5. 出力運転時外部事象ＰＲＡ

5.1 出力運転時地震レベル１ＰＲＡ

出力運転時地震レベル１ＰＲＡ（以下「地震ＰＲＡ」という。）の評価フローを第5.1-1図に示す。本原子炉において実施した地震ＰＲＡにおいては，評価ツールとしてイベントツリーリンキング手法において国内外で多くの使用実績があるRiskman®を使用し，定量化を行っている。

ＰＲＡの技術要素ごとに実施した作業について以下に示す。

5.1.1 プラントの構成・特性の調査

5.1.1.1 ＰＲＡで考慮する設備

主要な機器，系統の配置及び形状，設備容量は，「3.対象とするプラントに関する説明」の記載のうち，以下の設備を除いたものである。

・主蒸気ダンプ系

5.1.1.2 設計情報及び運用情報の調査

出力運転時内部事象レベル１ＰＲＡ実施時に収集した設計情報及び運転情報に加え，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調査・収集した。

収集した情報及び主な情報源を第5.1.1-1表に示す。

5.1.1.3 プラントウォークダウンの実施

机上で行うプラント情報（設計情報又は設計，建設及び運転時

の検査並びに評価に関する情報の調査）の妥当性確認及び機器間の相互依存性又は周辺機器の転倒・落下によって安全上重要な機器の機能損傷に繋がりうるような事故シナリオの同定のためにプラントウォークダウンを実施した。

(1) プラントウォークダウン対象機器の選定

地震ＰＲＡ対象機器から，プラントウォークダウン調査対象機器の選定フロー及び過去（平成 20, 21 年度）に実施した地震ＰＲＡのためのプラントウォークダウンの際に調査した機器の選定フローを第 5.1.1-1 図に示す。

なお，過去に実施した地震ＰＲＡのためのプラントウォークダウンの際に調査した機器についても，今回のプラントウォークダウンでは調査の対象とした。

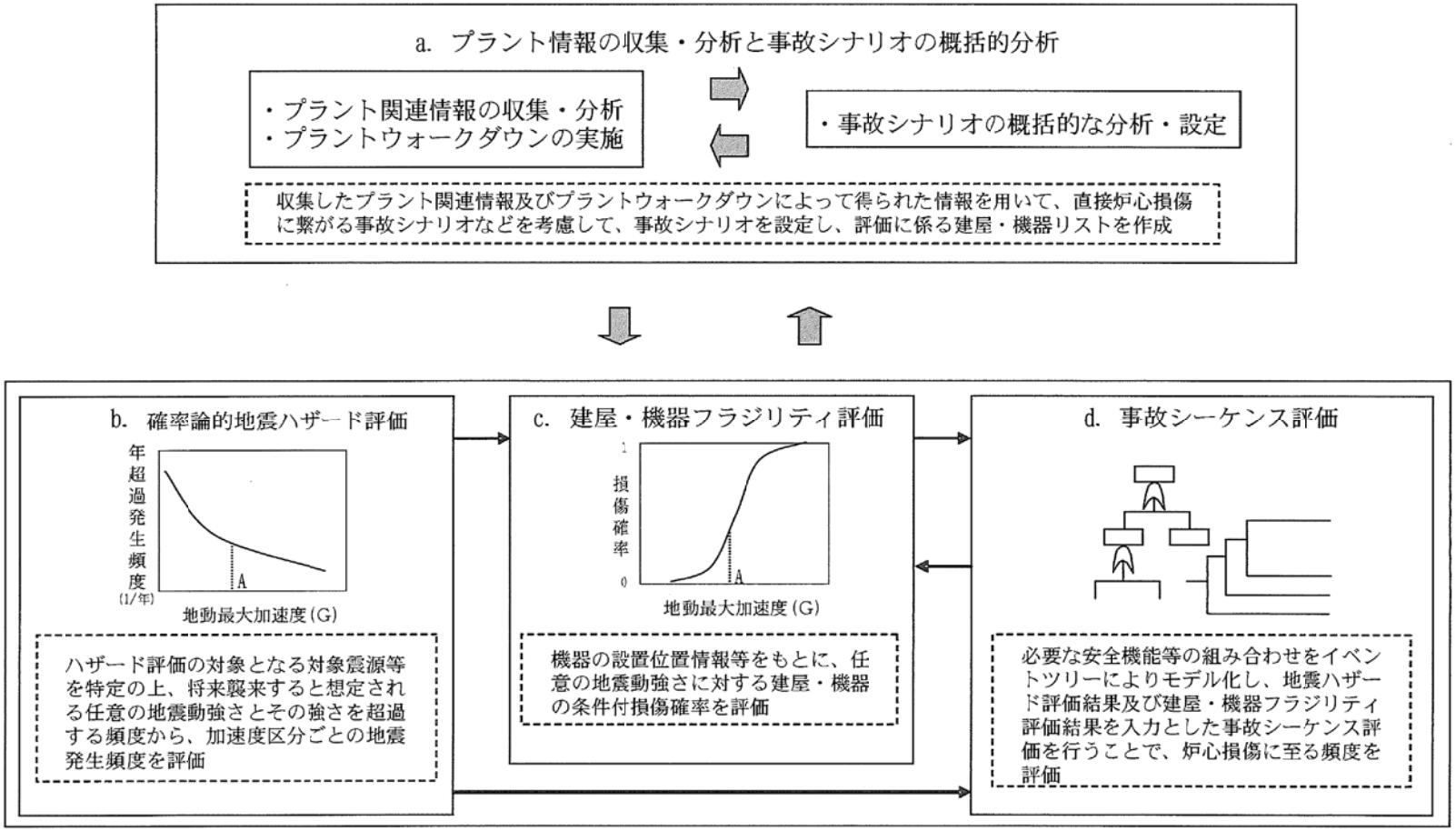
(2) プラントウォークダウンでのチェック項目

チェックシートにより，第 5.1.1-2 表の項目について確認を行った。

(3) プラントウォークダウンの結果

プラントウォークダウンの結果を第 5.1.1-3 表に示す。

本機器を含め，プラントウォークダウンの結果，調査対象に対する耐震性，二次的影響評価及びアクセス可能性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べき事項はないことが確認された。



第5.1-1図　地震レベル１ＰＲＡの評価フロー

第5.1.1-1表　地震ＰＲＡを実施するために収集すべき情報及び情報源

	ＰＲＡ評価作業		収集すべき情報	主な情報源
1	プラントの設計・運転の把握		ＰＲＡ実施にあたり必要とされる設計，運転管理に関する情報	・出力運転時内部事象レベル１ＰＲＡで使用した設計図書（原子炉設置許可申請書，工事計画認可申請書，保安規定等） ・全体機器配置図，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	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，地震動伝播モデルの設定に係わる地震動伝播特性に関する情報	
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	・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	・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	・安全系などのシステム使用条件 ・システムの現実的な性能 ・運転員による緩和操作	・上記１の情報源 ・既往の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	
		d) 事故シーケンスの定量化	既往のＰＲＡ結果	

第5.1.1-2表　地震ＰＲＡにおけるプラントウォークダウンでのチェック項目

チェック項目		チェック内容	N/Aとする理由の例*2
耐震安全性の確認 (二次的影響の確認)	対象機器 本体の評価	・対象機器，配管接合部について，図面との相違や腐食・亀裂等による地震に対する耐力の低下要因	配管接合部のない機器
	アンカー ボルト評価	・基礎ボルトの設置本数・配置状況や健全性	溶接接続により基礎ボルトのない機器
	二次的 影響	・周辺の耐震クラスが低い機器の倒壊による被害の可能性 ・倒壊により被害を与えうる周辺機器の耐震性 ・無筋のブロック壁が近傍にない ・周辺機器の損傷時，周辺機器の保有水による影響 ・周辺に仮置き中の火災源の有無	N/Aなし
リカバリー操作 の確認	アクセス性	・対象機器の識別が可能 ・周辺設備からの作業員に対する被害を受けない ・可動部分のある器具は存在しない ・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	リカバリー操作に期待しない機器
	現場 操作性	・現場での操作が可能 ・操作のための場所の確保 ・機器の作動状況が確認できる	
モデル化の前提条件*1の確認		・モデル化の前提条件が適切である ・モデル化の前提条件が適切でない場合はモデルの修正若しくは変更を行う	モデル化の前提条件がない場合

*1　前提条件とは，以下のとおりである。

・設備が対応している
・手順が整備されている
・教育，訓練が実施されている
・リカバリー操作が可能である　　など

*2　第5.1.1-3表における「N/A：対象外」は機器によって理由が種々異なることから例示した。また，同表における「U：調査不可」の例として設備運転中は寄り付きできない，設備の点検・工事中等による場合は調査不可とする。

第5.1.1-3表（1／3）　伊方発電所3号炉　プラントウォークダウン結果

No	機器名称	A）耐震安全性の確認												B）リカバリー操作の確認							C）モデル化の前提条件の確認						特記事項有無
		(i)対象機器本体の評価				(ii)アンカーボルト評価			(iii)二次的影響について					(i)アクセス性				(ii)現場操作性										
		1．対象機器の図面（外形図・耐震計算書等）と外見上相違点は無い	2．対象機器と支持構造物との接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	3．配管接合部と図面に外見上の相違点は無い	4．配管接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	1．図面（外形図・耐震計算書等）と外見上の相違は無い	2．外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	3．締め付け強度は適切に管理されている（管理基準書等で確認）	1．周辺の耐震クラスが低い機器の倒壊により被害を受けない	2．例外により被害を与えうる周辺の機器の耐震性は同等ない（対象機器本体の評価に準じた評価）	3．無筋のブロック塀が近傍にない	4．周辺機器の損傷時、周辺機器の保有水による影響はない	5．周辺に仮設の火災源はない	1．対象機器の識別が可能である	2．周辺設備からの被害を受けない	3．可動部分のある器具は存在しない	4．近傍の設備の倒壊によりアクセスルートが塞がれる可能性はない	1．現場での操作が可能である	2．操作のための場所が確保できる	3．機器の作動状態が確認できる	1．モデル化の前提条件①が適切である	2．モデル化の前提条件①が適切でない場合、モデルの変更を行う	3．モデル化の前提条件②が適切である	4．モデル化の前提条件②が適切でない場合、モデルの変更を行う	5．モデル化の前提条件③が適切である	6．モデル化の前提条件③が適切でない場合、モデルの変更を行う	
1	原子炉補機冷却水冷却器	Y	U	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
2	原子炉補機冷却水ポンプ	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
3	原子炉コントロールセンタ	Y	N／A	N／A	N／A	U	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
4	メタルクラッドスイッチギア	Y	N／A	N／A	N／A	U	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
5	直流コントロールセンタ	Y	N／A	N／A	N／A	U	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
6	蓄電池	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
7	ディーゼル発電機室給気ファン	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
8	サンプル冷却器	Y	Y	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
9	燃料取替用水タンクポンプ	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
10	原子炉補機冷却水サージタンク	Y	Y	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
11	格納容器排気ガスサンプル冷却器	Y	Y	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
12	使用済燃料ピット冷却器(3C)	Y	Y	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
13	余熱除去冷却器	Y	Y	Y (一部U)	Y (一部U)	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
14	主盤	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	特になし
15	原子炉補助盤	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
16	安全防護系シーケンス盤	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
17	ディーゼル発電機	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
18	海水ポンプ	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
19	安全保護系ロジック盤	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
20	安全保護系計器ラック（原子炉保護系計器ラック）	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
21	原子炉トリップ遮断器	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
22	主蒸気逃がし弁	Y	Y	U	U	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
23	主蒸気安全弁	Y	Y	U	U	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
24	ディーゼルコントロールセンタ	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
25	ディーゼル発電機盤	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし

Y：YES,　N：NO,　U：調査不可,　N/A：対象外

第5.1.1-3表（2／3）　伊方発電所3号炉　プラントウォークダウン結果

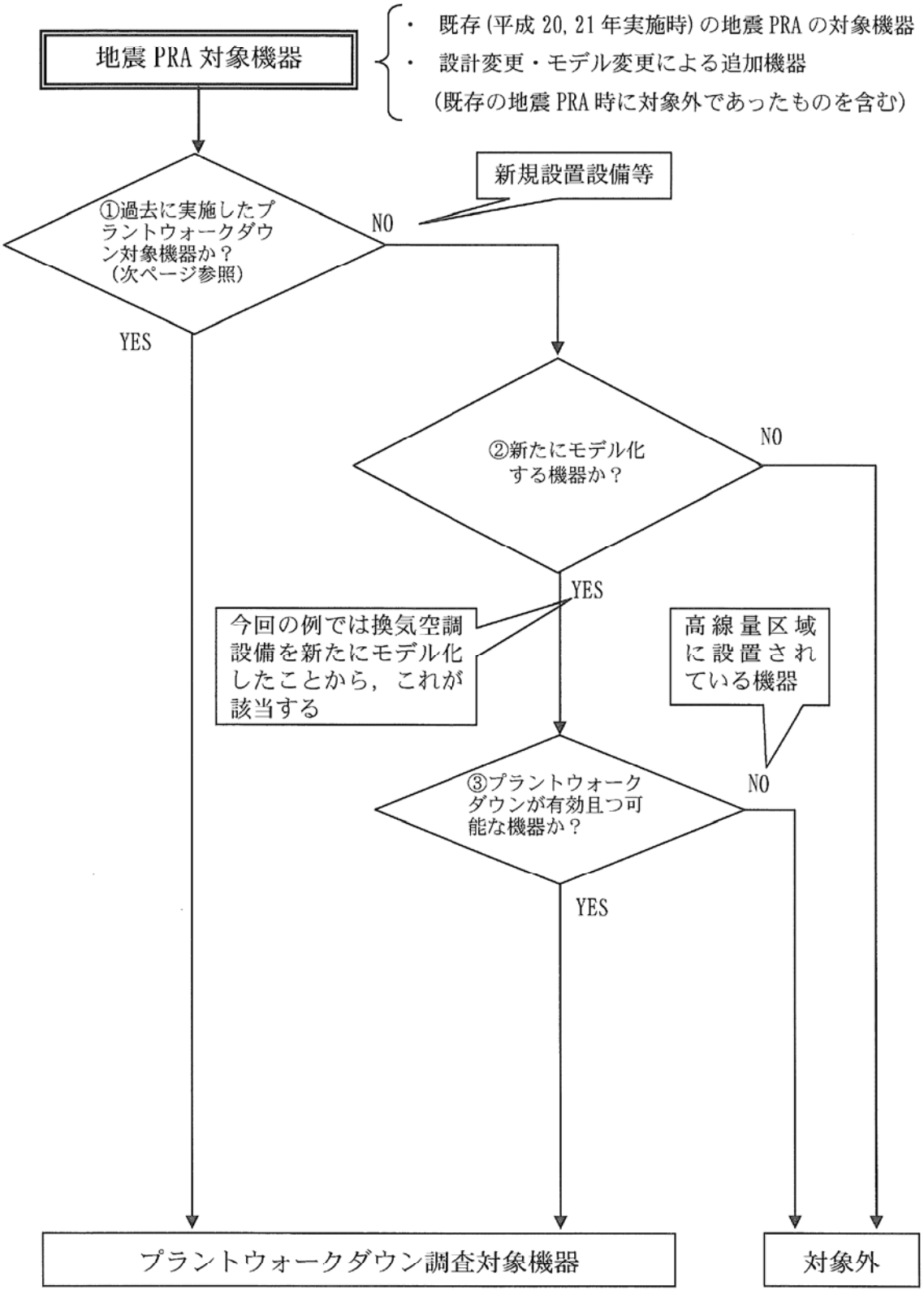
No	機器名称	A）耐震安全性の確認												B）リカバリー操作の確認							C）モデル化の前提条件の確認						特記事項
		(i)対象機器本体の評価				(ii)アンカーボルト評価			(iii)二次的影響について					(i)アクセス性				(ii)現場操作性										有無
		1．対象機器の図面（外形図・耐震計算書等）と外見上相違点は無い	2．対象機器と支持構造物との接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	2．配管と図面に外見上の相違点は無い	4．配管接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	1．図面（外形図・耐震計算書等）と外見上の相違は無い	2．外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	3．締め付け監視は適切に管理されている（管理基準等で確認）	1．周辺の耐震クラスが低い機器の倒壊により被害を受けない	2．倒壊により被害を与えうる周辺の機器の耐震性は問題ない（対象機器本体の評価に準じた評価）	3．溢水のブロック壁が近接にない	4．周辺の機器の損傷時、周辺機器の保有水による影響はない	5．周辺に設置の火災源はない	1．対象の機器の識別が可能である	2．周辺機器からの被害を受けない	3．可動部分のある器具は存在しない	4．近接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	1．現場での操作が可能である	2．操作のための場所が確保できる	3．機器の操作代盤が確認できる	1．モデル化の前提条件①が適切である	2．モデル化の前提条件①が適切でない場合、モデルの変更を行う	3．モデル化の前提条件②が適切である	4．モデル化の前提条件②が適切でない場合、モデルの変更を行う	5．モデル化の前提条件③が適切である	6．モデル化の前提条件③が適切でない場合、モデルの変更を行う	
26	起動用空気だめ(始動空気だめ)	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
27	ソレノイド分電盤	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	U	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
28	パワーセンタ	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
29	計装用切換器盤	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
30	計装用インバータ盤(計装用電源盤)	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
31	補助建屋直流分電盤	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
32	空調用冷凍機	U	U	N／A	N／A	U	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
33	格納容器スプレイ冷却器	Y	Y	Y	U	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
34	補機冷却水戻りヘッダ3C止弁（電動弁3V-CC-042,058）(代表電動弁兼ねる)	Y	Y	N／A	U	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
35	代表配管	N／A	Y	N／A	Y	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
36	代表逆止弁	N／A	Y	N／A	Y	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
37	代表ケーブルトレイ	N／A	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
38	電動補助給水ポンプ	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
39	タービン動補助給水ポンプ	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
40	制御室過渡時制御盤	Y	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
41	中央制御室空調ファン	Y	Y	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
42	中央制御室再循環ファン	U	U	U	U	U	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
43	中央制御室非常用給気ファン	U	U	U	U	U	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
44	中央制御室空調ユニット	U	U	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
45	中央制御室非常用給気フィルタユニット	U	U	U	U	U	U	U	N	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
46	中央制御室加湿器	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
47	中央制御室空調系ダクト(手動ダンパ含む)	U	U	U	U	U	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
48	中央制御室圧力計	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
49	安全補機開閉器室空調ファン	U	U	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし

Y：YES,　N：NO,　U：調査不可,　N/A：対象外

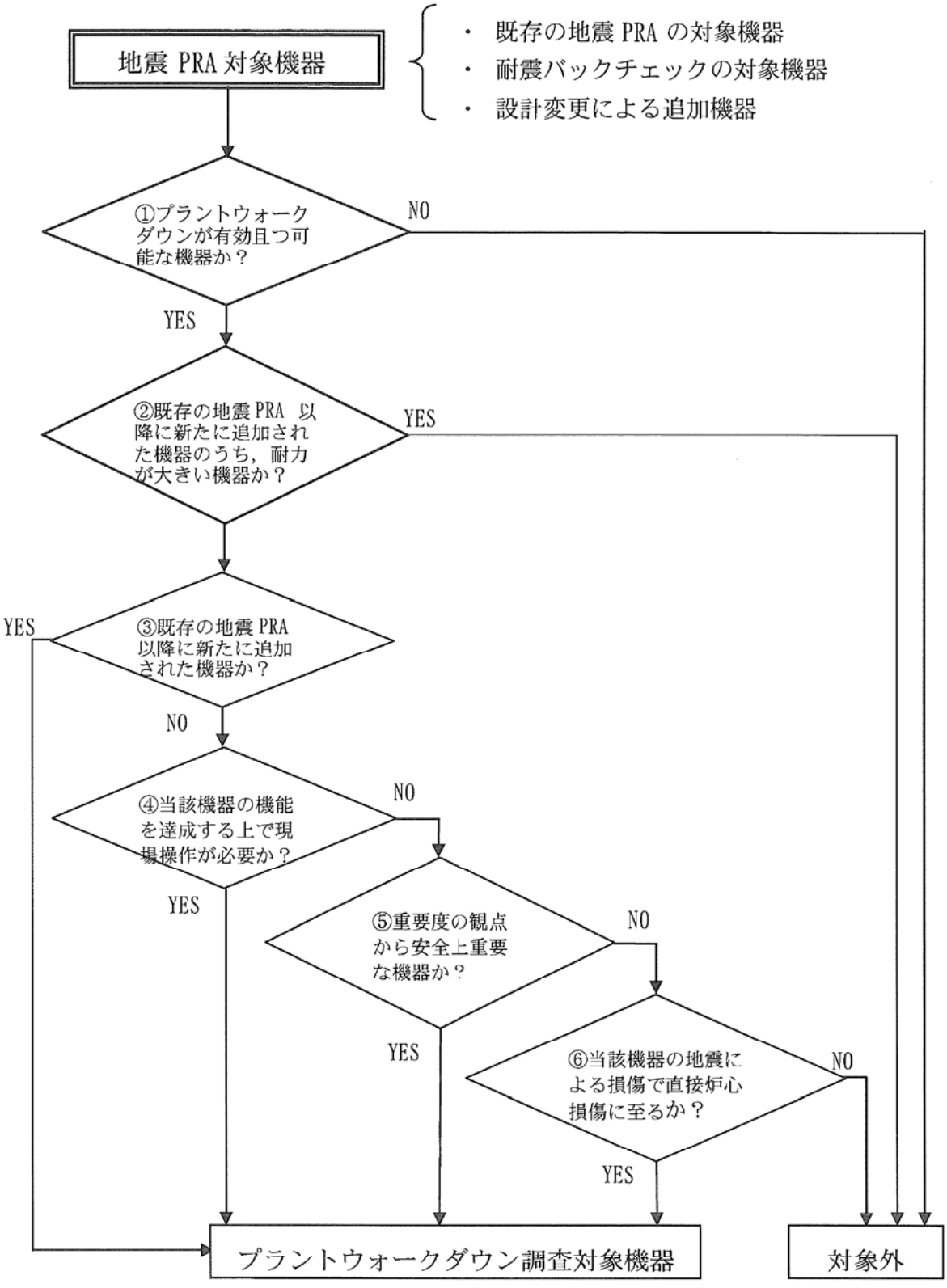
第5.1.1-3表（3／3）　伊方発電所3号炉　プラントウォークダウン結果

No	機器名称	A）耐震安全性の確認												B）リカバリー操作の確認							C）モデル化の前提条件の確認						特記事項
		(I)対象機器本体の評価				(II)アンカーボルト評価			(III)二次的影響について					(I)アクセス性				(II)現場操作性									有無
		1．対象機器の図面（外形図・耐震計算書等）と外見上相違点は無い	2．対象機器と支持構造物との接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	3．配管接合部と同じに外見上の相違点は無い	4．配管接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	1．図面（外形図・耐震計算書等）と外見上の相違は無い	2．外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	3．踏め付け状態は適切に管理されている（定期検査等で確認）	1．周辺の耐震クラスが低い機器の倒壊により被害を受けない	2．倒壊により被害を与えうる周辺の機器の耐震性は問題ない（対象機器本体の評価に準じた評価）	3．被覆のブロック塀が近傍にない	4．周辺の機構物、周辺機器の保有水による影響はない	5．周辺に仮置の火災源はない	1．対象機器の識別が可能である	2．周辺からの被害を受けない	3．可動部分のある器具は存在しない	4．近傍の設備の倒壊によりアクセスルートが塞がれる可能性はない	1．現場での操作が可能である	2．操作のための場所が確保できる	3．機器の作動状態が確認できる	1．モデル化の前提条件①が適切である	2．モデル化の前提条件①が適切でない場合、モデルの変更を行う	3．モデル化の前提条件②が適切である	4．モデル化の前提条件②が適切でない場合、モデルの変更を行う	5．モデル化の前提条件③が適切である	6．モデル化の前提条件③が適切でない場合、モデルの変更を行う	
50	安全補機開閉器室空調ユニット	U	U	U	U	U	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
51	計算機室加湿器	U	U	U	U	U	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
52	1次系計装盤室温度計	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
53	制御用空気圧縮機室給気ファン	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
54	制御用空気圧縮機室給気作動ダンパ	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
55	制御用空気圧縮機室温度計	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
56	安全補機室冷却ファン	U	U	U	U	U	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
57	安全補機室冷却ユニット	U	U	U	U	U	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
58	格納容器スプレイポンプ室温度計	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
59	空調用冷水ポンプ	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
60	空調用冷水膨張タンク	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
61	空調用冷水流量調節弁	Y	Y	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
62	空調用冷水隔離弁	Y	U	U	U	U	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
63	電動補助給水ポンプ室給気ファン	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
64	電動補助給水ポンプ室温度制御器	Y	Y	U	U	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
65	ディーゼル発電機室給気ガラリ	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
66	ディーゼル発電機室防火ダンパ	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
67	逆止ダンパ(制御用空気系)	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
68	ディーゼル発電機室温度計	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
69	換気空調盤	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
70	換気系制御空調用時制御盤	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
71	空調用冷凍機制御盤	U	Y	N／A	N／A	U	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
72	空調用冷凍機計器収納箱	U	Y	N／A	N／A	U	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし
73	格納容器圧力計	Y	Y	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	特になし

Y：YES,　N：NO,　U：調査不可,　N/A：対象外



第 5.1.1-1 図（１／２）　プラントウォークダウン対象機器の選定フロー



第 5.1.1-1 図（２／２）　プラントウォークダウン対象機器の選定フロー
（平成 20,21 年実施）

5.1.2　事故シナリオの概括的分析

5.1.2.1　事故シナリオの検討

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，事故シナリオを検討した。事故シナリオの検討に当たっては，地震起因による安全機能を有する建屋・構築物，システム及び機器（以下「ＳＳＣ」という。）の損傷が直接炉心損傷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及び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及び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，第5.1.2-1表に示すスクリーニングを行った。

5.1.2.2　事故シナリオの明確化と起因事象の分析

事故シナリオの検討結果に基づき，評価対象事故シナリオ及び炉心損傷に至る起因事象を明確化した。

(1) 事故シナリオの明確化

a.　地震時に特有の原因による事故シナリオ

(a) 地震荷重による建屋・構築物，静的機器の損傷によるシーケンス

・建屋・構築物損傷に伴う炉心損傷に直結する事象（大規模ＬＯＣＡ事象を含む）

・格納容器バイパス

(b) 地震荷重によるＳＳＣの損傷が安全機能への重大(広範)な影響を及ぼすシーケンス

（当該シーケンスにおいては，サポート系損傷との組み合わせを考慮）

・大破断ＬＯＣＡ/中破断ＬＯＣＡ/小破断ＬＯＣＡ

・２次冷却系の破断

・外部電源喪失（サポート系）

・原子炉補機冷却機能喪失（サポート系）

・主給水流量喪失

b. 地震動強さの下限値及び内部事象ＰＲＡとの関係性地震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）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。ここで，0.2Gは主給水系の設計地震動強さの程度を参考に設定したものであり，安全系設備の設計条件であるＳｓ地震動以下である。これに満たない設計地震動強さについては，安全系の損傷確率は無視できるため，内部事象ＰＲＡの対象範囲で包絡される。

・主給水流量喪失

(2) 起因事象の分析

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第 5.1.2-1 図のとおり実施し，以下の起因事象を選定した。

・直接炉心損傷に至る事象（大破断ＬＯＣＡを上回る規模のＬＯＣＡ，ＡＴＷＳ）

・格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損，インターフェ

イスシステムＬＯＣＡ）

・大破断ＬＯＣＡ

・中破断ＬＯＣＡ

・小破断ＬＯＣＡ

・２次冷却系の破断

・外部電源喪失（サポート系）

・原子炉補機冷却機能喪失（サポート系）

・主給水流量喪失（過渡事象）

5.1.2.3　建屋・機器リストの作成

事故シナリオの明確化及び起因事象の分析に基づき，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，建屋・機器リストを作成した。第5.1.2-2図に評価対象とした建屋・機器の選定フロー，第5.1.2-2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）

第5.1.2-1表（1／4）　地震による事故シナリオのスクリーニング

事故シナリオ	スクリーニング	ＰＲＡモデルへの反映
地震による安全機能への間接的影響		
①　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	・格納容器ポーラクレーンは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。	なし
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	・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。	なし
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	・タービンミサイルの影響は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。 ・地震でタービン軸受けが損傷するような地震動には「タービン軸振動大」によりタービントリップされ減速されるため，タービン翼が破損しても設計最大速度でミサイルとなることはない。	なし

第5.1.2-1表（2／4）　地震による事故シナリオのスクリーニング

事故シナリオ	スクリーニング	ＰＲＡモデルへの反映
②安全機能ＳＳＣ以外の屋外設備の損傷による間接的影響		
排気筒などの転倒による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	・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。	なし
斜面崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	・原子炉建屋周辺の斜面を評価した結果，基準地震動による地震力に対して十分な安全性を有していることが確認された。	なし
送電網の鉄塔などの損傷に伴う外部電源喪失への影響	・地震ＰＲＡでは，外部電源のフラジリティは米国事例に基づく保守的な想定で考慮している。	あり
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	・安全上重要な設備の冷却用水源（海水取水設備，ＣＣＷサージタンク，ＲＷＳＴ，補助給水タンク）のフラジリティについては地震ＰＲＡで考慮済みである。	あり

第5.1.2-1表（3／4）　地震による事故シナリオのスクリーニング

事故シナリオ	スクリーニング	ＰＲＡモデルへの反映
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	・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，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。	あり
地震時，地震後の人的過誤	・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（手動トリップ）は中央制御室近傍で操作可能である。	あり
変圧器など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	・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，運転手順に従い，中央制御室近傍で操作可能である。	あり
構内通行支障，要員への影響	・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。	

第5.1.2-1表（4／4）　地震による事故シナリオのスクリーニング

事故シナリオ	スクリーニング	ＰＲＡモデルへの反映
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	・地震ハザード評価では本震，余震の区別なく発生頻度が評価されている。 ・本震で原子炉トリップし，運転手順に従い安全停止に移行すれば，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いない。	なし
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	・予防保全及びＰＬＭ評価で設計想定以上の劣化が予測された場合は保修又は取替を行っている。 ・状態監視により劣化の兆候があれば保修を実施している。	なし

