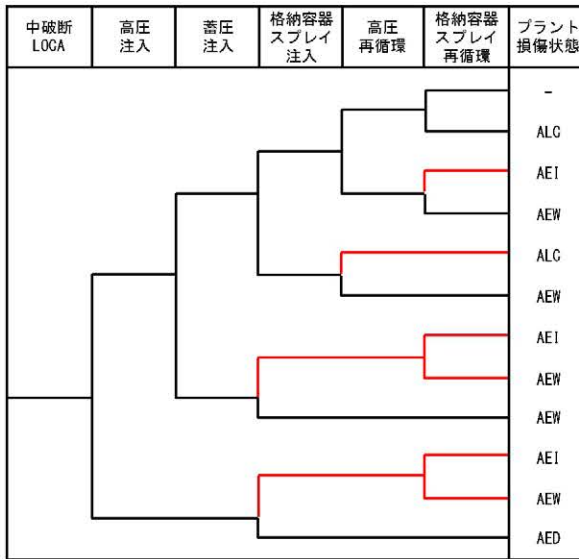
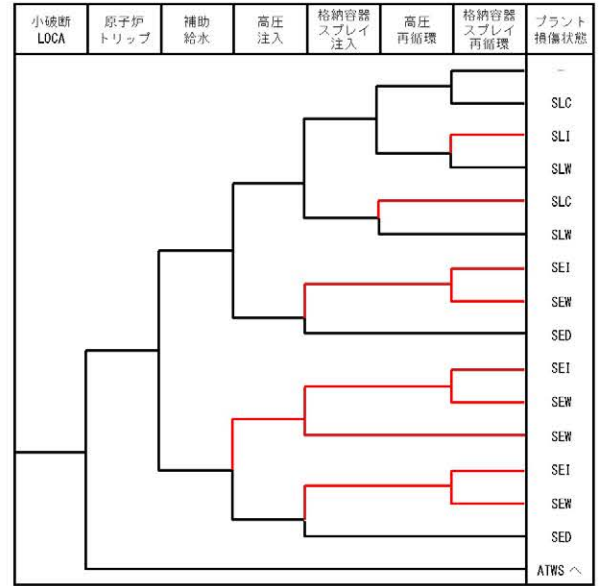
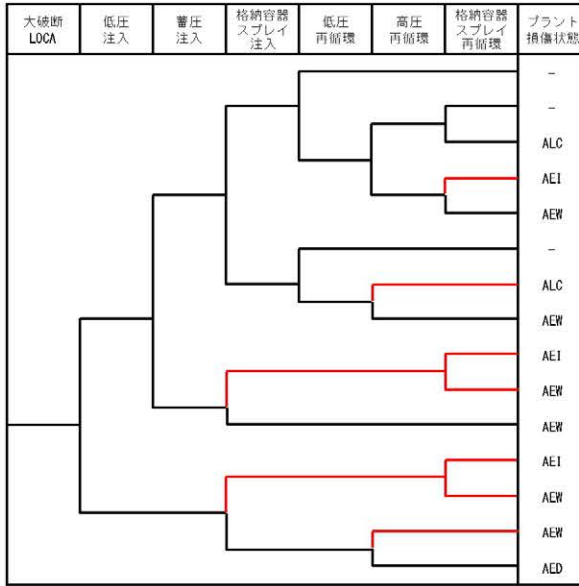
格納容器 破損カテゴリ	格納容器破損頻度(／炉年)				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
水蒸気(崩壊熱)による過圧	5.5E-06	5.6E-05	6.9E-04	1.8E-04	2.0E-04
コンクリート侵食	3.7E-07	5.5E-06	7.3E-05	1.9E-05	1.5E-06
漏えい箇所の隔離機能喪失	2.2E-08	2.4E-07	2.8E-06	7.1E-07	6.7E-07
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.6E-09	1.1E-08	1.5E-07	5.4E-08	8.8E-09
格納容器隔離機能喪失	8.6E-08	3.9E-07	4.4E-06	1.1E-06	1.1E-06
水蒸気爆発	5.3E-10	2.4E-09	2.0E-08	7.3E-09	9.1E-09
貫通部過温	4.5E-07	3.0E-06	2.0E-05	5.7E-06	8.4E-06
格納容器への直接接触	2.3E-11	2.5E-10	6.1E-09	2.0E-09	2.0E-08
格納容器雰囲気直接加熱	2.1E-09	3.6E-08	1.3E-06	3.4E-07	2.0E-06
合 計	1.0E-05	6.9E-05	7.7E-04	2.1E-04	2.1E-04

第2.1.1.g-4表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度感度解析

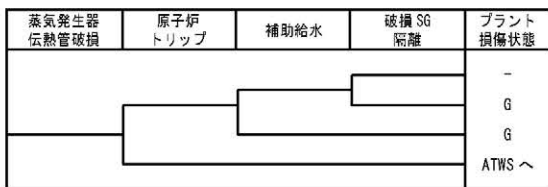
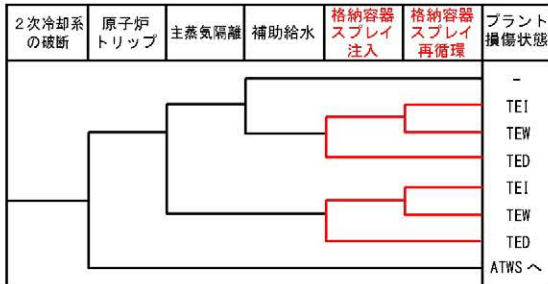
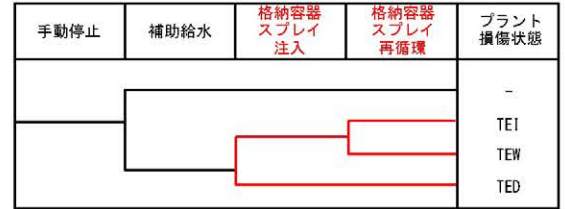
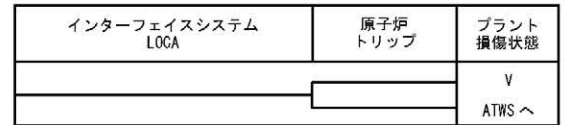
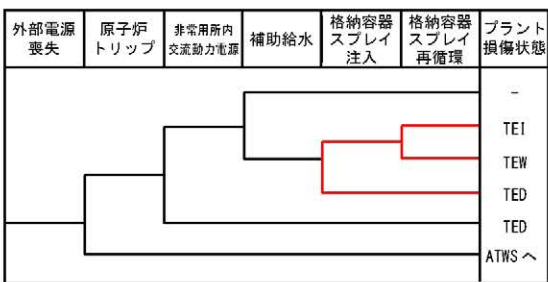
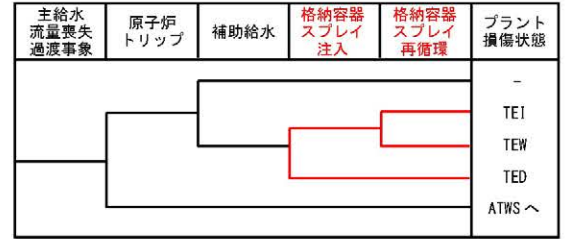
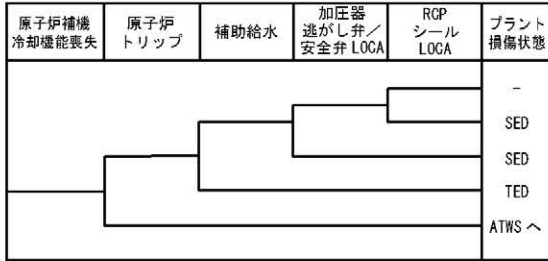
破損モード別	ケース1		ケース2	
	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割合	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割合
α (原子炉容器内での水蒸気爆発)	1.3E-09	0.0%	1.3E-09	0.0%
β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5%	1.1E-06	0.5%
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.2E-10	0.0%	3.2E-10	0.0%
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	1.3E-09	0.0%	1.3E-09	0.0%
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	7.2E-09	0.0%	7.3E-09	0.0%
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	93.3%	1.9E-04	89.5%
ε (ベースマット溶融貫通)	1.5E-06	0.7%	1.1E-05	5.4%
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	3.5E-07	0.2%	3.5E-07	0.2%
η (原子炉格納容器内の水蒸気爆発又は 圧カスパイク)	7.8E-09	0.0%	1.8E-08	0.0%
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0%	1.0E-06	0.5%
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	0.0%	3.0E-11	0.0%
g (蒸気発生器伝熱管破損)	6.7E-07	0.3%	6.7E-07	0.3%
τ (格納容器貫通部過温破損)	8.4E-06	4.0%	7.5E-06	3.6%
μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	0.0%	1.0E-08	0.0%
カテゴリ別				
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	2.0E-04	93.4%	1.9E-04	89.7%
コンクリート侵食	1.5E-06	0.7%	1.1E-05	5.4%
漏えい箇所の隔離機能喪失	6.7E-07	0.3%	6.7E-07	0.3%
可燃性ガスの高濃度での燃焼	8.8E-09	0.0%	8.9E-09	0.0%
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5%	1.1E-06	0.5%
水蒸気爆発	9.1E-09	0.0%	1.9E-08	0.0%
貫通部過温	8.4E-06	4.0%	7.5E-06	3.6%
格納容器への直接接触	2.0E-08	0.0%	1.0E-08	0.0%
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0%	1.0E-06	0.5%
合計	2.1E-04	100.0%	2.1E-04	100.0%



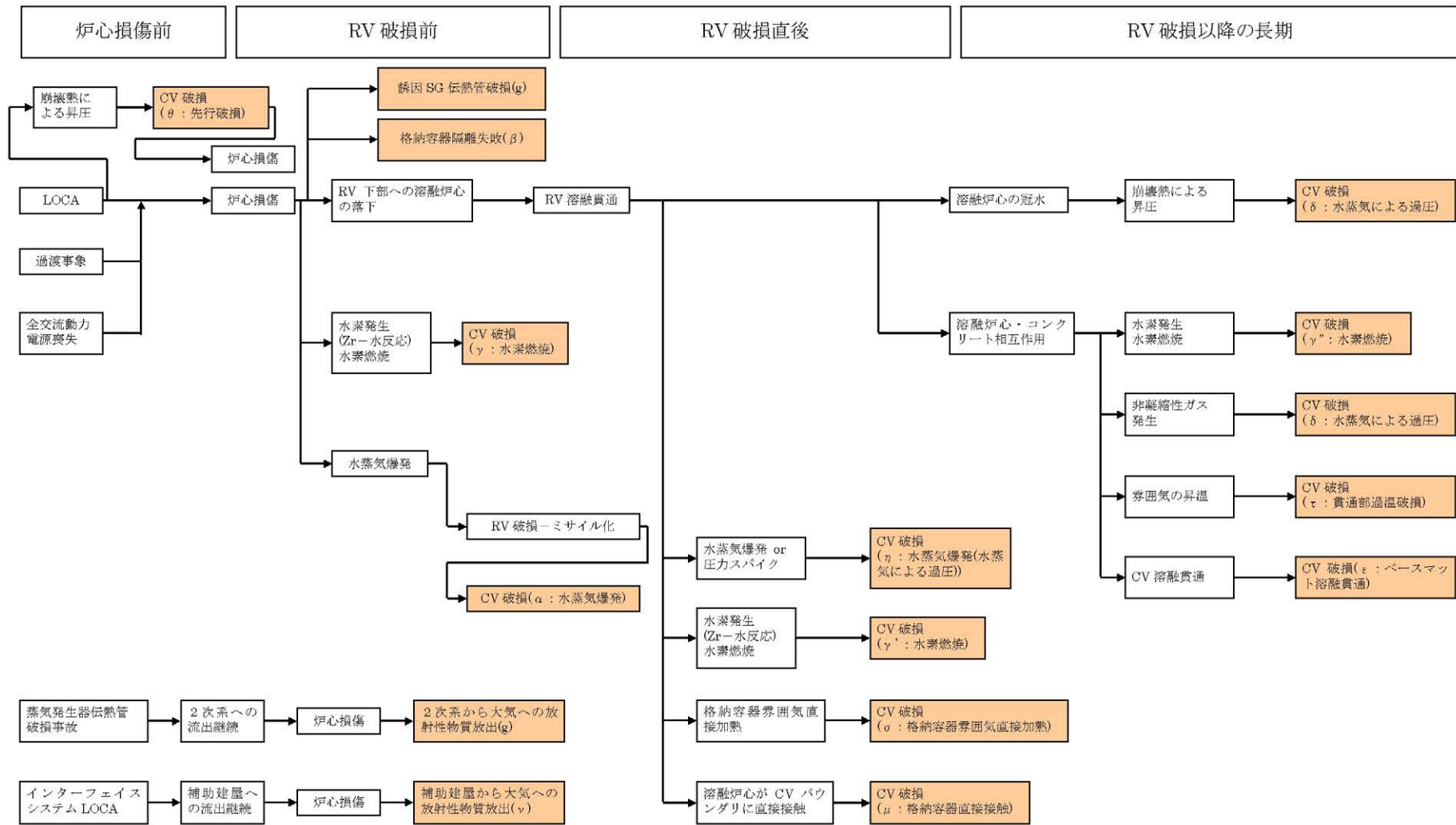
第2.1.1-1図 出力運転時内部事象レベル1.5PRAの評価フロー



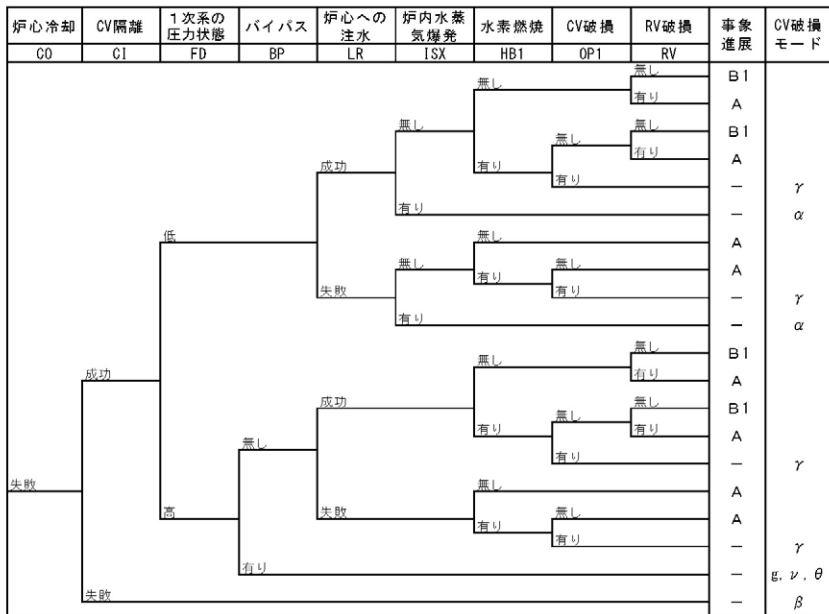
第2.1.1.b-1図 レベル1.5PRA評価用のレベル1 PRA
イベントツリー (1 / 2)



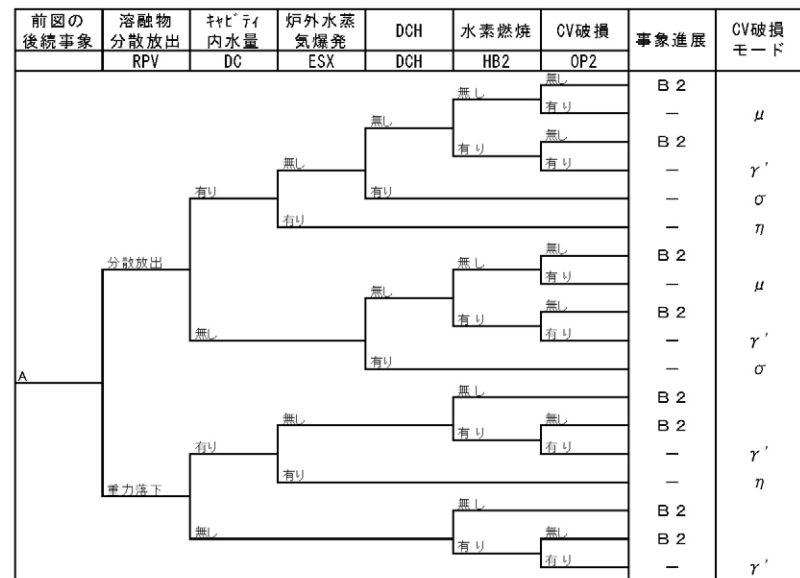
第 2.1.1. b-1 図 レベル 1.5PRA 評価用のレベル 1 PRA イベントツリー (2 / 2)