第5.1.2-2表（1／20）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　　響
地震AT＋制御棒挿入不能 (ALAT)	燃料集合体	構造損傷	燃料被覆管	2.60 0.19 0.25	1.28	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）。
地震AT＋制御棒挿入不能 (ALAT)	制御棒クラスタ	構造損傷	制御棒接合部 (半挿入状態)	1.92 0.08 0.23	1.17	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）。
Excess-LOCA (ALAX)： 大LOCAを上回る規模のLOCA	原子炉建屋	構造損傷	Y方向	3.15 0.33 0.15	1.42	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。（損傷の影響を的確に判断することが困難であるため、全損を仮定する）
Excess-LOCA (ALAX)： 大LOCAを上回る規模のLOCA	原子炉容器	構造損傷	サポートシュ	1.94 0.19 0.19	1.04	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。
Excess-LOCA (ALAX)： 大LOCAを上回る規模のLOCA	原子炉格納容器	構造損傷	リングガータ上端部	3.24 0.19 0.25	1.59	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。
Excess-LOCA (ALAX)： 大LOCAを上回る規模のLOCA	一次冷却材管	構造損傷	クロスオーバレグ	3.18 0.19 0.19	1.70	全ループでのRCS配管破損により直接炉心損傷に至る。
Excess-LOCA (ALAX)： 大LOCAを上回る規模のLOCA	1次冷却材ポンプ	構造損傷	吐出ノズル付け根	1.91 0.19 0.19	1.02	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なLOCAが発生し直接炉心損傷に至る。
Excess-LOCA (ALAX)： 大LOCAを上回る規模のLOCA	炉内計装引出管	構造損傷	コンジットチューブ	3.81 0.31 0.31	1.39	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。
Excess-LOCA (ALAX)： 大LOCAを上回る規模のLOCA	制御棒クラスタ駆動装置	構造損傷	原子炉容器ふた一体化構造物本体 (V-IR前)	1.89 0.25 0.25	0.85	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。
Excess-LOCA (ALAX)： 大LOCAを上回る規模のLOCA	蒸気発生器	構造損傷	上部胴支持金物取付部	2.38 0.19 0.19	1.27	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。
SBO+LUHS (ALSB)	原子炉補助建屋	構造損傷	Y方向	1.92 0.25 0.15	1.00	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。（損傷の影響を的確に判断することが困難であるため、全損を仮定する）
最終ヒートシンク喪失 (ALSV)	電動弁	機能損傷	弁本体	3.46 0.25 0.25	1.56	[redacted]電動弁の機能損傷により炉心損傷に至る。 シナリオとしてはCヘッダ隔離失敗からRCPシールLOCAに至ることを想定する。
最終ヒートシンク喪失 (ALSV)		構造損傷	機能損傷で代表			[redacted]電動弁の機能損傷により炉心損傷に至る。 シナリオとしてはCヘッダ隔離失敗からRCPシールLOCAに至ることを想定する。
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)	主盤	機能損傷	－ (鉛直方向)	2.17 0.13 0.23	1.19	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到る。
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)		構造損傷	盤本体フレーム	1.84 0.25 0.25	0.82	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到る。

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第5.1.2-2表（2／20）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　　響
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)	原子炉補助盤	機能損傷	－（鉛直方向）	2.17 / 0.13 / 0.23	1.19	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。
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)		構造損傷	盤本体フレーム	2.16 / 0.25 / 0.25	0.97	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。
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)	制御室退避時制御盤	機能損傷	－	15.20 / 0.14 / 0.23	8.25	中央制御室外での安全停止操作盤。プラントに重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)		構造損傷	ボルト	69.65 / 0.08 / 0.17	46.75	中央制御室外での安全停止操作盤。プラントに重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)	原子炉保護系計器ラック盤	機能損傷	－	11.99 / 0.22 / 0.27	5.34	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。
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)		構造損傷	ボルト	17.35 / 0.19 / 0.21	9.09	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。
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)	安全保護系ロジック盤	機能損傷	－	9.99 / 0.22 / 0.27	4.45	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。
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)		構造損傷	ボルト	24.30 / 0.19 / 0.21	12.73	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。
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)	安全防護系シーケンス盤	機能損傷	－	8.29 / 0.22 / 0.27	3.69	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。
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)		構造損傷	ボルト	19.94 / 0.19 / 0.21	10.44	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。
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)	炉内構造物	構造損傷	ラジアルサポート（ラジアルキー）（RV1次）	1.44 / 0.19 / 0.25	0.70	[redacted]を大幅に阻害するような損傷により、直接炉心損傷に到る。
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)	炉心支持構造物	構造損傷	下部炉心支持柱取付ボルト（RV1次）	2.32 / 0.25 / 0.25	1.04	[redacted]を大幅に阻害するような損傷により、直接炉心損傷に到る。
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)	ケーブルトレイ（耐震バックチェック報告対象外）	構造損傷	サポート（試験適用）	2.26 / 0.19 / 0.19	1.23	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。
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)	ソレノイド分電盤	機能損傷	－	7.90 / 0.14 / 0.23	4.29	[redacted]の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)		構造損傷	ボルト	46.00 / 0.08 / 0.17	30.87	[redacted]の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第5.1.2-2表（3／20）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　　響
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)	逆止弁	機能損傷	弁本体	16.61 / 0.13 / 0.19	9.79	[redacted]逆止弁の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。
過渡事象＋2次系除熱喪失 (ALTR)	逆止弁	構造損傷	機能損傷で代表			[redacted]逆止弁の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。
大破断LOCA (LL)	一次冷却材管	構造損傷	加圧器サージ管台 (SCS14A) 蓄圧タンク注入管台 (SCS14A)	1.70 / 0.25 / 0.25	0.76	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。
大破断LOCA (LL)	加圧器	構造損傷	サージ用管台	1.60 / 0.25 / 0.25	0.72	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。
大破断LOCA (LL)	加圧器サージ管	構造損傷	配管本体	2.20 / 0.25 / 0.25	0.99	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。
大破断LOCA (LL)	RHRS余熱除去ポンプ高温側抽出配管	構造損傷	配管本体	3.96 / 0.31 / 0.31	1.44	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。
大破断LOCA (LL)	SIS蓄圧タンク低温側注入配管	構造損傷	配管本体	2.34 / 0.25 / 0.25	1.05	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。
2次冷却系破断 (MB)	蒸気発生器	構造損傷	蒸気出口管台 (管台付根)	2.49 / 0.19 / 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次冷却系の破断を想定。
2次冷却系破断 (MB)	主蒸気ライン配管	構造損傷	配管本体	2.43 / 0.19 / 0.25	1.19	主蒸気ライン配管からの蒸気流出により2次冷却系の破断事象が発生。
中破断LOCA (ML)	RCS加圧器スプレイ配管	構造損傷	配管本体	2.20 / 0.25 / 0.25	0.99	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。
中破断LOCA (ML)	CVCS抽出ライン配管	構造損傷	配管本体	3.85 / 0.31 / 0.31	1.40	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。
中破断LOCA (ML)	SIS高圧低温側注入配管	構造損傷	配管本体	3.85 / 0.31 / 0.31	1.40	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。
中破断LOCA (ML)	SIS高圧、RHRS低圧高温側注入配管	構造損傷	配管本体	3.96 / 0.31 / 0.31	1.44	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。
中破断LOCA (ML)	CVCS充てんポンプ低温側注入配管	構造損傷	配管本体	3.85 / 0.31 / 0.31	1.40	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。
中破断LOCA (ML)	一次冷却材管	構造損傷	充てん管台 (SCS14A)	1.65 / 0.25 / 0.25	0.74	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第5.1.2-2表（4／20）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　　響
中破断LOCA (ML)	RHRSポンプ吐出低温側注入配管	構造損傷	配管本体	3.96 / 0.31 / 0.31	1.44	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。
蓄圧注入系 (Q1)	蓄圧タンク	構造損傷	基礎ボルト	1.56 / 0.19 / 0.20	0.83	蓄圧タンクの損傷により蓄圧注入に失敗する。
蓄圧注入系 (Q1)	蓄圧注入系配管	構造損傷	配管本体	2.34 / 0.25 / 0.25	1.05	蓄圧注入系配管が損傷し、蓄圧注入機能喪失に至る。
空調用冷水設備 (Q3)	空調用冷水ポンプ　3CHP1A, C, B, D	機能損傷	－	7.12 / 0.08 / 0.26	4.06	空調系のサポート機能喪失
空調用冷水設備 (Q3)		構造損傷	原動機取付ボルト	23.00 / 0.08 / 0.17	15.43	空調系のサポート機能喪失
空調用冷水設備 (Q3)	空調用冷水膨張タンク　3CHT1	構造損傷	基礎ボルト	1.51 / 0.08 / 0.17	1.01	空調系のサポート機能喪失
空調用冷水設備 (Q3)	中央制御室空調ユニット（冷却コイル） 3VSA4A, B	構造損傷	十分な裕度を確保している。 耐震裕度：9.46			空調系のサポート機能喪失
空調用冷水設備 (Q3)	安全補機開閉器室空調ユニット（冷却コイル） 3VSA6A, B	構造損傷	十分な裕度を確保している。 耐震裕度：5.34			空調系のサポート機能喪失
空調用冷水設備 (Q3)	安全補機室冷却ユニット（冷却コイル） 3VSA18A, B	構造損傷	十分な裕度を確保している。 耐震裕度：9.50			空調系のサポート機能喪失
空調用冷水設備 (Q3)	流量調節弁	機能損傷	弁本体	3.46 / 0.25 / 0.25	1.56	空調系のサポート機能喪失
空調用冷水設備 (Q3)		構造損傷	機能損傷で代表			空調系のサポート機能喪失
空調用冷水設備 (Q3)	隔離弁	機能損傷	弁本体	3.46 / 0.25 / 0.25	1.56	空調系のサポート機能喪失
空調用冷水設備 (Q3)		構造損傷	機能損傷で代表			空調系のサポート機能喪失
空調用冷水設備 (Q3)	逆止弁	機能損傷	弁本体	3.46 / 0.25 / 0.25	1.56	空調系のサポート機能喪失
空調用冷水設備 (Q3)		構造損傷	機能損傷で代表			空調系のサポート機能喪失

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

第5.1.2-2表（5／20）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　　響
空調用冷水設備 (Q3)	空調用冷水配管 (手動弁含む)	構造損傷	配管本体	3.85 / 0.31 / 0.31	1.40	空調系のサポート機能喪失
空調用冷水設備 (Q3)	空調用冷凍機制御盤 (VCC)	機能損傷	構造損傷で代表			空調系のサポート機能喪失
空調用冷水設備 (Q3)		構造損傷	取付ボルト取付金具	9.68 / 0.08 / 0.23	5.89	空調系のサポート機能喪失
空調用冷水設備 (Q3)	空調用冷凍機計器収納箱 (VCIB)	機能損傷	空調用冷凍機制御盤 (VCC) で代表			空調系のサポート機能喪失
空調用冷水設備 (Q3)		構造損傷	空調用冷凍機制御盤 (VCC) で代表			空調系のサポート機能喪失
空調用冷水設備 (Q3) 安全補機開閉器室空調系 (Q4) 中央制御室空調系 (Q5)	換気系制御室退避時制御盤 (VEP)	機能損傷	－	9.56 / 0.14 / 0.23	5.19	各空調系機能喪失によるサポート機能喪失
空調用冷水設備 (Q3) 安全補機開閉器室空調系 (Q4) 中央制御室空調系 (Q6)		構造損傷	基礎ボルト	15.47 / 0.08 / 0.17	10.39	各空調系機能喪失によるサポート機能喪失
安全補機開閉器室空調系 (Q4)	安全補機開閉器室空調ファン　3VSF26B	機能損傷	－	3.50 / 0.08 / 0.15	2.39	電源系のサポート機能喪失,
安全補機開閉器室空調系 (Q4)		構造損傷	基礎ボルト	1.41 / 0.19 / 0.22	0.73	電源系のサポート機能喪失,
安全補機開閉器室空調系 (Q4)	安全補機開閉器室空調ユニット　3VSA6B	構造損傷	基礎ボルト	1.52 / 0.08 / 0.17	1.02	電源系のサポート機能喪失,
安全補機開閉器室空調系 (Q4)	安全系リレー室給気加熱コイル　3VSH5A,B	構造損傷	ケーシング	3.15 / 0.19 / 0.21	1.64	電源系のサポート機能喪失,
安全補機開閉器室空調系 (Q4)	計算機室給気加熱コイル　3VSH9	構造損傷	ケーシング	3.53 / 0.19 / 0.22	1.82	電源系のサポート機能喪失,
安全補機開閉器室空調系 (Q4)	計算機室加湿器　3VSM2	構造損傷	ケーシング	3.27 / 0.19 / 0.20	1.75	電源系のサポート機能喪失,
安全補機開閉器室空調系 (Q4)	SWGR室空調系ダクト (手動ダンパ含む)	構造損傷	ダクト本体	2.88 / 0.31 / 0.31	1.05	電源系のサポート機能喪失,
安全補機開閉器室空調系 (Q4)	空気作動ダンパ	機能損傷	3D-VS-432Bで代表			電源系のサポート機能喪失,
安全補機開閉器室空調系 (Q4)		構造損傷	機能損傷で代表			電源系のサポート機能喪失,

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

第5.1.2-2表（6／20）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median(G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF(G)	影　　響
安全補機開閉器室空調系(Q4)	防火ダンパ	機能損傷	3F-VS-402Bで代表			電源系のサポート機能喪失。
安全補機開閉器室空調系(Q4)		構造損傷	機能損傷で代表			電源系のサポート機能喪失。
安全補機開閉器室空調系(Q4)	逆止ダンパ　3G-VS-533A,B	機能損傷	3G-VS-401C,Dで代表			電源系のサポート機能喪失。
安全補機開閉器室空調系(Q4)		構造損傷	機能損傷で代表			電源系のサポート機能喪失。
安全補機開閉器室空調系(Q4)	逆止弁　3V-VS-971B	機能損傷	弁本体	3.46 0.25 0.25	1.56	電源系のサポート機能喪失。
安全補機開閉器室空調系(Q4)		構造損傷	機能損傷で代表			電源系のサポート機能喪失。
安全補機開閉器室空調系(Q4)	1次系計装盤室温度計 3TC-2794	機能損傷	－	3.30 0.14 0.23	1.79	電源系のサポート機能喪失。
安全補機開閉器室空調系(Q4)		構造損傷	機能損傷で代表			電源系のサポート機能喪失。
主蒸気安全弁(Q5)	主蒸気安全弁(安全弁3V-MS-521,522,523,524,525A～C)	機能損傷	主蒸気逃がし弁で代表			主蒸気安全弁による蒸気放出機能の喪失。 (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)
2次冷却系破断(MB)		構造損傷	－	－		主蒸気安全弁からの構造損傷により2次冷却系の破断が発生。
中央制御室空調系(Q6)	中央制御室空調ファン　3VSF21B	機能損傷	－	2.27 0.08 0.15	1.55	中央制御室空調系の機能喪失。
中央制御室空調系(Q6)		構造損傷	基礎ボルト	4.87 0.08 0.17	3.27	中央制御室空調系の機能喪失。
中央制御室空調系(Q6)	中央制御室再循環ファン　3VSF20B	機能損傷	－	2.98 0.08 0.15	2.03	中央制御室空調系の機能喪失。
中央制御室空調系(Q6)		構造損傷	基礎ボルト	10.39 0.08 0.17	6.97	中央制御室空調系の機能喪失。
中央制御室空調系(Q6)	中央制御室非常用給気ファン　3VSF22B	機能損傷	－	2.27 0.08 0.15	1.55	中央制御室空調系の機能喪失。
中央制御室空調系(Q6)		構造損傷	基礎ボルト	10.39 0.08 0.17	6.97	中央制御室空調系の機能喪失。

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

第5.1.2-2表（7／20）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　　響
中央制御室空調系(Q6)	中央制御室空調ユニット　3VSA4B	構造損傷	基礎ボルト	6.12 / 0.08 / 0.17	4.11	中央制御室空調系の機能喪失。
中央制御室空調系(Q6)	中央制御室非常用給気フィルタユニット 3VSU8	構造損傷	基礎ボルト	7.46 / 0.08 / 0.17	5.01	中央制御室空調系の機能喪失。
中央制御室空調系(Q6)	中央制御室給気加熱コイル 3VSH1	構造損傷	コイル	5.11 / 0.08 / 0.17	3.43	中央制御室空調系の機能喪失。
中央制御室空調系(Q6)	運転員控室給気加熱コイル 3VSH2	構造損傷	コイル	4.80 / 0.08 / 0.17	3.22	中央制御室空調系の機能喪失。
中央制御室空調系(Q6)	中央制御室加湿器　3VSM1	構造損傷	ケーシング	4.84 / 0.19 / 0.20	2.59	中央制御室空調系の機能喪失。
中央制御室空調系(Q6)	中央制御室空調系ダクト（手動ダンパ含む）	構造損傷	ダクト	3.06 / 0.31 / 0.31	1.12	中央制御室空調系の機能喪失。
中央制御室空調系(Q6)	中央制御室非常用給気系バウンダリ配管（手動弁・ストレーナ含む）	構造損傷	配管本体	3.85 / 0.31 / 0.31	1.40	中央制御室空調系の機能喪失。
中央制御室空調系(Q6)	空気作動ダンパ	機能損傷	3D-VS-432Bで代表			中央制御室空調系の機能喪失。
中央制御室空調系(Q6)		構造損傷	機能損傷で代表			中央制御室空調系の機能喪失。
中央制御室空調系(Q6)	防火ダンパ	機能損傷	3F-VS-402Bで代表			中央制御室空調系の機能喪失。
中央制御室空調系(Q6)		構造損傷	機能損傷で代表			中央制御室空調系の機能喪失。
中央制御室空調系(Q6)	逆止弁　3V-VS-981B	機能損傷	弁本体	16.61 / 0.13 / 0.19	9.79	中央制御室空調系の機能喪失。
中央制御室空調系(Q6)		構造損傷	機能損傷で代表			中央制御室空調系の機能喪失。
中央制御室空調系(Q6)	温度制御器　3TC-2859	機能損傷	－	3.30 / 0.14 / 0.23	1.79	中央制御室空調系の機能喪失。
外部電源(QA)	外部電源系	工学的判断	－	0.30 / 0.25 / 0.50	0.09	外部電源の喪失。

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

第5.1.2-2表（8／20）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　響
125VDC (QB) : 直流電源	ドロッパ盤	機能損傷	－	2.72 / 0.22 / 0.27	1.21	直流電源の喪失。（DG、安全系補機の起動不能）
125VDC (QB) : 直流電源	ドロッパ盤	構造損傷	ボルト	14.93 / 0.19 / 0.21	7.82	直流電源の喪失。（DG、安全系補機の起動不能）
125VDC (QB) : 直流電源	直流コントロールセンタ	機能損傷	－	8.24 / 0.14 / 0.23	4.47	直流電源の喪失。（DG、安全系補機の起動不能）
125VDC (QB) : 直流電源	直流コントロールセンタ	構造損傷	隅肉溶接部	16.72 / 0.08 / 0.17	11.22	直流電源の喪失。（DG、安全系補機の起動不能）
125VDC (QB) : 直流電源	補助建屋直流分電盤	機能損傷	－	7.90 / 0.14 / 0.23	4.29	直流電源の喪失。（DG、安全系補機の起動不能）
125VDC (QB) : 直流電源	補助建屋直流分電盤	構造損傷	ボルト	23.00 / 0.08 / 0.17	15.43	直流電源の喪失。（DG、安全系補機の起動不能）
125Vバッテリー (QC)	バッテリーラック（蓄電池を含む）	構造損傷	溶接部	3.04 / 0.25 / 0.26	1.35	バッテリーの機能喪失。
6.6KVメタクラ (QD)	メタクラ	機能損傷	－	2.57 / 0.14 / 0.23	1.39	非常用6.6kV母線の機能喪失。
6.6KVメタクラ (QD)	メタクラ	構造損傷	隅肉溶接部	10.57 / 0.19 / 0.21	5.54	非常用6.6kV母線の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	ディーゼルコントロールセンタ	機能損傷	－（鉛直方向）	4.76 / 0.13 / 0.23	2.62	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	ディーゼルコントロールセンタ	構造損傷	隅肉溶接部	14.15 / 0.08 / 0.17	9.50	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	内燃機関（ディーゼル機関）	機能損傷	－	1.70 / 0.13 / 0.19	1.00	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	内燃機関（ディーゼル機関）	構造損傷	基礎ボルト	6.18 / 0.08 / 0.17	4.15	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	ディーゼル発電機	機能損傷	内燃機関の機能損傷で代表			非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	ディーゼル発電機	構造損傷	軸受台台板取付ボルト	2.90 / 0.08 / 0.17	1.95	非常用所内電源の機能喪失。

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF：：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

第5.1.2-2表（9／20）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　　響
6.6KVDG (QE)	ディーゼル発電機盤	機能損傷	－ (鉛直方向)	3.17 0.13 0.23	1.75	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)		構造損傷	ボルト	8.43 0.19 0.21	4.41	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	ディーゼル発電機用励磁機	機能損傷	ディーゼル発電機盤で代表			非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)		構造損傷	ディーゼル発電機盤で代表			非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	燃料油貯油槽	構造損傷	－	－ － －	－	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	燃料油移送ポンプ	機能損傷	－	－ － －	－	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)		構造損傷	－	－ － －	－	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	燃料油サービスタンク	構造損傷	基礎ボルト	13.59 0.08 0.17	9.12	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	燃料油第1，第2こし器	機能損傷	－	－ － －	－	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)		構造損傷	－	－ － －	－	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	燃料弁冷却水ポンプ	機能損傷	－	－ － －	－	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)		構造損傷	－	－ － －	－	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	燃料弁冷却水冷却器	構造損傷	－	－ － －	－	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	燃料弁冷却水タンク	構造損傷	－	－ － －	－	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	潤滑油タンク	構造損傷	－	－ － －	－	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	潤滑油冷却器	構造損傷	－	－ － －	－	非常用所内電源の機能喪失。

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

第5.1.2-2表（１０／２０）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　　響
6.6KVDG (QE)	潤滑油主こし器	機能損傷	－	－ － －	－	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)		構造損傷	－	－ － －	－	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	シリンダー冷却水タンク	構造損傷	－	－ － －	－	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	シリンダ油サービスタンク	構造損傷	－	－ － －	－	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	起動用空気だめ (始動空気だめ)	構造損傷	胴板	3.72 0.08 0.23	2.27	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	清水冷却器	構造損傷	－	－ － －	－	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	D/G出力電圧 (D/G出力電圧指示計)	機能損傷	－	9.26 0.14 0.23	5.02	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)		構造損傷	機能損傷で代表			非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	DG関連配管 (燃料油配管等)	構造損傷	配管本体	3.85 0.31 0.31	1.40	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	主始動弁 (電磁弁を含む)	機能損傷	内燃機関 (ディーゼル機関) にて代表			非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	ディーゼル発電機室給気ファン　3VSF39C, D	機能損傷	－	3.55 0.08 0.15	2.42	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)		構造損傷	基礎ボルト	3.94 0.19 0.21	2.05	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	ディーゼル発電機室給気ガラリ　3VSM19	構造損傷	フィルタ固定ボルト	90.33 0.19 0.22	46.21	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	ディーゼル発電機室換気系ダクト	構造損傷	ダクト本体	2.88 0.31 0.31	1.05	非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)	空気作動ダンパ	機能損傷	3D-VS-432Bで代表			非常用所内電源の機能喪失。
6.6KVDG (QE)		構造損傷	機能損傷で代表			非常用所内電源の機能喪失。

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

第5.1.2-2表（１１／２０）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　　響
6.6KVDG (QE)	防火ダンパ　3F-VS-402B	機能損傷	ベーン	2.53 / 0.19 / 0.20	1.35	非常用所内電源の機能喪失,
6.6KVDG (QE)		構造損傷	機能損傷で代表			非常用所内電源の機能喪失,
6.6KVDG (QE)	逆止ダンパ　3G-VS-401C, D	機能損傷	ケーシング	3.99 / 0.19 / 0.20	2.13	非常用所内電源の機能喪失,
6.6KVDG (QE)		構造損傷	機能損傷で代表			非常用所内電源の機能喪失,
6.6KVDG (QE)	ディーゼル発電機室温度計 3TC-2660, 2661, 2662, 2663	機能損傷	－	3.95 / 0.14 / 0.23	2.14	非常用所内電源の機能喪失,
6.6KVDG (QE)	ディーゼル発電機制御盤室温度計 3TC-2654, 2655, 2664, 2665	機能損傷	－	3.95 / 0.14 / 0.23	2.14	非常用所内電源の機能喪失,
6.6kV非常用DG (QE) 空調用冷水設備 (Q3) 安全補機開閉器室空調系 (Q4) 中央制御室空調系 (Q6) 電動補助給水ポンプ (QX) 制御用空気系 (QT)	換気空調盤 (VB)	機能損傷	－	7.99 / 0.22 / 0.27	3.55	各空調系機能喪失によるサポート機能喪失
6.6kV非常用DG (QE) 空調用冷水設備 (Q3) 安全補機開閉器室空調系 (Q4) 中央制御室空調系 (Q6) 電動補助給水ポンプ (QX) 制御用空気系 (QT)		構造損傷	基礎溶接部	6.92 / 0.19 / 0.21	3.63	各空調系機能喪失によるサポート機能喪失
440VAC (QF)： 非常用パワーセンタ	パワーセンタ	機能損傷	－	2.33 / 0.14 / 0.23	1.26	非常用440Vパワーセンタ母線の機能喪失。
440VAC (QF)： 非常用パワーセンタ		構造損傷	隅肉溶接部	13.44 / 0.19 / 0.21	7.04	非常用440Vパワーセンタ母線の機能喪失。
440VAC (QF)： 非常用パワーセンタ	原子炉コントロールセンタ	機能損傷	－ (鉛直方向)	4.64 / 0.13 / 0.23	2.56	非常用440V原子炉コントロールセンタ母線の機能喪失。
440VAC (QF)： 非常用パワーセンタ		構造損傷	隅肉溶接部	16.72 / 0.08 / 0.17	11.22	非常用440V原子炉コントロールセンタ母線の機能喪失。
440VAC (QF)： 非常用パワーセンタ	動力変圧器	構造損傷	ボルト	11.69 / 0.19 / 0.21	6.12	非常用440V母線の機能喪失,

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

第5.1.2-2表（１２／２０）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　　響
125VDC (QB) : 直流電源	充電器盤（バッテリー充電器を含む）	機能損傷	－	2.87 / 0.22 / 0.27	1.27	直流電源の喪失。（DG、安全系補機の起動不能）
125VDC (QB) : 直流電源		構造損傷	ボルト	14.37 / 0.19 / 0.21	7.53	直流電源の喪失。（DG、安全系補機の起動不能）
115V計装用 (QH) : 計装用電源	計装用インバータ盤（計装用電源盤）	機能損傷	－	7.83 / 0.22 / 0.27	3.48	計装月電源の喪失。
115V計装用 (QH) : 計装用電源		構造損傷	ボルト	32.30 / 0.19 / 0.21	16.92	計装月電源の喪失。
115V計装用 (QH) : 計装用電源	計装用分電盤	機能損傷	－（鉛直方向）	7.90 / 0.14 / 0.23	4.29	計装用電源の喪失。
115V計装用 (QH) : 計装用電源		構造損傷	ボルト	46.00 / 0.08 / 0.17	30.87	計装用電源の喪失。
115V計装用 (QH) : 計装用電源	計装用切換器盤	機能損傷	－	3.26 / 0.13 / 0.23	1.79	計装用電源の喪失。
115V計装用 (QH) : 計装用電源		構造損傷	ボルト	34.50 / 0.08 / 0.17	23.15	計装用電源の喪失。
RWST (QI)	高圧注入配管	構造損傷	配管本体	3.85 / 0.31 / 0.31	1.40	高圧注入系配管からRWSTほう酸水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。
RWST (QI)	充てんポンプ	構造損傷	基礎ボルト	5.11 / 0.08 / 0.17	3.43	充てんポンプからRWSTほう酸水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。
RWST (QI)	充てん系配管	構造損傷	配管本体	3.85 / 0.31 / 0.31	1.40	充てん系配管からRWSTほう酸水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。
RWST (QI)	低圧注入配管	構造損傷	配管本体	3.85 / 0.31 / 0.31	1.40	低圧注入配管からRWSTほう酸水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。
RWST (QI)	スプレイライン配管	構造損傷	配管本体	3.85 / 0.31 / 0.31	1.40	スプレイライン配管からRWSTほう酸水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。
－	燃料取替用水タンクポンプ	機能損傷	－	74.20 / 0.08 / 0.22	45.23	－
RWST (QI)		構造損傷	基礎ボルト，原動機取付ボルト	23.00 / 0.08 / 0.17	15.43	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。

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

第5.1.2-2表（１３／２０）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　　響
RWST (QI)	燃料取替用水タンク	構造損傷	胴板	4.48 0.19 0.22	2.31	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。
RWST (QI)	燃料取替用水系配管	構造損傷	配管本体	3.85 0.31 0.31	1.40	燃料取替用水系配管が構造損傷することにより、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至ることを想定する。
RWST (QI)	燃料取替用水タンク加熱器	構造損傷	取付ボルト	2.26 0.19 0.20	1.19	燃料取替用水タンク加熱器が構造損傷することにより、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至ることを想定する。
原子炉トリップ (QJ)	原子炉トリップ遮断器盤	機能損傷	－ (鉛直方向)	1.99 0.14 0.23	1.08	原子炉トリップ機能の喪失。
原子炉トリップ (QJ)		構造損傷	ボルト	8.03 0.19 0.21	4.21	原子炉トリップ機能の喪失。
原子炉トリップ (QJ)	制御用地震計	機能損傷	－ (鉛直方向)	1.36 0.14 0.23	0.73	原子炉トリップ機能の喪失。
原子炉トリップ (QJ)		構造損傷	機能損傷で代表			原子炉トリップ機能の喪失。
SI信号 (QK)	加圧器圧力計	機能損傷	－ (鉛直方向)	2.58 0.14 0.23	1.40	格納容器圧力計と同時故障で安全注入信号の喪失。
SI信号 (QK)		構造損傷	機能損傷で代表			格納容器圧力計と同時故障で安全注入信号の喪失。
補機冷却系 (QL)	原子炉補機冷却水ポンプ	機能損傷	－	7.12 0.08 0.26	4.06	CCWポンプの機能喪失。
補機冷却系 (QL)		構造損傷	原動機取付ボルト	10.61 0.08 0.17	7.12	CCWポンプからのCCW水が流出し、CCW喪失に至る。
補機冷却系 (QL)	原子炉補機冷却水ポンプ現場操作箱	機能損傷	－	5.21 0.14 0.23	2.82	CCWポンプの機能喪失。
補機冷却系 (QL)		構造損傷	ボルト	4.97 0.08 0.17	3.33	CCWポンプの機能喪失。
補機冷却系 (QL)	原子炉補機冷却水サージタンク	構造損傷	基礎ボルト	2.51 0.08 0.17	1.69	タンクの構造損傷によりCCW水が流出し、CCW喪失に至る。
補機冷却系 (QL)	原子炉補機冷却水配管	構造損傷	配管本体	3.85 0.31 0.31	1.40	原子炉補機冷却水配管の構造損傷によりCCW水が流出し、CCW喪失に至る。
補機冷却系 (QL)	使用済燃料ピット冷却器	構造損傷	取付ボルト	2.50 0.19 0.24	1.25	使用済燃料ピット冷却器の構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