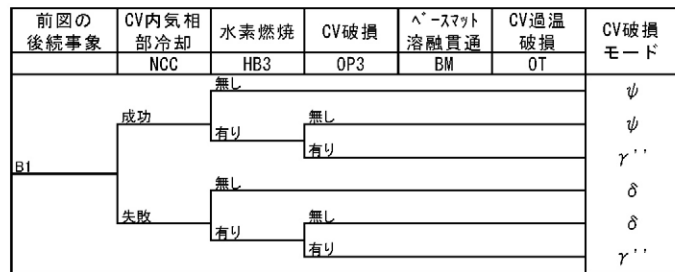
第2.1.1.c-1図 PWRのシビアアクシデントで考えられる事象進展



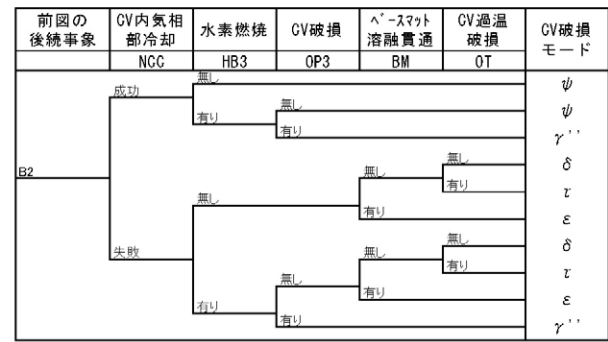
A:原子炉容器破損有り
B1:原子炉容器破損無し



B2:原子炉容器破損有り

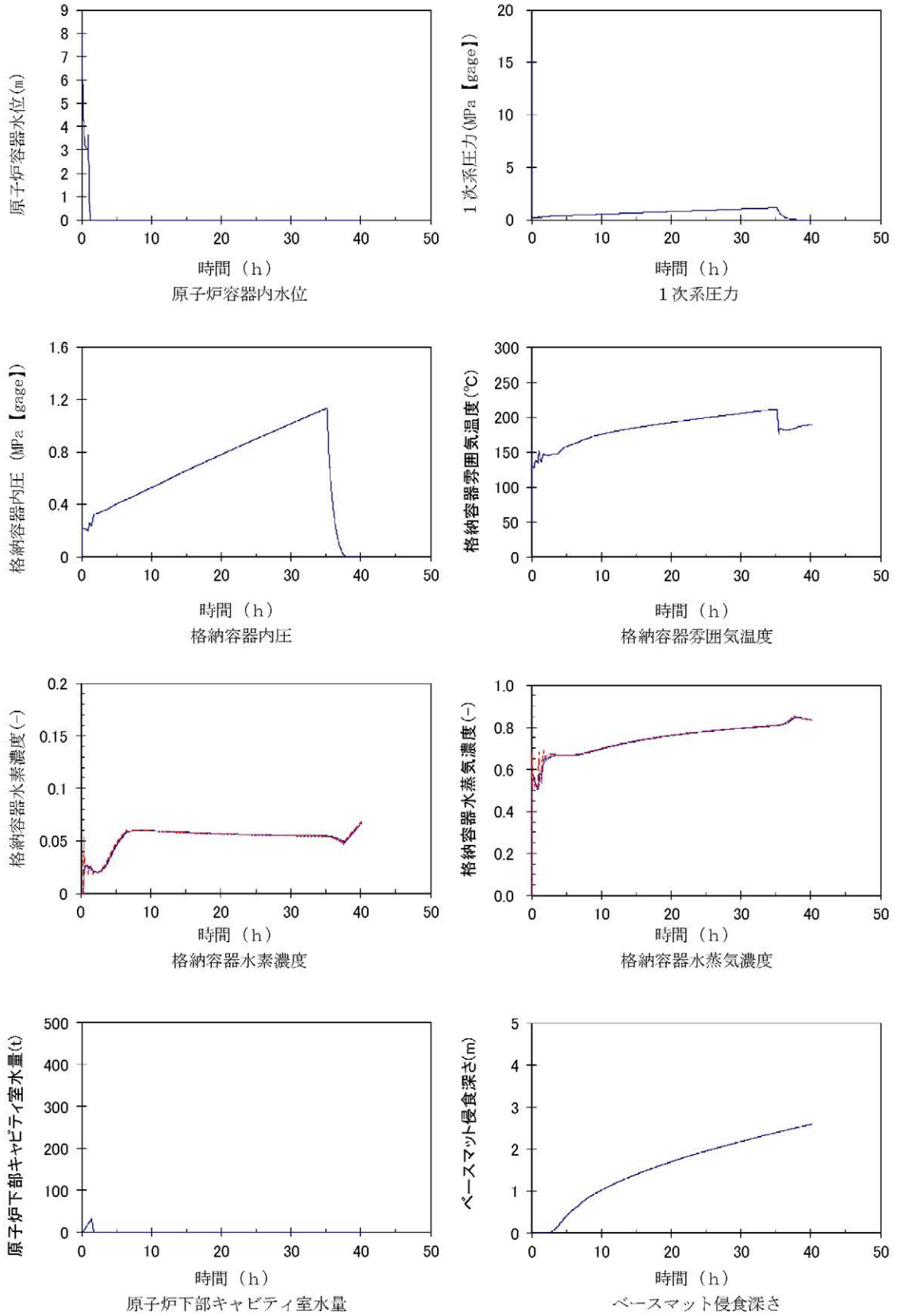


B1:原子炉容器破損無し

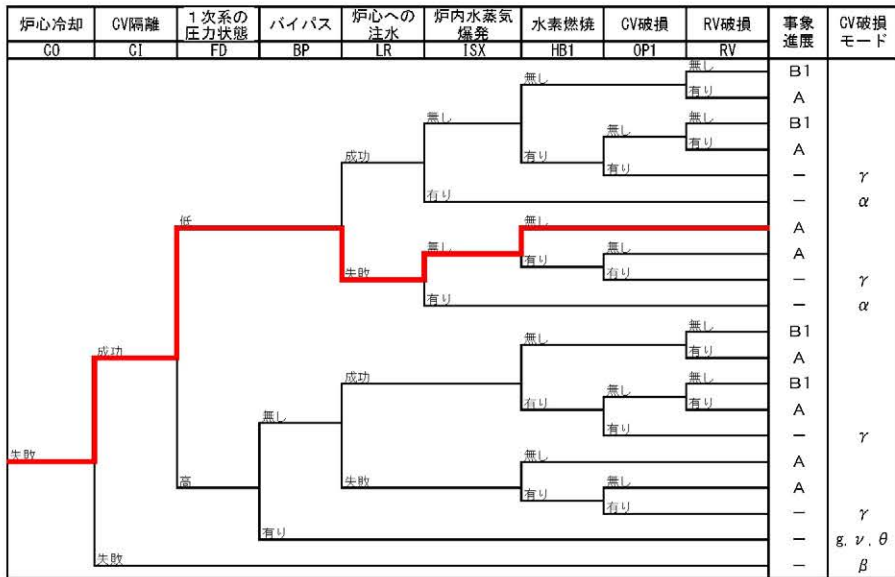


〈注1〉 事象進展の-は、その時点での格納容器破損を意味する。
 〈注2〉 格納容器破損モード
 α: 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 θ: 格納容器隔離失敗
 γ、γ'、γ'': 水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ: 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε: 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
 η: 水蒸気蓄積による準静的な過圧による格納容器先行破損
 ζ: 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
 σ: 格納容器雰囲気直接加熱による破損
 g: 蒸気発生器伝熱管損傷後の炉心損傷による格納容器バイパス
 v: インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ: 溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
 τ: 格納容器貫通部過温破損
 ψ: 格納容器が健全に維持され、事故が収束

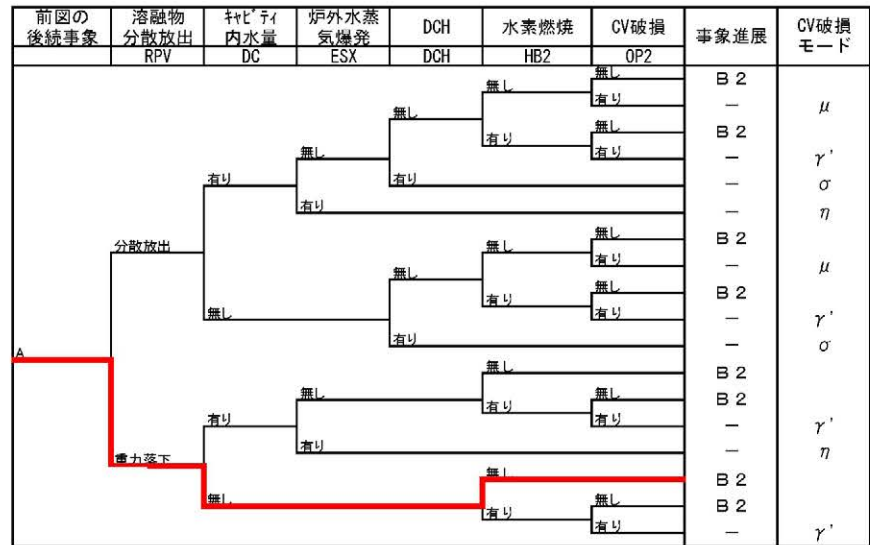
第2.1.1.d-1図 格納容器イベントツリー



第2.1.1.e-1図 代表的な物理量の時間変化 (AED)



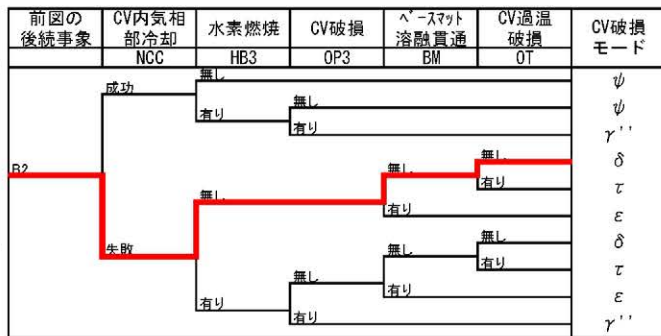
A: 原子炉容器破損有り
B1: 原子炉容器破損無し



B2: 原子炉容器破損有り



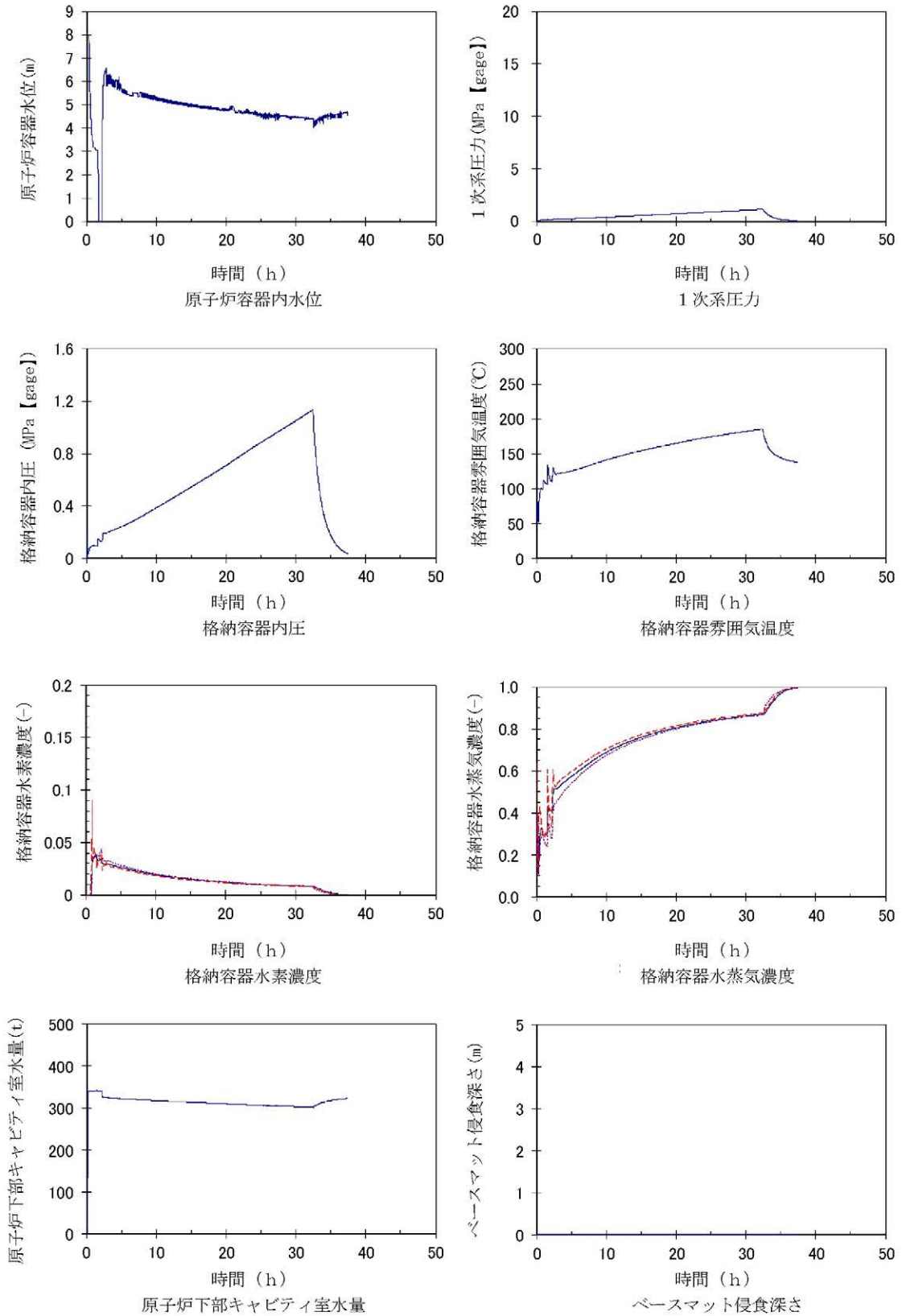
B1: 原子炉容器破損無し



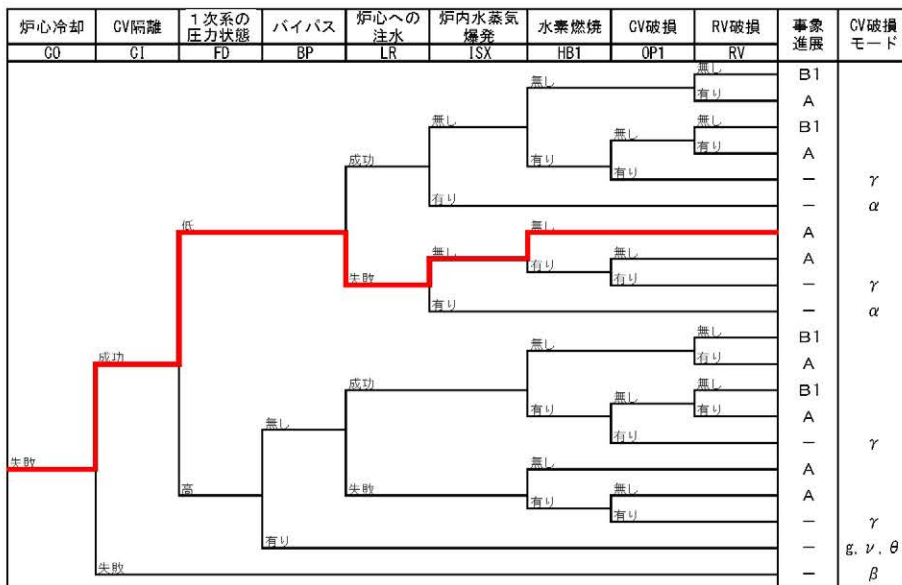
B2: 原子炉容器破損有り

- 《注1》 事象進展の-は、その時点での格納容器破損を意味する。
 《注2》 格納容器破損モード
 α: 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β: 格納容器隔離失敗
 γ, γ', γ'': 水素燃焼又は水素爆発による格納容器過圧破損
 δ: 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε: 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
 θ: 水蒸気蓄積による準静的な過圧による格納容器先行破損
 η: 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
 μ: 格納容器雰囲気加熱による破損
 ν: 蒸気発生器伝熱管損傷後の炉心損傷による格納容器バイパス
 ρ: インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
 σ: 溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
 τ: 格納容器貫通部過温破損
 φ: 格納容器が健全に維持され、事故が収束

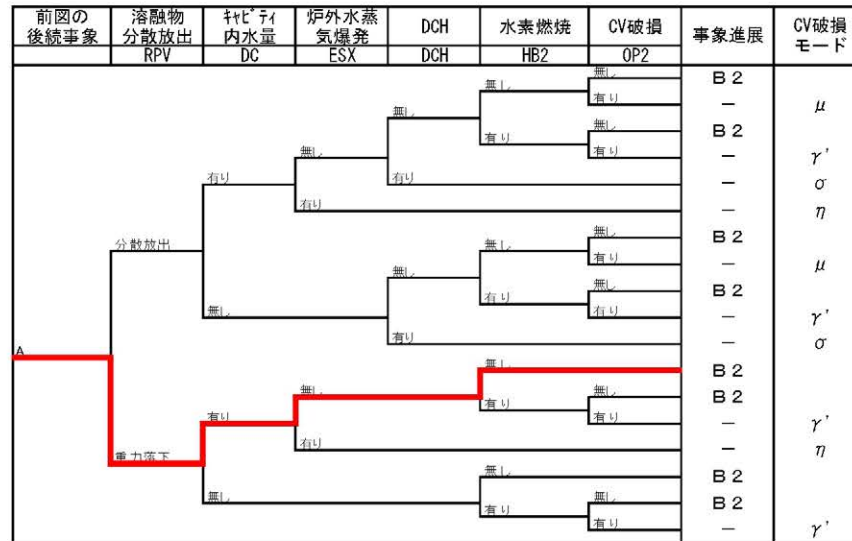
第2.1.1. e-2図 代表シーケンスにおける事象進展例 (AED)



第2.1.1.e-3図 代表的な物理量の時間変化 (AEW)



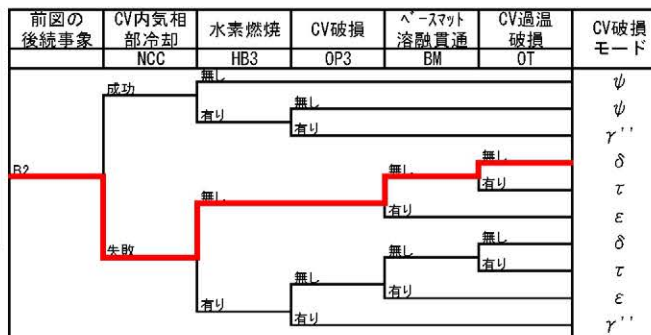
A: 原子炉容器破損有り
B1: 原子炉容器破損無し



B2: 原子炉容器破損有り



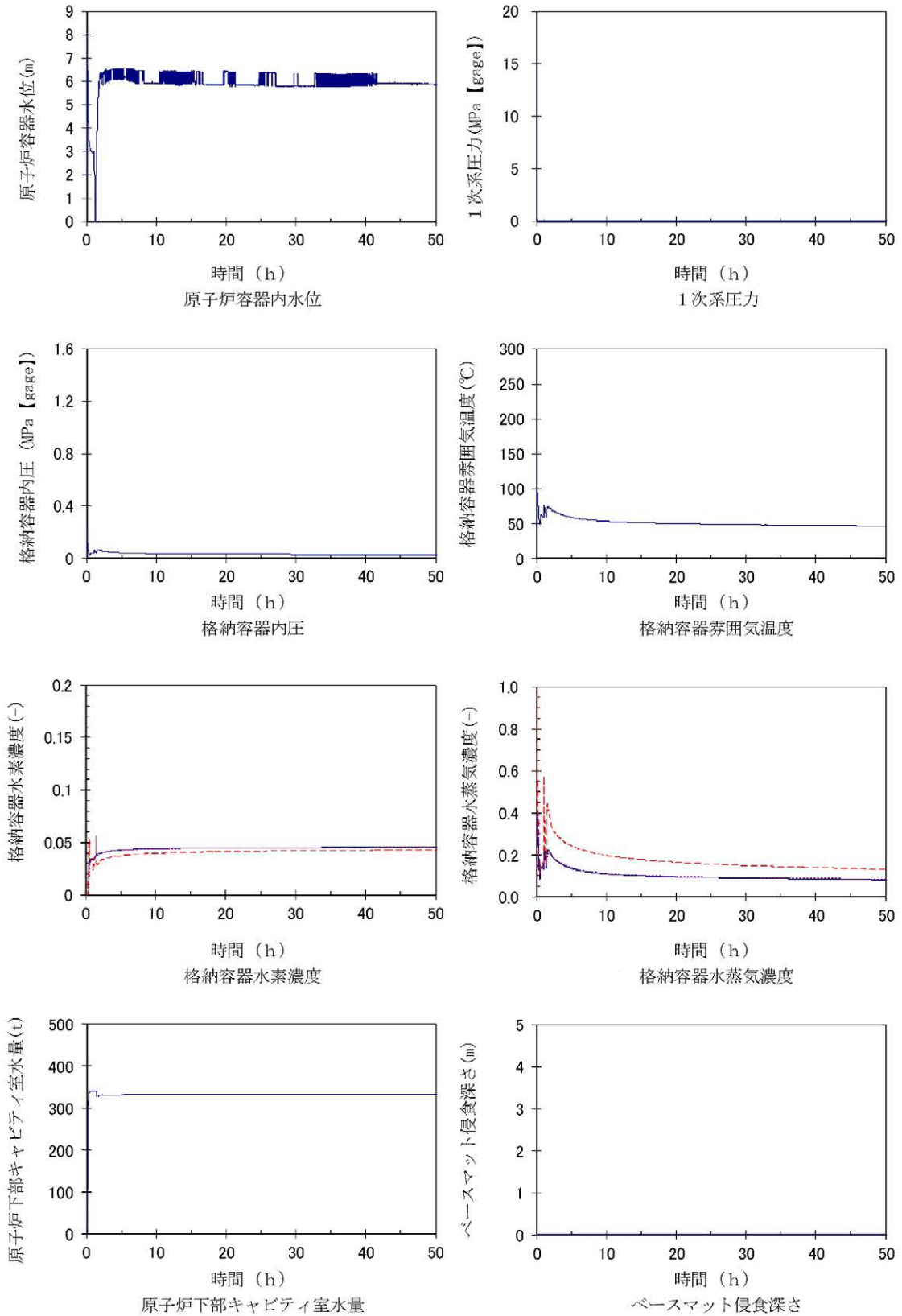
B1: 原子炉容器破損無し



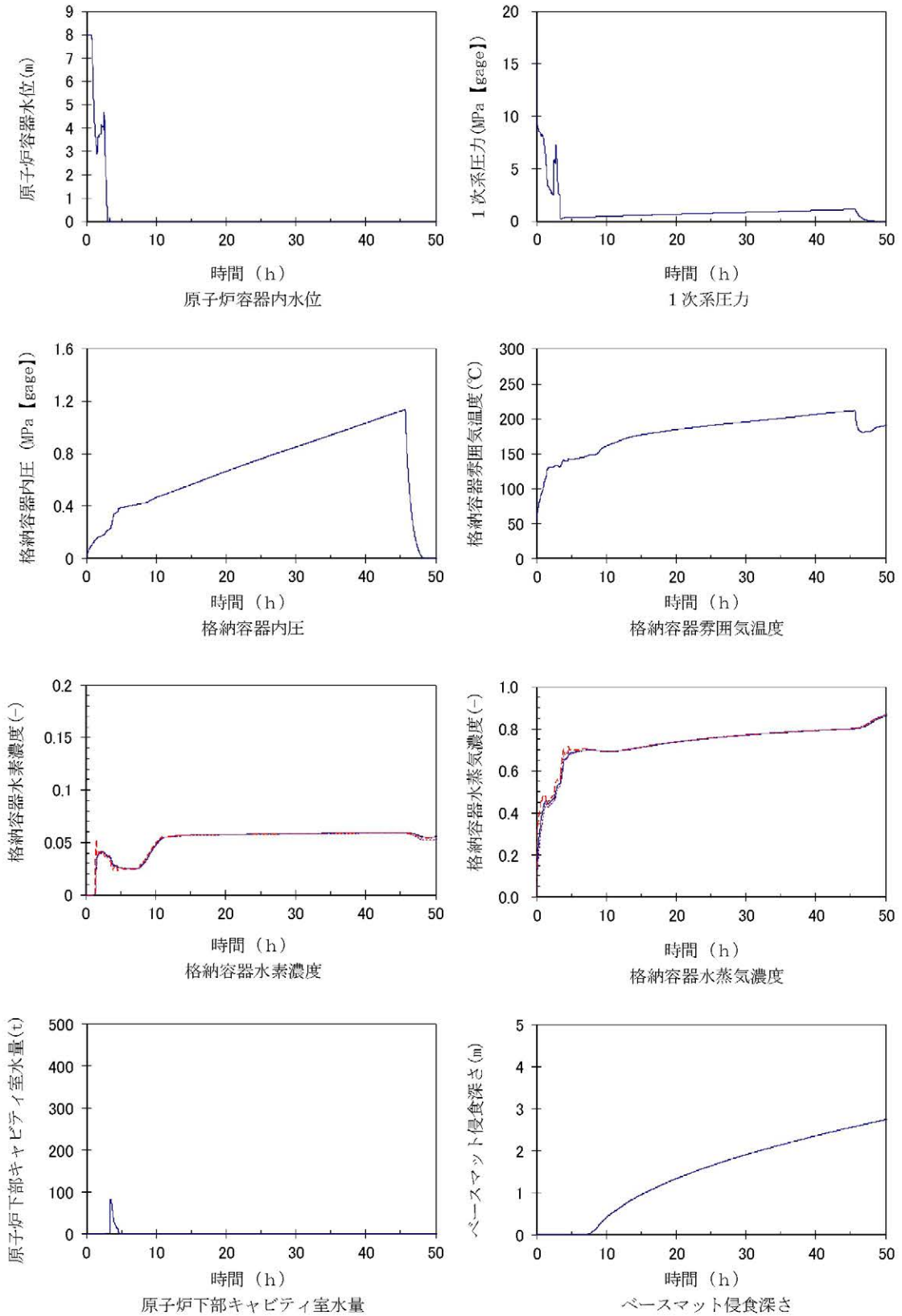
B2: 原子炉容器破損有り

(注1) 事象進展の—は、その時点での格納容器破損を意味する。
(注2) 格納容器破損モード
α: 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β: 格納容器隔離失敗
γ、γ'、γ'': 水素燃焼又は水素爆発による格納容器過圧破損
δ: 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε: 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマツ溶融貫通
ζ: 水蒸気蓄積による準静的な過圧による格納容器先行破損
η: 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
θ: 格納容器穿通気直接加熱による破損
ι: 蒸気発生器伝熱管損傷後の炉心損傷による格納容器バイパス
λ: インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ: 溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
ν: 格納容器貫通部過温破損
ξ: 格納容器が健全に維持され、事故が収束

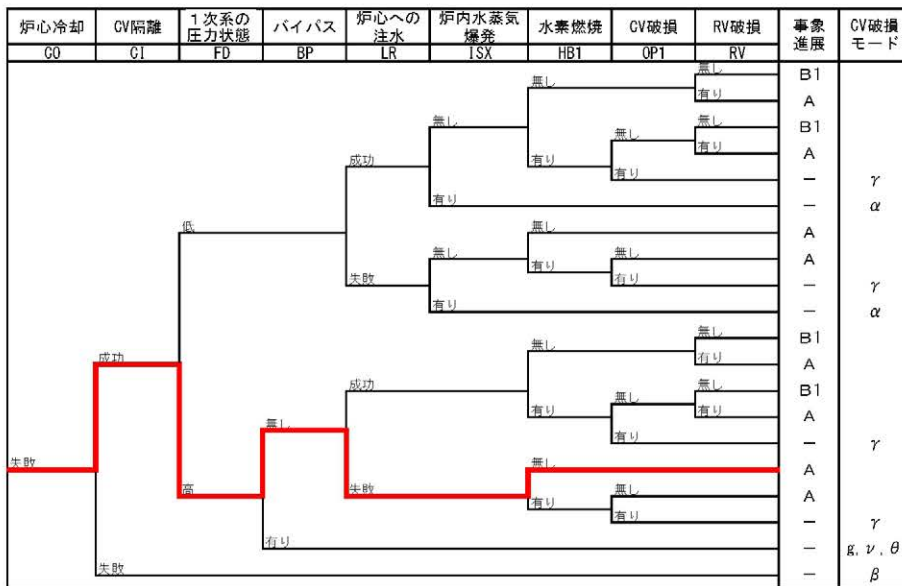
第2.1.1.e-4図 代表シーケンスにおける事象進展例 (AEW)



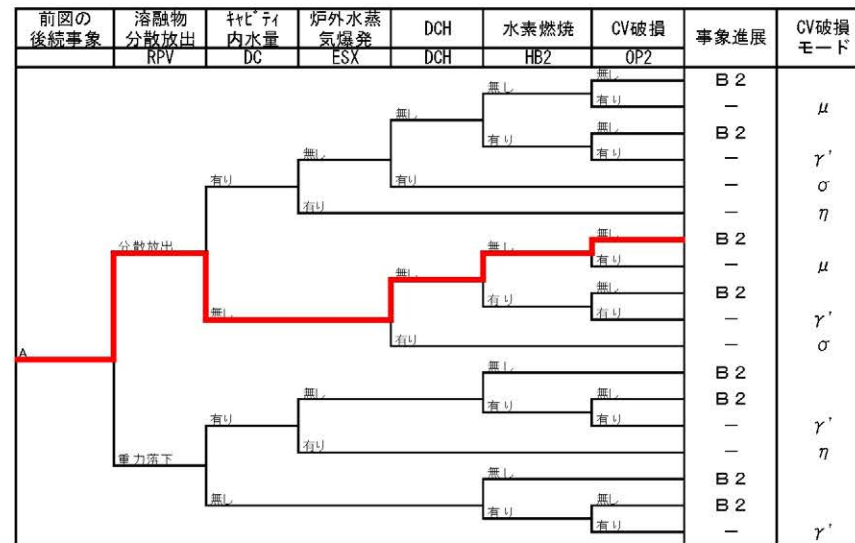
第2.1.1.e-5図 代表的な物理量の時間変化 (AEI)



第2.1.1. e-7図 代表的な物理量の時間変化 (SED)