第5.1.2-2表（１４／２０）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　　響
補機冷却系 (QL)	余熱除去冷却器	構造損傷	胴板	2.47 / 0.08 / 0.17	1.66	余熱除去冷却器の構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。
補機冷却系 (QL)	格納容器スプレイ冷却器	構造損傷	胴板	2.75 / 0.08 / 0.17	1.84	格納容器スプレイ冷却器の構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。
補機冷却系 (QL)	制御用空気除湿装置吸着塔	構造損傷	胴板	8.33 / 0.08 / 0.17	5.59	制御用空気除湿装置吸着塔の構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。
補機冷却系 (QL)	格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器	構造損傷	冷却器（本体）	7.45 / 0.25 / 0.35	2.84	格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器の構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。
補機冷却系 (QL)	サンプル冷却器	構造損傷	冷却器（本体）	8.89 / 0.25 / 0.36	3.34	サンプル冷却器の構造損傷によりCCW系の機能喪失に至る。
低圧注入系 (QM)	余熱除去ポンプ	機能損傷	－	7.12 / 0.08 / 0.26	4.06	余熱除去ポンプの機能喪失。
RWST (QI)	余熱除去ポンプ	構造損傷	原動機取付ボルト	10.61 / 0.08 / 0.17	7.12	余熱除去ポンプからRWSTほう酸水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。
低圧注入系 (QM)	余熱除去ポンプ現場操作箱	機能損傷	－	5.21 / 0.14 / 0.23	2.82	余熱除去ポンプの機能喪失。
低圧注入系 (QM)	余熱除去ポンプ現場操作箱	構造損傷	ボルト	4.97 / 0.08 / 0.17	3.33	余熱除去ポンプの機能喪失。
低圧注入系 (QM)	余熱除去ポンプ出口流量計	機能損傷	－（鉛直方向）	3.98 / 0.13 / 0.23	2.19	ミニフロー弁のインターロック機能が喪失する。
低圧注入系 (QM)	余熱除去ポンプ出口流量計	構造損傷	機能損傷で代表			ミニフロー弁のインターロック機能が喪失する。
CVスプレイ注入系 (QN)	格納容器スプレイポンプ	機能損傷	－	6.99 / 0.08 / 0.26	3.98	格納容器スプレイポンプの機能喪失。
RWST (QI)	格納容器スプレイポンプ	構造損傷	基礎ボルト	8.11 / 0.08 / 0.17	5.44	格納容器スプレイポンプからRWSTほう酸水が流出し、RWSTを水源とするすべての設備の機能喪失に至る。
CVスプレイ注入系 (QN)	格納容器スプレイポンプ現場操作箱	機能損傷	－	5.21 / 0.14 / 0.23	2.82	格納容器スプレイポンプの機能喪失。
CVスプレイ注入系 (QN)	格納容器スプレイポンプ現場操作箱	構造損傷	ボルト	4.97 / 0.08 / 0.17	3.33	格納容器スプレイポンプの機能喪失。
CVスプレイ注入系 (QN)	よう素除去薬品タンク	構造損傷	基礎ボルト	2.84 / 0.08 / 0.17	1.91	よう素除去薬品タンクの構造損傷により、格納容器スプレイポンプが空気吸い込みにより故障する。

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第5.1.2-2表（１５／２０）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　　響
CVスプレイ注入系 (QN)	格納容器スプレイリング	構造損傷	配管本体	1.93 / 0.19 / 0.25	0.95	格納容器スプレイ系の機能喪失に至る。
CVスプレイ注入系 (QN) SI信号 (QK)	格納容器圧力計	機能損傷	－ (鉛直方向)	2.73 / 0.14 / 0.23	1.48	格納容器スプレイ系の機能喪失に至る。 加圧器圧力計と同時故障で安全注入信号の喪失。
CVスプレイ注入系 (QN) SI信号 (QK)		構造損傷	機能損傷で代表			格納容器スプレイ系の機能喪失に至る。 加圧器圧力計と同時故障で安全注入信号の喪失。
補助給水系 (QO)	補助給水タンク	構造損傷	基礎ボルト	4.27 / 0.19 / 0.21	2.24	補助給水タンクの構造損傷により水が流出し、補助給水系の機能喪失に至る。
補助給水系 (QO)	蒸気発生器水位計 (狭域)	機能損傷	－ (鉛直方向)	2.58 / 0.14 / 0.23	1.40	[redacted]の一つである蒸気発生器水位低（狭域）信号が喪失する。SGへの給水流量の調整も失敗するため、補助給水失敗とする。
補助給水系 (QO)		構造損傷	機能損傷で代表			[redacted]の一つである蒸気発生器水位低（狭域）信号が喪失する。SGへの給水流量の調整も失敗するため、補助給水失敗とする。
補助給水系 (QO)	タービン動補助給水調整弁 (空気作動弁3HCV-3715, 3725, 3735)	構造損傷	弁本体	9.50 / 0.25 / 0.25	4.28	補助給水系の機能喪失。
補助給水系 (QO)	電動補助給水ポンプ	構造損傷	原動機取付ボルト	11.60 / 0.08 / 0.17	7.79	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。
補助給水系 (QO)	タービン動補助給水ポンプ	構造損傷	原動機取付ボルト	22.49 / 0.08 / 0.17	15.10	タービン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。
補助給水系 (QO)	補助給水系配管	構造損傷	配管本体	3.85 / 0.31 / 0.31	1.40	補助給水系の機能喪失に至る。 補助給水系配管からの流出により2次冷却系の破断事象が発生。
補助給水系 (QO) 主蒸気隔離 (QZ)	主蒸気ライン圧力計	機能損傷	－ (鉛直方向)	2.83 / 0.14 / 0.23	1.53	主蒸気逃がし弁の自動作動及び主蒸気隔離弁自動閉止機能喪失 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離弁の閉止に失敗する。
補助給水系 (QO) 主蒸気隔離 (QZ)		構造損傷	機能損傷で代表			主蒸気逃がし弁の自動作動及び主蒸気隔離弁自動閉止機能喪失 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離弁の閉止に失敗する。
補助給水系 (QO) 主蒸気隔離 (QZ)	主蒸気隔離弁（電磁弁を含む）(空気作動弁3V-MS-528A, B, C)	機能損傷	弁本体 (鉛直方向)	2.98 / 0.12 / 0.18	1.82	主蒸気隔離弁の閉止に失敗する。 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離弁の閉止に失敗する。
海水系 (QQ)	原子炉補機冷却水冷却器	構造損傷	基礎ボルト	2.37 / 0.19 / 0.20	1.25	CCW冷却器からCCW冷却水が流出し、海水系喪失に至る。
海水系 (QQ)	海水ポンプ	機能損傷	－	2.77 / 0.23 / 0.20	1.36	海水ポンプの機能喪失。
海水系 (QQ)		構造損傷	振れ止めボルト	13.85 / 0.23 / 0.21	6.77	海水ポンプの機能喪失。

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第5.1.2-2表（１６／２０）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　　響
海水系 (QQ)	海水ポンプ現場操作箱	機能損傷	－	5.21 / 0.14 / 0.23	2.82	海水ポンプの機能喪失。
海水系 (QQ)		構造損傷	ボルト	4.97 / 0.08 / 0.17	3.33	海水ポンプの機能喪失。
海水系 (QQ)	海水取水ライン構造物	構造損傷	－	1.35 / 0.14 / 0.23	0.74	海水系の機能喪失。
海水系 (QQ)	海水ストレーナ	構造損傷	基礎ボルト	9.20 / 0.00 / 0.06	8.33	海水系の機能喪失。
海水系 (QQ)	海水系配管	構造損傷	配管本体	3.85 / 0.31 / 0.31	1.40	海水系配管が損傷し、海水系機能喪失に至る。
空調用冷水設備 (QS)	空調用冷凍機　3CHE1A,C,B,D	機能損傷	－	2.04 / 0.08 / 0.15	1.39	空調系のサポート機能喪失
海水系 (QQ)		構造損傷	機能損傷で代表			海水系の機能喪失。
再循環切替信号 (QR)	燃料取替用水タンク水位計	機能損傷	－（鉛直方向）	2.58 / 0.13 / 0.23	1.42	再循環機能喪失。
再循環切替信号 (QR)		構造損傷	機能損傷で代表			再循環機能喪失。
再循環切替信号 (QR)	格納容器再循環サンプスクリーン	構造損傷	基礎ボルト	5.48 / 0.08 / 0.23	3.34	再循環機能喪失
高圧注入系 (QS)	高圧注入ポンプ	機能損傷	－	14.67 / 0.08 / 0.15	10.03	高圧注入ポンプの機能喪失，
RWST (QI)		構造損傷	基礎ボルト	9.85 / 0.08 / 0.17	6.61	高圧注入ポンプからRWSTほう酸水が流出し、RWSTを水源とする全ての設備の機能喪失に至る。
高圧注入系 (QS)	高圧注入ポンプ現場操作箱	機能損傷	－	5.21 / 0.14 / 0.23	2.82	高圧注入ポンプの機能喪失，
高圧注入系 (QS)		構造損傷	ボルト	4.97 / 0.08 / 0.17	3.33	高圧注入ポンプの機能喪失，

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

第5.1.2-2表（１７／２０）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　　響
制御用空気系 (QT)	制御用空気圧縮機盤	機能損傷	－（鉛直方向）	4.27 / 0.14 / 0.23	2.31	制御用空気圧縮機の機能喪失。
制御用空気系 (QT)		構造損傷	ボルト	27.86 / 0.08 / 0.17	18.70	制御用空気圧縮機の機能喪失。
制御用空気系 (QT)	制御用空気圧縮機	機能損傷	－	2.82 / 0.13 / 0.19	1.66	制御用空気圧縮機の機能喪失。
補機冷却系 (QL)		構造損傷	圧縮機取付ボルト	9.65 / 0.08 / 0.17	6.47	制御用空気圧縮機の構造損傷によりCCW機能が喪失する。
制御用空気系 (QT)	制御用空気だめ	構造損傷	胴	5.62 / 0.08 / 0.17	3.77	空気だめの構造損傷により制御用空気系の機能喪失に至る。
制御用空気系 (QT)	制御用空気供給ヘッダ圧力計	機能損傷	－（鉛直方向）	2.73 / 0.14 / 0.23	1.48	制御用空気系Cヘッダ隔離失敗による制御用空気の喪失を想定。
制御用空気系 (QT)		構造損傷	機能損傷で代表			制御用空気系Cヘッダ隔離失敗による制御用空気の喪失を想定。
制御用空気系 (QT)	制御用空気系配管	構造損傷	配管本体	3.85 / 0.31 / 0.31	1.40	制御用空気系配管が損傷し、制御用空気系機能喪失に至る。
制御用空気系 (QT)	制御用空気圧縮機室給気ファン　3VSF42B	機能損傷	－	2.97 / 0.08 / 0.15	2.03	制御用空気系の機能喪失。
制御用空気系 (QT)		構造損傷	原動機取付ボルト	18.97 / 0.00 / 0.06	17.18	制御用空気系の機能喪失。
制御用空気系 (QT)	制御用空気圧縮機室給気ガラリ　3VSM21	構造損傷	3VSM19で代表			制御用空気系の機能喪失。
制御用空気系 (QT)	空気作動ダンパ　3D-VS-432B	機能損傷	ケーシング	4.05 / 0.19 / 0.20	2.15	制御用空気系の機能喪失。
制御用空気系 (QT)		構造損傷	機能損傷で代表			制御用空気系の機能喪失。
制御用空気系 (QT)	制御用空気圧縮機室給排気系ダクト	構造損傷	ダクト本体	2.88 / 0.31 / 0.31	1.05	制御用空気系の機能喪失。

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

第5.1.2-2表（１８／２０）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　　響
制御用空気系 (QT)	防火ダンパ	機能損傷	3F-VS-402Bで代表			制御用空気系の機能喪失。
制御用空気系 (QT)		構造損傷	機能損傷で代表			制御用空気系の機能喪失。
制御用空気系 (QT)	逆止ダンパ　3G-VS-431B	機能損傷	3G-VS-401C, Dで代表			制御用空気系の機能喪失。
制御用空気系 (QT)		構造損傷	機能損傷で代表			制御用空気系の機能喪失。
制御用空気系 (QT)	温度制御器　3TC-2730, 2731	機能損傷	－	4.39 / 0.14 / 0.23	2.38	制御用空気系の機能喪失。
加圧器圧力制御系 (QU)	加圧器逃がし弁 (空気作動弁3PCV-452A, B)	機能損傷	弁本体	9.50 / 0.25 / 0.25	4.28	加圧器逃がし弁の機能喪失。
小破断LOCA (SL)		－	－	－		加圧器逃がし弁からの小破断LOCA発生。
加圧器圧力制御系 (QU)	加圧器安全弁 (安全弁3V-RC-055, 056, 057)	機能損傷	弁本体	2.16 / 0.21 / 0.21	1.08	加圧器安全弁の機能喪失
小破断LOCA (SL)		－	－	－		加圧器安全弁からの小破断LOCA発生。
主蒸気圧力制御系 (QV)	主蒸気逃がし弁 (空気作動弁3PCV-465, 475, 485)	機能損傷	弁本体	3.37 / 0.21 / 0.21	1.69	主蒸気逃がし弁による蒸気放出機能の喪失
2次冷却系破断 (MB)		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。
電動補助給水ポンプ (QX)	電動補助給水ポンプ	機能損傷	－	14.53 / 0.08 / 0.15	9.94	電動補助給水ポンプの機能喪失。
電動補助給水ポンプ (QX)	電動補助給水ポンプ現場操作箱	機能損傷	－	5.21 / 0.14 / 0.23	2.82	電動補助給水ポンプの機能喪失。
電動補助給水ポンプ (QX)		構造損傷	ボルト	4.97 / 0.08 / 0.17	3.33	電動補助給水ポンプの機能喪失。
電動補助給水ポンプ (QX)	電動補助給水ポンプ室給気ファン　3VSF40B	機能損傷	－	2.97 / 0.08 / 0.15	2.03	電動補助給水ポンプの機能喪失。
電動補助給水ポンプ (QX)		構造損傷	原動機取付ボルト	14.37 / 0.00 / 0.06	13.02	電動補助給水ポンプの機能喪失。

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

第5.1.2-2表（１９／２０）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　　響
電動補助給水ポンプ (QX)	電動補助給水ポンプ室給気ガラリ　3VSM23	構造損傷	3VSM19で代表			電動補助給水ポンプの機能喪失。
電動補助給水ポンプ (QX)	電動補助給水ポンプ室給気系ダクト	構造損傷	ダクト本体	2.88 / 0.31 / 0.31	1.05	電動補助給水ポンプの機能喪失。
電動補助給水ポンプ (QX)	空気作動ダンパ　3D-VS-412B	機能損傷	3D-VS-432Bで代表			電動補助給水ポンプの機能喪失。
電動補助給水ポンプ (QX)		構造損傷	機能損傷で代表			電動補助給水ポンプの機能喪失。
電動補助給水ポンプ (QX)	防火ダンパ	機能損傷	3F-VS-402Bで代表			電動補助給水ポンプの機能喪失。
電動補助給水ポンプ (QX)		構造損傷	機能損傷で代表			電動補助給水ポンプの機能喪失。
電動補助給水ポンプ (QX)	逆止ダンパ　3G-VS-411B	機能損傷	3G-VS-401C, Dで代表			電動補助給水ポンプの機能喪失。
電動補助給水ポンプ (QX)		構造損傷	機能損傷で代表			電動補助給水ポンプの機能喪失。
電動補助給水ポンプ (QX)	温度制御器　3TC-2750, 2751	機能損傷	－	4.39 / 0.14 / 0.23	2.38	電動補助給水ポンプの機能喪失。
ﾀｰﾋﾞﾝ動補助給水ポンプ (QY)	タービン動補助給水ポンプ	機能損傷	－	14.53 / 0.08 / 0.15	9.94	タービン動補助給水ポンプが機能喪失する。
ﾀｰﾋﾞﾝ動補助給水ポンプ (QY)	タービン動補助給水ポンプ駆動用タービン	機能損傷	－	2.56 / 0.08 / 0.15	1.75	タービン動補助給水ポンプが機能喪失する。
ﾀｰﾋﾞﾝ動補助給水ポンプ (QY)	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気逆止弁（逆止弁3V-MS-576A, B）	機能損傷	弁本体	16.61 / 0.13 / 0.19	9.79	補助給水系の機能喪失（当該機器の機能損傷によりタービン動補助給水ポンプの駆動蒸気が供給できなくなるため、タービン動補助給水ポンプによる給水に失敗することを想定）
ﾀｰﾋﾞﾝ動補助給水ポンプ (QY)	T/D補助給水ポンプ蒸気入口弁（電動弁3V-MS-580A, B）	機能損傷	弁本体	9.50 / 0.25 / 0.25	4.28	主蒸気ライン配管からの蒸気流出によりタービン動補助給水ポンプの駆動蒸気が供給できなくなるため、タービン動補助給水ポンプによる給水に失敗することを想定。ただし起因事象側で考慮。
ﾀｰﾋﾞﾝ動補助給水ポンプ (QY)		構造損傷	機能損傷で代表			主蒸気ライン配管からの蒸気流出によりタービン動補助給水ポンプの駆動蒸気が供給できなくなるため、タービン動補助給水ポンプによる給水に失敗することを想定。ただし起因事象側で考慮。
ﾀｰﾋﾞﾝ動補助給水ポンプ (QY)	タービン動補助給水調整弁（空気作動弁3HCV-3715, 3725, 3735）	機能損傷	弁本体	9.50 / 0.25 / 0.25	4.28	タービン動補助給水ポンプによるSGへの給水に失敗する。

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

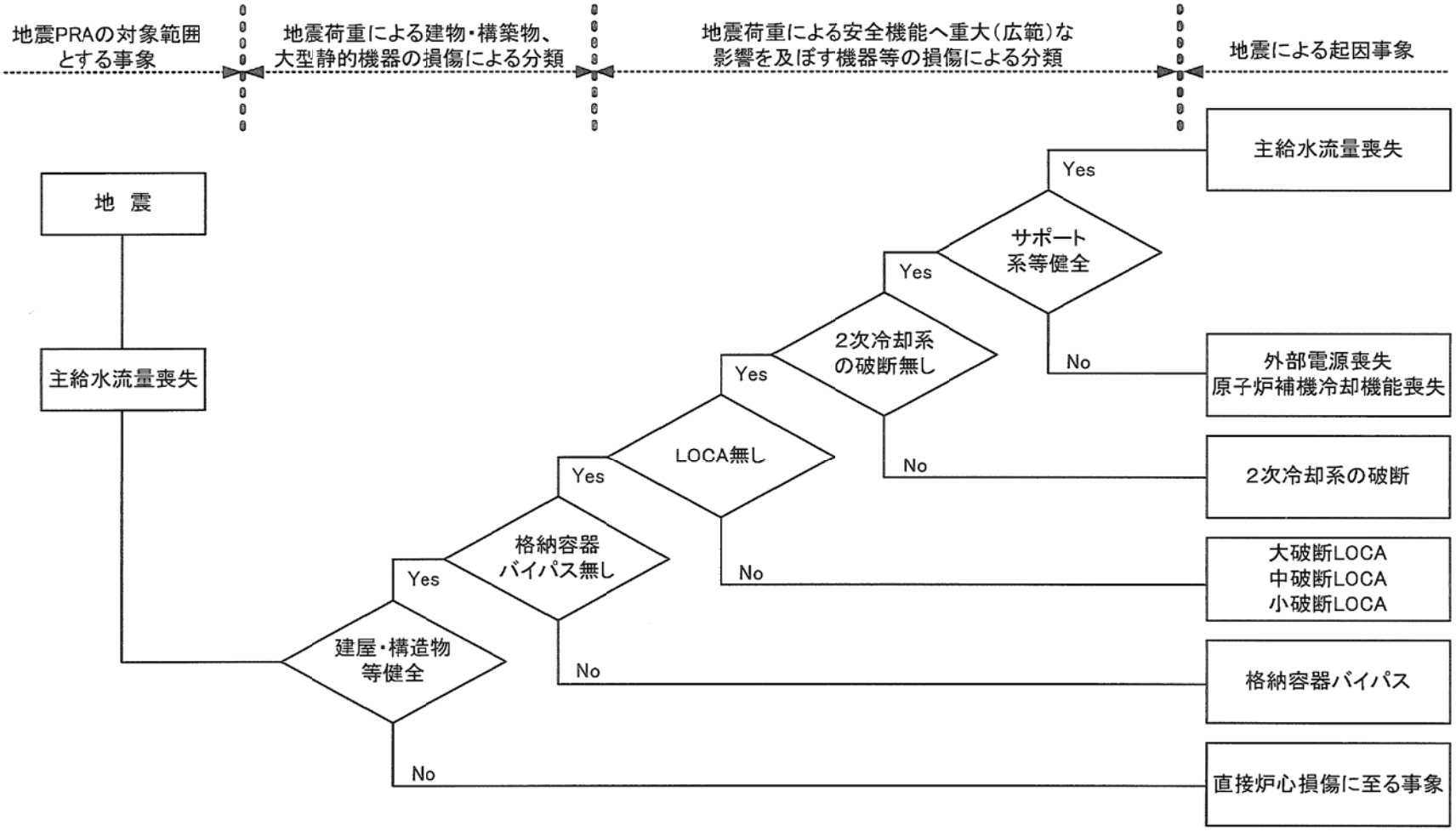
HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ

第5.1.2-2表（２０／２０）　建屋・機器リストとフラジリティデータ

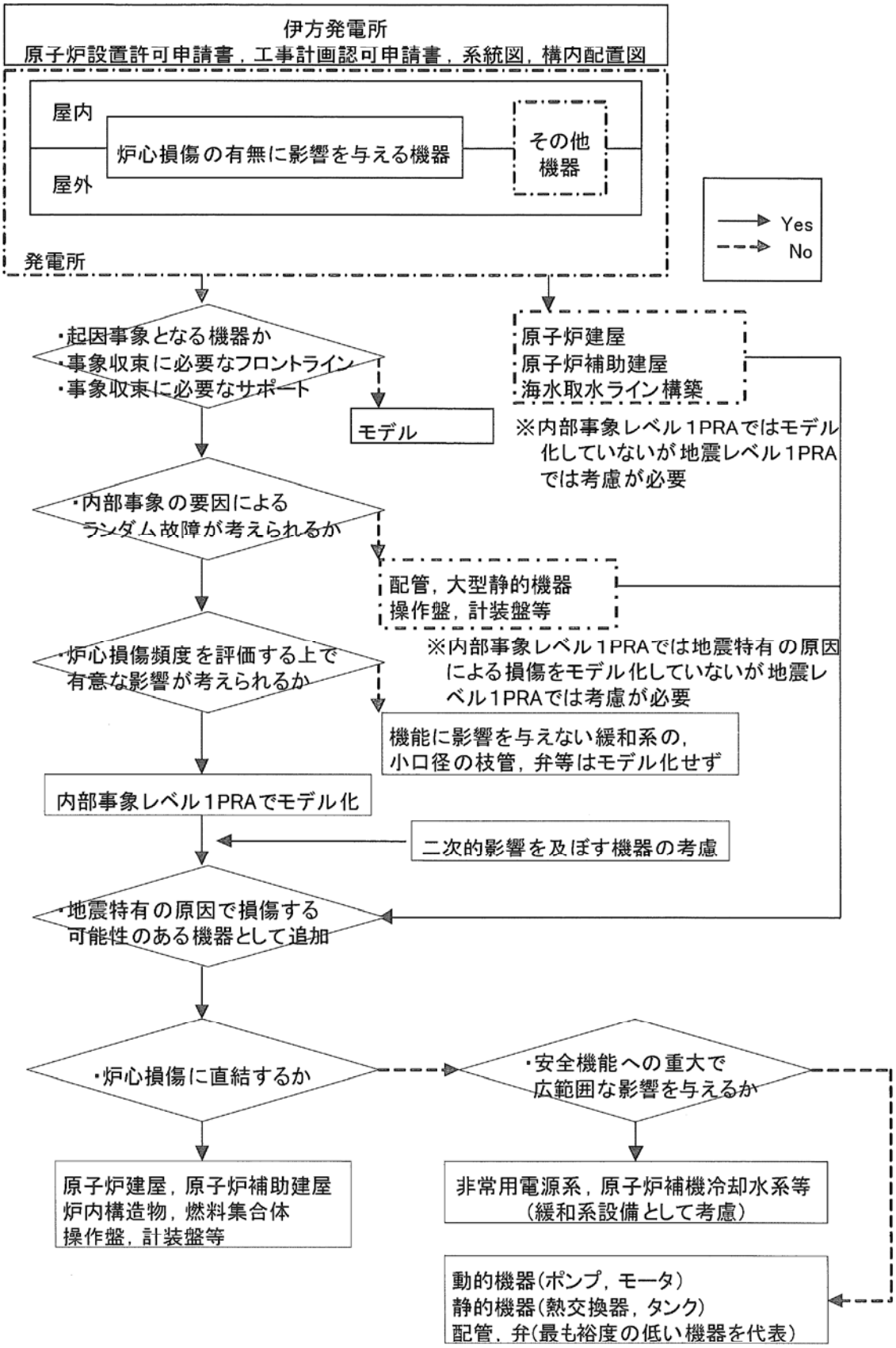
起因事象に至る要因となる機器・事象等	設　　備	損傷モード	評価部位	伊方3号炉 Median (G) / β_R / β_U	伊方3号炉 HCLPF (G)	影　　響
ﾀｰﾋﾞﾝ動補助給水ポンプ (QY)	タービン動補助給水ポンプ起動盤	機能損傷	－ (鉛直方向)	4.89 0.13 0.23	2.69	タービン動補助給水ポンプが機能喪失する。
ﾀｰﾋﾞﾝ動補助給水ポンプ (QY)		構造損傷	ボルト	60.32 0.08 0.17	40.49	タービン動補助給水ポンプが機能喪失する。
ﾀｰﾋﾞﾝ動補助給水ポンプ (QY)	タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプ現場操作箱	機能損傷	－	5.21 0.14 0.23	2.82	タービン動補助給水ポンプが機能喪失する。
ﾀｰﾋﾞﾝ動補助給水ポンプ (QY)		構造損傷	ボルト	4.97 0.08 0.17	3.33	タービン動補助給水ポンプが機能喪失する。
小破断LOCA (SL)	WDS格納容器冷却材ドレンタンク抽出配管	構造損傷	配管本体	3.85 0.31 0.31	1.40	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
小破断LOCA (SL)	原子炉容器	構造損傷	空気抜管台 (VHR前)	3.35 0.19 0.25	1.65	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
小破断LOCA (SL)	加圧器	構造損傷	スプレイライン用管台	1.67 0.25 0.25	0.75	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
小破断LOCA (SL)	RCS加圧器スプレイヘッダライン配管	構造損傷	配管本体	3.85 0.31 0.31	1.40	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
小破断LOCA (SL)	加圧器安全弁配管	構造損傷	配管本体	2.20 0.25 0.25	0.99	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
小破断LOCA (SL)	加圧器逃がし弁配管	構造損傷	配管本体	2.20 0.25 0.25	0.99	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
小破断LOCA (SL)	CVCS余剰抽出配管	構造損傷	配管本体	3.85 0.31 0.31	1.40	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
小破断LOCA (SL)	RV頂部ベント系統配管	構造損傷	配管本体	3.85 0.31 0.31	1.40	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
小破断LOCA (SL)	SSサンプル冷却器高温側抽出配管	構造損傷	配管本体	3.85 0.31 0.31	1.40	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
小破断LOCA (SL)	加圧器補助スプレイ配管	構造損傷	配管本体	2.20 0.25 0.25	0.99	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
CVバイパス (VR)	蒸気発生器 (支持構造物)	構造損傷	上部胴支持構造物バンド側スナバ取付ラグ	1.99 0.19 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。

Median：ﾌﾗｼﾞﾘﾃｨ加速度の中央値　　β_R：現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ

HCLPF:：高信頼度低損傷確率値　　β_U：認識論的不確実さ



第 5.1.2-1 図　炉心損傷に至る起因事象選定フロー



第5.1.2-2図　地震レベル１ＰＲＡ対象建屋・機器選定フロー

5.1.3　確率論的地震ハザード

5.1.3.1　確率論的地震ハザード評価の方法

発電用原子炉施設において将来の一定期間中に来襲するであろう任意の地震動強さと，その強さを超過する頻度又は確率との関係について評価した。評価に当たっては，「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007（日本原子力学会）」（以下「地震ＰＳＡ学会標準」という。）に基づき行った。

5.1.3.2　確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定

評価対象サイト（伊方発電所）周辺における活断層データや過去の地震データなどに基づき，対象とする地震を分類するとともに，震源モデルを特定震源モデルと領域震源モデルに大別し評価した。

(1) 特定震源モデルに基づく評価

特定震源モデルとして，敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震，その他の活断層で発生する地震及び南海地震を対象地震とする。

敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震については，震源断層がある程度特定されており，活動間隔や最新活動時期の情報も一部得られている。伊方発電所耐震バックチェックのための地震動評価において，これまでに震源断層の設定をはじめとする様々な検討が実施されていることから，その成果を踏まえて地震活動モデルを作成する。

その他の活断層で発生する地震については，活断層のデータとして地震調査研究推進本部地震調査委員会により公表されて

いる確率論的地震動予測地図のデータ等を参考にモデルを作成する。

南海地震については，震源断層がある程度特定されており，活動間隔や最新活動時期の情報も得られている。過去に発生した南海地震の巨視的断層面及び中央防災会議の検討を参考にモデルを作成する。

(2) 領域震源モデルに基づく評価

領域震源モデルについては，萩原（1991）及び垣見・他（2003）の領域区分に基づき，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する。第 5.1.3-1 図に萩原（1991）及び垣見・他（2003）の領域区分の図を示す。また，参考として地震本部地震調査委員会に基づくフィリピン海プレートの地震活動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 5.1.3-2 図に示す。

地震動伝播モデルとしては Noda et al.(2002)，Zhao et al.(2006)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は地震タイプに応じて適切に補正を考慮する。第 5.1.3-3 図に観測記録による海洋プレート内地震の補正に関する図を示す。

上記により作成したロジックツリーを第 5.1.3-4 図に，ロジックツリーの分岐及び重み付けの考え方について第 5.1.3-1 表に示す。

5.1.3.3 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震源別のハザード曲線を第 5.1.3-5 図に，フラクタイル地震ハザード曲線を第 5.1.3-6 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毎の一様ハザードスペクトルとの比較を第 5.1.3-7 図に示す。基準地震動の年超過確率は，水平方向・鉛直方向ともに 10^{-5} 程度となっている。

さらに，トータルの地震ハザードに対して，どの確率レベルでどの震源の影響が大きいかを概観するために，震源別のハザード曲線に基づき寄与度を評価した。寄与度の評価は，確率レベル毎に全体の超過確率に対する個々の震源別の超過確率の比をとることで行った。震源別の寄与度の評価結果を第 5.1.3-2 表に示す。

(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} の一様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=7.7，等価震源距離 Xeq=19km として設定した。模擬波を第 5.1.3-8 図に示す。

以上より得られる地震ハザードを第 5.1.3-9 図に，また，加速度区分毎の地震平均発生頻度を次表に示す。

＜伊方サイトの加速度区分毎の地震平均発生頻度＞

加速度区分	地震平均発生頻度（/年）
区分１（0.2G～0.4G）	1.1E-03
区分２（0.4G～0.6G）	9.2E-05
区分３（0.6G～0.8G）	1.6E-05
区分４（0.8G～1.0G）	3.8E-06
区分５（1.0G～1.2G）	1.1E-06

事故シーケンスの定量化では，地震加速度の 0.2Gから 1.2Gまでの範囲を評価範囲とし，５区分に離散化することで合理的に評価した。この範囲は以下の考え方による。

地震加速度 0.2G以下では，機器損傷の確率は地震による故障の影響よりもランダム故障の影響の方が主な要因となる傾向であることが判っており，結果として内部事象ＰＲＡの評価に包絡されると見なされる。

一方，地震動が極端に大きい領域では，施設が非線形挙動を示すことから，施設の状態について解析により信頼性の高い推定を行うことが困難になる。また，ストレステストにおける評価実績から，Ｓｓの２倍程度の領域までであれば，施設は一部弾性域を超えるものの，実績のある解析により挙動を推定できる領域に留まることから，適切な評価精度を確保できる範囲としては，Ｓｓの２倍程度までが目安となり，伊方サイトでは，Ｓｓ＝570gal であることから，概ねＳｓの２倍程度の地震加速度は 1.2Gとなる。

第5.1.3-1表（1／3）　ロジックツリーの分岐及び重み付けの考え方

【敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震】

	項目	分岐	重み	重み付けの考え方
敷地前面海域の断層群	活動区間	54km単独 （基本震源モデル）	3/4	敷地前面海域の断層群の不確かさの考慮の観点から設定した。
		54km単独以外 （連動）	1/4	
	活動区間 （54km単独以外（連動））	69km	2/8	始めに「69km」、「130km」、「それ以外の連動」を設定し「130km」については推本で示されていることから1/2とし、それ以外を等配分した。次に「130km」については「カスケード」、「スケーリング」の分岐を考慮し、断層情報からカスケードを基本と考え3:1で重みを配分した。「それ以外の断層」については「360km」、「180km」を分岐し等配分した。
		130km カスケード	3/8	
		130km スケーリング	1/8	
		360km カスケード	1/8	
		180km カスケード	1/8	
	傾斜角 （54km単独）	90度	3/4	敷地前面海域の断層群の不確かさの考慮の観点から設定した。
		30度	1/4	
	発生確率 （前面海域）	2500年間隔	1/2	地震調査研究推進本部地震調査委員会の「中央構造線断層帯の長期評価について」の知見より設定。
		2900年間隔	1/2	
	発生確率 （伊予）	2500年間隔	1/2	地震調査研究推進本部地震調査委員会の「中央構造線断層帯の長期評価について」の知見より設定。
		2900年間隔	1/2	
	発生確率 〔130km・360km連動の内、前面海域及び伊予〕	1000年間隔	1/4	地震調査研究推進本部地震調査委員会の「中央構造線断層帯の長期評価について」の知見より設定。
		1400年間隔	1/4	
		2500年間隔	1/4	
		2900年間隔	1/4	
	発生確率 （180kmカスケード）	1000年間隔	1/4	地震調査研究推進本部地震調査委員会の「中央構造線断層帯の長期評価について」の知見より設定。
		1400年間隔	1/4	
		2500年間隔	1/4	
		2900年間隔	1/4	
	地震動評価手法 （前面海域断層の評価手法）	断層モデル	1/2	断層モデル及び距離減衰式の２つの方法が考えられることから設定。
		距離減衰式	1/2	
	距離減衰式の評価式	Noda et al. 内陸補正あり	1/4	Noda et al.とZhao et al.の評価式で分岐し等分配した。さらに、Noda et al.の評価式においては内陸補正の有無について分岐し等分配した。
		Noda et al. 内陸補正なし	1/4	
		Zhao et al.	1/2	
	距離減衰式のばらつき	0.5	1/2	距離減衰式のばらつきは対数正規分布に従うものとして対数標準偏差値0.5を基本とし、±0.1の値を等分配した。
		0.4	1/4	
		0.6	1/4	

第5.1.3-1表（2／3）　ロジックツリーの分岐及び重み付けの考え方

【その他の活断層による地震】

	項目	分岐	重み	重み付けの考え方
その他の活断層	距離減衰式の評価式	Noda et al. 内陸補正あり	1/4	Noda et al.とZhao et al.の評価式で分岐し等分配した。さらに、Noda et al.の評価式においては内陸補正の有無について分岐し等分配した。
		Noda et al. 内陸補正なし	1/4	
		Zhao et al.	1/2	
	距離減衰式のばらつき	0.5	1/2	距離減衰式のばらつきは対数正規分布に従うものとして対数標準偏差値0.5を基本とし、±0.1の値を等分配した。
		0.4	1/4	
		0.6	1/4	

【南海地震】

	項目	分岐	重み	重み付けの考え方
南海地震	断層モデル（地震規模）	昭和南海 相田モデル (M8.0)	1/4	昭和南海相田モデル（M8.0）、安政南海相田モデル（M8.4）、宝永南海相田モデル（M8.6）及び中央防災会議南海地震（M8.6）に対し等配分した。
		安政南海 相田モデル (M8.4)	1/4	
		宝永南海 相田モデル (M8.6)	1/4	
		中央防災会議 南海地震 (M8.6)	1/4	
	地震発生確率	時間予測モデル	2/3	時間予測モデルを基本とするが、南海地震については発生事象も把握できていることから更新過程も取り入れることとし、比率として2:1とした。
		更新過程	1/3	
	距離減衰式の評価式	Noda et al. 補正なし	1/2	Noda et al.とZhao et al.の評価式で分岐し等分配した。
		Zhao et al.	1/2	
	距離減衰式のばらつき	0.5	1/2	距離減衰式のばらつきは対数正規分布に従うものとして対数標準偏差値0.5を基本とし、±0.1の値を等分配した。
		0.4	1/4	
		0.6	1/4	

第 5.1.3-1 表（３／３）　ロジックツリーの分岐及び重み付けの考え方

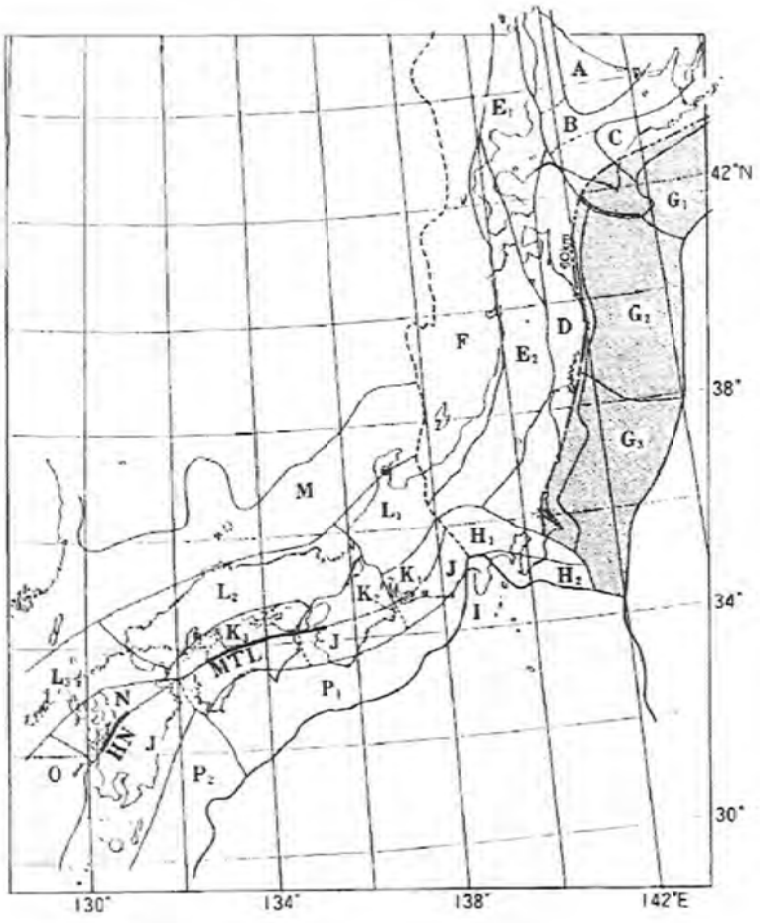
【領域震源モデル】

	項目	分岐	重み	重み付けの考え方
領域震源モデル	地震活動区分	損害保険料率算定会(2000)（萩原マップ）	1/2	損害保険料率算定会(2000)及び地震調査研究推進本部による地震動予測地図について等配分した。
		地震調査研究推進本部による地震動予測地図（垣見他(2003)）	1/2	
	最大規模	既往最大の幅の中央値	1/2	日本被害地震総覧等を参考とし、歴史上その領域で発生した地震の規模の最大値を当該活動域の最大規模とし、歴史地震の規模の記載に幅がある場合には、その最大、中間、最小の値をそれぞれ1:2:1で考慮した。
		既往最大の幅の上限値	1/4	
		既往最大の幅の下限値	1/4	
	距離減衰式の評価式	Noda et al. 内陸補正あり	1/4	Noda et al.とZhao et al.の評価式で分岐し等分配した。さらに、Noda et al.の評価式においては内陸補正の有無について分岐し等分配した。
		Noda et al. 内陸補正なし	1/4	
		Zhao et al.	1/2	
	距離減衰式のばらつき	0.5	1/2	距離減衰式のばらつきは対数正規分布に従うものとして対数標準偏差値0.5を基本とし、±0.1の値を等分配した。
		0.4	1/4	
		0.6	1/4	

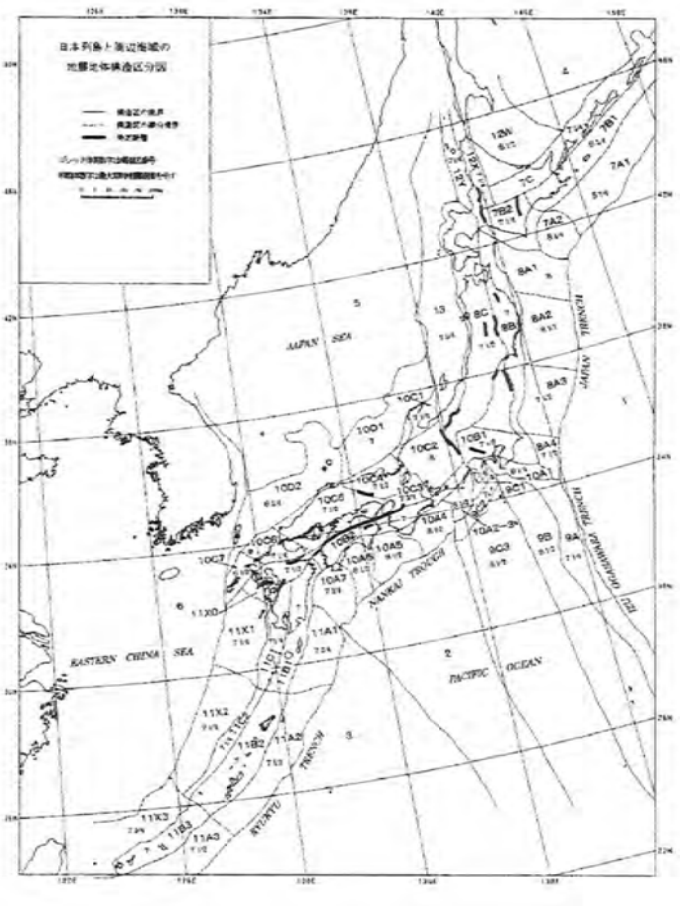
第 5.1.3-2 表　震源別の寄与度（水平動：周期 0.02 秒）

（寄与度：%）

確率レベル	領域震源モデル	その他の活断層による地震	南海地震	敷地前面海域	合計
10^{-3}	32	12	41	15	100
10^{-4}	27	21	18	34	100
10^{-5}	29	25	7	39	100
10^{-6}	32	27	3	38	100

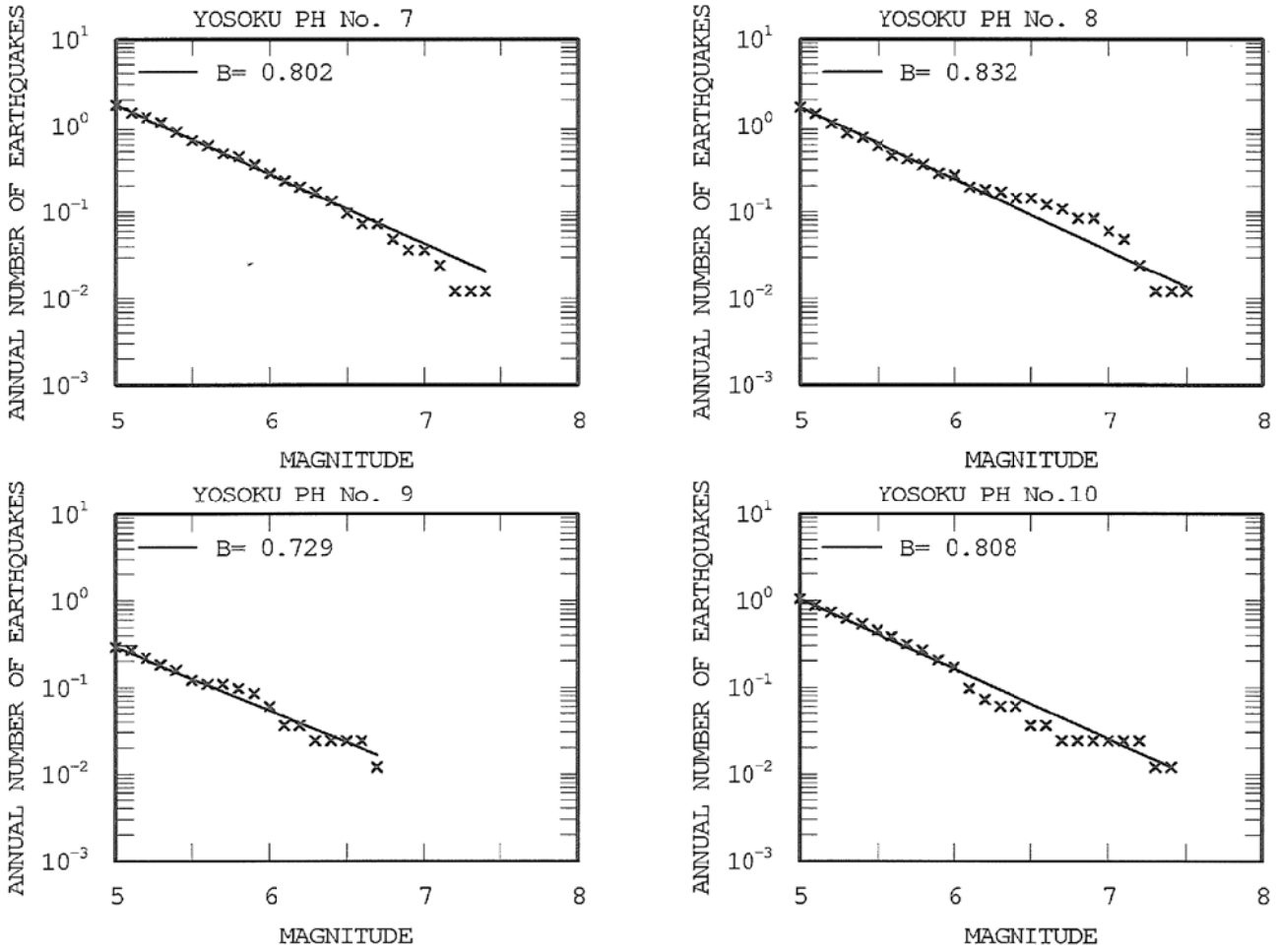


萩原（1991）の地震地体構造区分

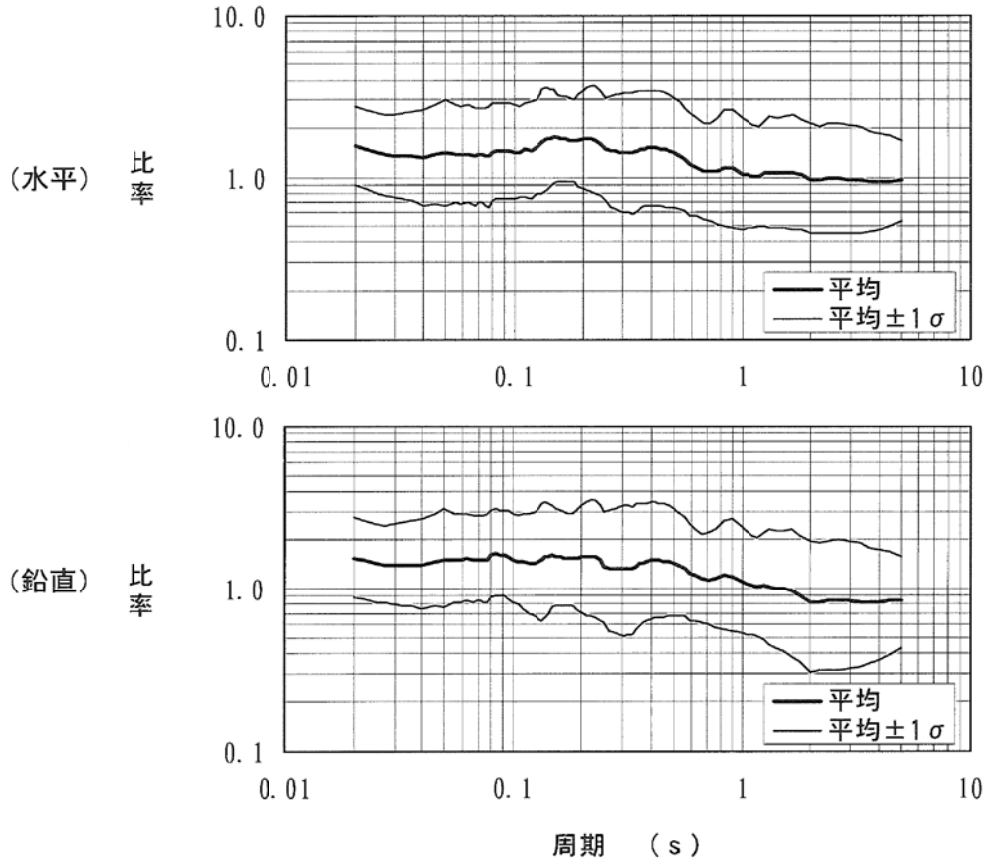


垣見・他（2003）の地震地体構造区分

第5.1.3-1図　萩原（1991）及び垣見・他（2003）による領域区分



第 5.1.3-2 図　各地域の地震規模別発生頻度



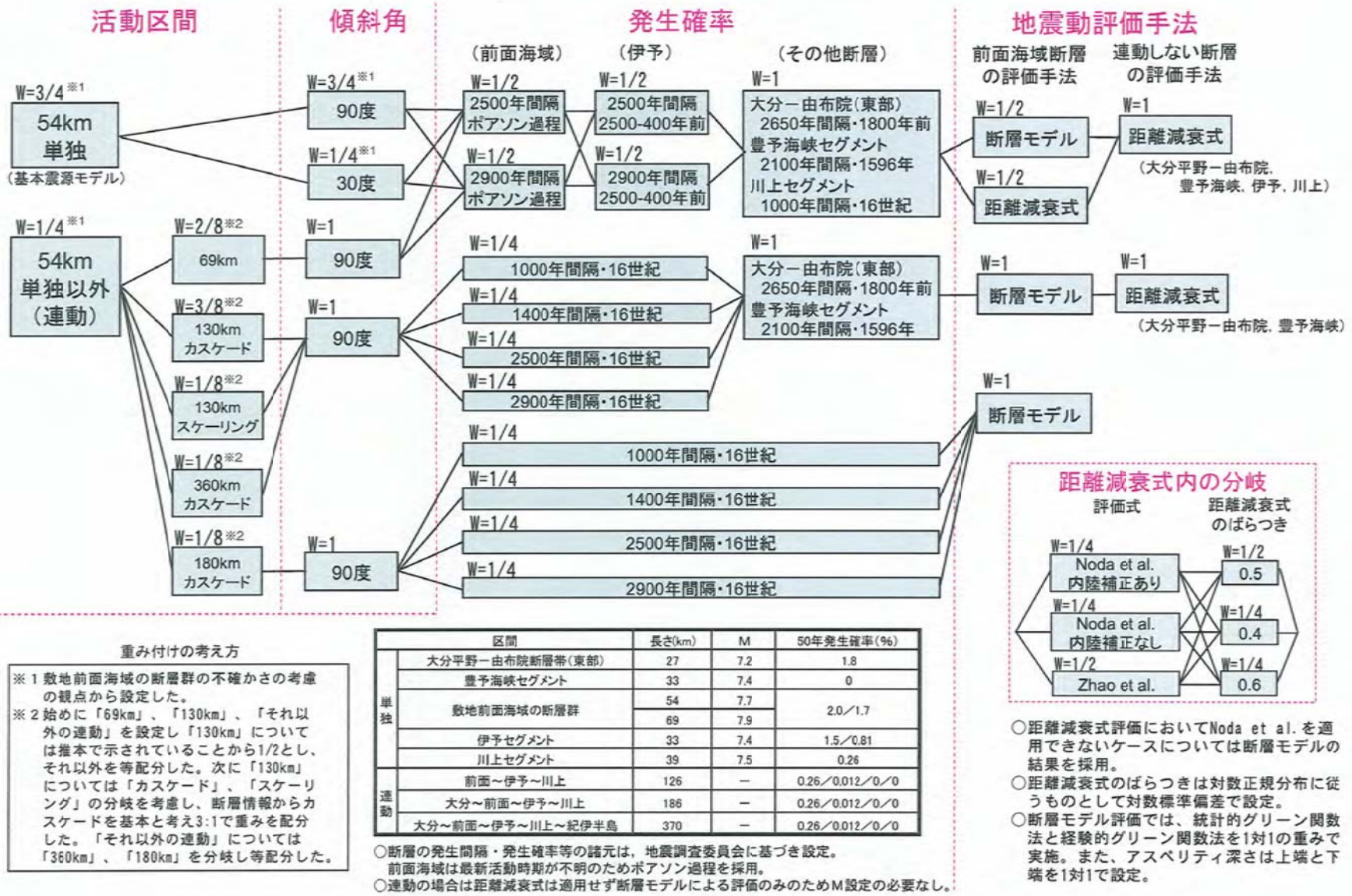
海洋プレート内地震の補正係数

番号	震央位置 または地震名	発生日時	M	深さ (km)	震央 距離 (km)
1	周防灘	1979年７月13日	6.0	70	47
2	大分県北部	1983年８月26日	6.6	116	66
3	愛媛県南予	1985年５月13日	6.0	39	61
4	伊予灘	1988年７月29日	5.1	53	28
5	伊予灘	1991年１月４日	5.3	58	6
6	愛媛県南予	1993年８月14日	5.3	47	27
7	伊予灘	1993年８月31日	5.1	62	19
8	2001年芸予地震	2001年３月24日	6.7	46	80
9	安芸灘	2001年３月26日	5.2	46	78
10	豊後水道	2001年４月25日	5.7	39	77

補正係数の算定に用いたM5.1以上の海洋プレート内地震

比較的規模の大きい観測記録を用いて，解放基盤表面のはぎとり波の応答スペクトルを求め，それらをNoda et al.(2002)により求めた応答スペクトルで除して補正係数とした。

第5.1.3-3図　観測記録による海洋プレート内地震の補正



重み付けの考え方

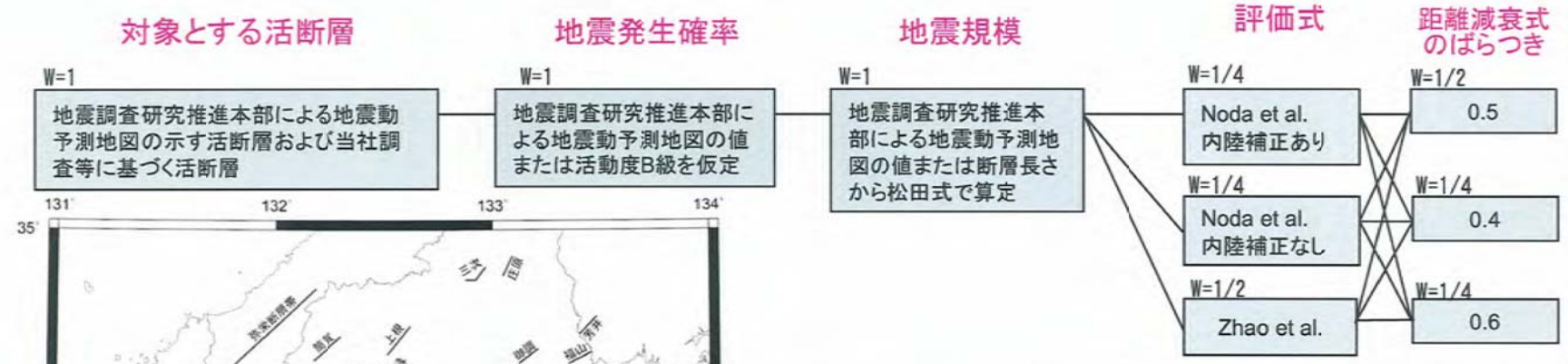
※1 敷地前面海域の断層群の不確かさの考慮の観点から設定した。
※2 始めに「69km」、「130km」、「それ以外の連動」を設定し「130km」については推本で示されていることから1/2とし、それ以外を等配分した。次に「130km」については「カスケード」、「スケーリング」の分岐を考慮し、断層情報からカスケードを基本と考え3:1で重みを配分した。「それ以外の連動」については「360km」、「180km」を分岐し等配分した。

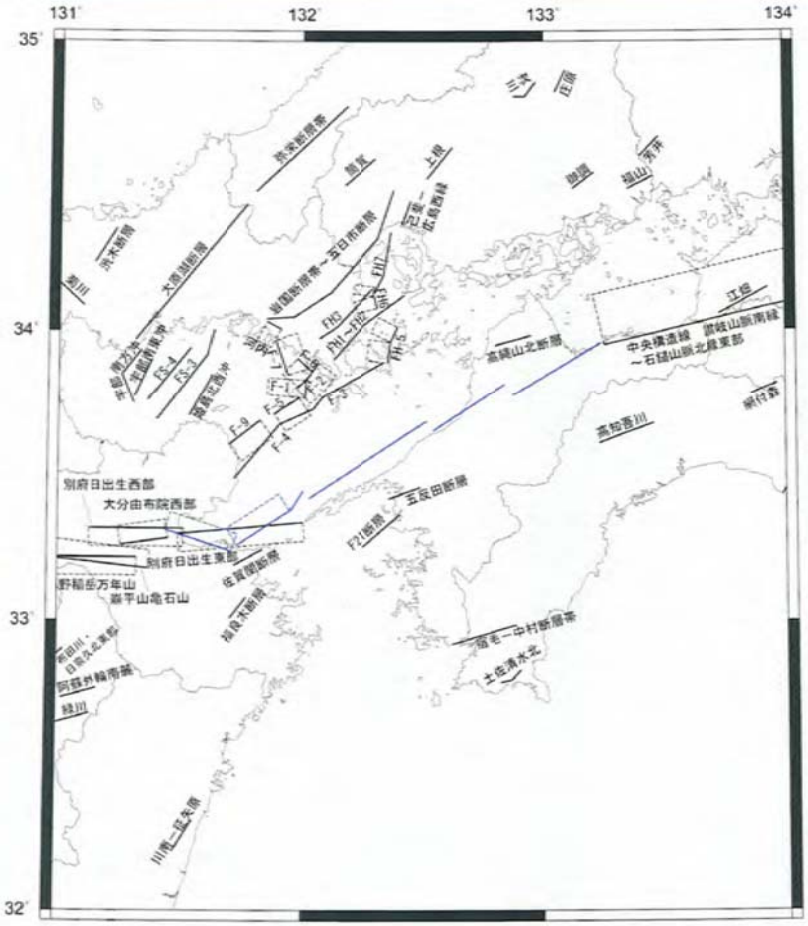
	区間	長さ(km)	M	50年発生確率(%)
単独	大分平野－由布院断層帯（東部）	27	7.2	1.8
	豊予海峡セグメント	33	7.4	0
	敷地前面海域の断層群	54	7.7	2.0／1.7
		69	7.9	
	伊予セグメント	33	7.4	1.5／0.81
	川上セグメント	39	7.5	0.26
連動	前面～伊予～川上	126	－	0.26／0.012／0／0
	大分～前面～伊予～川上	186	－	0.26／0.012／0／0
	大分～前面～伊予～川上～紀伊半島	370	－	0.26／0.012／0／0

○断層の発生間隔・発生確率等の諸元は，地震調査委員会に基づき設定。
前面海域は最新活動時期が不明のためポアソン過程を採用。
○連動の場合は距離減衰式は適用せず断層モデルによる評価のみのためM設定の必要なし。

○距離減衰式評価においてNoda et al.を適用できないケースについては断層モデルの結果を採用。
○距離減衰式のばらつきは対数正規分布に従うものとして対数標準偏差で設定。
○断層モデル評価では、統計的グリーン関数法と経験的グリーン関数法を1対1の重みで実施。また、アスペリティ深さは上端と下端を1対1で設定。

第5.1.3-4図（1／4）　ロジックツリー【敷地前面海域の断層群（中央構造線断層帯）による地震】



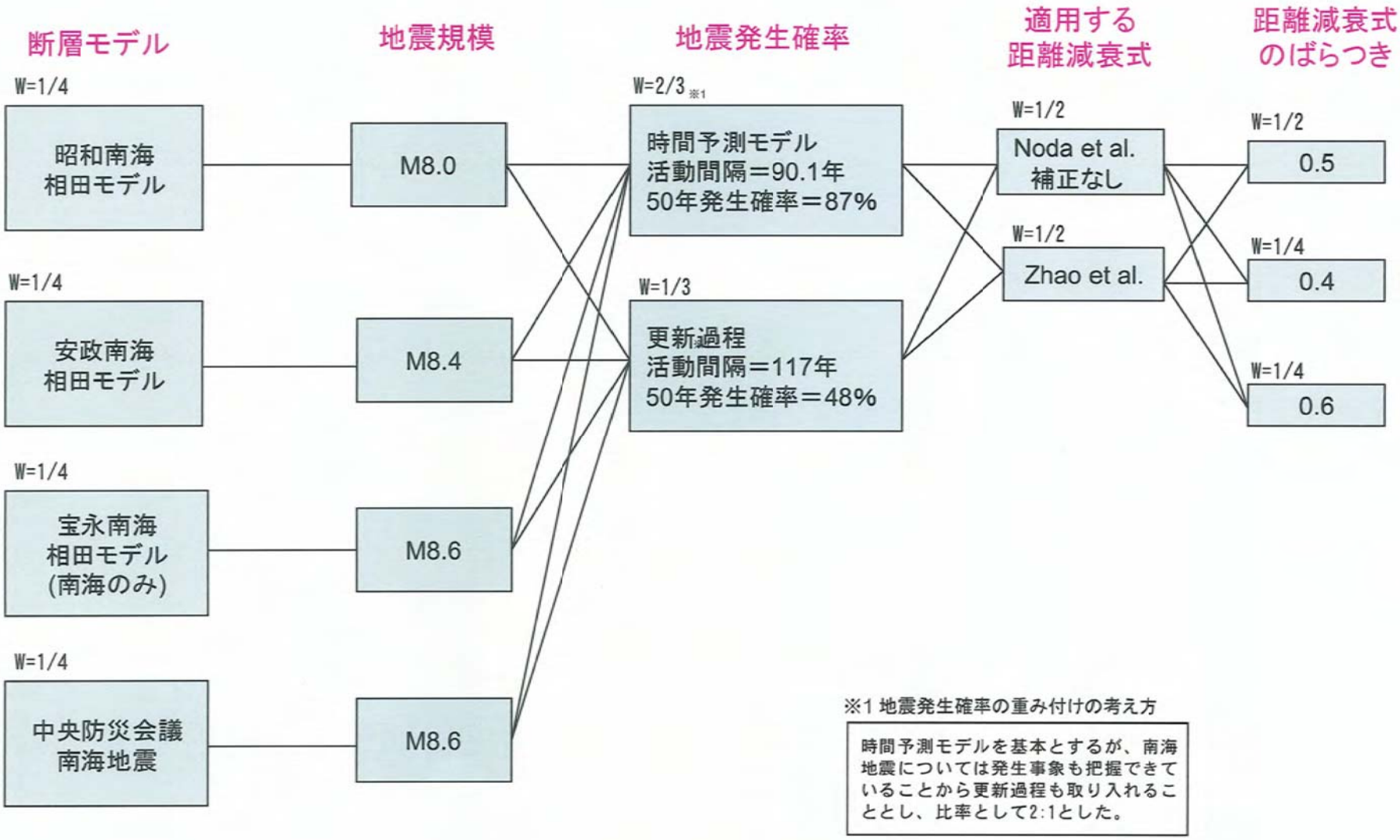


主な活断層の発生確率

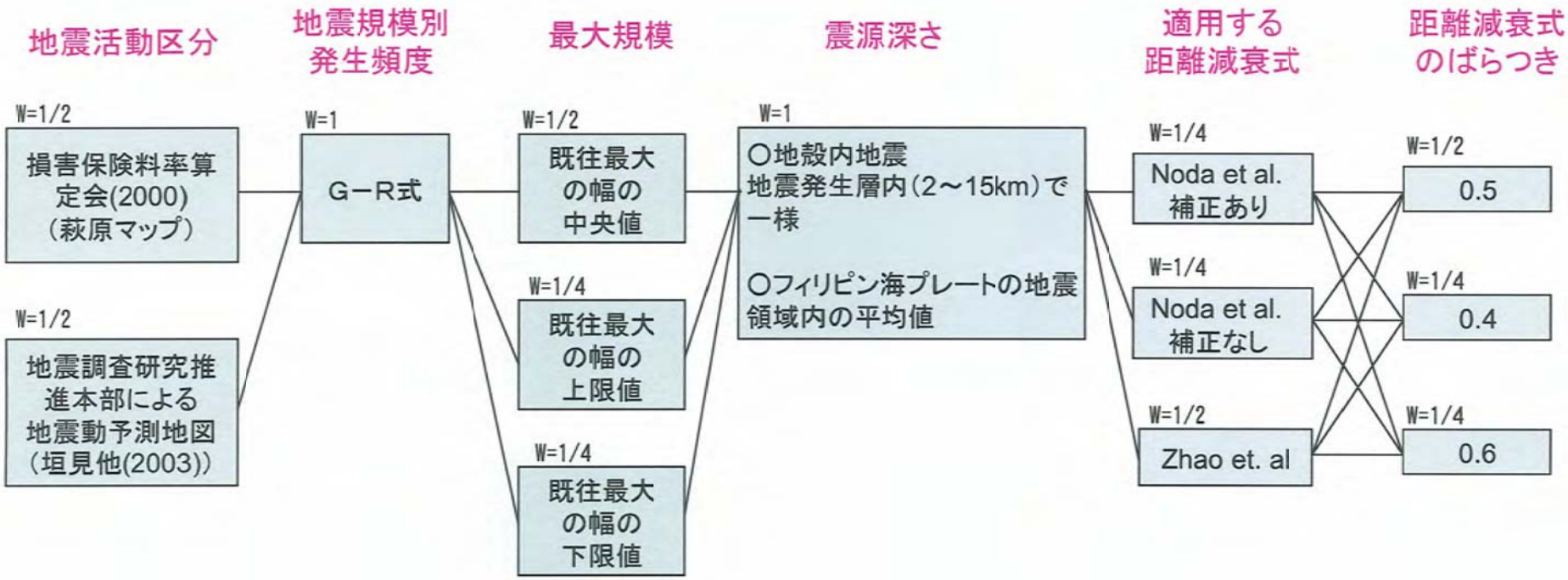
	長さ(km)	M	50年発生確率(%)
F21断層	19	7.0	0.82
五反田断層	13	6.7	1.2
中央構造線断層帯 讃岐山脈南縁～石鎚山脈北縁東部	131	8.0	0.0034
高縄山北断層	15	6.8	0.10
宿毛－中村断層帯	26	7.2	0.058
別府湾日出生断層帯東部	43	7.6	0
別府湾日出生断層帯西部	32	7.3	0
大分平野－由布院断層帯西部	14	6.7	4.1
佐賀関断層	12	6.6	0.25
福良木断層	10	6.5	0.15
岩国断層帯～五日市断層	74	8.0	0.21