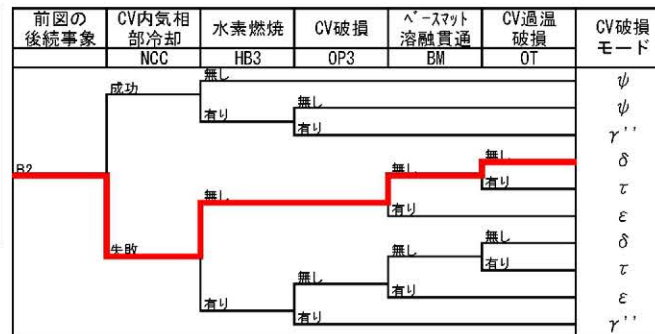
A: 原子炉容器破損有り
B1: 原子炉容器破損無し



B2: 原子炉容器破損有り



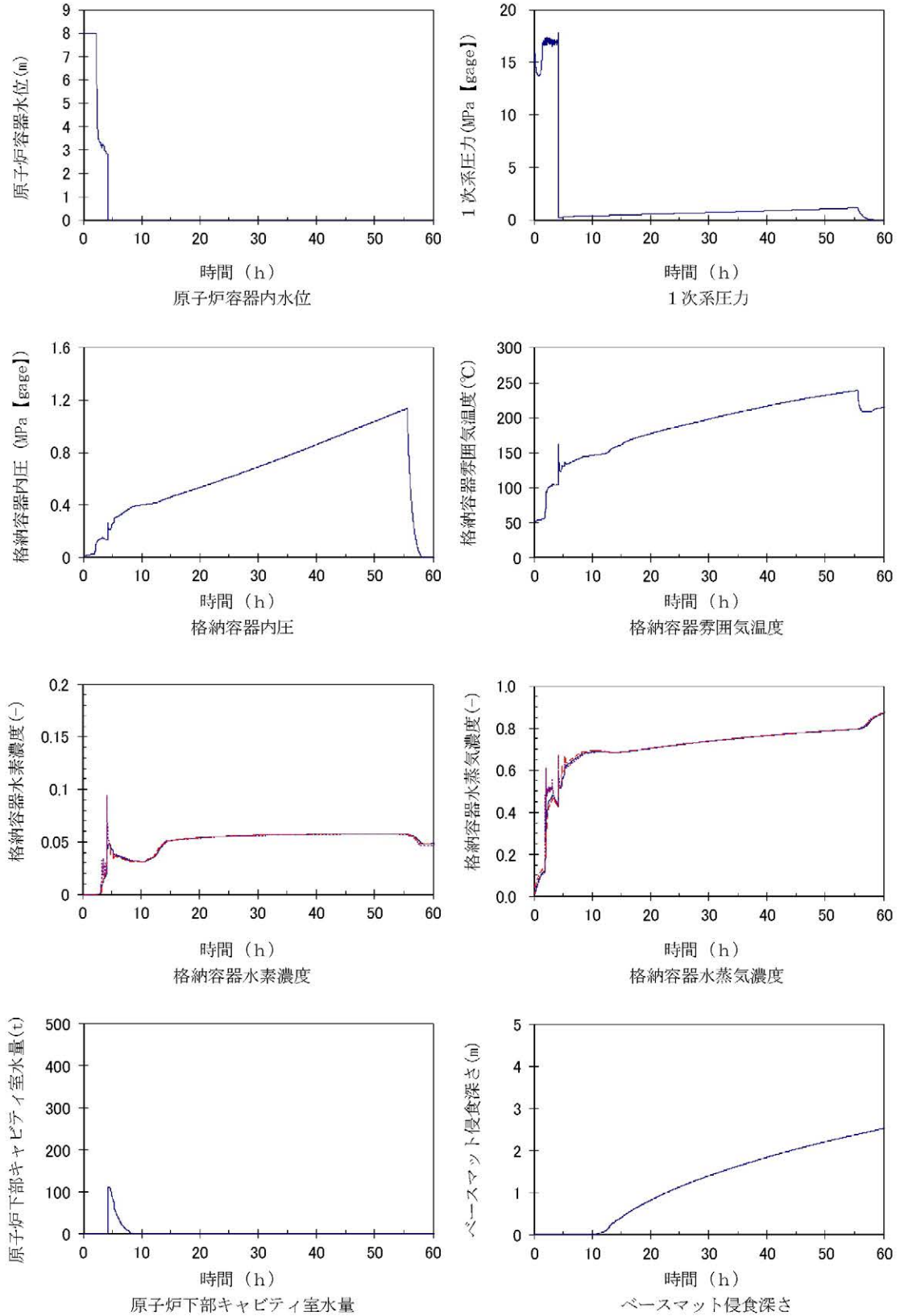
B1: 原子炉容器破損無し



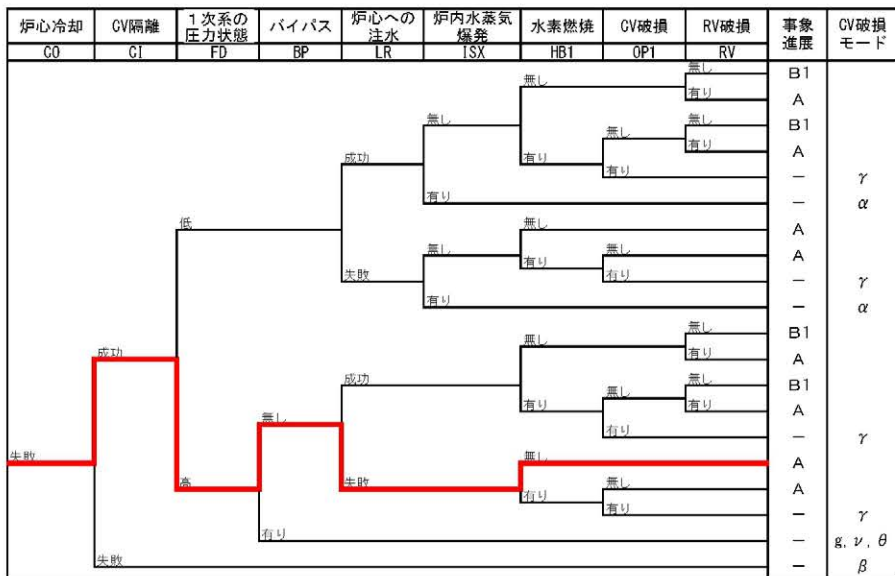
B2: 原子炉容器破損有り

- (注1) 事象進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。
(注2) 格納容器破損モード
α: 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β: 格納容器隔離失敗
γ、γ'、γ'': 水素燃焼又は水素爆発による格納容器過圧破損
δ: 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε: 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
θ: 水蒸気蓄積による準静的な過圧による格納容器先行破損
η: 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
σ: 格納容器雰囲気直接加熱による破損
g: 蒸気発生器伝熱管損傷後の炉心損傷による格納容器バイパス
v: インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ: 溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
τ: 格納容器貫通部過温破損
ψ: 格納容器が健全に維持され、事故が収束

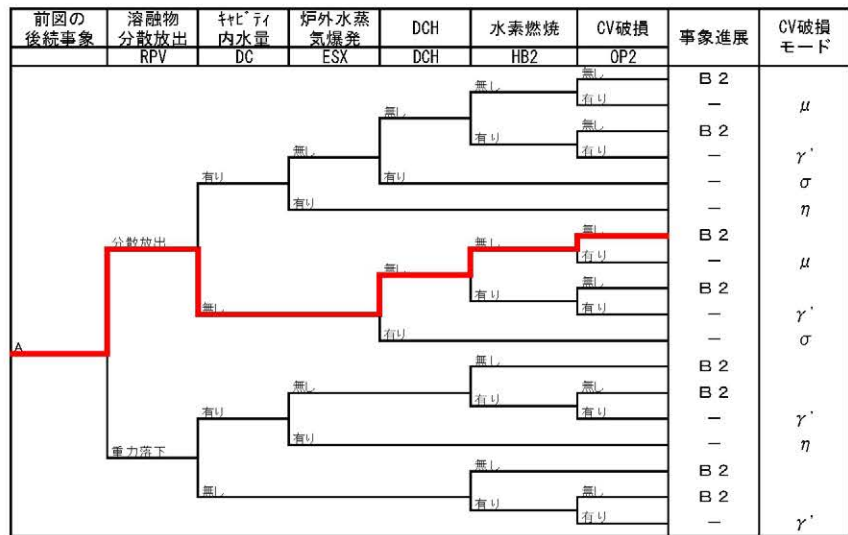
第 2.1.1. e-8 図 代表シーケンスにおける事象進展例 (SED)



第2.1.1.e-9図 代表的な物理量の時間変化 (TED)



A: 原子炉容器破損有り
B1: 原子炉容器破損無し

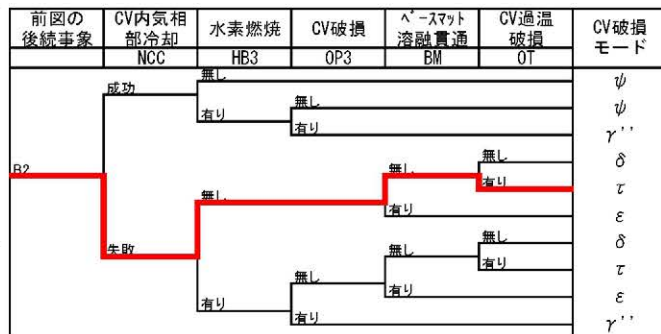


B2: 原子炉容器破損有り

2.1.1-74



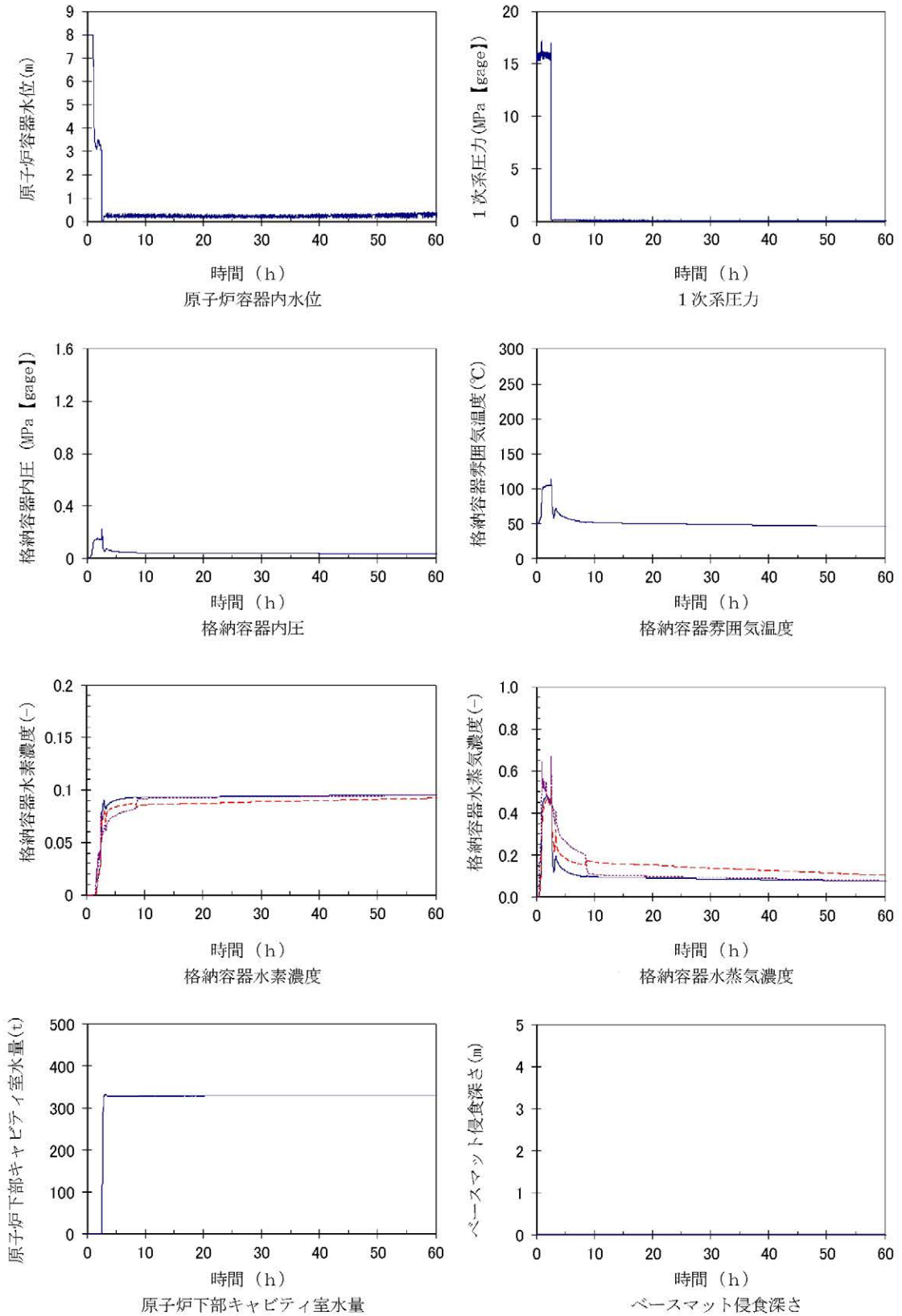
B1: 原子炉容器破損無し



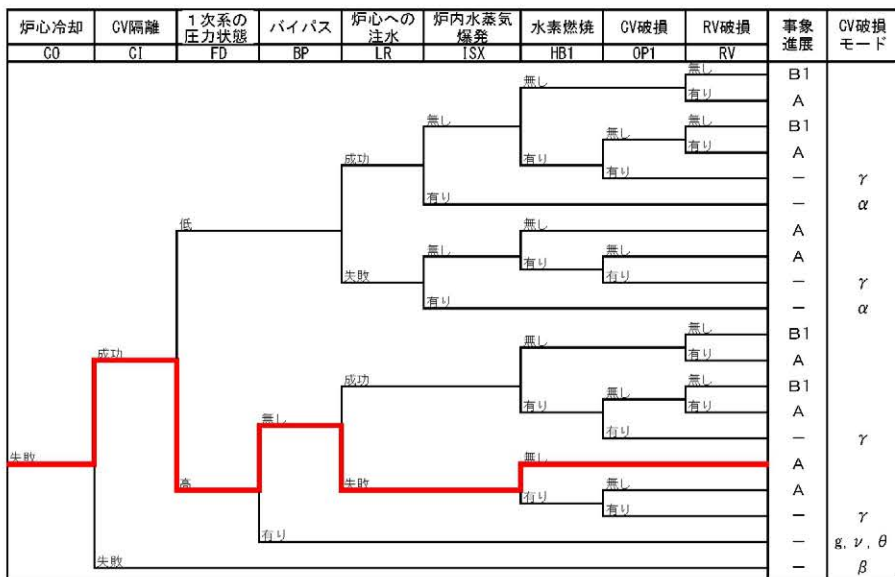
B2: 原子炉容器破損有り

- 〔注1〕 事象進展の-は、その時点での格納容器破損を意味する。
〔注2〕 格納容器破損モード
 alpha: 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 beta: 格納容器隔離失敗
 gamma, gamma prime, gamma prime prime: 水素燃焼又は水素爆発による格納容器過圧破損
 delta: 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 epsilon: 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
 zeta: 水蒸気蓄積による準静的な過圧による格納容器先行破損
 eta: 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
 theta: 格納容器穿通気直接加熱による破損
 g: 蒸気発生器伝熱管損傷後の炉心損傷による格納容器バイパス
 v: インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
 mu: 溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
 tau: 格納容器貫通部過温破損
 phi: 格納容器が健全に維持され、事故が収束

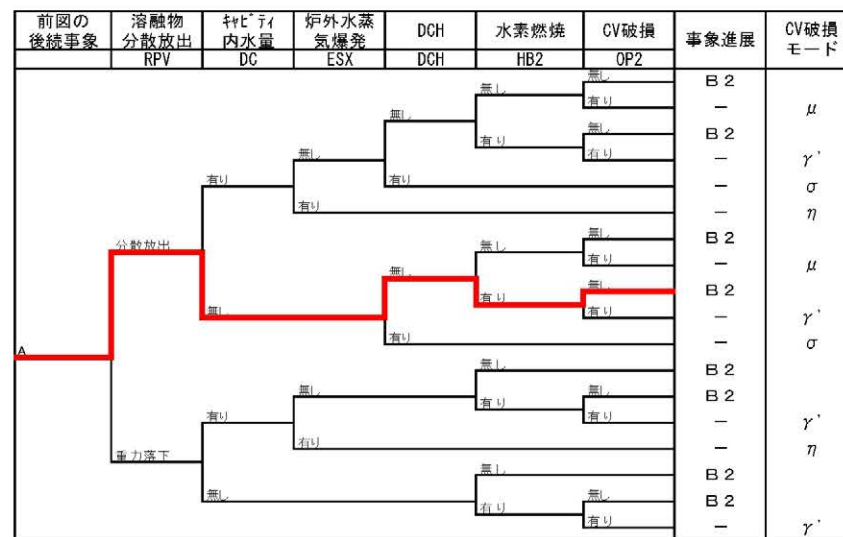
第2.1.1.e-10図 代表シーケンスにおける事象進展例 (TED)



第2.1.1. e-11図 代表的な物理量の時間変化 (TEI)



A: 原子炉容器破損有り
B1: 原子炉容器破損無し

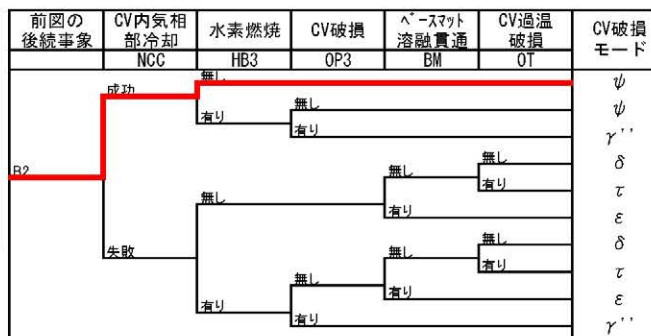


B2: 原子炉容器破損有り

2.1.1.1-76



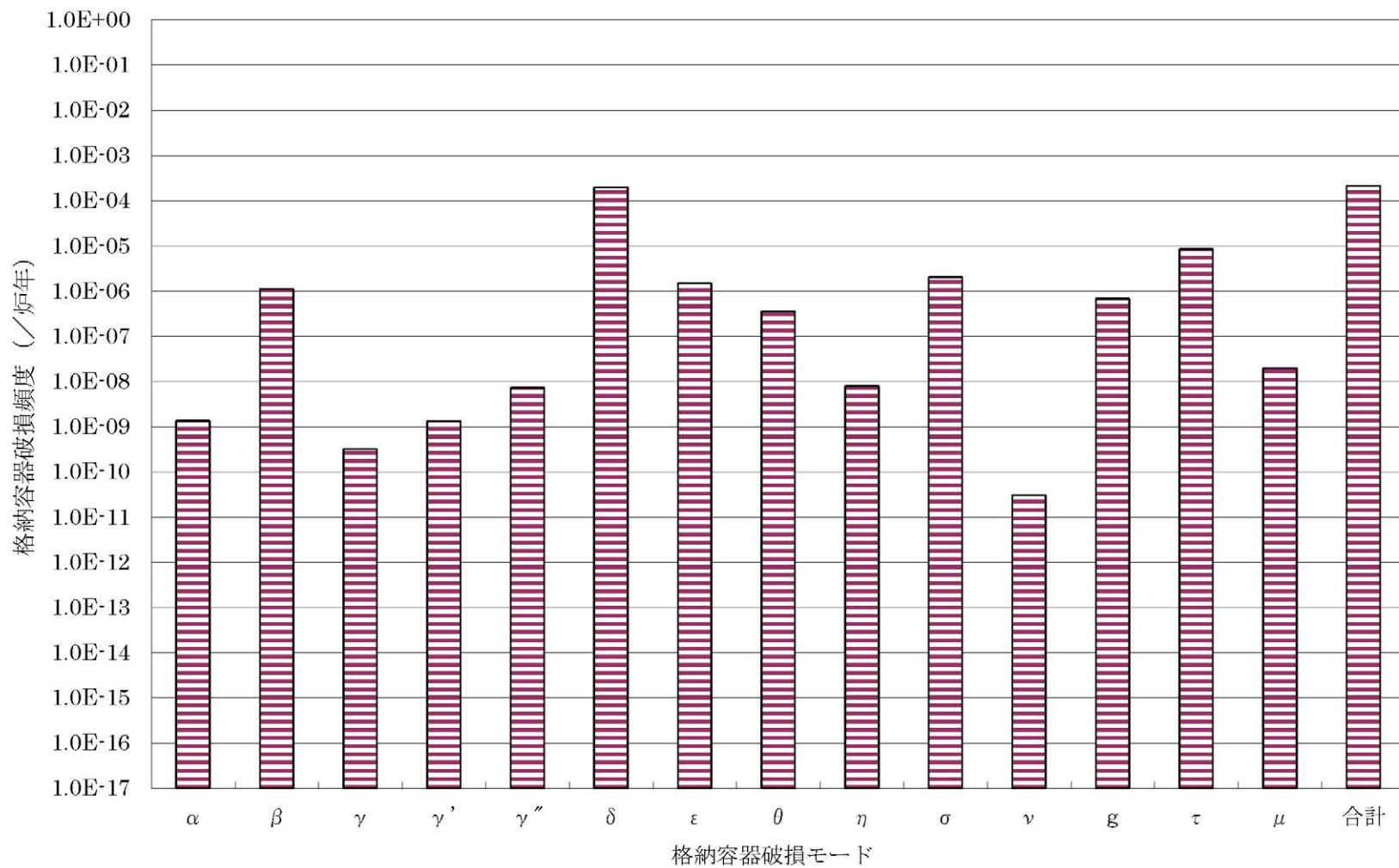
B1: 原子炉容器破損無し



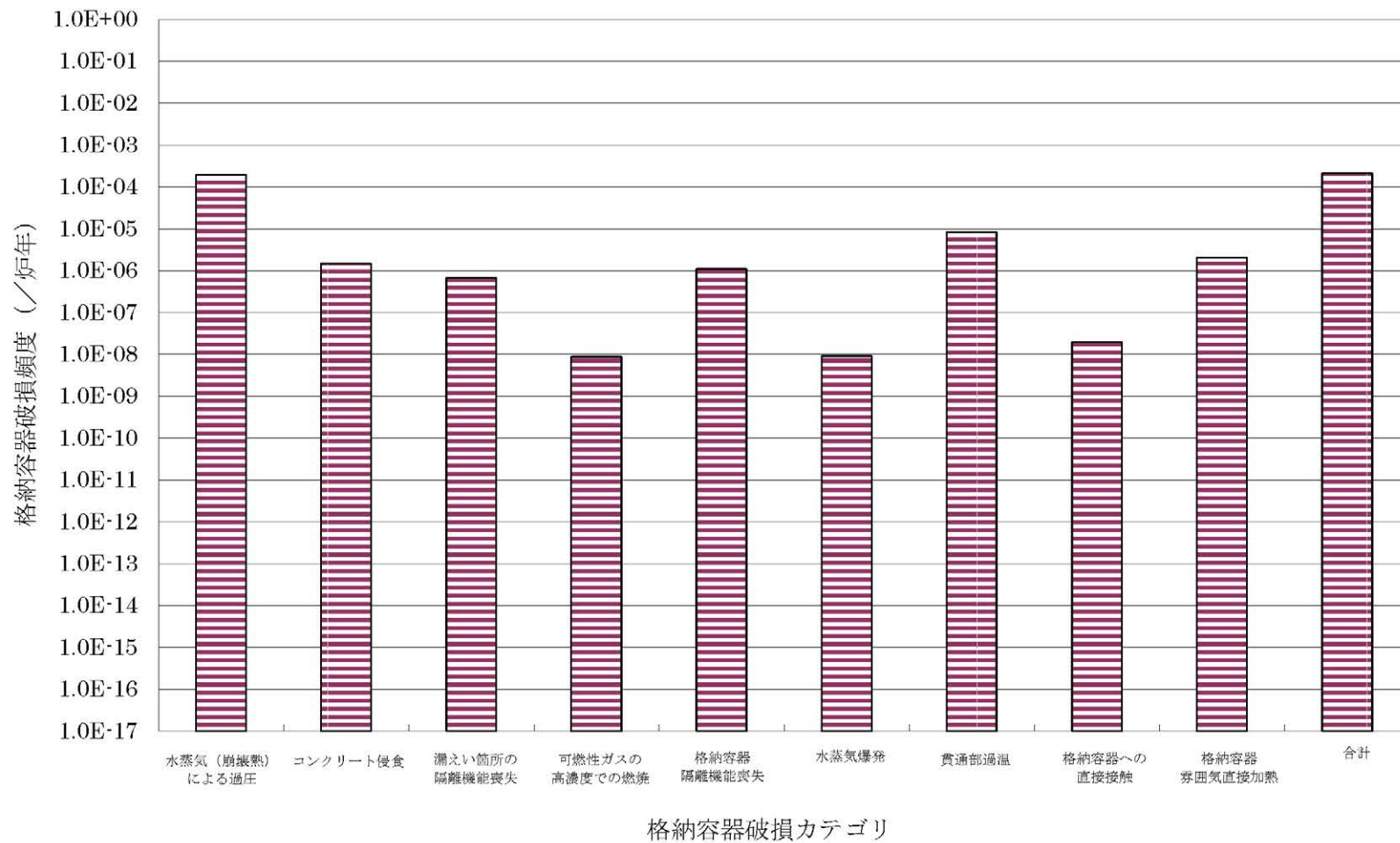
B2: 原子炉容器破損有り

- (注1) 事象進展の—は、その時点での格納容器破損を意味する。
(注2) 格納容器破損モード
α: 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
θ: 格納容器隔離失敗
γ、γ'、γ'': 水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
δ: 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε: 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマット溶解貫通
θ: 水蒸気蓄積による準静的な過圧による格納容器先行破損
η: 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
σ: 格納容器雰囲気直接加熱による破損
g: 蒸気発生器伝熱管損傷後の炉心損傷による格納容器バイパス
v: インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ: 溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
τ: 格納容器貫通部過温破損
ψ: 格納容器が健全に維持され、事故が収束

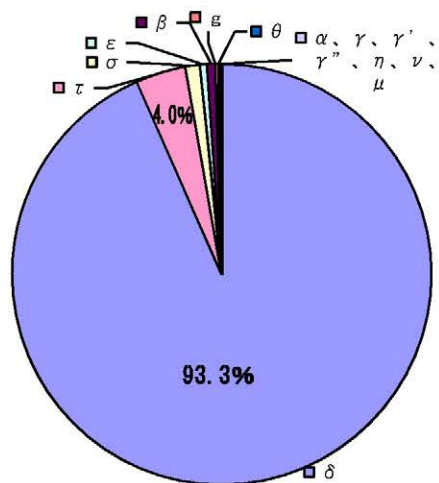
第2.1.1. e-12図 代表シーケンスにおける事象進展例 (TEI)



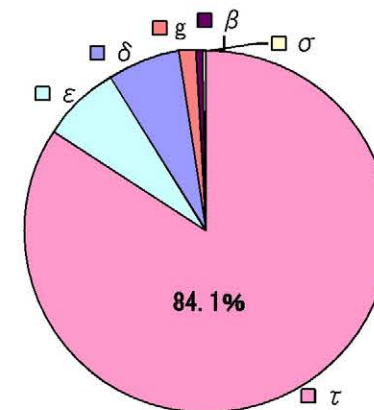
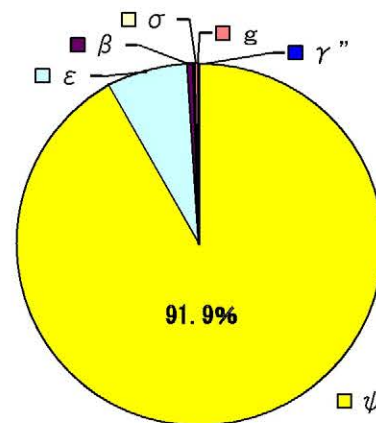
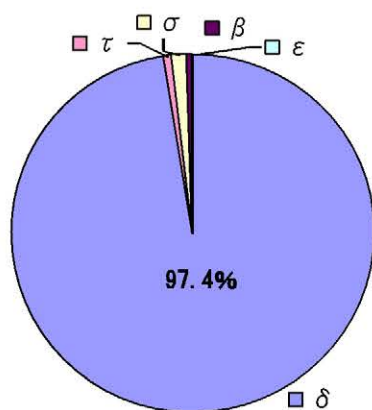
第2.1.1.f-1図 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度(1 / 3)



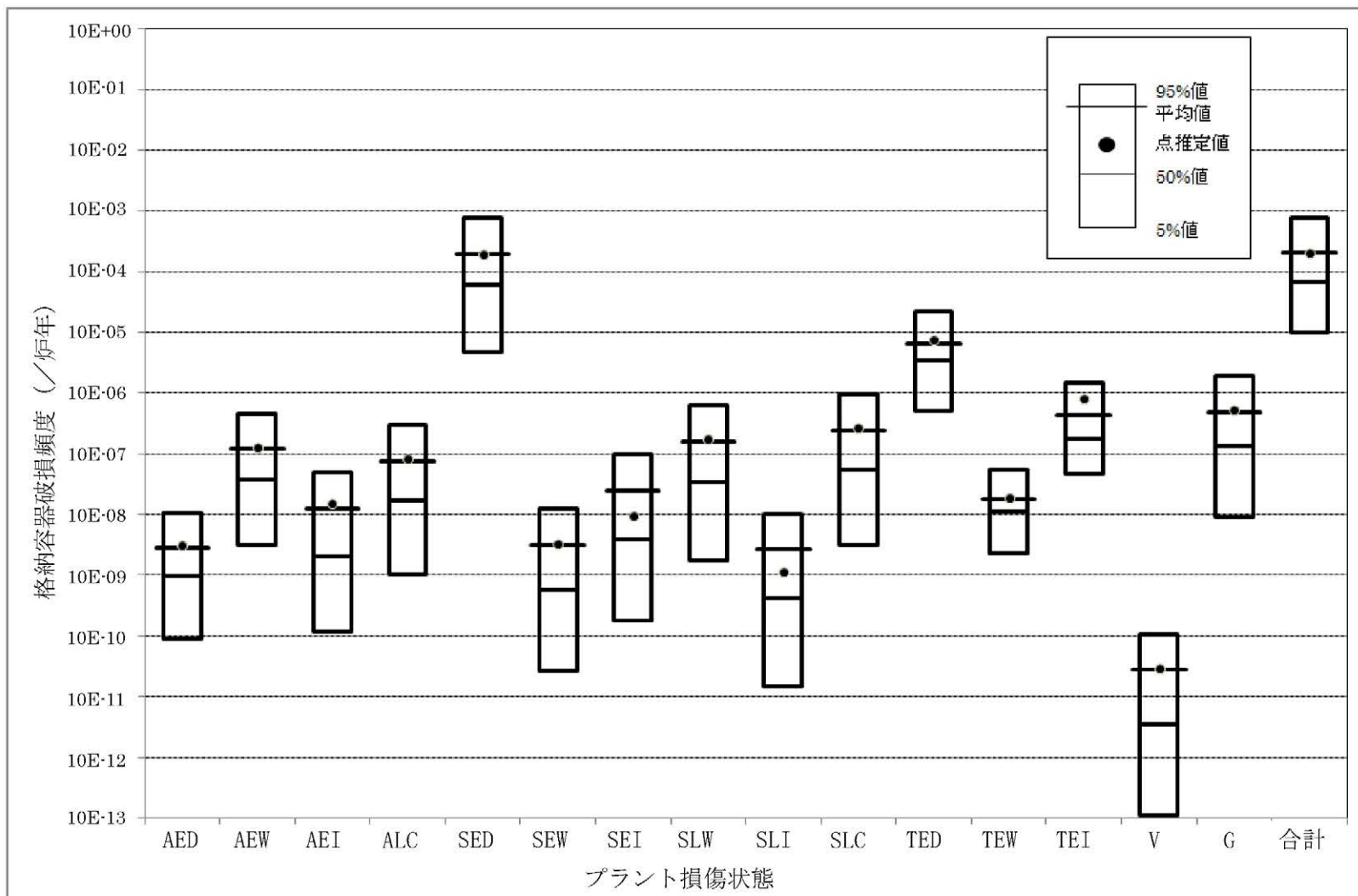
第2.1.1.f-1図 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度(2 / 3)