断層長さは地震本部が示す値または当社調査結果等に基づく値を採用。当社調査等による活断層で断層長さが短い活断層については，断層長さ=断層幅を仮定した。

第5.1.3-4図（2／4）　ロジックツリー【その他の活断層による地震】



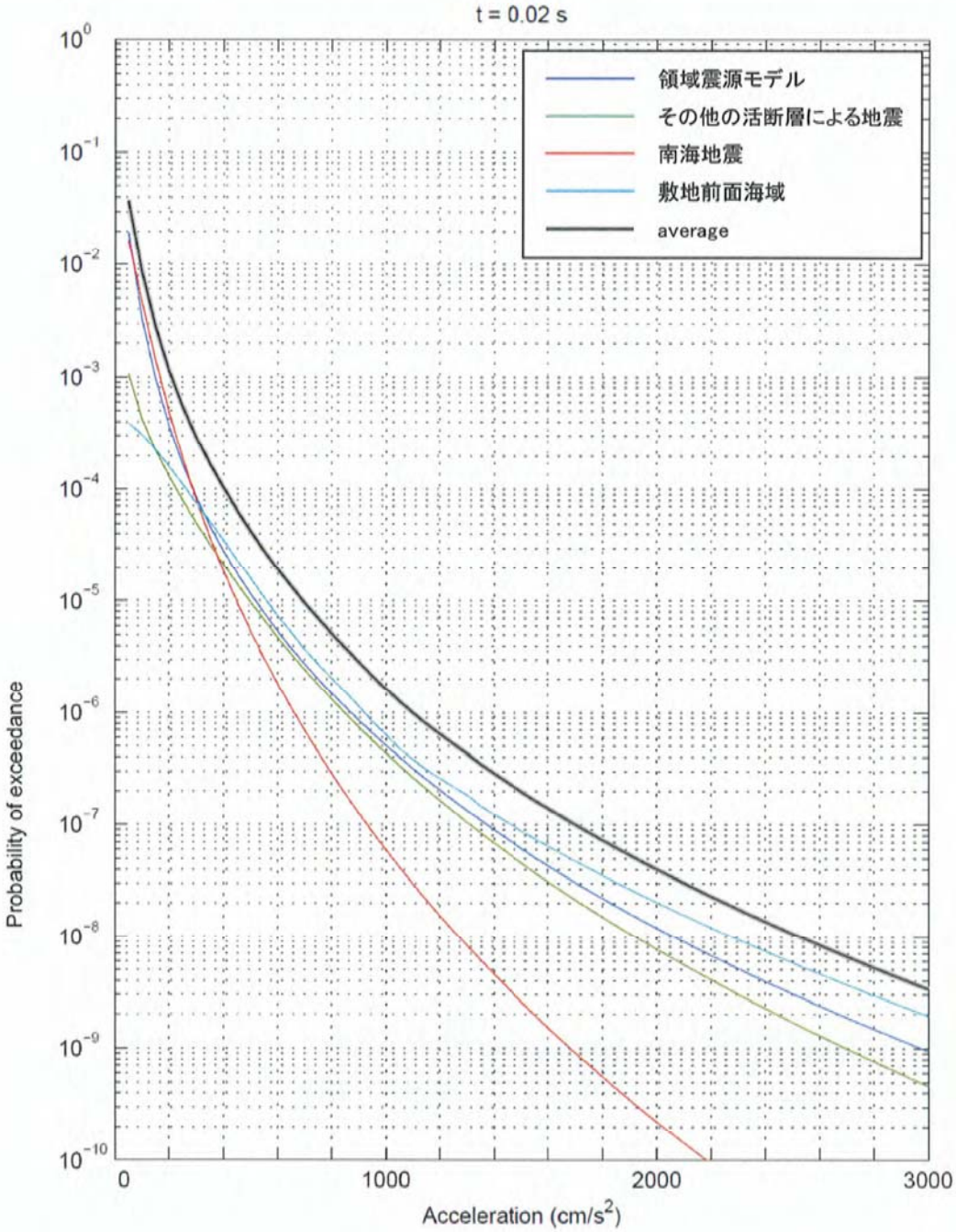
第5.1.3-4図（3／4）　ロジックツリー【南海地震】



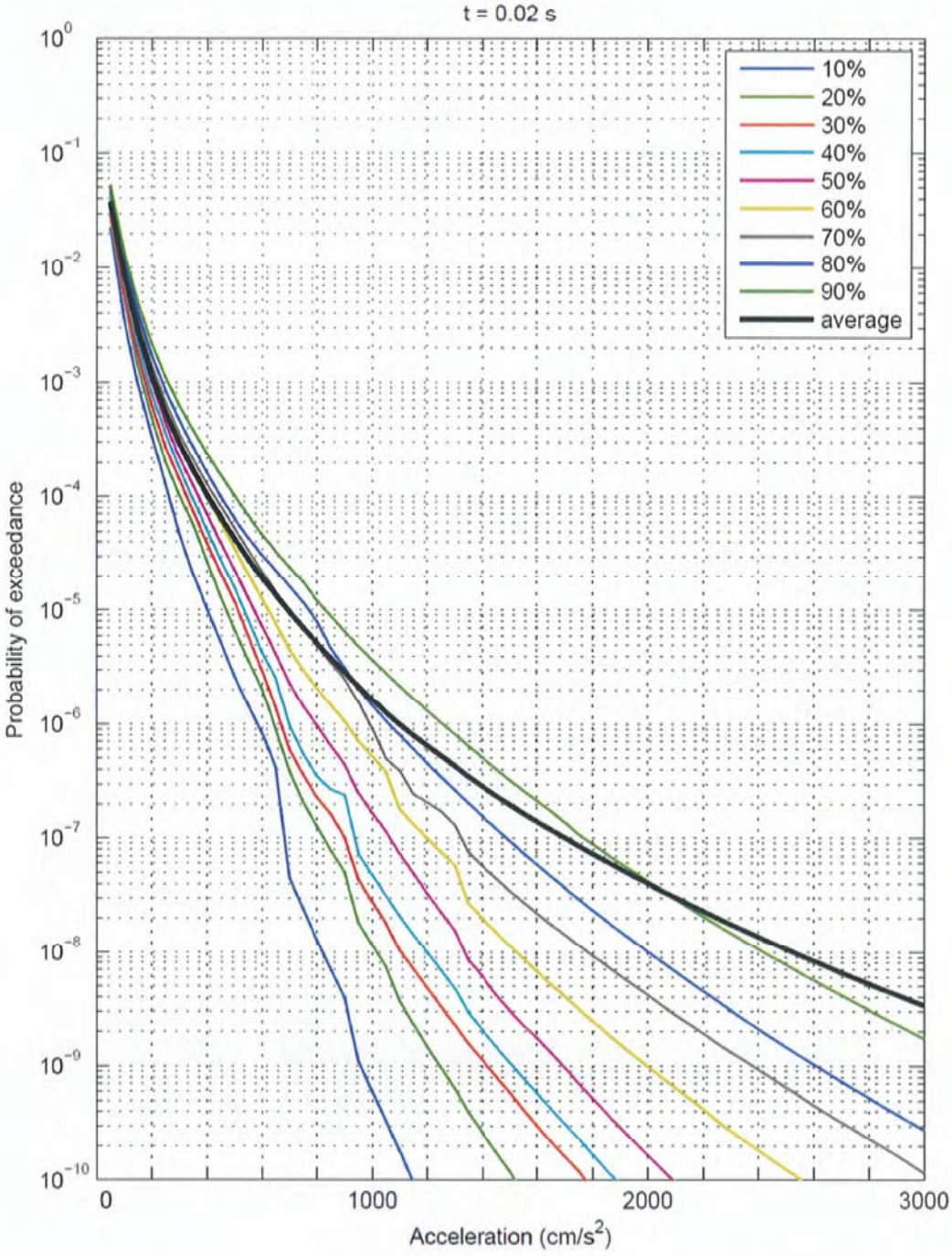
○モデル化の対象
- 活断層の存在が知られていないところで発生しうる内陸地殻内地震
- 南海地震以外のフィリピン海プレートで発生する地震

○使用カタログ：気象庁1926-2008，M5.0以上，深さ200km以浅
○対象範囲：敷地から概ね100km程度以内

第5.1.3-4図（4／4）　ロジックツリー【領域震源モデル】

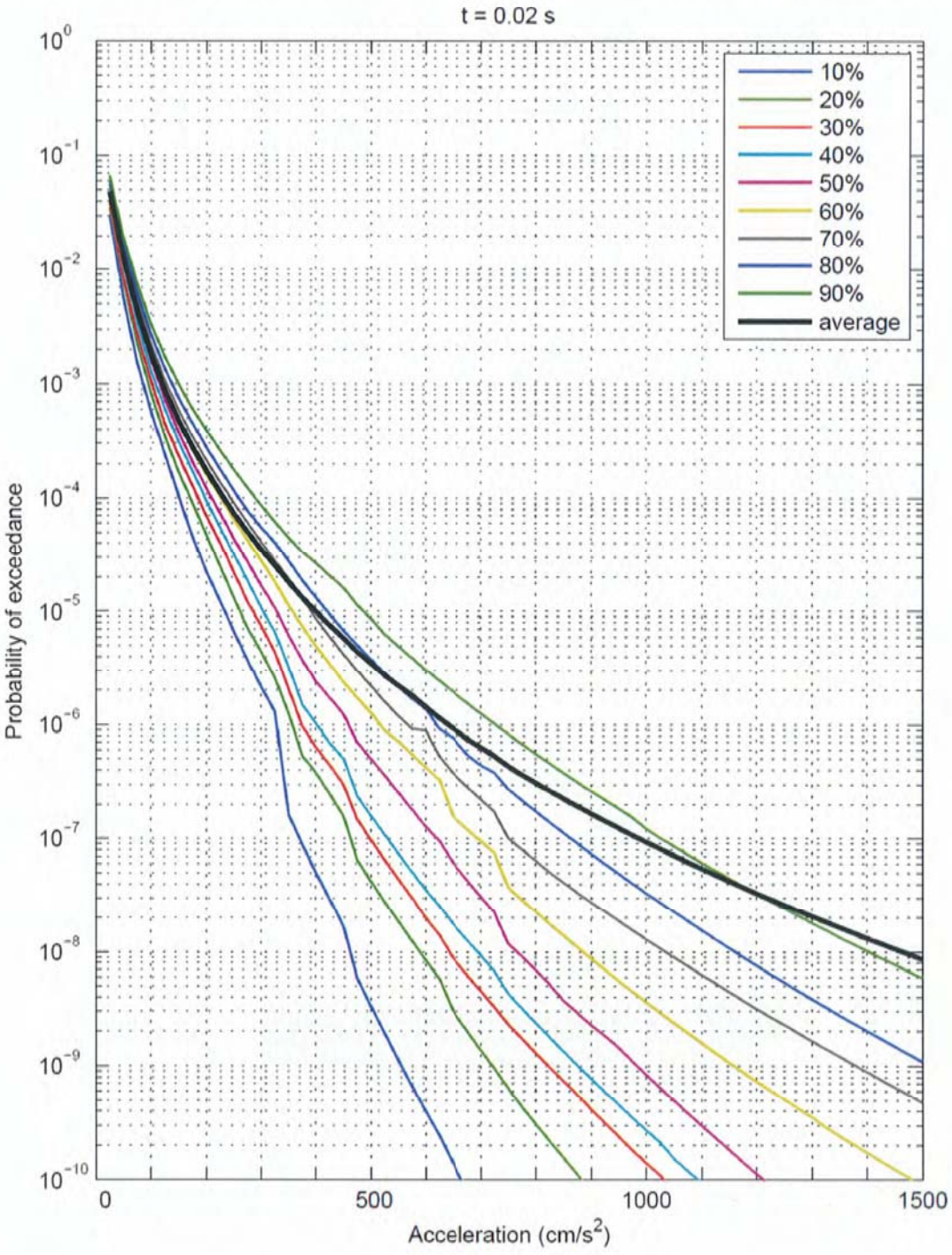


第 5.1.3-5 図　震源別のハザード曲線（水平動：周期 0.02 秒）



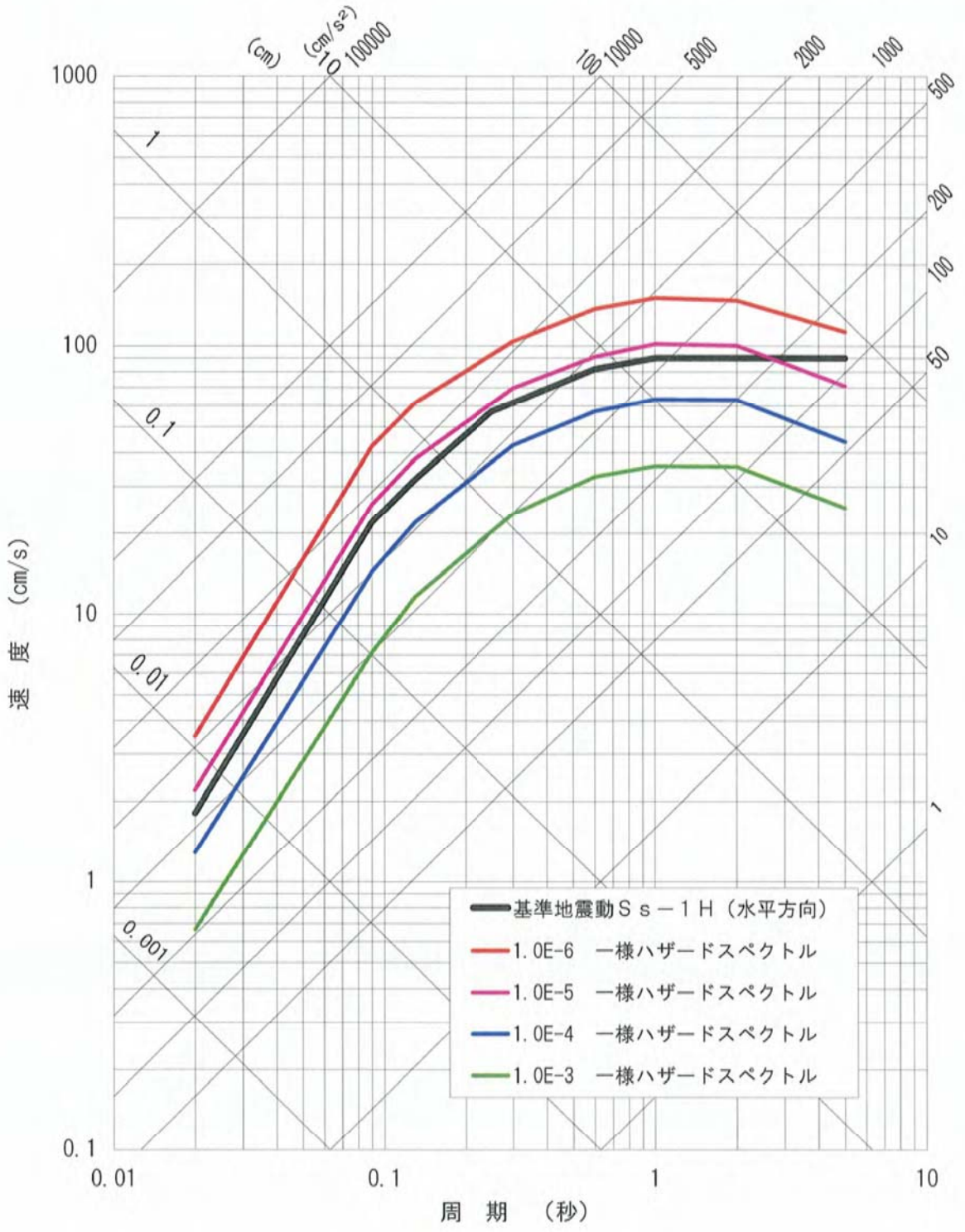
第 5.1.3-6 図（１／２）　フラクタイル地震ハザード曲線

（水平動：周期 0.02 秒）



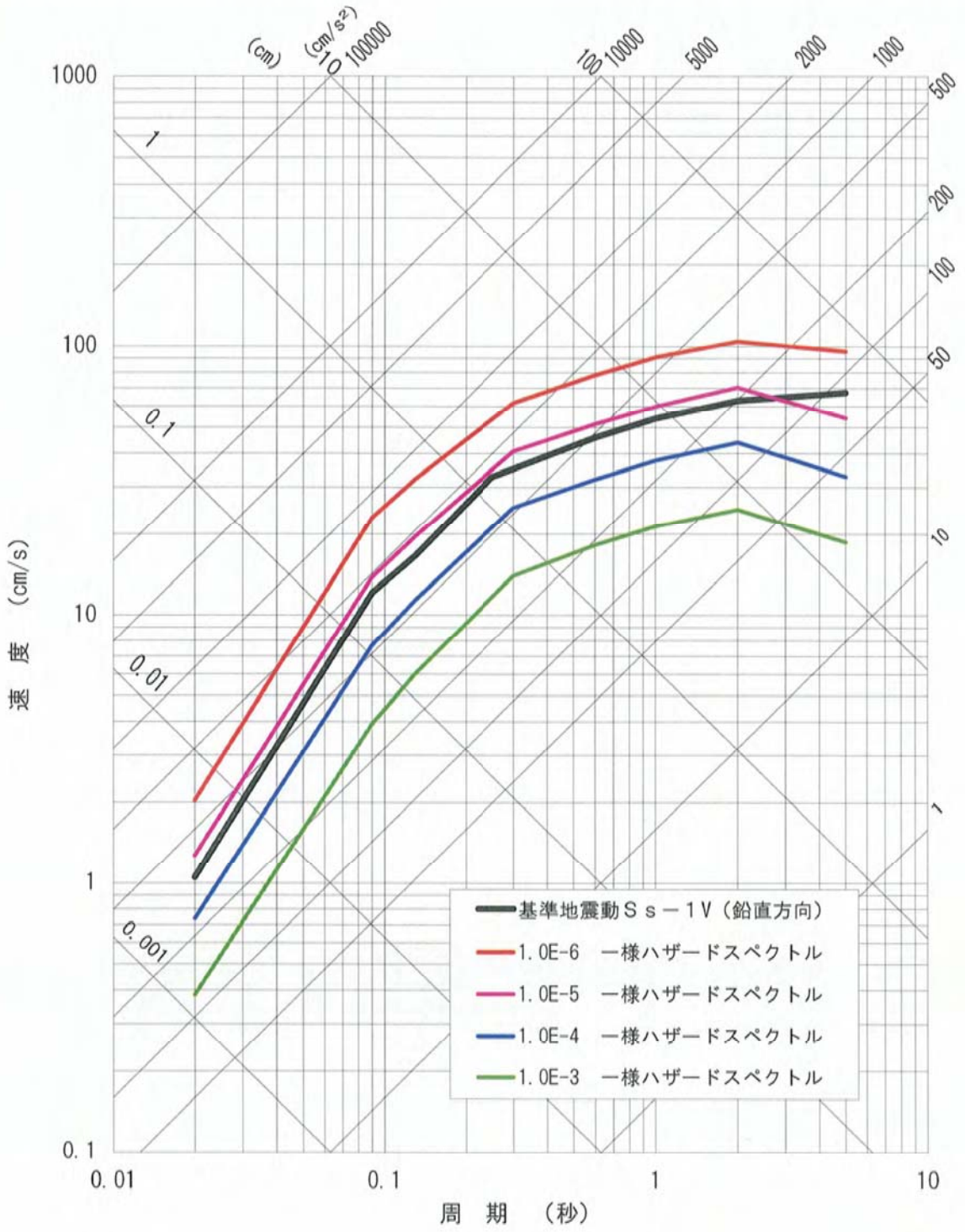
第 5.1.3-6 図（２／２）　フラクタイル地震ハザード曲線

（上下動：周期 0.02 秒）



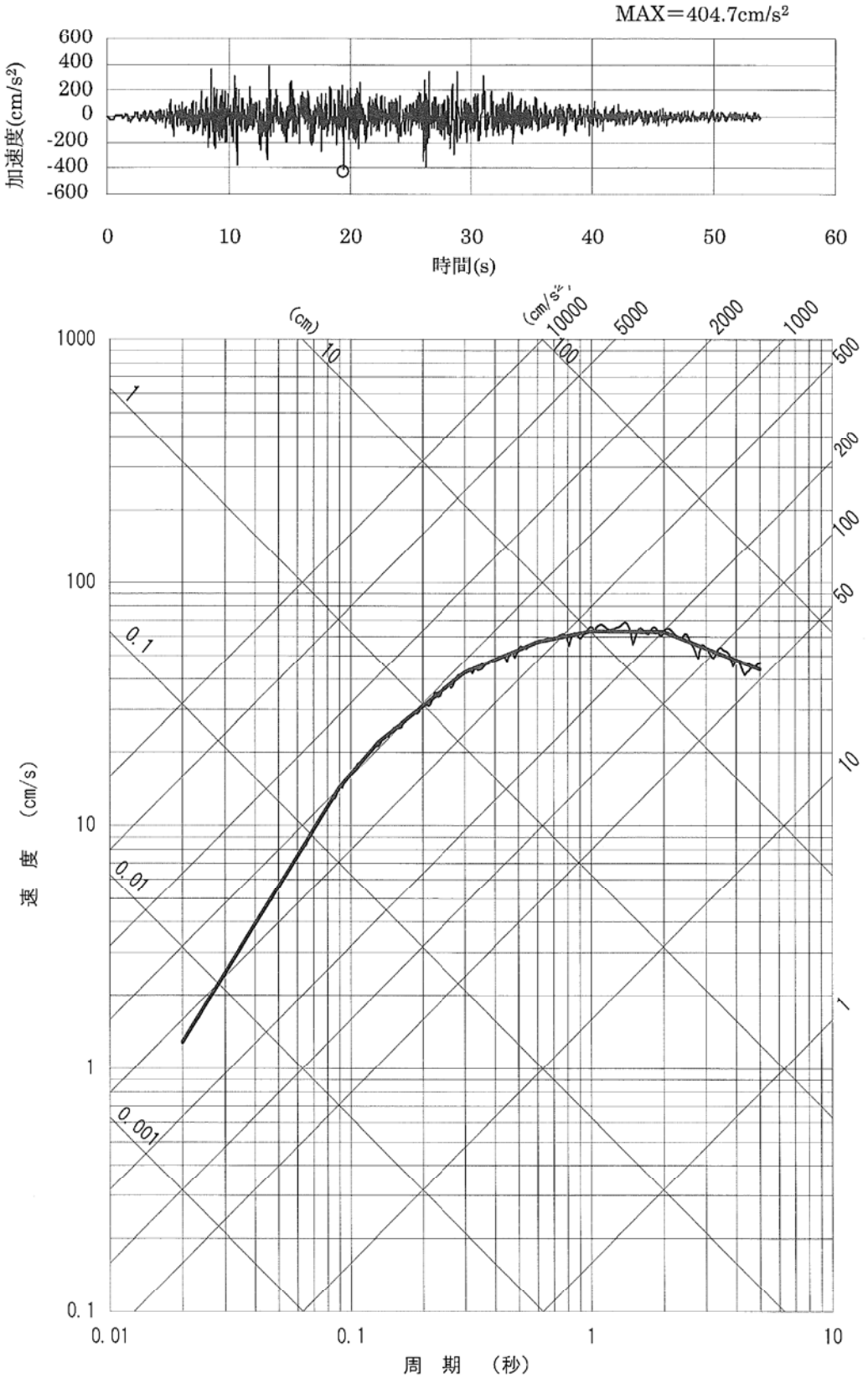
第 5.1.3-7 図（１／２）　設計用応答スペクトルＳｓ－１の年超過確率

（水平方向）

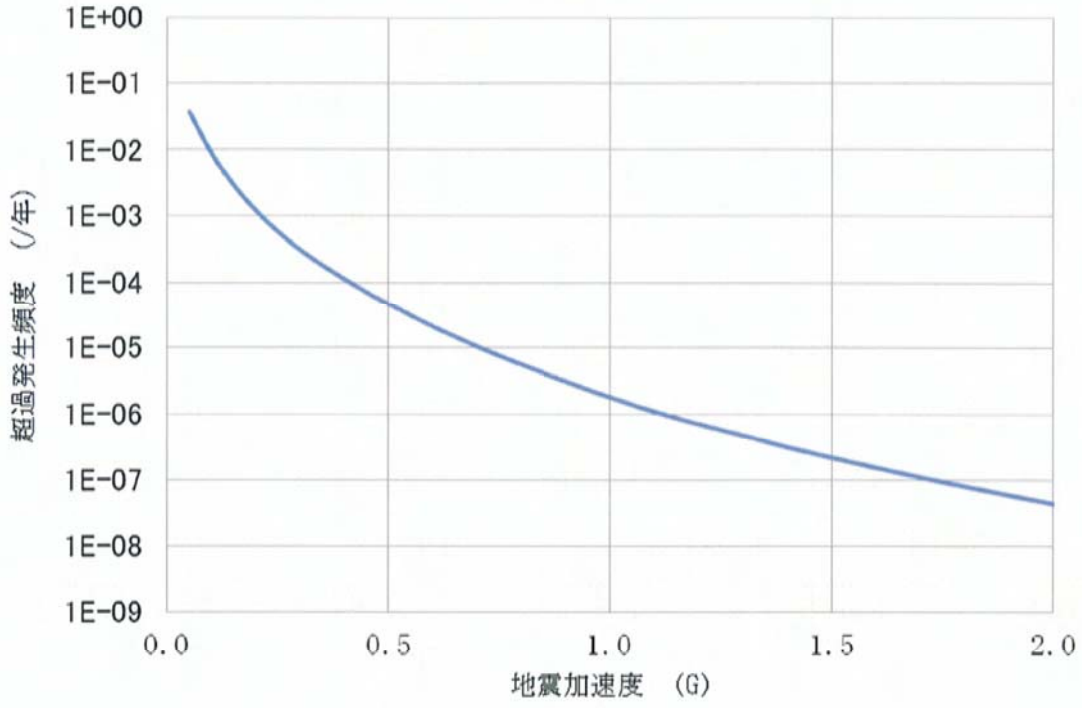


第 5.1.3-7 図（２／２）　設計用応答スペクトルＳｓ－１の年超過確率

（鉛直方向）



第 5.1.3-8 図　年超過確率 10^{-4} 一様ハザードスペクトル適合模擬波



(平均値)

第 5.1.3-9 図　伊方発電所の確率論的地震ハザード曲線

5.1.4　建屋・機器フラジリティ評価

5.1.4.1　建屋のフラジリティ

(1) 評価対象と損傷モードの設定

a.　評価対象

建屋のフラジリティ評価の対象を第5.1.2-2表に示す原子炉建屋及び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5.1.4-1図及び第5.1.4-2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5.1.4-3図及び第5.1.4-4図に示す。また，原子炉建屋及び原子炉補助建屋の使用材料をそれぞれ第5.1.4-1表及び第5.1.4-2表に示す。

b.　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，層崩壊を伴うせん断破壊として耐震壁を選定した。

(2) 評価方法の選択

建屋の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した。

(3) 評価上の主要な仮定

a.　考慮する不確実さ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ（以下「β_R」という。）と認識論的不確実さ（以下「β_U」という。）については，地震ＰＳＡ学会標準に基づき評価した。考慮する不確実さ要因の例を第5.1.4-3表に示す。

b.　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わ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，第 5.1.4-4 表に示すとおり，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。

(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。

a.　入力地震動

入力地震動は，「5.1.3.3 確率論的地震ハザード評価結果」に示す模擬波を入力レベルごとに係数倍したものとした。

b.　現実的な物性値と応答解析モデル

建屋基礎地盤の地盤物性値を第 5.1.4-5 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 5.1.4-6 表及び第 5.1.4-7 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 5.1.4-8 表に示す。

応答解析モデルは，伊方発電所３号機工事計画認可申請書（平成 25 年７月８日申請）に記載の建屋モデルを用いた。原子炉建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第 5.1.4-5 図並びに第 5.1.4-9 表及び第 5.1.4-10 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 5.1.4-6 図並びに第 5.1.4-11 表及び第 5.1.4-12 表に示す。

c. 解析ケース

応答のばらつき評価を目的として応答解析を実施した。第 5.1.4-8 表に示す３つの物性値に対して，２点推定法により算出した２つのサンプリング値を組み合わせ，$2^3=8$ ケースの解析を実施した。

d. 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，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) 建物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を算出した。

フラジリティ曲線は，各要素の入力レベルごとの損傷確率を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曲線として算出した。ここに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。

ＨＣＬＰＦは信頼度 95％フラジリティ曲線を基に算出した。

フラジリティ曲線は，各建屋を構成する全要素のうち，ＨＣＬＰＦが最小となる要素のものを選定することとした。

原子炉建屋（ＯＳ10 部材）及び原子炉補助建屋（ＡＢ４部材）

のフラジリティ曲線を第5.1.4-7図及び第5.1.4-8図に示す。また，信頼度 50％での 50％損傷確率及びＨＣＬＰＦについて第5.1.2-2表の建屋・機器リストに示す。

第 5.1.4-1 表　使用材料（原子炉建屋）

	設計基準強度 Fc (N/mm^2)	ヤング係数 E (N/mm^2)	せん断弾性係数 G (N/mm^2)	単位体積重量※ γ (kN/m^3)
コンクリート	26.5 ($270kg/cm^2$)	2.34×10^4	9.75×10^3	24
鉄　筋	SD345相当 (SD35)			
鋼　材	SS400、SM490、SM520相当 (SS41、SM50、SM53)			

※鉄筋コンクリートの値を示す。

第 5.1.4-2 表　使用材料（原子炉補助建屋）

	設計基準強度 Fc (N/mm^2)	ヤング係数 E (N/mm^2)	せん断弾性係数 G (N/mm^2)	単位体積重量※ γ (kN/m^3)
コンクリート	26.5 ($270kg/cm^2$)	2.34×10^4	9.75×10^3	24
鉄　筋	SD345相当 (SD35)			
鋼　材	SS400、SM490相当 (SS41、SM50)			

※鉄筋コンクリートの値を示す。

第 5.1.4-3 表　考慮する不確実さ要因の例

評価方法		偶然的不確実さ（β_R）	認識論的不確実さ（β_U）
建物 構築物	現実的耐力	・構造材料定数 ・損傷限界時ひずみ	・施工精度 ・実験データの統計的精度 ・耐力評価式の誤差
	現実的応答	・構造材料定数 ・地盤材料定数	・モデル形態 ・剛性評価の仮定 ・復元力特性のモデル化 ・耐震要素の評価範囲

第 5.1.4-4 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 5.1.4-5 表　地盤物性値

	S波速度 (m/s)	密度 (g/cm^3)	ポアソン比
地盤物性値	2600	3.0	0.34

第 5.1.4-6 表　物性値（原子炉建屋）

	ヤング係数 E (N/mm^2)	せん断弾性係数 G (N/mm^2)	減衰定数 (%)
外周コンクリート壁 (O/S)	2.34×10^4	9.75×10^3	5
内部コンクリート (I/C)	2.34×10^4	9.75×10^3	5
原子炉周辺補機棟 (RE/B)	2.34×10^4	9.75×10^3	5
燃料取扱棟（鉄骨部） (FH/B)	2.05×10^5	7.90×10^4	2
原子炉格納容器 (C/V)	1.96×10^5	7.54×10^4	1
蒸気発生器 (S/G) (33部材)	1.80×10^5	6.92×10^4	3
蒸気発生器 (S/G) (26～32部材)	1.85×10^5	7.12×10^4	

第 5.1.4-7 表　物性値（原子炉補助建屋）

	ヤング係数 E (N/mm^2)	せん断弾性係数 G (N/mm^2)	減衰定数 (%)
原子炉補助建屋、ディーゼル発電機支持架台部	2.34×10^4	9.75×10^3	5

第 5.1.4-8 表　現実的な物性値の評価方法（地震ＰＳＡ学会標準）

物性値		現実的な物性値の評価方法
構造材料定数	コンクリート強度 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
地盤材料定数	地盤のせん断波速度 Vs	平均値：設計値 変動係数：0.10

第 5.1.4-9 表（１／３）　解析モデル諸元（原子炉建屋）

部位	質点番号	質点位置 EL+(m)	質　量 (t)	部材番号	せん断断面積 (m^2)		断面2次モーメント (m^4)	
					EW方向	NS方向	EW方向	NS方向
O/S	1	83.359	203.20	1	22.97		657.69	
	2	80.232	545.34	2	28.21		3595.91	
	3	76.685	834.35	3	36.14		9251.97	
	4	72.036	1256.42	4	46.52		17978.09	
	5	66.585	1730.56	5	58.70		28428.73	
	6	60.689	2347.23	6	71.85		37597.23	
	7	56.1	1828.58	7	82.25		42767.91	
	8	51.45	1918.37	8	85.68		44454.90	
	9	46.8	2560.46	9	89.10		46134.12	
	10	39.55	3285.46	10	94.41		48726.30	
	11	32.3	3512.46	11	77.83		39491.78	
	12	24.0	2929.18	12	77.83		39491.78	
	13	17.0	1815.73	13	204.90		95688.66	
	45	16.2	5491.73	45	377.21		143275.33	
RE/B FH/B	14	54.8	990.90	14	0.44487	0.01941	－	－
	15	46.8	1018.50	15	0.70049	0.04262	－	－
	16	46.8	3156.55	16	69.94	88.95	6265.0	24950.0
	17	39.5	3985.64	17	90.09	92.13	9372.0	27002.0
	18	36.8	4034.80	18	134.25	134.66	16068.0	75050.0
	19	32.3	19578.34	19	409.07	401.38	179468.0	170230.0
	20	24.0	26376.79	20	424.28	409.04	198162.0	208969.0
	21	17.0	24835.59	21	435.01	425.51	212939.0	237159.0
I/C	22	38.0	1255.08	22	56.38	57.79	207.88	351.15
	23	32.3	5346.64	23	100.22		3523.9	8190.6
	24	24.0	7725.31	24	131.15		4802.0	10662.0
	25	17.0	7543.70	25	133.12		15838.3	18577.7

第 5.1.4-9 表（２／３）　解析モデル諸元（原子炉建屋）

部位	質点番号	質点位置 EL+(m)	質　量 (t)	部材番号	せん断断面積 (m^2)		断面2次モーメント (m^4)	
					EW方向	NS方向	EW方向	NS方向
S/G	26	41.7	99.50	26	2.00		9.59	
	27	38.4	276.60	27	2.00		9.59	
	28	35.6083	99.80	28	1.85		6.98	
	29	33.9104	126.90	29	1.32		3.74	
	30	31.5	210.70	30	1.32		3.74	
	31	29.2218	97.30	31	1.40		3.98	
	32	25.9721	302.40	32	1.40		3.98	
	33	24.1058	32.20	33	10.60		54.34	
	34	23.16	122.90	－				
C/V	35	80.71	15.60	35	0.365		9.84	
	36	78.03	120.50	36	1.00		211.4	
	37	70.7	203.40	37	1.365		511.0	
	38	60.689	216.00	38	2.80		1122.0	
	39	56.1	946.50	39	2.80		1122.0	
	40	50.02	365.70	40	2.80		1122.0	
	41	42.86	314.80	41	2.80		1122.0	
	42	35.7	361.80	42	2.80		1122.0	
	43	29.85	270.60	43	2.80		1122.0	
	44	24.0	316.90	44	2.80		1122.0	
基礎	48	6.7	111082.17	－				
基礎質量回転慣性		EW方向		3.5161×10^7 (t·m^2)				
		NS方向		5.4615×10^7 (t·m^2)				
総　質　量			251689.18					

第 5.1.4-9 表（３／３）解析モデル諸元（原子炉建屋）

	部材番号	ばね定数	EW方向	NS方向
O/S-RE/B	50	水平ばね (kN/m)	8.97×10^6	7.59×10^7
	51	水平ばね (kN/m)	1.19×10^7	1.03×10^8
	52	水平ばね (kN/m)	1.12×10^7	9.82×10^7
I/C-O/S	53	水平ばね (kN/m)	2.83×10^8	2.83×10^8
S/G-I/C	54	水平ばね (kN/m)	2.94×10^6	2.94×10^6
	55	水平ばね (kN/m)	1.03×10^7	2.80×10^7
	56	水平ばね (kN/m)	1.04×10^7	5.61×10^6
	57	回転ばね (kN·m/rad)	4.89×10^7	3.43×10^7

第 5.1.4-10 表　地盤ばね定数及び減衰係数（原子炉建屋）

		EW方向	NS方向
基礎底面 水平ばね	ばね定数 (kN/m)	3.646×10^{9}	3.573×10^{9}
	減衰係数 (kN·s/m)	3.040×10^{7}	2.919×10^{7}
基礎底面 回転ばね	ばね定数 (kN·m/rad)	3.966×10^{12}	5.318×10^{12}
	減衰係数 (kN·m·s/rad)	1.933×10^{9}	4.041×10^{9}

第 5.1.4-11 表（１／２）　解析モデル諸元（原子炉補助建屋）

質点 番号	質点位置 EL+(m)	質　量 (t)	質量回転慣性 (t·m²)	
			EW方向	NS方向
1	39.5	7443.36	5.4309×10^{5}	4.5332×10^{5}
2	32.3	24072.30	1.0651×10^{7}	1.1651×10^{7}
3	24.0	28234.44	1.3683×10^{7}	1.4179×10^{7}
4	17.0	39165.06	1.7609×10^{7}	2.0861×10^{7}
5	10.0	32566.88	1.3269×10^{7}	1.6469×10^{7}
6	10.3	3799.27	1.1232×10^{5}	5.2971×10^{4}
11 (基礎)	1.12	72326.59	3.4936×10^{7}	3.5809×10^{7}
総質量		207607.90		

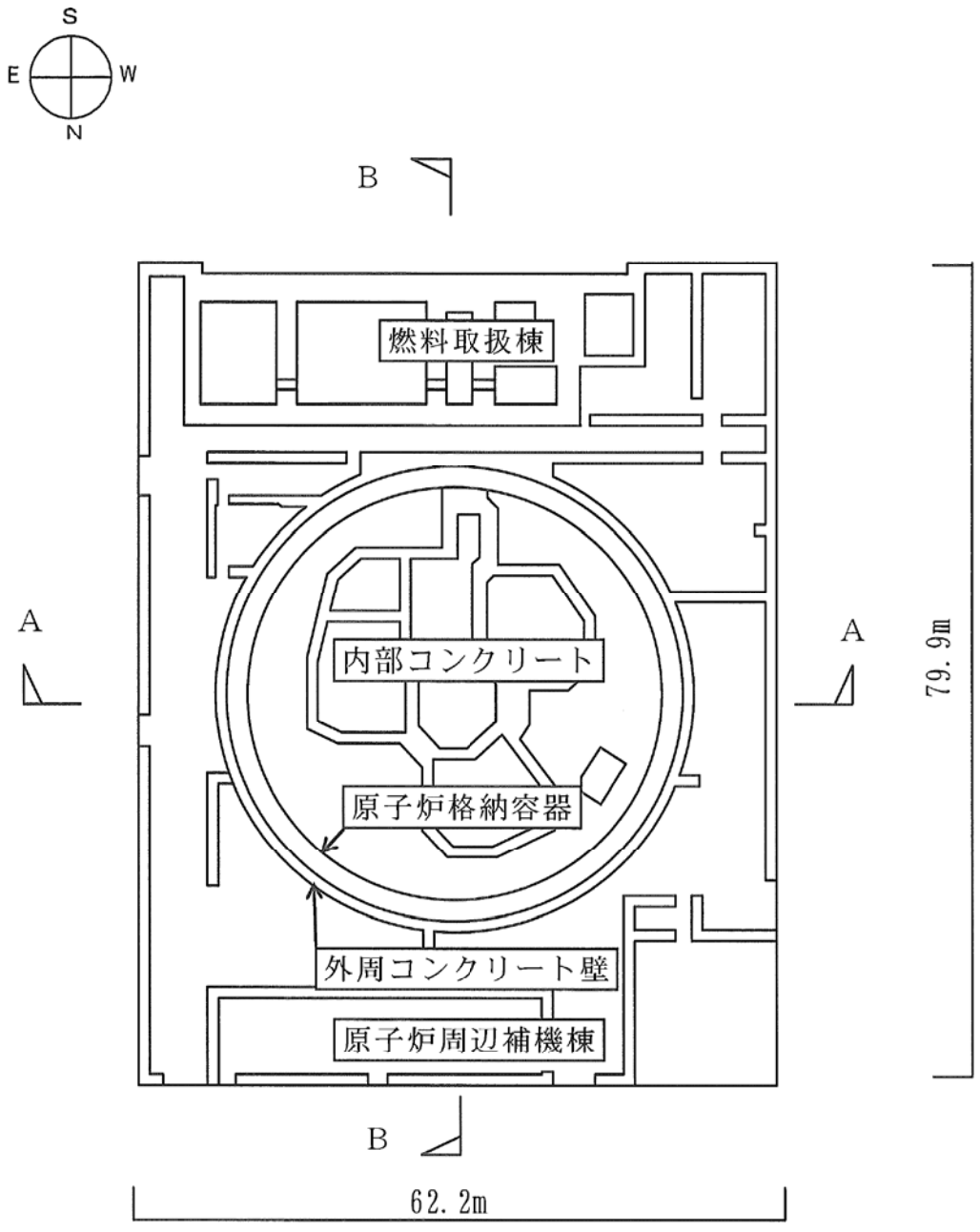
第 5.1.4-11 表（２／２）　解析モデル諸元（原子炉補助建屋）

部材番号	せん断断面積 (m^2)		断面2次モーメント (m^4)	
	EW方向	NS方向	EW方向	NS方向
1	99.3	72.3	10530.0	4930.0
2	228.8	215.4	111550.0	141330.0
3	342.5	291.2	160040.0	224440.0
4	366.0	326.2	152610.0	196730.0
5	408.3	464.5	190530.0	259700.0
6	30.9	—※	850.0	2.5
7	114.3	78.6	5820.0	970.0

※：当該部の耐震壁が面外方向の配置となるため、曲げ剛性のみを考慮している。

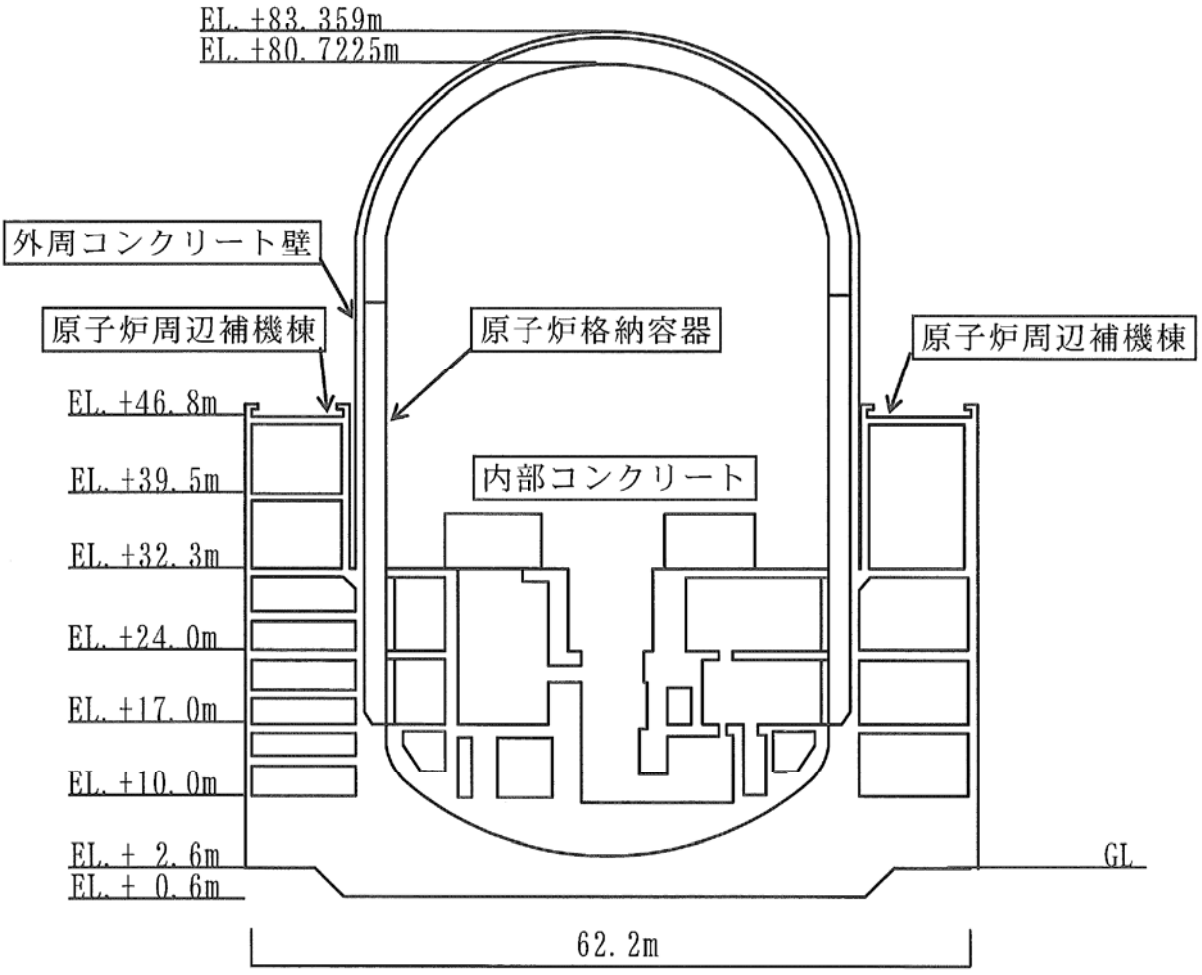
第 5.1.4-12 表　地盤ばね定数及び減衰係数（原子炉補助建屋）

		EW方向	NS方向
基礎底面水平ばね	ばね定数 (kN/m)	4.022×10^{9}	3.987×10^{9}
	減衰係数 (kN·s/m)	3.716×10^{7}	3.651×10^{7}
基礎底面回転ばね	ばね定数 (kN·m/rad)	5.919×10^{12}	6.680×10^{12}
	減衰係数 (kN·m·s/rad)	6.662×10^{9}	8.167×10^{9}



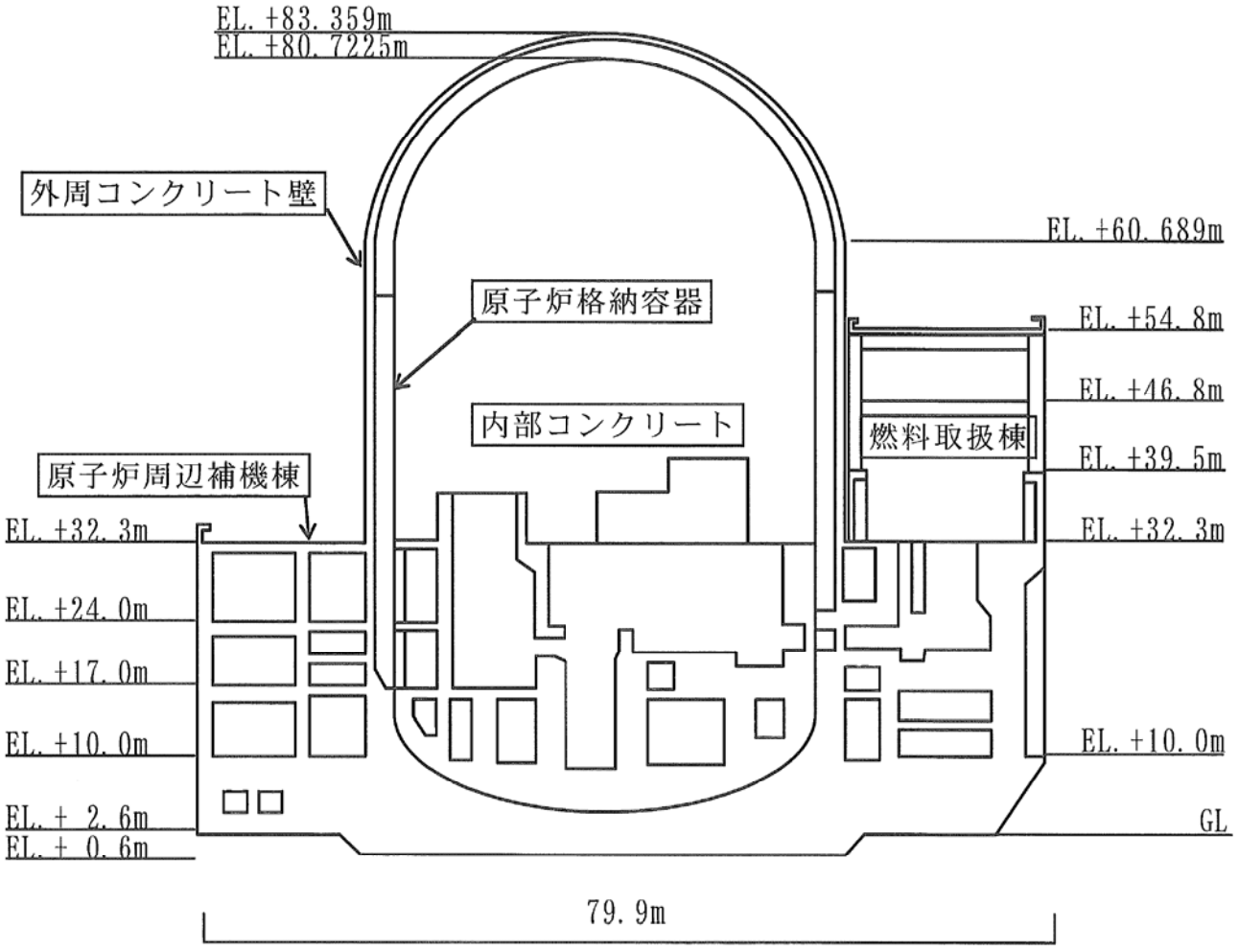
(EL. +24.0m)

第 5.1.4-1 図　原子炉建屋の概略平面図



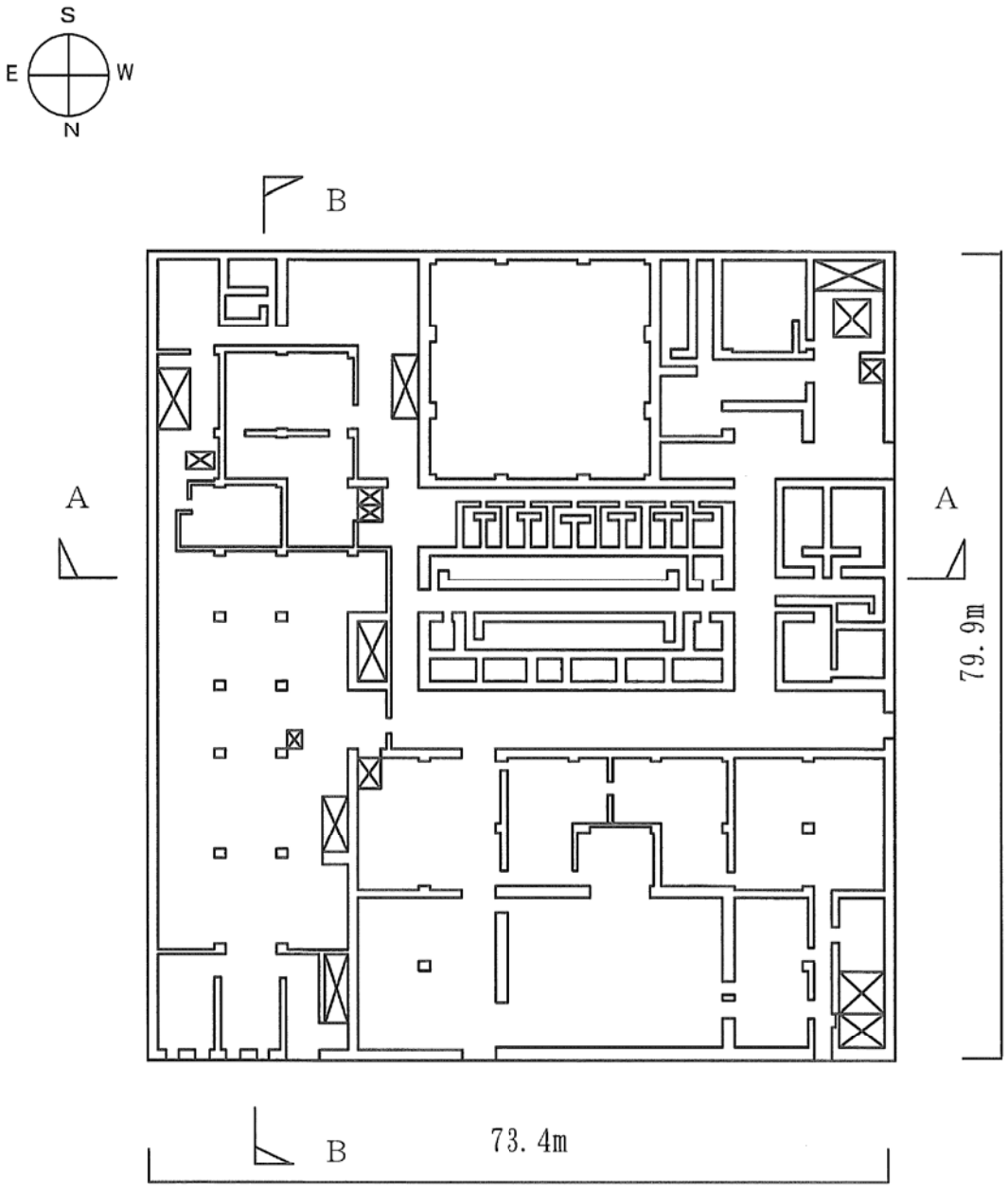
Ａ－Ａ断面

第 5.1.4-2 図（１／２）　原子炉建屋の概略断面図



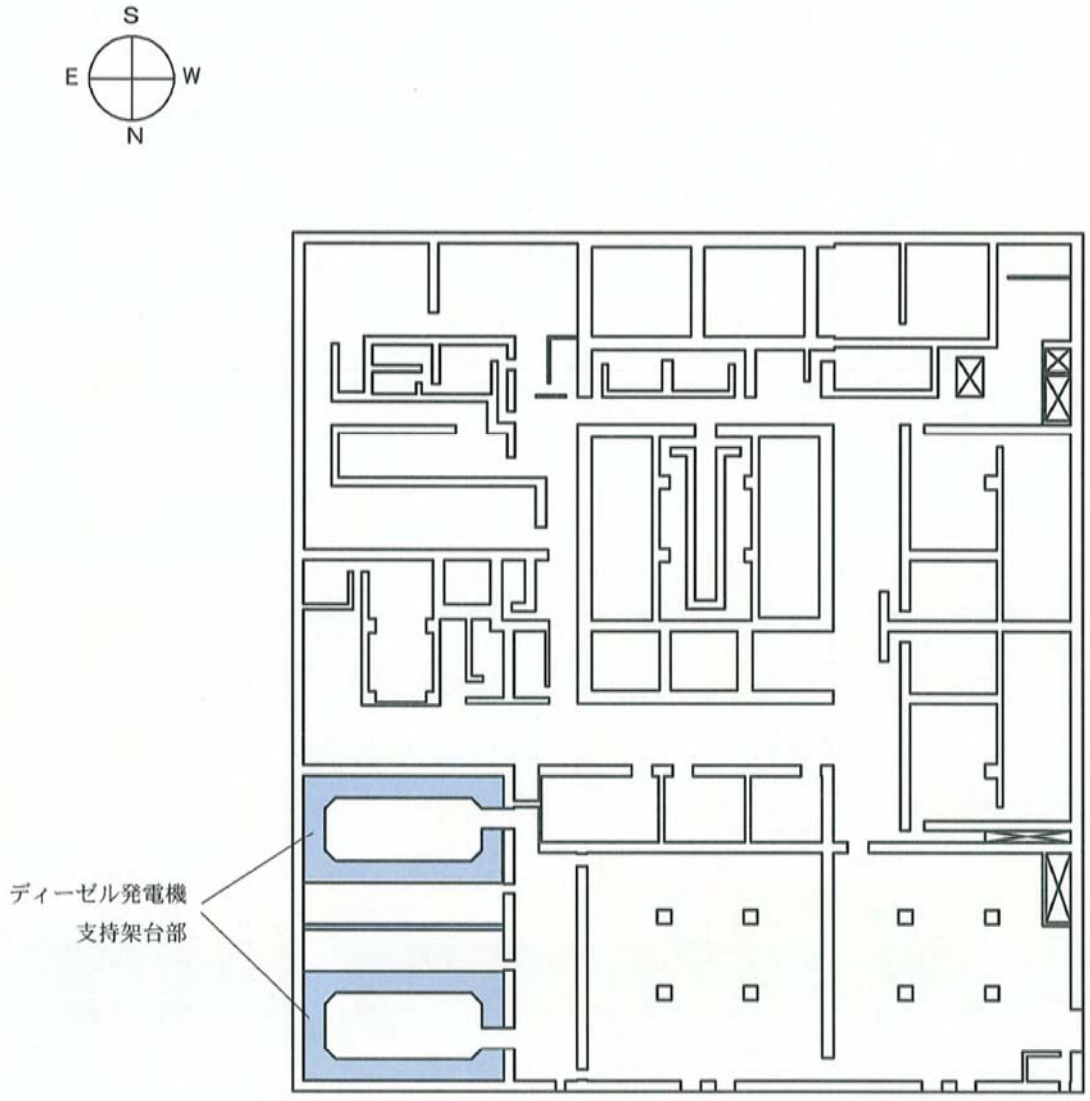
Ｂ－Ｂ断面

第 5.1.4-2 図（２／２）　原子炉建屋の概略断面図



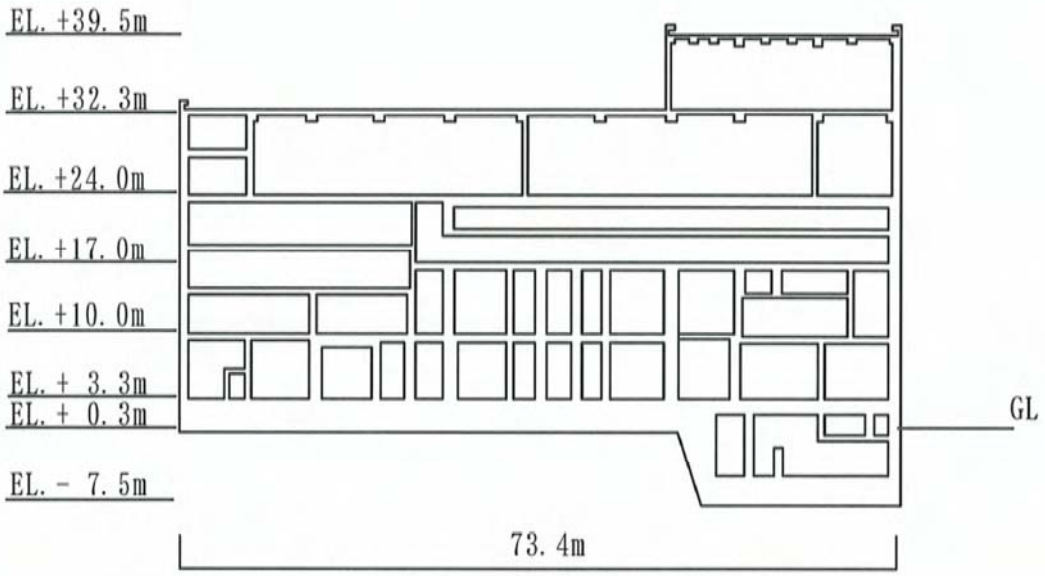
(EL. +17.0m)