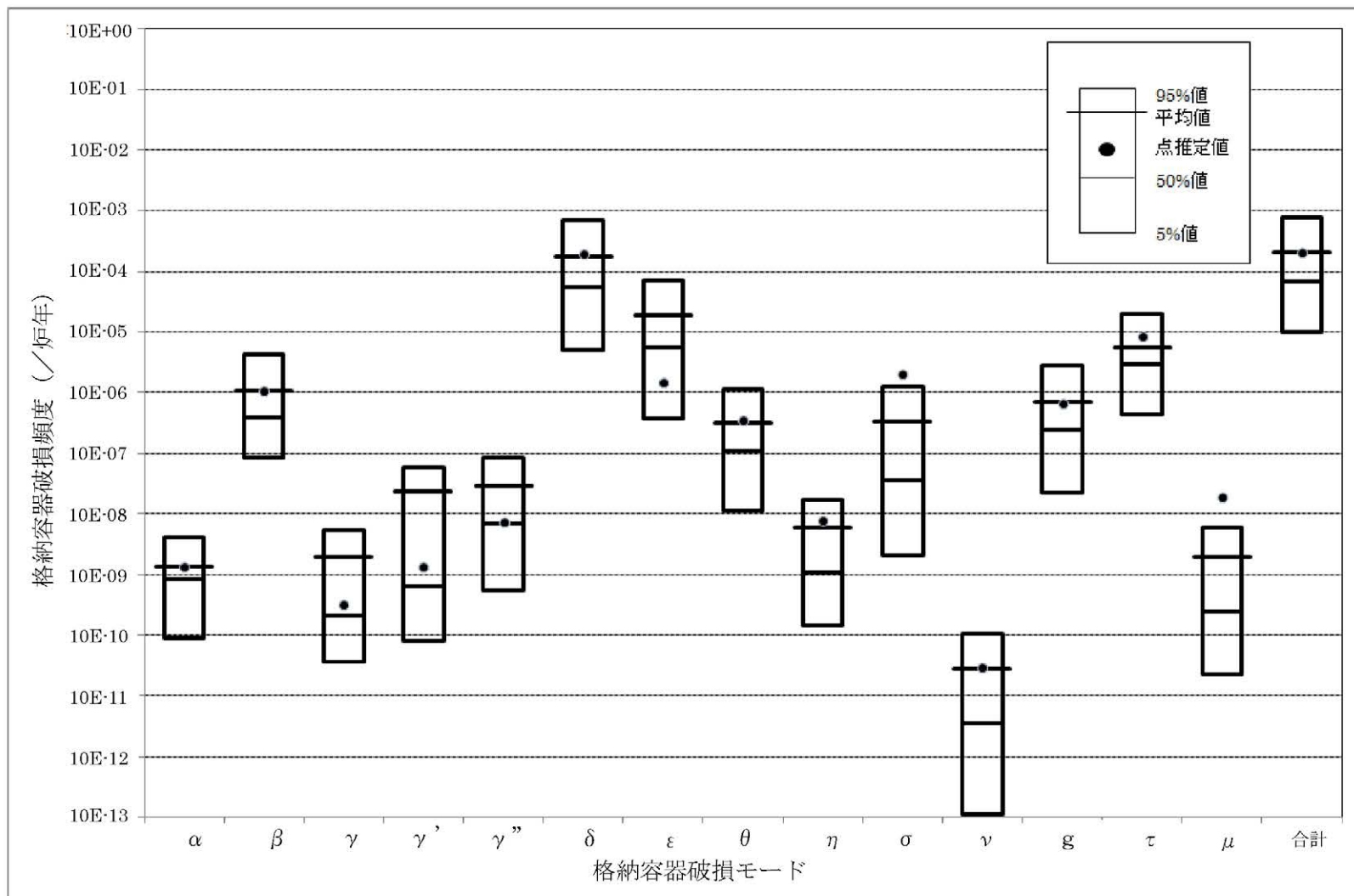
破 損 モ ー ド 別	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割 合
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	93.3%
τ (格納容器貫通部過温破損)	8.4E-06	4.0%
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0%
ε (ベースマツト溶融貫通)	1.5E-06	0.7%
β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5%
g (蒸気発生器伝熱管破損)	6.7E-07	0.3%
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	3.5E-07	0.2%
α (原子炉容器内での水蒸気爆発)	1.3E-09	<0.1%
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.2E-10	<0.1%
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	1.3E-09	<0.1%
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	7.2E-09	<0.1%
η (原子炉格納容器内の水蒸気爆発又は圧カスパイク)	7.8E-09	<0.1%
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	<0.1%
μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	<0.1%
合 計	2.1E-04	100.0%



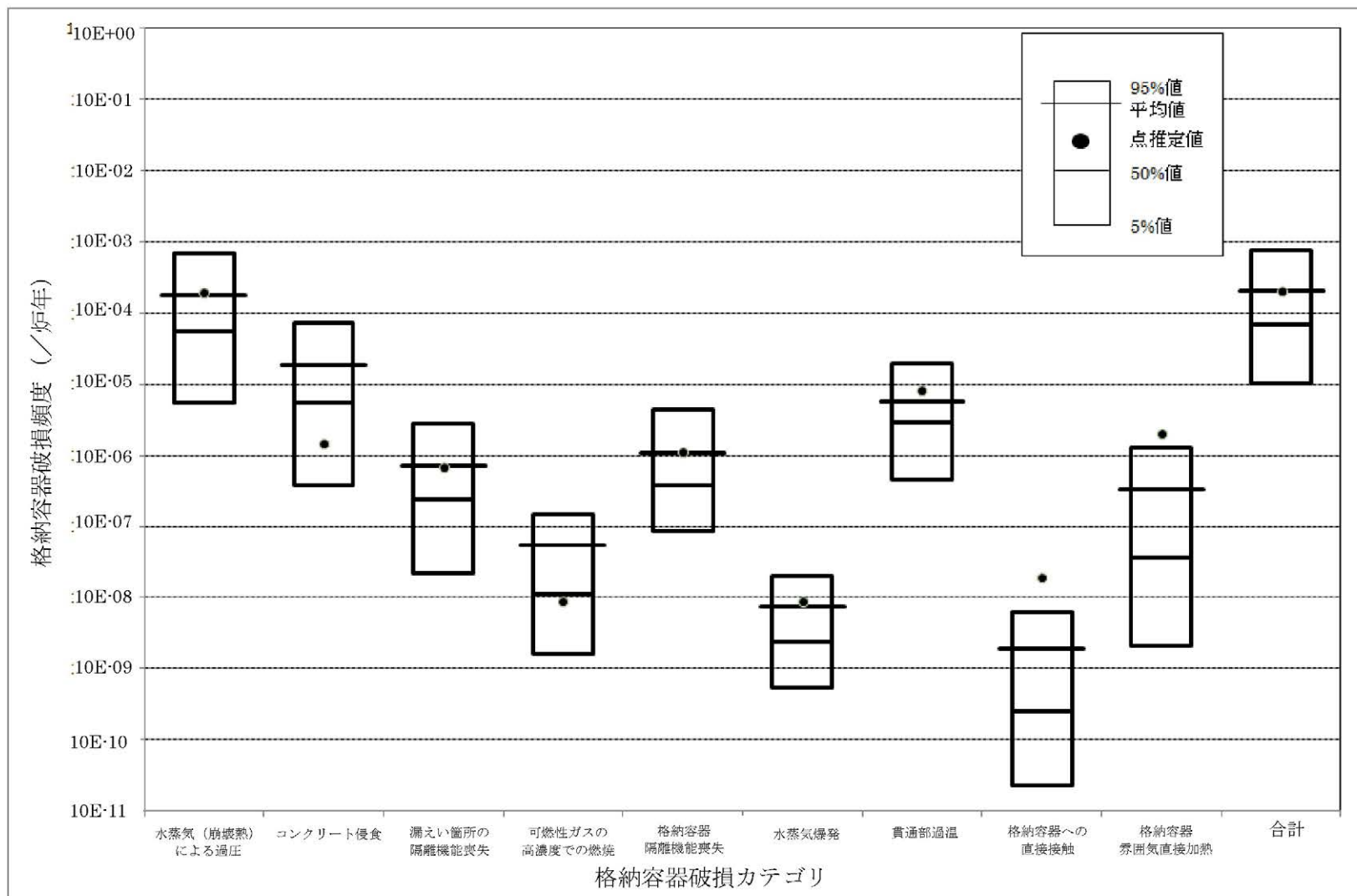
第2.1.1.f-1図 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度(3 / 3)



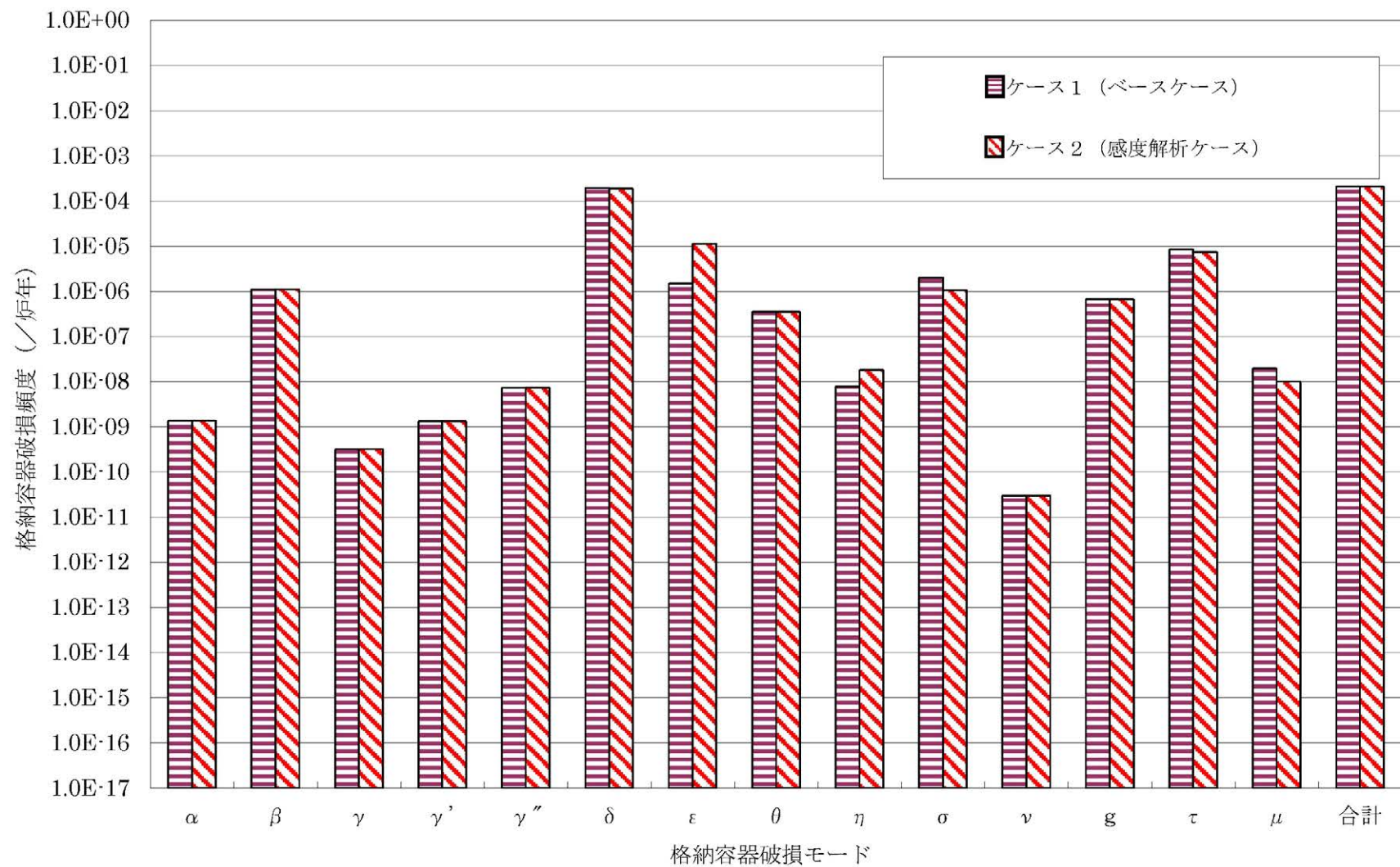
第2.1.1.g-1図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析



第2.1.1. g-2図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析



第2.1.1.g-3図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析



第2.1.1.g-4図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度感度解析

追補 2. II

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

目 次

	頁
1. はじめに	1
2. 評価温度及び圧力の設定	1
3. 健全性確認	1
3.1 評価対象	1
3.2 機能喪失要因	2
3.3 評価方法	3
図1 評価方法による評価対象機器の分類	4
表1 評価対象機器の分類及び評価内容	5
3.4 評価結果の概要	
(1) 原子炉格納容器本体	6
(2) 機器搬入口	7
(3) エアロック	9
(4) 配管貫通部	11
(5) 電線貫通部	13
(6) 原子炉格納容器隔離弁	14
4. 結 論	15
図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図	16
表2 評価結果まとめ	21

1. はじめに

玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の評価温度及び圧力をそれぞれ 200℃、2Pd (0.784MPa[gage]、Pd：最高使用圧力 (0.392MPa[gage])) としていることから、以下にその根拠と妥当性を示す。

2. 評価温度及び圧力の設定

原子炉格納容器の評価温度及び圧力については、重大事故等時において、原子炉格納容器の機能である放射性物質の閉じ込め機能を確保できるものとする。

玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉の重大事故等対策の有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は約 144℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.444MPa[gage]であり、その後圧力、温度は緩やかに低下する。

以上のことから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確保する評価温度及び圧力を 200℃、2Pd として設定する。

(玄海 3 号炉及び 4 号炉 原子炉格納容器 最高使用温度：144℃、最高使用圧力：0.392MPa[gage])

3. 健全性確認

3.1 評価対象

放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要がある。

さらに、福島第一原子力発電所事故において、原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして指摘されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認する必要がある。

このことから原子炉格納容器本体の他に、200℃、2Pd の環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により、構造上、リークパスになる可能性がある開口部及び貫通部の構成品並びにガasketの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部が評価対象となり、以下の原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価する。

- (1) 原子炉格納容器本体
- (2) 機器搬入口
- (3) エアロック
- (4) 配管貫通部
 - ・貫通配管

- ・スリーブ
- ・端板
- ・閉止フランジ
- ・閉止板
- (5) 電線貫通部
- (6) 原子炉格納容器隔離弁

3.2 機能喪失要因

原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備の重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能喪失の要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う以下に示す要因が想定される。

- (1) 原子炉格納容器本体
 - 延性破壊
- (2) 機器搬入口
 - 延性破壊、座屈（構造部）、変形、高温劣化（シール部）
- (3) エアロック
 - 延性破壊（構造部）、変形、高温劣化（シール部）
- (4) 配管貫通部
 - ・貫通配管
 - 延性破壊
 - ・スリーブ
 - 延性破壊
 - ・端板
 - 延性破壊
 - ・閉止フランジ
 - 延性破壊（フランジ）、シール能力不足（ガスケット）
 - ・閉止板
 - 延性破壊
- (5) 電線貫通部
 - 付着力の低下（エポキシ樹脂）、変形（Oリング）
 - 延性破壊（構造部）
- (6) 原子炉格納容器隔離弁
 - 変形（弁箱、弁体、ゴム系シール材）

3.3 評価方法

構造健全性及びシール部の機能維持について、各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し、以下のいずれかの方法により評価し、200℃、2Pd の環境下での健全性及び機能維持を確認する。

- (a) 電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）での試験結果による評価
- (b) 設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価
- (c) 設計・建設規格の準用等による評価

評価方法による評価対象機器の分類は図 1 及び表 1 参照。

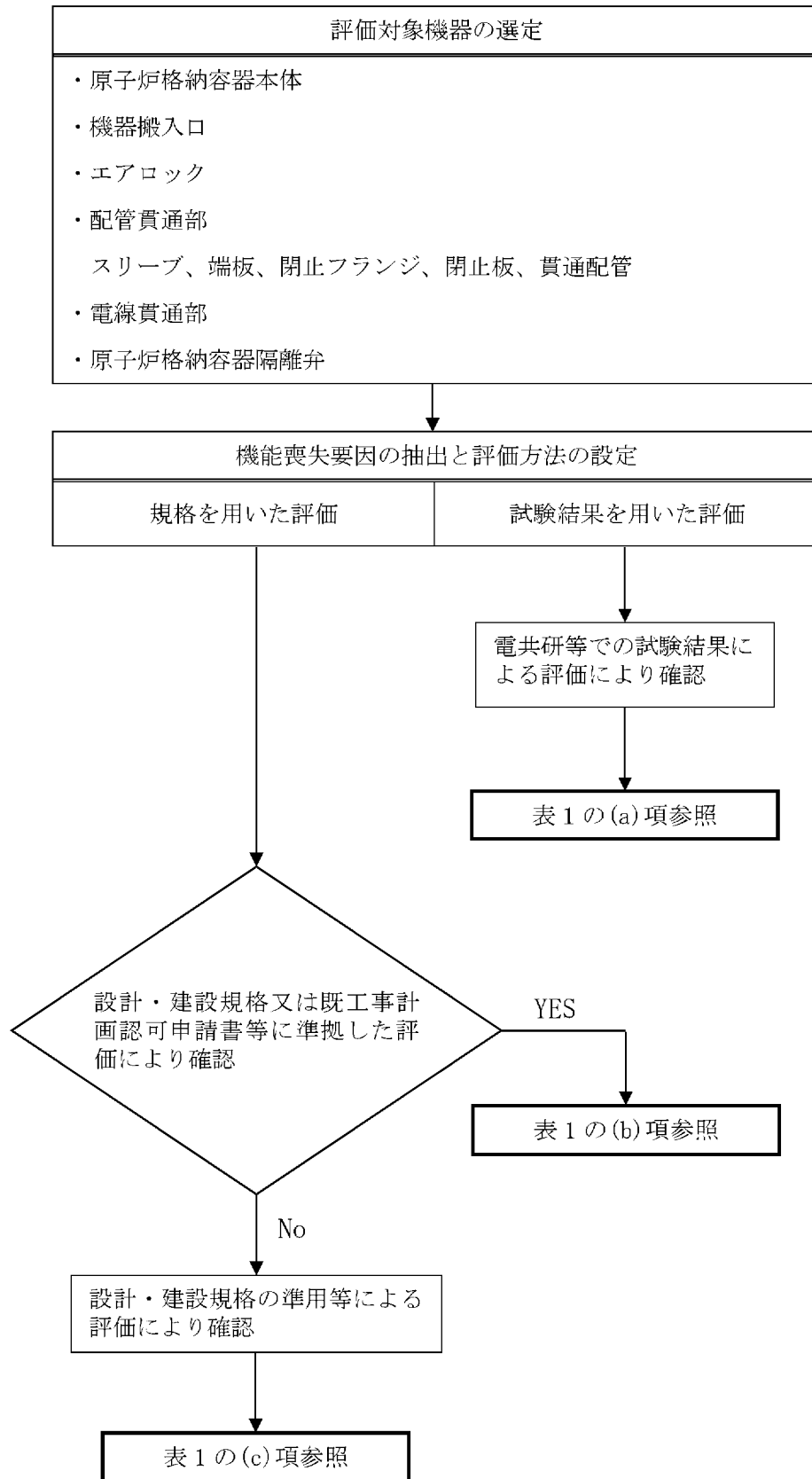


図 1 評価方法による評価対象機器の分類

表1 評価対象機器の分類及び評価内容

評価に用いた手法	評価対象機器	想定される機能喪失要因	評価方法の概要	判定基準
(a) 電共研等での試験結果による評価	原子炉格納容器本体	延性破壊	実機を模擬した検証を行った上で、有限要素法を用いた弾塑性解析を実施	ライナ、テンドン、鉄筋の引張試験等の結果より設定した許容値を満足する
	機器搬入口（シール部）	変形、高温劣化	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施	漏えいなし
	エアロック（シール部）	変形、高温劣化	シール部の隙間評価結果及びガスケットの試験結果に基づき評価を実施	漏えいなし
	電線貫通部（シール部）	・エポキシ樹脂付着力低下 ・Oリング変形	実機を模擬した検証試験により評価を実施	漏えいなし
	ゴムダイヤフラム弁（シール部）	変形	EPゴムの材料加速試験結果に基づいて健全性を確認。また、空調用バタフライ弁の蒸気漏えい試験により確認	漏えいなし
	空調用バタフライ弁	変形	蒸気漏えい試験により評価を実施	漏えいなし
(b) 設計・建設規格又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価	貫通配管	延性破壊	代表配管について、原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を、設計・建設規格 PPC-3530 に準拠し、既工事計画認可申請書で実績のある手法で評価を実施	PPC-3530 に規定される一次+二次応力の許容値を満足する
	端板	延性破壊	配管からの荷重及び原子炉格納容器内圧が作用した際の応力評価について、既工事計画認可申請書で実績のある評価式を用いて応力を算定	PVB-3112 の許容値（3S）を満足する
	閉止板	延性破壊	既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格の PVE-3410 に準拠し、必要板厚を算定	設計上の厚さが必要板厚を上回る
	電線貫通部（本体、端板）	延性破壊	①本体、端板について、設計・建設規格 PVE-3230、3410 に準拠し、必要板厚を算定 ②端板のリガメント部に発生する応力について、既工事計画認可申請書評価結果を用いて発生応力の換算評価を実施	①設計上の厚さが必要板厚を上回る ②発生応力が許容値（3S）を満足する
	ゴムダイヤフラム弁	変形	ゴムダイヤフラム弁の強度評価を、設計・建設規格に規定されている許容圧力を基に評価を実施	200℃における許容圧力が 2Pd を上回る
(c) 設計・建設規格の準用等による評価	機器搬入口	①座屈（蓋） ②延性破壊（取付部）	①蓋板の座屈について機械工学便覧評価式に基づき許容圧力を算定 ②原子炉格納容器の歪による強制変位が顕著に作用する取付部について既工事計画認可申請書等と同様のモデルにより発生する応力強さ（一次+二次応力）が 200℃における設計引張強さ（Su）以下であることを確認	①許容圧力が 2Pd を上回る ②Su（設計引張強さ）以下
	エアロック	延性破壊	①原子炉格納容器の歪による強制変位が顕著に作用する取付部について既工事計画認可申請書等と同様のモデルにより発生する応力強さ（一次+二次応力）が 200℃における設計引張強さ（Su）以下であることを確認 ②既工事計画認可申請書の評価結果のうち最も厳しい隔壁の耐圧性能について、応力は圧力に比例することから、当該評価結果を使用して許容応力値が発生する時の圧力を算定	①Su（設計引張強さ）以下 ②隔壁の $2/3Su \times \alpha$ （形状係数）相当の許容応力が発生する時の圧力が 2Pd を上回る
	スリーブ	延性破壊	代表スリーブについて、原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重による応力を既工事計画認可申請書で実績のある方法で算定。許容値は設計・建設規格若しくはコンクリート製原子炉格納容器規格を準用し、発生応力が 200℃における許容値以下であることを確認。	発生応力が 200℃における左記許容値を下回る
	閉止フランジ	①延性破壊 ②シール能力不足による漏えい	①レーティング設計の耐圧能力を確認 ②シールするために必要な締付圧力により必要圧縮量の評価を実施 ガスケットに対する放射線の影響及び熱劣化の評価を実施	①レーティング設計の耐圧能力が 2Pd を上回る ②管理圧縮量が必要圧縮量を上回る 材質の放射線劣化及び耐温度

3.4 評価結果の概要

(1) 原子炉格納容器本体

原子炉格納容器本体の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd の条件を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が原子炉格納容器本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、原子炉格納容器本体の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

プレストレストコンクリート製格納容器 (PCCV) は複雑な構造のため、構造強度、及び漏えい防止機能に関係する各部の評価にあたっては、有限要素法を用いた弾塑性解析を用いる。ただし、解析により限界挙動を評価した実績が無い場合、実験による検証を行った上で、解析評価する。

シビアアクシデント対策の一環として、原子炉格納容器の耐圧限界性能の評価・検討のため、通産省（現経済産業省）と米国原子力規制委員会との協同で、PCCV を対象とした限界耐圧試験が実施された。その結果、破壊は開口部近傍ではなく、円筒壁一般部（機器搬入口とエアロックの中間部位）で発生し、限界圧力は約 3.6Pd であった。

PCCV の限界耐圧評価手法は、各国間のコンペティション（限界耐圧試験に対する事前及び事後評価）等を通じて、電気事業者、NUPEC のそれぞれにおいて検討された。評価手法は、3次元有限要素法を基本として構築され、構造破壊モード試験 (SFMT) 結果の限界耐圧（約 3.6Pd）及び破壊部位（円筒部の一般部）をほぼ特定できるものとなった。

また、国内の実機 PCCV に対する評価では、限界耐圧値及び破壊部位とも 1/4スケール評価とほぼ同じ結果となった。このことから、1/4スケール評価で実機評価が可能であることが確認された。

これらの成果を活用し、事業者で実施した高温時の解析の結果、約 300℃、約 3Pd (317℃、3.4Pd) においても、鉄筋及びテンドンが破断せず、常温時の場合の限界耐圧性能（約 3.6Pd）と同等の性能を有する結果となったことから、今般、耐圧性能の限界として 3.4Pd 以上となると評価した。また、前述の評価では PCCV 本体が破断に至る内圧は確認していないが、今般データを確認し、317℃、約 3.4Pd でもライナが破断に至っていないことを確認した。

また本評価では、通産省（現経済産業省）と米国原子力規制委員会の共同で実施されたテンドンの引張試験（テンドンシステム試験）及び鉄筋の引張試験

にて得られた結果を基に 200℃、2Pd 条件における許容値を、限界ひずみに対し過大な塑性変形が引き置き起こされない領域であるテンドン：1.0%、鉄筋：1.5%として設定し、ライナについては、NUPEC の試験及び解析を基に破断ひずみ量（13%）以下の塑性変形が急激に促進される領域の手前の塑性域の点である 10%として設定する。200℃、2Pd の条件におけるひずみ量は、テンドン 0.6%、鉄筋 0.16%、ライナ約 6%となり許容値以下であることから、200℃、2Pd の環境下で放射性物質の閉じ込め機能は確保されることを確認した。

(2) 機器搬入口

機器搬入口は、フランジ付の胴板が原子炉格納容器の貫通部に溶接固定され、この胴板のフランジに蓋フランジをボルト固定しており、フランジ間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。

機器搬入口の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

機器搬入口は原子炉格納容器の貫通口の中でも内径が大きいことから、原子炉格納容器膨張による胴のひずみによる強制変位が顕著に作用する。この変位及び原子炉格納容器内圧による過度な塑性変形に伴う延性破壊、また、フランジ部の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

また、球殻形状である蓋は、蓋の板厚に対し蓋板の内半径が大きく、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、座屈が考えられる。

このため、以下のとおり 200℃、2Pd の環境下での健全性を確認した。

a. 本体

機器搬入口は、原子炉格納容器内圧により膨張する原子炉格納容器胴の歪により強制変位が作用することから、強制変位による影響が顕著に作用する胴取付部について評価を実施する。また、外周囲をコンクリートに支持された機器搬入口の胴板は、自身の熱膨張とコンクリートの熱膨張差により応力が生じることから、これらも考慮し、既工事計画許可申請書と同様のモデルにより、応力評価を行い、200℃、2Pd における健全性を確認した。

ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果をもとに国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。

(「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005 年版 (2007 年追補版を含む))」〈第 I 編 軽水炉規格〉 JSME S NC1-2005/2007」(以下「設計・建設規格」という。) 解説 GNR-2200)

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200°C、2Pd の環境下での機器搬入口の構造健全性を確認するものであり、断面表面が設計引張強さ (Su) に到達しても断面内部には更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち、機器搬入口に発生する応力が、設計引張強さ (Su) 以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求 (放射性物質の閉じ込め機能) を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D の PL+Pb (一次局部膜応力強さ+一次曲げ応力強さ) の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定 (一次冷却材喪失事故を想定) に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであるのに対し (設計・建設規格 解説 PVB-3111)、機器搬入口の温度及び圧力の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、PL+Pb の許容値として設計引張強さを適用することは妥当である。

さらに、構造不連続部には二次応力が発生することから、一次応力と合わせて一次+二次応力の評価を保守的に実施し、許容値を設計引張強さ (Su) とする。なお、二次応力は、応力増加に伴い局所的な塑性流れが生じ応力分布が均等化され破損を起こすことは考えられないが、今回の評価では、全ての応力の許容値を設計引張強さ (Su) とする。

また、蓋板の座屈の評価は原子炉格納容器の内圧が作用する (蓋が閉じられる方向) ものとして一般的な蓋 (球殻) の許容圧力算出式を使用して、許容圧力が 2Pd を上回ることを確認した。

b. シール機能

(a) フランジ部

代表プラントの解析結果より、玄海原子力発電所 3 炉及び 4 号炉の機器搬入口のフランジの開口量を換算評価し、これがシール機能維持に問題ないことをガスケットに関する実験結果から評価した。また、ボルトが健全であること確認した。

(b) シール材

シール材（ガスケット）は、機器搬入口のガスケットの取付状態が同じである代表プラントの試験結果から 200℃、2Pd での健全性を確認した。

(3) エアロック

エアロックは、円筒胴が原子炉格納容器の貫通部に固定されており、円筒胴の両端に平板（隔壁）を溶接し、人が出入りできる開口部を設けている。この開口部に枠板（隔壁）を溶接し、枠板の前面を開閉扉で塞ぐ構造である。枠板の前面と扉間のシールにはシリコンゴムのガスケットを使用している。また、隔壁には扉開閉ハンドル軸等が貫通しており、貫通部にシール材を使用している。

エアロックの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、有意な圧縮力がエアロックに生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、高温状態で原子炉格納容器内圧を受けるため、過度な塑性変形に伴う延性破壊が機能喪失要因と想定される。そのため、エアロック本体の塑性変形に伴う延性破壊、また、扉の変形及びシール材の高温劣化によるシール機能の低下が考えられる。

このため、以下のとおり 200℃、2Pd の環境下での健全性を確認した。

a. 本体

エアロックは、原子炉格納容器内圧により膨張する原子炉格納容器胴の歪により強制変位が作用することから、強制変位による影響が顕著に作用する胴取付部について評価を実施する。また、外周囲をコンクリートに支持されたエアロックの胴板は、自身の熱膨張とコンクリートの熱膨張差により応力が生じることから、これらも考慮し、既工事計画許可申請書と同様のモデルにより、応力評価を行い、200℃、2Pd における健全性を確認した。

また、その他の局所的な部位について、既工事計画認可申請書添付資料「エアロック強度計算書」において隔壁部が最も応力が厳しいことから、隔壁部を評価した。今回の評価は、発生応力が内圧に比例するため既工事計画認可申請書結果の応力値（一次応力）から許容応力値が発生する時の圧力を算出し、2Pd を上回ることを確認した。なお、原子炉格納容器との取り合い部から隔壁までは距離があり、原子炉格納容器胴のひずみに伴う強制変位の影響（二次応力）は軽微であると考えられるため、一次応力評価を実施した。

ここで、設計・建設規格における一次応力強さの許容値は、材料の種類及び温度毎に材料試験（引張試験）を実施した結果を基に国内 Su 値検討会で設定された設計引張強さ（Su）に割下げ率を考慮して設定されたものである。（設計・建設規格 解説 GNR-2200）

今回の評価は、設計基準である最高使用温度及び最高使用圧力を超過する 200℃、2Pd の環境下でのエアロックの構造健全性を確認するものであり、断面表面が設計引張強さ（Su）に到達しても断面内部には更なる耐荷能力があり直ちに破損には至らないため上記割下げ率を 1.0 とした評価を行う。すなわち、エアロックに発生する応力が、設計引張強さ（Su）以下であれば、延性破壊には至らず、構造は健全で機能要求（放射性物質の閉じ込め機能）を確保できると考える。この許容値の考え方は、設計・建設規格 解説図 PVB-3111-5 に示すように、供用状態 D の PL+Pb（一次局部膜応力強さ＋一次曲げ応力強さ）の許容値と同等である。なお、耐圧機能維持の観点から、安全評価上の仮定（一次冷却材喪失事故を想定）に保証を与える目的で応力評価を行う設計・建設規格の供用状態 D の許容応力は、鋼材の究極的な強さを基に、弾性計算により塑性不安定現象の評価を行うことへの理論的安全裕度を考慮して定めたものであるのに対し（設計・建設規格 解説 PVB-3111）、エアロックの温度及び圧力の状態は、供用状態 D をはるかに超えた事象であり、PL+Pb の許容値として設計引張強さを適用することは妥当であり、許容値を設計引張強さ（Su）とする。ただし、隔壁については、設計・建設規格表 PVB-3110-1 に規定される形状係数 α を考慮して許容値（ $\alpha \times 2 / 3Su$ ）を設定する。

b. シール機能

(a) フランジ部

扉のシリコンガスケット以外にエアロックの隔壁貫通部に使用しているシール材には以下がある。

- ① ハンドル軸貫通部 Oリング・・・シリコンゴム
- ② 圧力計元弁 Oリング・・・・・・EP ゴム
- ③ 均圧弁・同配管ガスケット・・・ふっ素ゴム・シリコンゴム
- ④ 電線貫通部パッキン・・・・・・EP ゴム

これらのシール材について、単体劣化試験でシリコンと同等又はそれ以上の耐環境特性を有していることが確認されていることから、扉ガスケット（シリコンゴム）についてエアロックと材質・シール方式が同一の機器

搬入口のガスケットの試験結果から 200°C、2Pd での健全性を確認した。

(b) 扉

エアロック扉閉止時は、扉は原子炉格納容器内圧により押し付けられていることから開くことはなく、隔壁側の二重のガスケットに扉側の突起部を押し付けてシールしている状態である。しかしながら、原子炉格納容器内圧による扉の変形によりシール部に隙間が発生する。このためシール部に発生する最大隙間がエアロックと材質、シール方式が同一の機器搬入口のガスケットの試験結果で漏えいが無いとされる隙間以下であることを確認した。

(4) 配管貫通部

a. 貫通配管

貫通配管の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200°C、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が貫通配管に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。200°C、2Pd の環境下では原子炉格納容器は大きく変形することから、貫通配管には原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。したがって、貫通配管の機能喪失要因は、過度な曲げ荷重に伴う延性破壊が想定される。ここで、貫通配管に加えられる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、自重等の一次応力と合わせて、一次+二次応力が許容値を満足することを確認する。

今回の評価は、配管に発生する応力が大きい貫通部を代表として選定し、当該配管について、3次元梁モデルを用いた弾性解析を実施し、設計・建設規格の PPC-3530 に規定される一次+二次応力の許容値を満足することを確認した。