第 5.1.4-3 図（１／２）　原子炉補助建屋の概略平面図



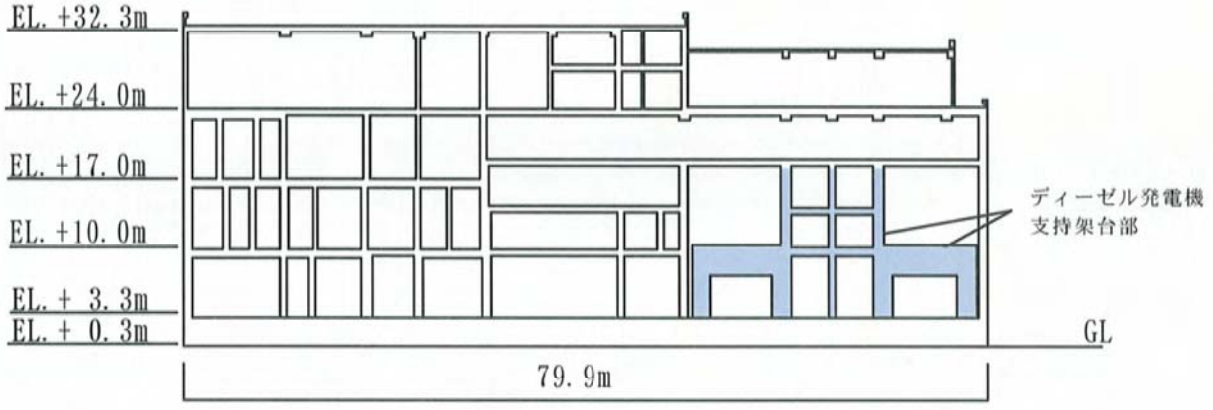
（EL. +3. 3m）

第 5. 1. 4-3 図（２／２）　原子炉補助建屋の概略平面図



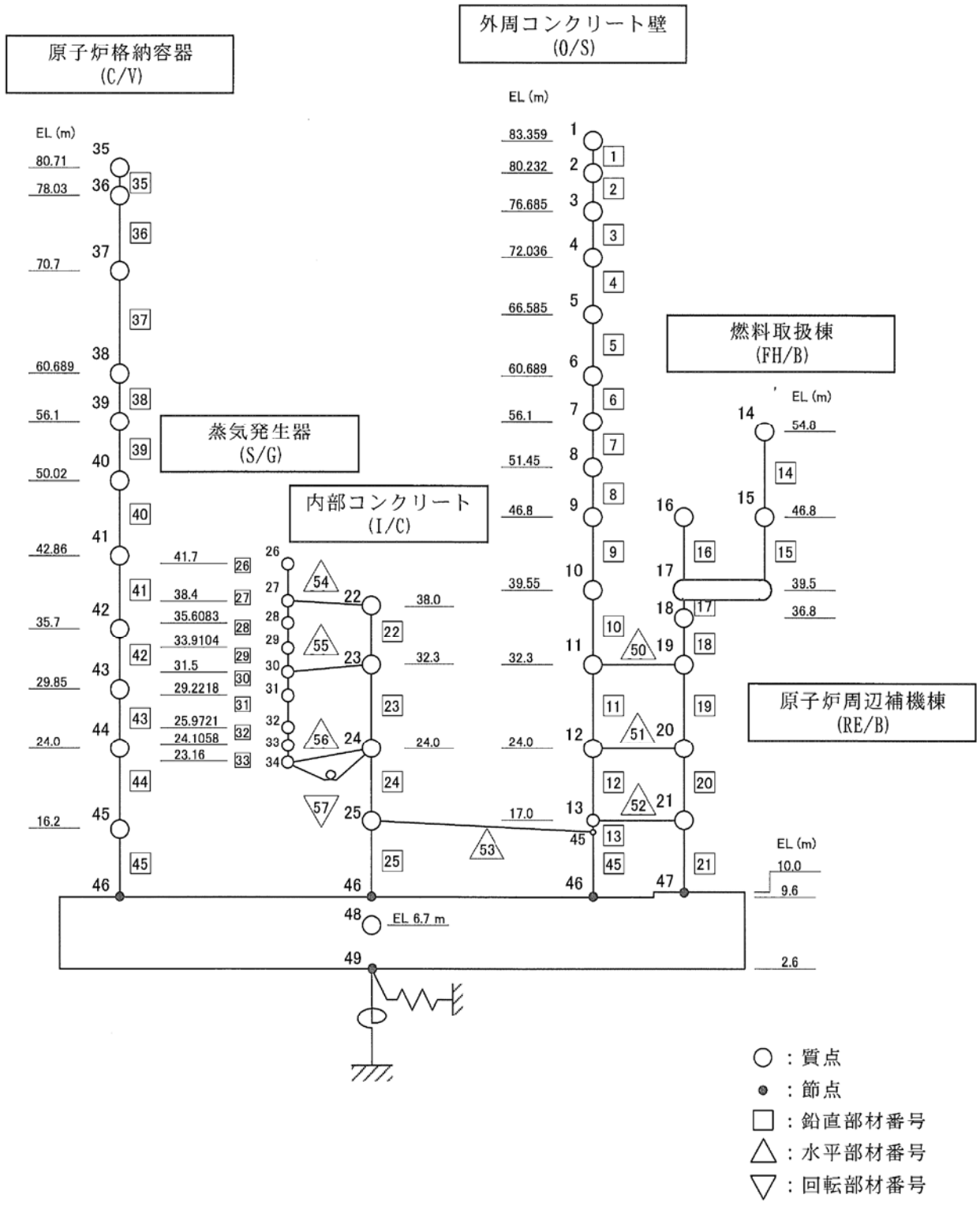
A－A断面

第 5. 1. 4-4 図（１／２）　原子炉補助建屋の概略断面図

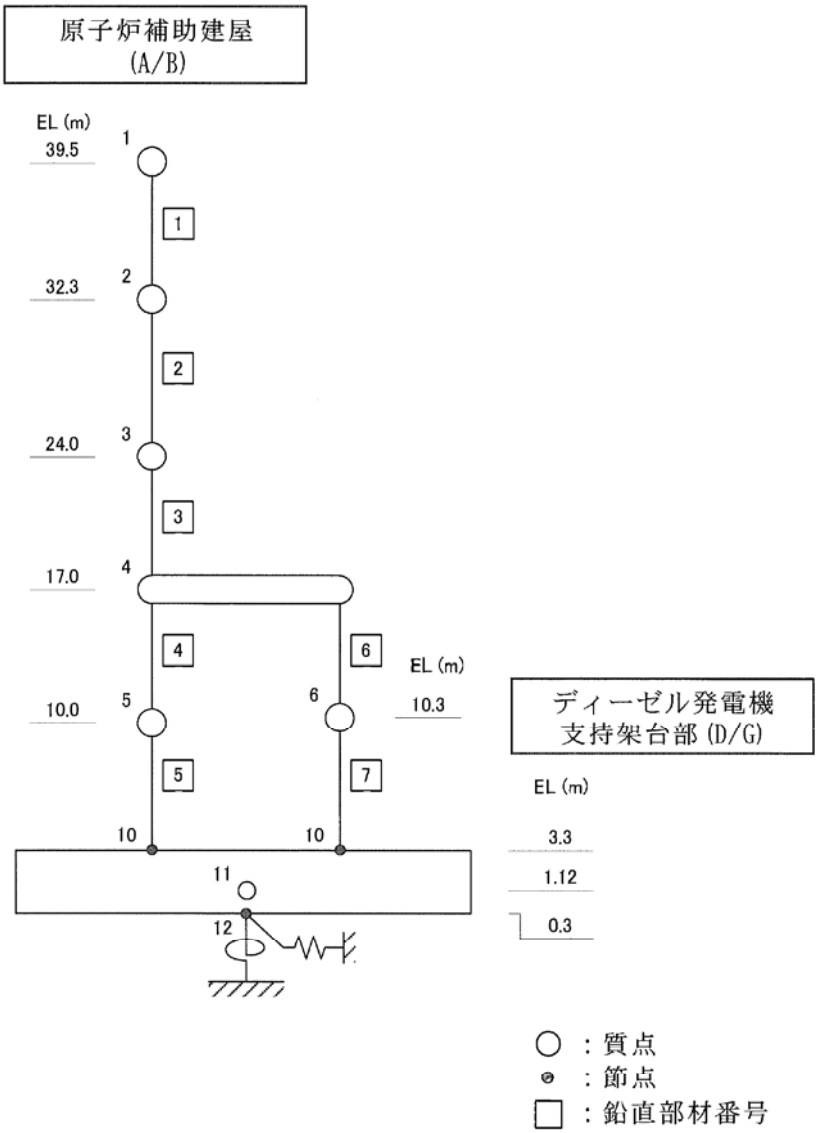


B－B断面

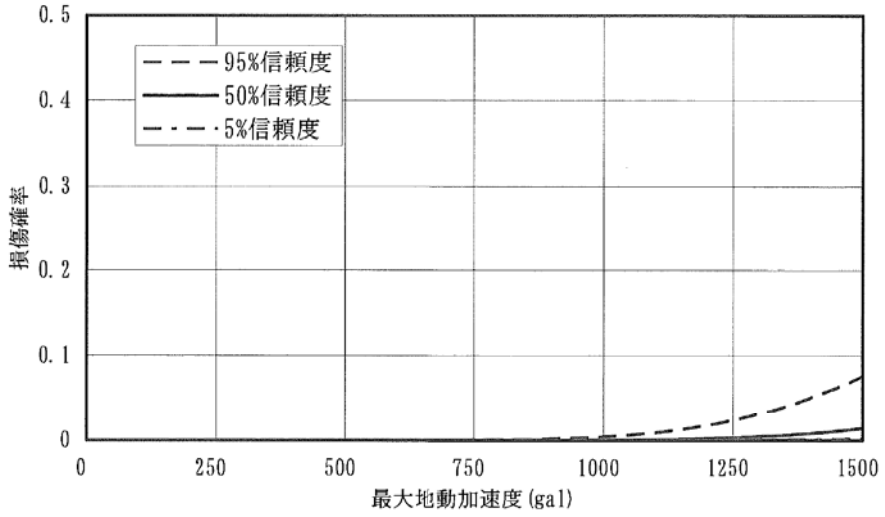
第 5. 1. 4-4 図（２／２）　原子炉補助建屋の概略断面図



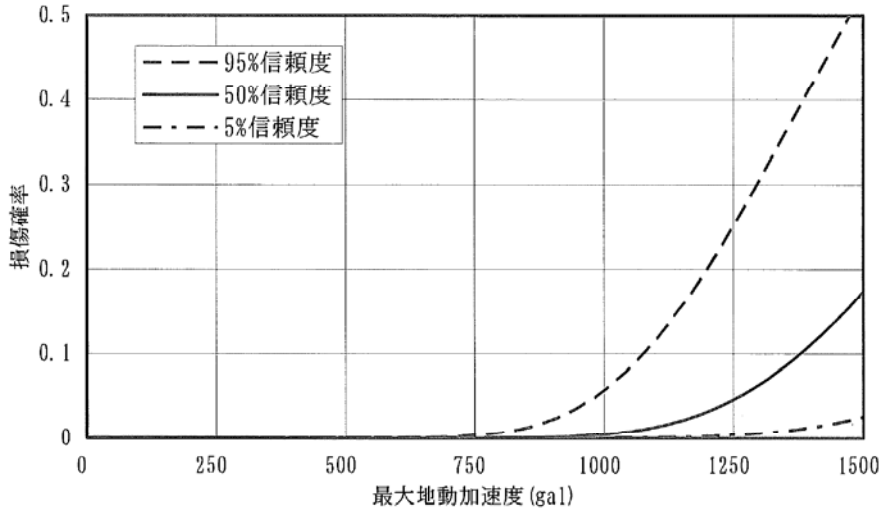
第 5.1.4-5 図　解析モデル（原子炉建屋）



第 5.1.4-6 図　解析モデル（原子炉補助建屋）



第 5.1.4-7 図　建屋フラジリティ曲線（原子炉建屋）



第 5.1.4-8 図　建屋フラジリティ曲線（原子炉補助建屋）

5.1.4.2　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

a.　評価対象

屋外重要土木構造物のフラジリティ評価は，海水ピットポンプ室及び海水管ダクトの両者を対象とした。海水ピットポンプ室及び海水管ダクトの構造図を第 5.1.4-9 図及び第 5.1.4-10 図に示す。

b.　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，構造部材の曲げ破壊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，確定論物性値を用いて一様ハザードスペクトル適合波を入力した地震応答解析結果から裕度が低い部位をフラジリティ評価部位として選定した。

(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「現実的耐力と応答係数による方法」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した。

(3) フラジリティの評価

a.　考慮する不確実さ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ β_R と認識論的不確実さ β_U については，地震ＰＳＡ学会標準等に基づき評価した。

b.　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

くこととした。

(4) フラジリティ評価における応答解析

a. 入力地震動

入力地震動は，伊方サイトの 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用いた。

b. 変動因子

フラジリティ評価においては，屋外重要土木構造物の耐震評価に支配的と考えられる，埋戻土の微小ひずみ時のせん断剛性及び減衰定数，岩盤のせん断剛性及び減衰定数，コンクリートの圧縮強度及び減衰定数の３つの変動因子を考慮した。次表に考慮した変動因子の考え方を示す。

c. 損傷確率

損傷確率は，現実的応答の確率密度が現実的耐力の確率密度を上回った時の条件付き確率として評価した。

(5) 屋外重要土木構造物のフラジリティ評価結果

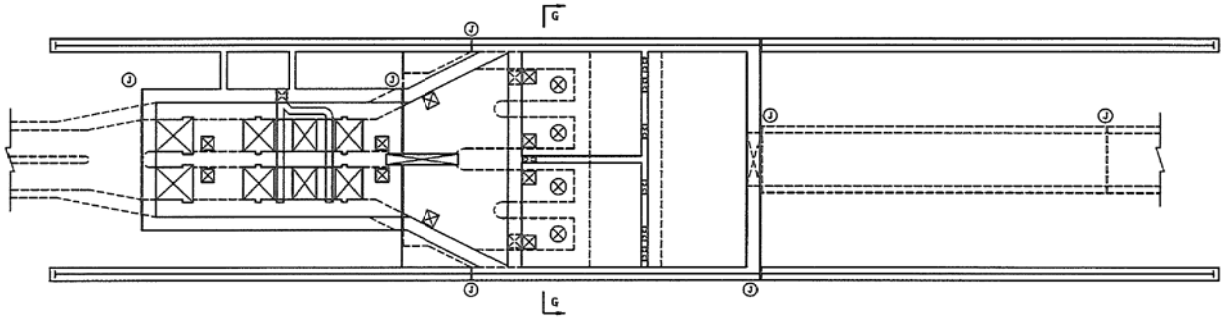
各地震動レベルによる損傷確率より，フラジリティ曲線とＨＣＬＰＦを算出した。屋外重要土木構造物のフラジリティ曲線として，裕度が最も小さい海水管ダクトの部位におけるフラジリティ曲線を第 5.1.4-11 図に示す。

表　現実的な物性値の評価方法

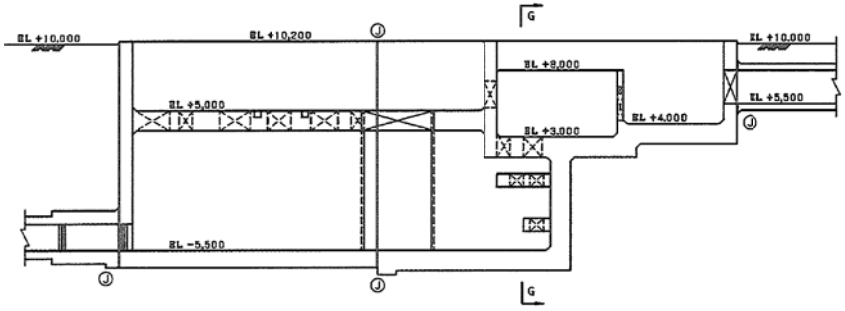
		現実的な物性値の評価方法
コンクリート	強度	平 均 値：1.4×設計基準強度 変動係数：0.13
	減衰定数	平 均 値：確定論値 変動係数：0.25
埋戻土	微小ひずみ時のせん断剛性	平 均 値：室内試験結果に基づき設定 変動係数：試験結果のばらつきから設定
	微小ひずみ時の減衰定数	平 均 値：確定論値 変動係数：試験結果のばらつきから設定
岩盤	せん断剛性 G（岩盤のせん断波速度Ｖｓ）	平 均 値：PS検層結果に基づき設定 変動係数：試験結果のばらつきから設定
	減衰定数	平 均 値：確定論値 変動係数：コンクリートの変動係数を使用

海水ピット構造図

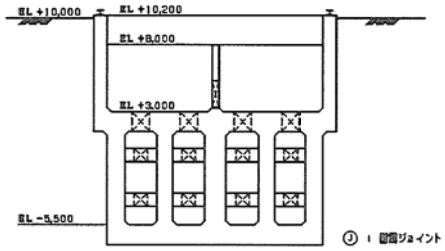
海水ピット平面図



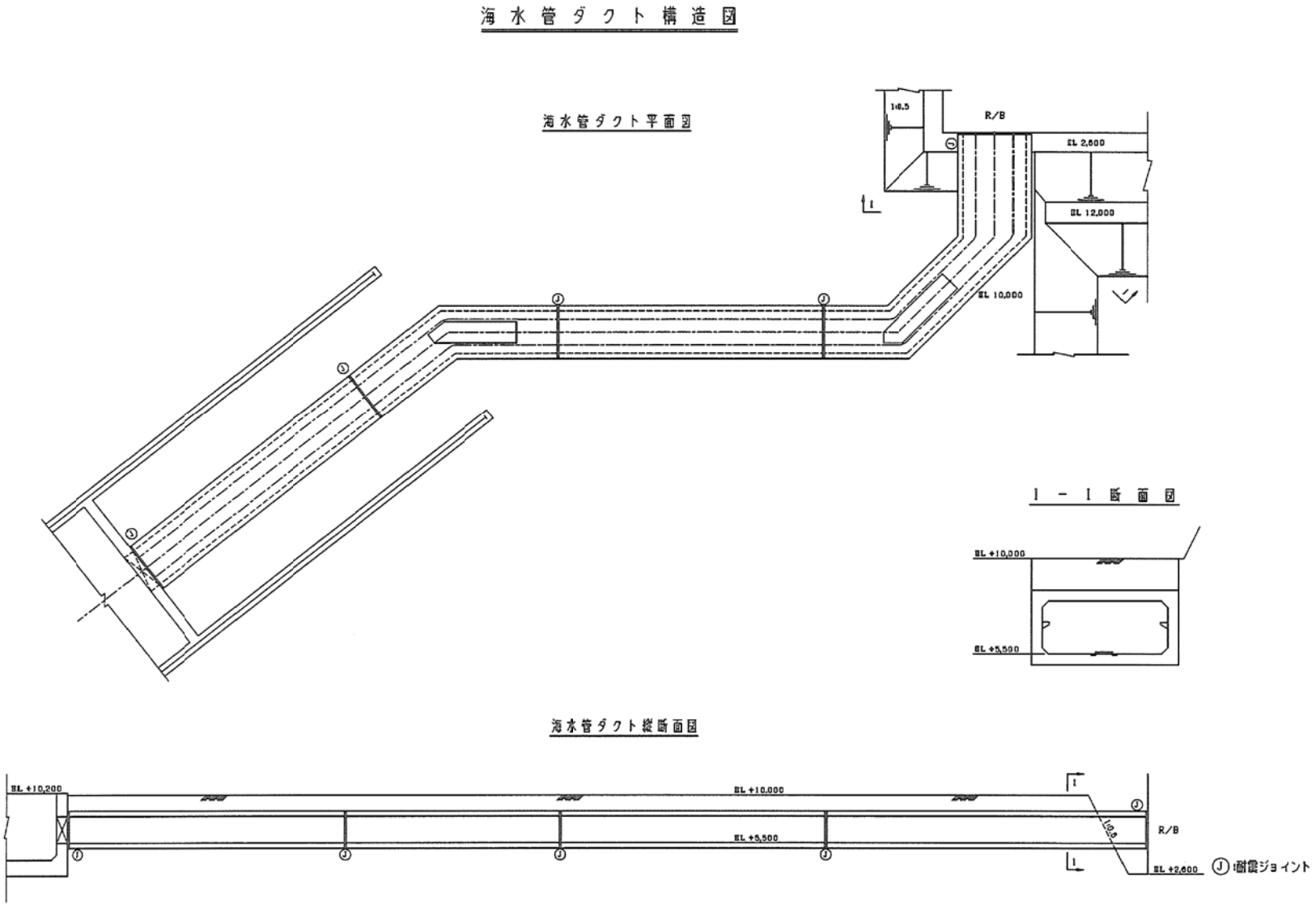
海水ピット縦断面図



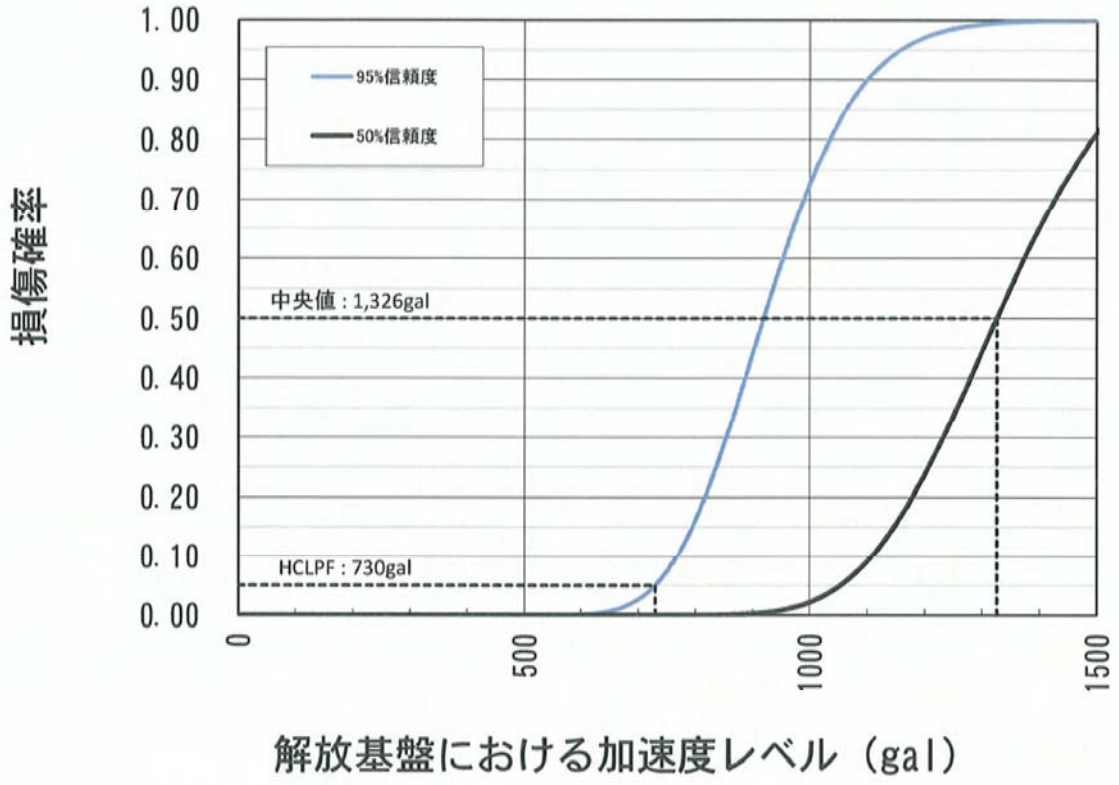
G － G 断面図



第 5.1.4-9 図　海水ピットポンプ室構造図



第 5.1.4-10 図　海水管ダクト構造図



第 5.1.4-11 図　海水管ダクト　フラジリティ曲線

5.1.4.3　機器のフラジリティ

(1) 評価対象と損傷モードの設定

a.　評価対象

「5.1.2.3 建屋・機器リストの作成」第5.1.2-2表にて示した機器をフラジリティ評価の対象とした。

b.　損傷モード及び部位の設定

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，脆性破壊等）の観点から評価し，ポンプ・弁のような動的機器及び電気盤類については，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，電気的機能限界等）双方の観点及び評価部位によってフラジリティ評価を実施した。

(2) 評価方法の選択

機器の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（Ｚｉｏｎ法に基づく方法)」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した。

(3) 評価方法

耐力係数と応答係数の積である安全係数に設計応答を評価する際に用いた地震動の最大加速度を乗じて求めた応答加速度に基づき，以下の式によりフラジリティ曲線を算定した。

$$P(a)=\Phi\left[\frac{\ln\left(\frac{a}{Am}\right)}{\sqrt{\beta_R^{\,2}+\beta_U^{\,2}}}\right]$$

Ｐ(a)：機器の損傷確率

Φ　：標準正規累積分布関数

a　：地震加速度

Ａm　：損傷加速度中央値（損傷確率 0.5 に対応する地震加速度）

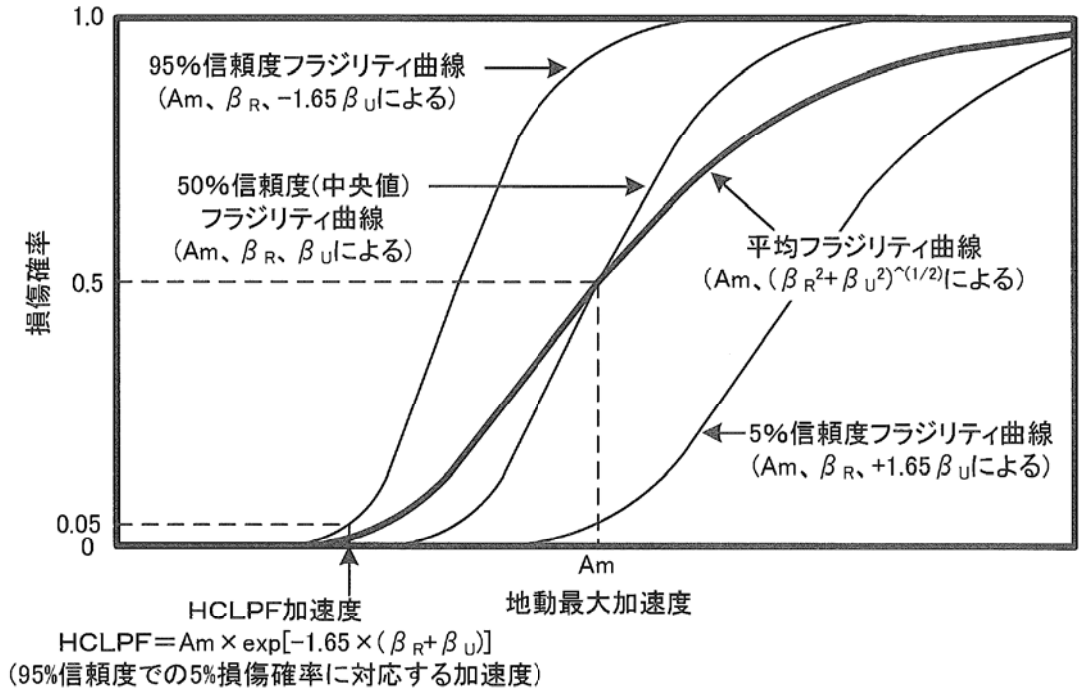
$Am = F \times A_d$

Ｆ　：安全係数

A_d　：基準地震動の最大地動加速度

β_R　：偶然的不確実さ

β_U　：認識論的不確実さ



第 5.1.4-12 図　機器フラジリティ曲線

安全係数Ｆは，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，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）に分離して評価した。

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と建屋応答係数に分割して評価した。

$$F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}}$$

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

$$\therefore F = F_{ER} \times F_{SR} \times F_{EC}$$

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

機器応答に関する係数F_{ER}，建屋応答に関する係数F_{SR}，及び耐力に関する係数F_{EC}は，それぞれ以下に示す係数に分離して評価した。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，全て対数正規分布する確率量と仮定した。

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

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

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

ここで，

F_S ：機器の限界強度に関する係数
$F\mu$ ：機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数

各安全係数について不確実さβ_R・β_Uを評価した。フラジリティ評価における不確実さ要因は，物理現象固有のランダム性に起因する偶然的不確実さ要因と，知識・データ不足等に起因する認識論的不確実さ要因に大別される。偶然的不確実さの例としては，機能試験データの統計的精度等が，また，認識論的不確実さの例としては，評価過程におけるモデル化の精度及び詳細さ，使用する統計量の処理精度等が挙げられる。

偶然的不確実さ及び認識論的不確実さ要因は，ともに耐力係数と応答係数の評価のいずれにも内在し，それらを対数正規分布に従う確率変数として取り扱うことから，不確実さは対数標準偏差として表される。

a. 機器応答に関する係数F_{ER}

機器応答に関する係数を算定する際，評価部位及び損傷モード（応力種類）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，文献値，工学的判断等によって評価し，β_R・β_Uとして定量化して考慮した。

なお，機器応答の伝達特性については耐震バックチェックにおける耐震解析で考慮されている。

b. 建屋応答に関する係数F_S

建屋応答に関する係数を算定する際，確率分布については，中央値に関する不確実さの要素を文献値，工学的判断等によって評価し，β_R・β_Uとして定量化して考慮した。

c. 耐力に関する係数F_{EC}

耐力に関する係数を算定する際，評価部位，損傷モード（応力種類）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，その評価部位に使われる部材の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を加振試験結果，文献値，工学的判断等によって評価し，β_R・β_Uとして定量化して考慮した。

なお，評価部位及び損傷モードの指標については耐震バックチェックにおける耐震解析で考慮されている。

(4) 機器のフラジリティ評価結果

フラジリティ評価では，機器の損傷モード，参照する耐震評価に用いた手法等によって安全係数及び不確実さの算定が異なることから，これらに着目して選定した代表機器のフラジリティ評価結果を例として別紙に示す。

選定した代表機器

・１次冷却材ポンプ　　（構造損傷，建屋連成解析モデル）

・蓄圧タンク　　（構造損傷，１質点系モデル）

・ドロッパ盤［電気盤］　　（機能損傷，１質点系モデル）

・内燃機関［ディーゼル発電機］（機能損傷，１質点系モデル）

・炉内計装引出管　　（構造損傷，多質点系モデル）

以下に代表機器のフラジリティ評価結果を示す。

(1) 主機（１次冷却材ポンプ）

評価対象機器の緒元を以下に示す。

・評価対象機器：１次冷却材ポンプ

・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：16.6Hz

・各部位の基準地震動Ｓｓ（水平：570Gal,上下：330Gal）に対する発生応力

・評価対象部位：吐出ノズル付け根

・評価応力：一次膜＋曲げ

・評価対象部位及び評価応力：

別紙表１に，１次冷却材ポンプ評価部位のうち，裕度が最も低い吐出ノズル付け根の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。

別紙表１　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
吐出ノズル付け根	SCS13A	一次膜＋曲げ	372	169	2.20

a.　耐力に関する係数F_{EC}の評価

(a) 機器の限界強度に関する係数F_Sの評価

本係数は，次式により評価する。

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

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吐出ノズル付け根の材質はＳＣＳ13Ａ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）（以下「ＪＳＭＥ」という。）第Ｉ編付録図表Part5の引張応力Ｓｕ＝372N/mm^2（評価温度303.3℃）を採用する。このＳｕ値の1.1倍を限界応力の中央値とする。

したがって，

σ_C＝1.1×Ｓｕ＝1.1×372＝409.2 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。

σ_N＝0 N/mm^2

以上より，機器の限界強度に関する係数F_Sは以下のとおりとなる。

$$Fs=\frac{\sigma_C}{\sigma_T}=\frac{1.1\times Su}{\sigma_T}=\frac{409.2}{169}=2.42$$