なお、これらの一次+二次応力の許容値は既工事計画認可申請書でも採用しているものである。

b. スリーブ

スリーブに考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200°C、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮

力に対して十分な剛性を有することから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。

したがって、スリーブの機能喪失要因は、高温状態で内圧及び原子炉格納容器の変形に伴う配管からの荷重を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

ここで、設計・建設規格の解説表 PVB-3110-1 において、延性破壊評価は一次応力の評価を実施することとなっていることから、スリーブ耐圧部（以下、ノズルスリーブ）に生じる一次応力が、供用状態 D の制限値を満足することを確認する。

併せて、貫通部アンカについても同様に、原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器の変形に伴う配管からの荷重が作用するため、これらの荷重によって生じる応力が、「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格（2003 年版）」（以下「CCV 規格」という。）で規定される荷重状態Ⅳの制限値を満足することを確認する。

以上から、スリーブに生じる一次応力が大きい貫通部を代表とし、200℃、2Pd の環境下において、スリーブは損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

c. 端 板

端板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。

今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

200℃、2Pd の環境下では原子炉格納容器が大きく変形することにより貫通配管に原子炉格納容器の変位による曲げ荷重が作用する。端板は配管と固定されていることから配管荷重が作用し曲げ変形を生じさせる。また端板には原子炉格納容器内圧が作用し、それらにより、端板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。

今回の評価は、端板に生じる応力が大きい貫通部を代表として選定した。考慮する応力強さとしては原子炉格納容器が変形することにより生じる曲げ荷重は二次応力に分類されることから、一次+二次応力が設計・建設規格 PVB-3112 に規定される一次+二次応力強さの制限値（3S）を満足することを確認し、端板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能が確保されること

を確認した。

d. 閉止フランジ

閉止フランジの設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。

今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度ではないこと、繰返し荷重が作用しないこと、圧縮力が作用しないことから脆性破壊、疲労破壊、座屈破壊は評価対象外と考えることができる。閉止フランジには原子炉格納容器内圧が作用するが、閉止フランジはレーティング設計がなされており、150LB 及び 10.5K の閉止フランジ、すなわち 1.03MPa[gage]の耐圧能力を有していることから、有意な変形は発生しないと考えられる。

一方、閉止フランジに用いられているガスケットへの圧力負荷増による漏えいの懸念がある。このため、200℃、2Pd の環境下で、ガスケットがシール能力を発揮するために必要な圧縮量に対し管理圧縮量が問題ないことを確認した。また、ガスケットへの放射線の影響及び耐熱性についても問題ないことを確認した。

e. 閉止板

閉止板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200℃、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰返し荷重が作用しないことから、脆性破壊、疲労破壊は評価対象外と考えることができる。

閉止板には、原子炉格納容器内圧が作用するため、一次応力（曲げ応力）が生じ、閉止板の機能喪失要因は延性破壊が想定される。

今回の評価は、閉止板の計算上必要な厚さが大きい貫通部を代表として選定し、当該閉止板の厚さが、200℃、2Pd の環境下において、設計・建設規格 PVE-3410 に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認し、閉止板の損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

(5) 電線貫通部

電線貫通部のうちモジュールでは、エポキシ樹脂の接着力低下及びOリングの変形に起因するリークが発生が考えられる。このため、最もリーク量が多くなると考えられる動力用でケーブル収納本数の多いモジュールについて試験を

実施し、温度 292°C、圧力 1.12MPa[gage]到達時にモジュールが破損し（エポキシ樹脂の抜け）、漏えいが発生したことから、200°C、2Pd の環境下でシール機能は維持されると考えられる。

電線貫通部のうち本体及び端板の設計時に考慮される機能喪失要因は、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び延性破壊が考えられる。今回の評価条件である 200°C、2Pd を考慮した場合、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、過度の圧縮力が本体及び端板に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができ、本体及び端板の機能喪失要因は、高温状態で内圧を受け、過度な塑性変形に伴う延性破壊が想定される。

本体及び端板に 200°C、2Pd の環境下で内圧作用による一次応力が生じた際、本体及び端板の厚さが設計・建設規格（本体板厚：PVE-3230、端板板厚：PVE-3410）に規定される計算上必要な厚さを上回ることを確認した。さらに端板については、既工事計画認可申請書評価結果を基に換算評価を行い、PVE-3270 に規定される端板リガメント部に発生する一次＋二次応力は許容引張応力に対して十分小さいことを確認し、本体・端板が損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能が確保されることを確認した。

(6) 原子炉格納容器隔離弁

原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁及び空調用バタフライ弁について、200°C、2Pd の環境下ではゴム系シール材の損傷（変形）が想定されるため、以下のとおり健全性を確認した。

また、弁の耐圧部について、機能喪失要因として脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200°C、2Pd の環境下では、脆性破壊が生じる温度域でないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁本体に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えることができる。したがって、原子炉格納容器隔離弁のうちゴムダイヤフラム弁及び空調用バタフライ弁の耐圧部の機能喪失要因としては、高温状態で内圧を受けることによる過度な変形（一次応力）が想定されるため、以下のとおり健全性を確認した。

a. ゴムダイヤフラム弁

- ・設計・建設規格（弁の圧力温度基準に基づく評価）に基づき、弁箱の耐圧機能の評価を行い、200°C、2Pd で弁箱の変形はなく耐圧性能を有することを確認した。
- ・隔離機能（気密性保持）は、弁体であるダイヤフラム（EP ゴム）の耐環

境性が支配的であるため、200℃、2Pd の環境下でのダイヤフラム（EP ゴム）への影響を EP ゴムの材料加速試験結果より形状・寸法等の著しい変化はないことを確認した。

b. 空調用バタフライ弁

- ・空調用バタフライ弁の供試体（24B）を用いて、蒸気加熱漏えい試験を実施し、高温・高圧条件下での漏えいがないことを確認した。

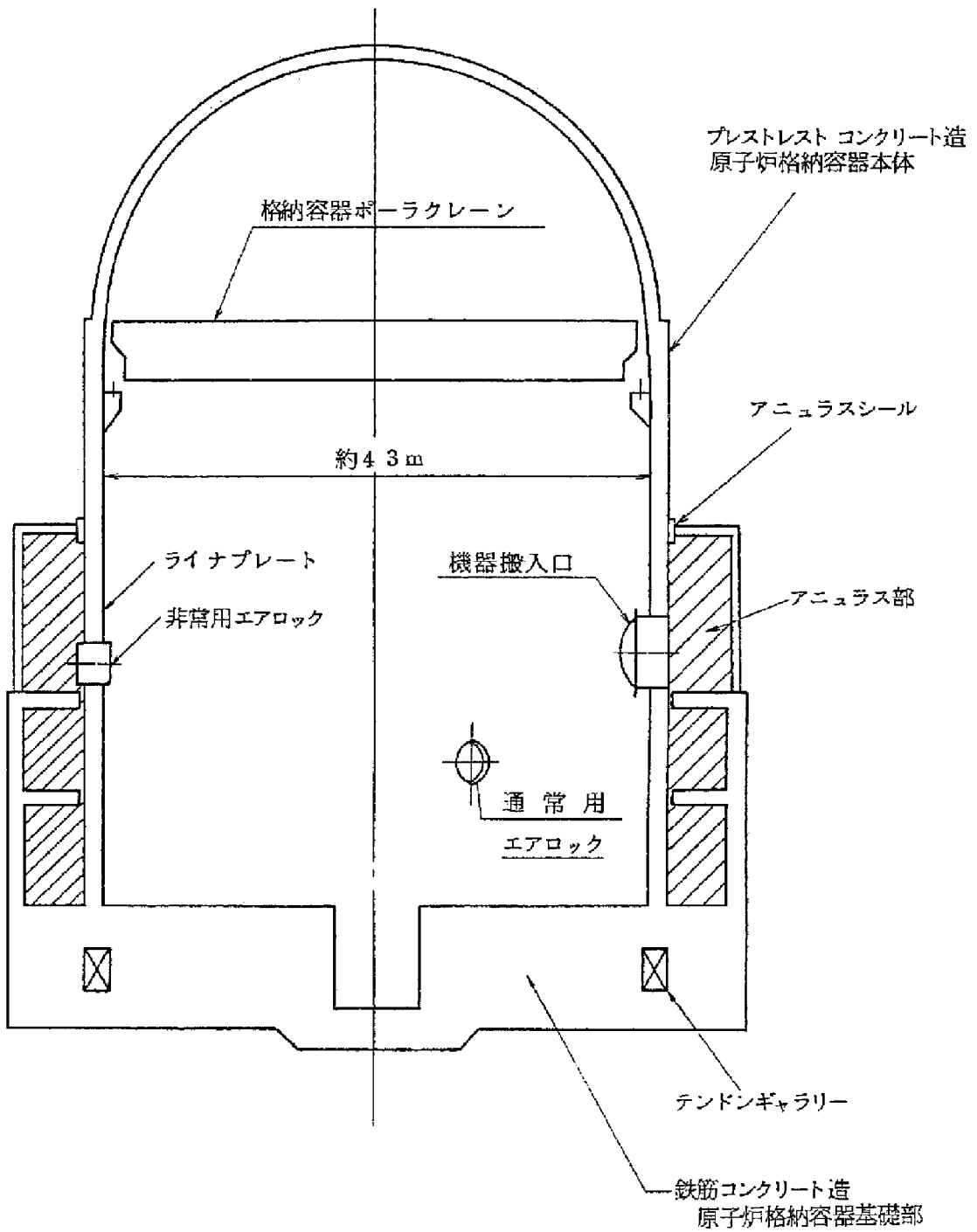
上記以外の隔離弁については、以下の理由により 200℃、2Pd の環境下で健全性を有している。

- ・弁箱の圧力クラスは各配管ラインの設計圧力に応じて適切なものが選定されており（min. 1.03MPa[gage]）、耐圧上問題となることはない。
- ・弁のグラント部及びボンネット部のシールには、黒鉛製のパッキン、ガスケットを有しており、耐熱性上問題となることはない。
- ・弁シート部は全て金属製である。

4. 結 論

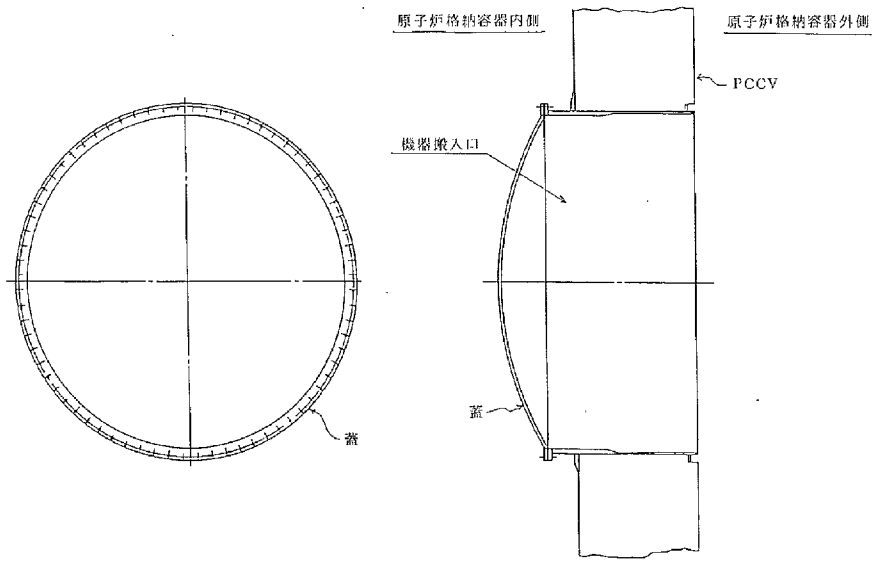
玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉原子炉格納容器本体並びに原子炉格納容器に設置されている開口部（機器搬入口、エアロック）、原子炉格納容器貫通部（配管貫通部、電線貫通部）及び原子炉格納容器隔離弁について、200℃、2Pd の環境下での構造健全性を確認した。

また、開口部、原子炉格納容器貫通部及び原子炉格納容器隔離弁に使用されているシール部についても、200℃、2Pd の環境下での機能維持を確認した。

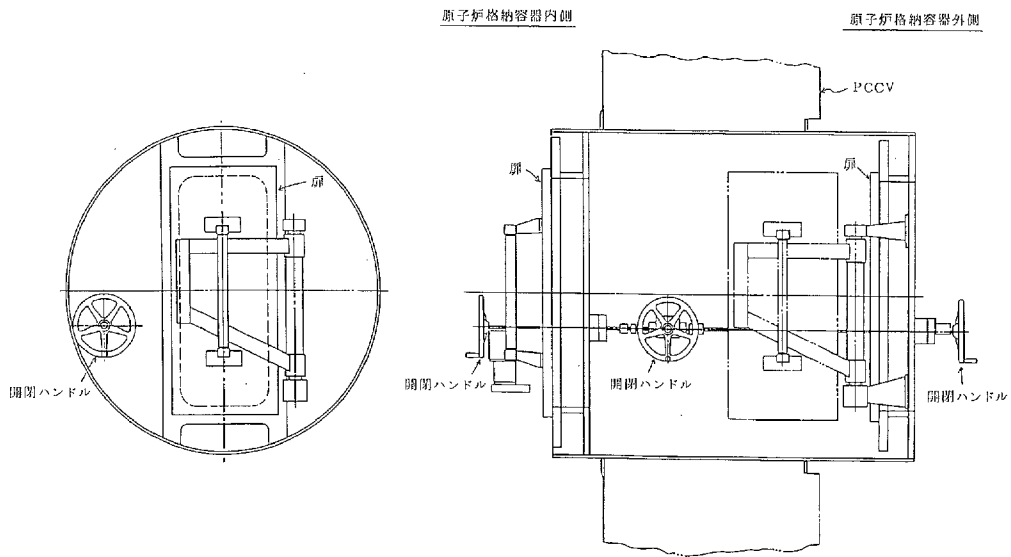


原子炉格納容器本体

図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1/5)

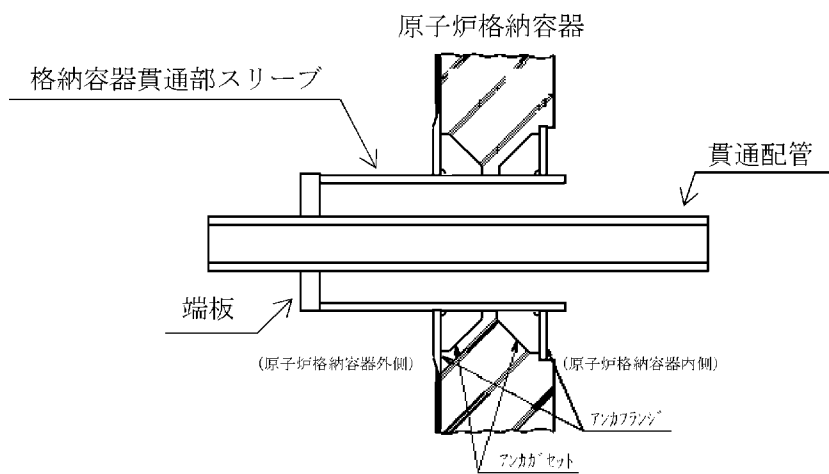


機器搬入口

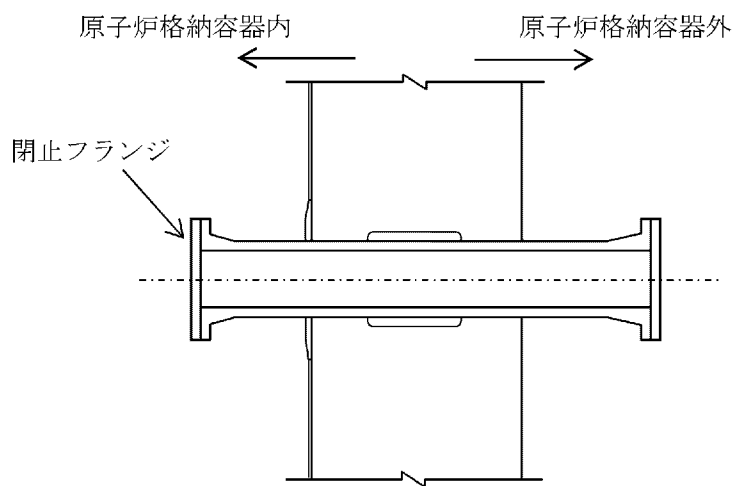


エアロック

図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (2/5)



固定式配管貫通部



閉止フランジ

図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (3/5)