不確実さβ_Uとして，限界応力の中央値1.1×Ｓｕに対して，Ｓｕ（ＪＳＭＥ記載値）が95％信頼下限に相当すると考える。

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

(b) 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数F_{μ}

全体系の振動エネルギーに比べ,吐出ノズル付け根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。

すなわち，以下のとおりとする。

$F_{\mu}=1.0 \quad \beta_R=\beta_U=0$

b. 機器応答に関する係数F_{ER}

(a) 機器応答評価用入力地震動に関する係数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,

$F_{ESS}=1.3, \quad \beta_R=\beta_U=0$

(b) 機器の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。

$F_D=1.0$，$\beta_R=\beta_U=0$

(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，当該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，モデル化に関する不確実さは建屋応答係数に含まれるもののため，本係数は考慮しない。

$F_{EM}=1.0$，$\beta_U=0$ ，$\beta_R=0$

(d) 機器のモード合成に関する係数ＦＥＭＣ

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。

$F_{EMC}=1.0$，$\beta_R=0$，$\beta_U=0$

c. 建屋応答に関する係数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実さとして考慮することとし，以下のとおりとする。

$F_{NL}=1.0$，$\beta_R=0.17$，$\beta_U=0.10$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を別紙表２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Ａm,その不確実さβ_R・β_U及びＨＣＬＰＦは以下のとおりとなる。

また，フラジリティ曲線を別紙図１に示す。

Ａm＝1.91（G）

β_R＝0.19，　β_U＝0.19

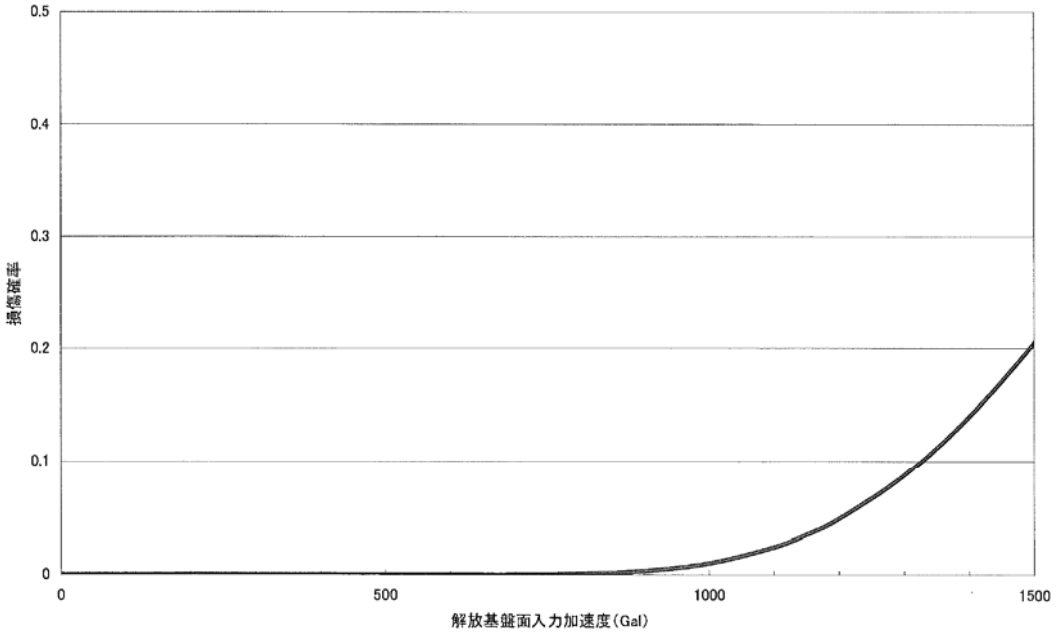
ＨＣＬＰＦ＝Ａm×exp[－1.65×(β_R＋β_U)]

＝1.91×exp[－1.65×(0.19＋0.19)]

＝1.02（G）

別紙表２　１次冷却材ポンプ　安全係数評価結果の一覧

Fs	Fμ	Fess	Fd	Fem	Femc	Fss	Fδ	Fm	Fnl	Median	HCLPF
B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	
B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	
2.42	1.00	1.30	1.00	1.00	1.00	1.07	0.99	0.99	1.00	1.91	1.02
0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.17	0.19	
0.06	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.19	



別紙図１　１次冷却材ポンプ　フラジリティ曲線

(2) 補機（蓄圧タンク）

評価対象機器の緒元を以下に示す。

・評価対象機器：蓄圧タンク

・設置位置：原子炉建屋 内部コンクリート　EL. 24. 0m

・耐震クラス：S

・固有振動数：25. 7Hz

・各部位の基準地震動Ｓｓ（水平：570Gal, 上下：330Gal）に対する発生応力

・評価対象部位：基礎ボルト

・評価応力：組合せ一次

・評価対象部位及び評価応力：

別紙表３に，蓄圧タンク評価部位のうち，裕度が最も低い基礎ボルトの耐震評価結果を示す。各部位・各評価応力のうち，許容値に対する発生応力の裕度が最小である基礎ボルトが蓄圧タンク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，各安全係数は蓄圧タンクの基礎ボルトに着目して評価した。

別紙表３　蓄圧タンクの耐震性評価結果

評価部位	材　料	評価応力	許容値 (N/mm^2)	発生応力 (N/mm^2)	裕　度
基礎ボルト	SS400	組合せ一次	189	153	1. 23

a.　耐力に関する係数F_{EC}の評価

(a) 機器の限界強度に関する係数F_Sの評価

本係数は次式により評価する。

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

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基礎ボルトの材質はＳＳ400であることから，限界応力としてＪＳＭＥ第Ｉ編付録図表Part5の引張応力Ｓｕ＝395N/mm^2（評価温度49℃）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，

$\sigma_C=1.1\times Su=1.1\times395=434.5$N/mm^2

また，地震時発生応力は153N/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，耐震評価の時点で考慮されていないため０とする。

$\sigma_N=0$ N/mm^2

以上より，機器の限界強度に関する係数F_Sは以下のとおりとなる。

$$Fs=\frac{\sigma_C}{\sigma_T}=\frac{1.1\times Su}{\sigma_T}=\frac{434.5}{153/0.75}=2.12$$

不確実さβ_Uとして，限界応力の中央値1.1×Ｓｕに対して，

Ｓｕ（ＪＳＭＥ記載値）が95％信頼下限に相当すると考える。

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

(b) 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数F_μ

全体系の振動エネルギーに比べ，基礎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。

すなわち，以下のとおりとする。

$F_\mu = 1.0 \quad \beta_R = \beta_U = 0$

b. 機器応答に関する係数F_{ER}

(a) 機器応答評価用入力地震動に関する係数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。

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

耐震評価で用いている拡幅ありの場合の応答値及びこれに対応する拡幅なしの応答値は下記のとおりである。

・原子炉建屋　内部コンクリート　EL. 24. 0m

固有値0. 039秒　設計減衰1. 0％

拡幅あり：1. 69Ｇ

拡幅なし：1. 55Ｇ

以上より，

$$F_{ESS} = \frac{1.69}{1.55} = 1.09$$

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実さを考慮して実施されるものである。これらの物性値の

不確実さを含めた建屋応答解析に起因する不確実さは，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，本係数では不確実さは考慮しない。

以上より，本係数は以下のとおりとなる。

$F_{ESS}=1.09$，$\beta_R=\beta_U=0$

(b) 機器の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。

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

耐震評価で用いている設計減衰1.0％の場合の応答値及びこれに対応する中央値減衰3.0％の応答値は以下のとおりである。

・原子炉建屋　内部コンクリート　EL.24.0m

固有値0.039秒

設計減衰1.0％：1.55G

中央値減衰3.0％：1.40G

以上より，

$$F_D=\frac{1.55}{1.40}=1.10$$

また，不確実さとして，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。

$$\beta_U = \frac{1}{2.33}\ln\left(\frac{Sa(\text{減 衰 } 1.0\%)}{Sa(\text{減 衰 } 3.0\%)}\right) = \frac{1}{2.33}\ln(1.10) = 0.05$$

（$\beta_R = 0$）

(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，蓄圧タンクの耐震評価は１質点系モデルを用いて行われており，不確実さは考慮しない。

$F_{EM} = 1.0$，$\beta_U = 0$，$\beta_R = 0$

(d) 機器の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，本係数及び不確実さは考慮しない。

$F_{EMC} = 1.0$，$\beta_R = 0$，$\beta_U = 0$

c. 建屋応答に関する係数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実さとして考慮することとし，以下のとおりとする。

$F_{NL} = 1.0$，$\beta_R = 0.17$，$\beta_U = 0.10$

d.　評価結果のまとめ

各係数の評価結果を別紙表４に示す。これらの結果より，蓄圧タンクのフラジリティ加速度の中央値Ａm，その不確実さβ_R・β_U及びＨＣＬＰＦは，以下のとおりとなる。

また，フラジリティ曲線を別紙図２に示す。

Ａm＝1.56（G）

β_R＝0.19，β_U＝0.20

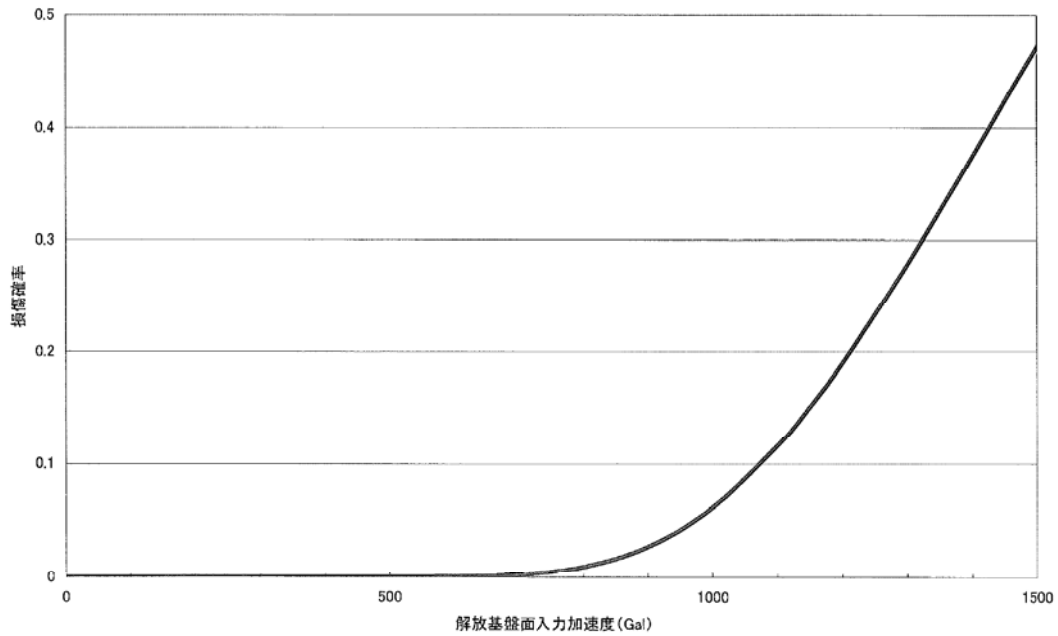
ＨＣＬＰＦ＝Ａm×exp[－1.65×(β_R＋β_U)]

＝1.56×exp[－1.65×(0.19＋0.20)]

＝0.83（G）

別紙表４　蓄圧タンク　安全係数評価結果の一覧

Fs	Fμ	Fess	Fd	Fem	Femc	Fss	Fδ	Fm	Fnl	Median	HCLPF
B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	
B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	
2.12	1.00	1.09	1.10	1.00	1.00	1.07	0.99	0.99	1.00	1.56	0.83
0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.17	0.19	
0.06	0.00	0.00	0.05	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.20	



別紙図２　蓄圧タンク　フラジリティ曲線

(3) 電気盤・計装（ドロッパ盤）

評価対象機器の緒元を以下に示す。

・評価対象機器：ドロッパ盤

・設置位置：原子炉補助建屋 EL.10.0m

・耐震クラス：S

・固有振動数：水平16.7Hz，上下30Hz以上

・基準地震動Ss（水平：570Gal，上下：330Gal）に対する盤の設計応答加速度：水平方向　2.68G，　上下方向　0.38G

水平方向と上下方向の同時入力が電気盤（及び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，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：5.00G

：上下：2.00G

以上より，ドロッパ盤の場合は，水平方向のほうが裕度が小さくクリティカルになると考えられるため，以下では水平方向に着目した評価を実施した。

a. 耐力に関する係数F_{EC}の評価

(a) 機器の限界強度に関する係数F_Sの評価

本係数は次式で算出する。

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

・盤応答加速度について

応答加速度は，「盤頂部」での応答を下式により算出したものである。（応答加速度が最大となる盤頂部で評価している）

$$A_H = H/h \times (C_H - \alpha_H) + \alpha_H$$

A_H：盤頂部応答加速度

H：盤の高さ

h：重心の高さ

α_H：設置床面の最大応答加速度（ＺＰＡ）

C_H：重心での応答加速度

盤の固有周期での拡幅床応答曲線読み値（設計減衰４％）又は1.2ＺＰＡのうち大きいほう

ここで，下記の式で現実的な応答の計算を行い，得られた応答加速度をフラジリティ評価用の盤応答加速度としてＦ$_S$の計算に用いる。

$$A_{HF} = H/h \times (C_{HF} - \alpha_H) + \alpha_H$$

A_{HF}：フラジリティ評価用盤頂部応答加速度

C_{HF}：盤の固有周期での拡幅なし床応答曲線読み値（減衰４％）

ここで，H：2,300mm

h：1,120mm

α_H：0.77（G）

C_{HF}：1.44（G）

以上より，盤応答加速度＝2,300／1,120×(1.44－0.77)＋0.77

＝2.15(G)

・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気的機能維持が必要な機器については，試験加速度（機能確認済加速度など）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。

$$HCLPF = Am \times \exp\left(-1.65 \times \left(\beta_R + \beta_U\right)\right)$$

ここで，　　Ａｍ：フラジリティ加速度の中央値

上式より，

$$Am = HCLPF \times \exp\left(1.65 \times \left(\beta_R + \beta_U\right)\right)$$

これと同様に，加振試験における損傷加速度の中央値とＨＣＬＰＦの関係は次式により表される。

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

したがって，“損傷加速度のＨＣＬＰＦ＝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り，過大なβは非安全側な中央値を与える可能性があるため，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，ドロッパ盤の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。

損傷加速度の中央値＝試験加速度×exp(1.65×（$\beta_R+\beta_U$))

＝5.00×exp(1.65×(0.11＋0.17))

＝7.94（G）

したがって，機器の限界強度に関する係数F_S及びその不確実さは，以下のとおりとなる。

F_{SS}＝損傷加速度の中央値／床応答加速度

＝7.94／2.15＝3.70

β_R＝0.11，β_U＝0.17

(b) 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数F_μ

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_μ＝1.0，$\beta_R=\beta_U$＝0

b. 機器応答に関する係数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実さは全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，床応答曲線の拡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) 機器応答評価用入力地震動に関する係数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る。

ただし，床応答の拡幅による余裕は，フラジリティ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，

$$F_{ESS}=1.0,\quad \beta_R=\beta_U=0$$

とする。

(b) 機器の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。

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

電気盤の設計用減衰定数及び減衰定数中央値は以下のとおりである。

設計用減衰定数　4%

中央値減衰定数　7.3%

Ｎｅｗｍａｒｋの応答倍率式を用いてF_Dを算出する。

$$F_D=\frac{3.21-0.68\times\ln(\text{設計減衰})}{3.21-0.68\times\ln(\text{減衰中央値})}$$

$$\frac{3.21-0.68\times\ln(4.00)}{3.21-0.68\times\ln(7.30)}=1.22$$

不確実さは，

$\beta_R=0.0$

$$\beta_u=\ln\left[\frac{3.21-0.68\times\ln(1\beta\text{減衰})}{3.21-0.68\times\ln(\text{減衰中央値})}\right]$$

$$=\ln\left[\frac{3.21-0.68\times\ln(5.92)}{3.21-0.68\times\ln(7.30)}\right]\fallingdotseq 0.10$$

機器の解析モデル化に関する係数F_{EM}及びモード合成法に関する係数F_{EMC}は考慮しない。

c. 建屋応答に関する係数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補助建屋の建屋応答係数のうち，水平・上下で厳しい方の値を用いる。

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。

$F_{NL}=1.0$，$\beta_R=0.17$，$\beta_U=0.10$

d. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果は別紙表５のとおりである。これらの結果より，ドロッパ盤のフラジリティ加速度の中央値Ａｍ，その不確実さβ_R・β_U及びＨＣＬＰＦは，以下のとおりとなる。

また，フラジリティ曲線を別紙図３に示す。

$Am=2.72$（G）

$\beta_R=0.22$，$\beta_U=0.27$

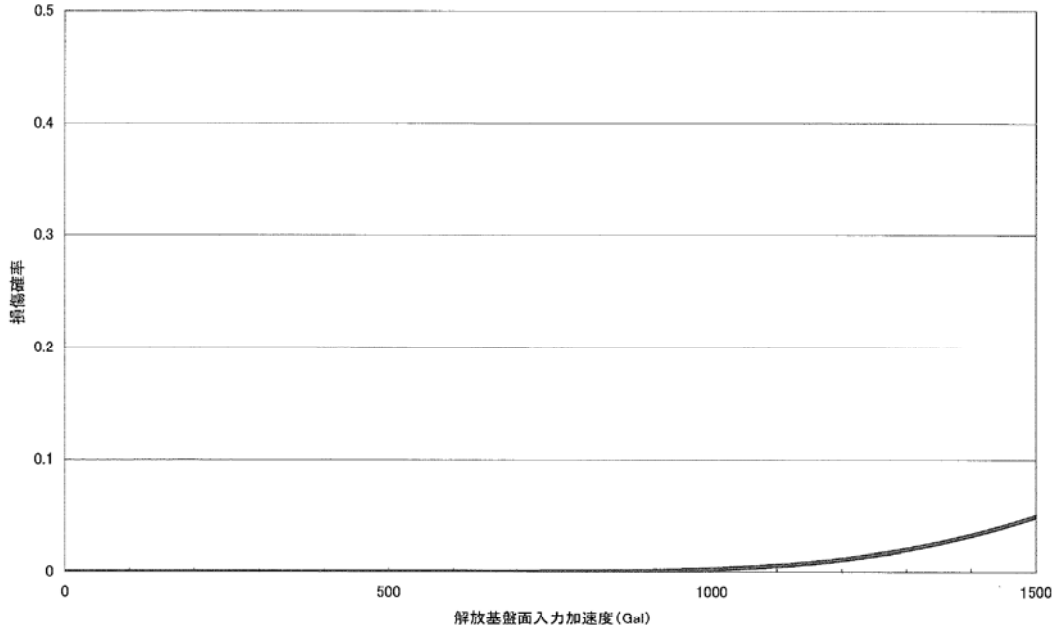
$HCLPF=Am\times\exp[-1.65\times(\beta_R+\beta_U)]$

$=2.72\times\exp[-1.65\times(0.22+0.27)]$

$=1.21$（G）

別紙表５　ドロッパ盤　安全係数評価結果の一覧

Fs	Fμ	Fess	Fd	Fem	Femc	Fss	Fδ	Fm	Fnl	Median	HCLPF
B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	
B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	
3.70	1.00	1.00	1.22	1.00	1.00	1.06	0.99	0.99	1.00	2.72	
0.11	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.17	0.22	1.21
0.17	0.00	0.00	0.10	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.10	0.27	



別紙図３　ドロッパ盤　フラジリティ曲線

(4) 動的機器（内燃機関）

評価対象機器の緒元を以下に示す。

・評価対象機器：内燃機関（ディーゼル発電機）

・設置位置：原子炉補助建屋 EL. 10. 3m

・耐震クラス：S

・基準地震動Ｓｓ（水平：570Gal, 上下：330Gal）に対する設置床面のＺＰＡ：

水平方向　0. 90G，上下方向　0. 37G（ＳＲＳＳ＝0. 973G）

ポンプ類については，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を否定できないため，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した。

・機能確認済加速度：水平方向　1. 7G，上下方向1. 0G

（ＳＲＳＳ＝1. 97G）

ａ．　耐力に関する係数F_{EC}の評価

(a) 機器の限界強度に関する係数F_Sの評価

ポンプ類のように，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（機能確認済加速度など）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，ポンプ類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。

したがって，内燃機関の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。

損傷加速度の中央値＝試験加速度×exp(1.65×($\beta_R + \beta_U$))

＝1.97×exp(1.65×(0.10＋0.10))

＝2.74（G）

したがって，機器の限界強度に関する係数F_S及びその不確実さは，以下のとおりとなる。

F_S＝損傷加速度の中央値／床応答加速度

＝2.74／0.973＝2.82

$\beta_R = 0.10$，$\beta_U = 0.10$

(b) 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数F_μ

ポンプ類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。

$F_\mu = 1.0$，$\beta_R = \beta_U = 0$

c. 機器応答に関する係数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実さは全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，機器応答に関する係数F_{ER}は以下のとおりとする。

$$F_{ER}=1.0,\ \beta_R=\beta_U=0$$

d. 建屋応答に関する係数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補助建屋の建屋応答係数のうち，水平・上下で厳しい方の値を用いる。

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，この様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，以下のとおりとする。

$$F_{NL}=1.0,\ \beta_R=\beta_U=0$$

e. 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を別紙表６に示す。これらの結果より，内燃機関のフラジリティ加速度の中央値Ａm，その不確実さβ_R・β_U及びＨＣＬＰＦは，以下のとおりとなる。また，フラジリティ

曲線を別紙図４に示す。

$$Am = 1.70\ (G)$$

$$\beta_R = 0.13,\quad \beta_U = 0.19$$

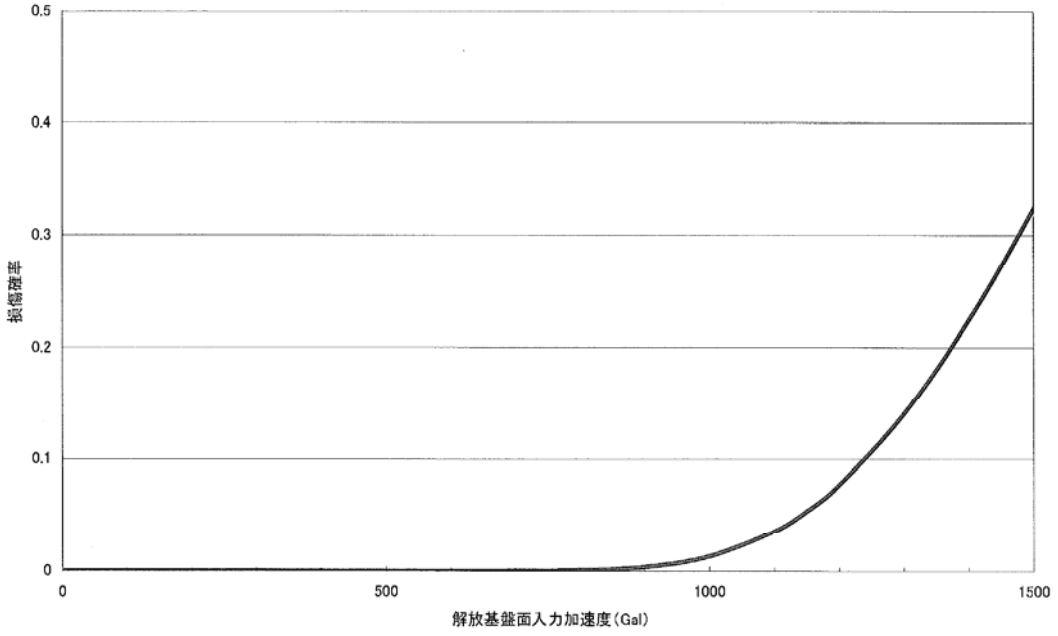
$$HCLPF = Am \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)]$$

$$= 1.70 \times \exp[-1.65 \times (0.13 + 0.19)]$$

$$= 1.00\ (G)$$

別紙表６　内燃機関　安全係数評価結果一覧

Fs	Fμ	Fess	Fd	Fem	Femc	Fss	Fδ	Fm	Fnl	Median	HCLPF
B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	
B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	
2.82	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.06	0.99	0.99	1.00	1.70	
0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.00	0.13	1.00
0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.19	



別紙図４　内燃機関　フラジリティ曲線

(5) 配管（炉内計装引出管）

評価対象機器の緒元を以下に示す。

・評価対象機器：炉内計装引出管

・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：4.86Hz

・各部位の基準地震動Ss（水平：570Gal, 上下：330Gal）に対する発生応力

・評価対象部位：コンジットチューブ

・評価応力：一次膜＋曲げ

・評価対象部位及び評価応力：

別紙表7に，炉内計装引出管の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。

別紙表7　炉内計装引出管の耐震評価結果

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
コンジットチューブ	SUS316TB	一次膜＋曲げ	345	168	2.05

a.　耐力に関する係数F_{EC}の評価

(a) 機器の限界強度に関する係数F_Sの評価

本係数は次式により評価する。

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

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コンジットチューブの材質はＳＵＳ316ＴＢであることから，限界応力としてＪＳＭＥ第Ｉ編付録図表Part5の引張応力Ｓｕ＝428N/mm²（最高使用温度283.6℃）を採用する。このＳｕ値の1.1倍を限界応力の中央値とする。

したがって，

$\sigma_C = 1.1 \times Su = 1.1 \times 428 = 470.8 N/mm^2$

なお，上記の発生応力はすでに内圧を除いた値である。一方，コンジットチューブのような小口径で肉厚の管では，その形状が内圧による影響を受け持つと考えられるため，限界応力（$\sigma_C = 1.1 \times Su$）からは内圧の値を差し引かないものとする。

$\sigma_N = 0\ N/mm^2$

以上より，強度に関する係数F_Sは，以下のとおりとなる。

$$Fs = \frac{\sigma_C}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times Su}{\sigma_T} = \frac{470.8}{168} = 2.80$$

不確実さβ_Uとして，限界応力の中央値1.1×Ｓｕに対して，Ｓｕ（ＪＳＭＥ記載値）が95％信頼下限に相当すると考える。

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

(b)　機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数F_μ

コンジットチューブのような配管構造では，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（配管）

また，不確実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. 機器応答に関する係数F_{ER}

(a) 機器応答評価用入力地震動に関する係数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，本係数は保守的に考慮しないこととし，以下のとおりとする。

$F_{ESS}=1.00$，$\beta_R=\beta_U=0$

(b) 機器の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，本係数は保守的に考慮しないこととし，以下のとおりとした。

$F_D=1.0$，$\beta_R=\beta_U=0$

(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，耐震評価においてコンジットチューブ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。

$F_{EM}=1.0$，$\beta_R=0$，$\beta_U=0.15$

(d) 機器のモード合成に関する係数F_{EMC}

コンジットチューブは，多質点系でモデル化されておりモード合成を考慮する必要があるため，本係数及び不確実さは以下の値とする。

$F_{EMC}=1.0$，$\beta_R=0.15$，$\beta_U=0$

c. 建屋応答に関する係数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実さとして考慮するため，本係数は以下のとおりとする。

$F_{NL}=1.0$，$\beta_R=0.17$，$\beta_U=0.10$

d.　評価結果のまとめ

各係数の評価結果を別紙表８に示す。これらの結果より，炉内計装引出管のフラジリティ加速度の中央値Ａｍ，その不確実さβ_R・β_U及びＨＣＬＰＦは以下のとおりとなる。

また，フラジリティ曲線を別紙図５に示す。

$Am = 3.81$（Ｇ）

$\beta_R = 0.31$，$\beta_U = 0.31$

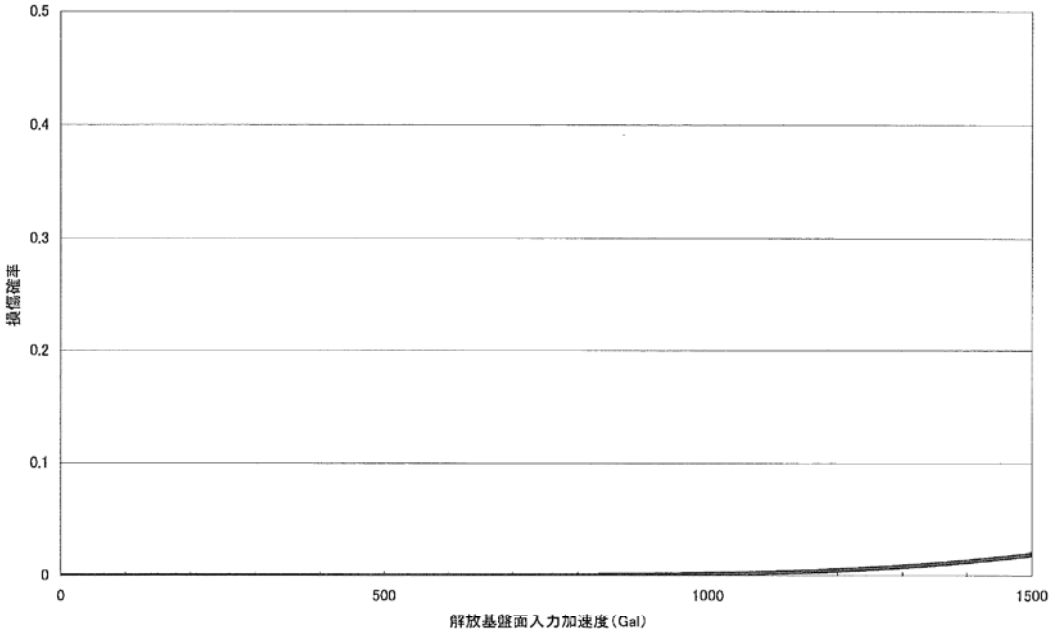
$HCLPF = Am \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)]$

$= 3.81 \times \exp[-1.65 \times (0.31 + 0.31)]$

$= 1.39$（Ｇ）

別紙表８　炉内計装引出管　安全係数評価結果の一覧

Fs	$F\mu$	Fess	Fd	Fem	Femc	Fss	$F\delta$	Fm	Fnl	Median	HCLPF
B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	B_R	
B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	B_U	
2.80	2.24	1.00	1.00	1.00	1.00	1.07	0.99	0.99	1.00	3.81	1.39
0.00	0.19	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.08	0.17	0.31	
0.06	0.19	0.00	0.00	0.15	0.00	0.00	0.15	0.00	0.10	0.31	



別紙図５　炉内計装引出管　フラジリティ曲線

5.1.5　事故シーケンス評価

5.1.5.1　起因事象の設定

(1) 評価対象とした起因事象のリスト，説明及び発生頻度

「5.1.2.2 事故シナリオの明確化と起因事象の分析」を踏まえた起因事象の取り扱いは次表のとおりである。

＜起因事象の取り扱い＞

起因事象	取り扱い
大破断ＬＯＣＡを上回る規模の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。
ＡＴＷＳ	原子炉トリップ失敗事象としてＡＴＷＳを想定する。地震による原子炉トリップは，加速度計の地震加速度高信号で考慮した。ただし，外部電源が喪失している場合には制御棒の自動落下を考慮して，原子炉トリップ信号は不要とした。ＡＴＷＳはモデルの単純化を図り炉心損傷に至るものとして炉心損傷頻度評価を行った。
蒸気発生器伝熱管破損	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。
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，ＲＨＲ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２次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ＲＨＲ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。
大中小破断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因事象が発生するとした。なお，小破断ＬＯＣＡを下回る極小リークＬＯＣＡは，小破断ＬＯＣＡで代表して評価する。
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（主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁）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の配管及び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。
外部電源喪失	屋外開閉所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。
原子炉補機冷却機能喪失	補機冷却水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。
初期に主給水，主蒸気，復水系が使用不可能な過渡事象／初期に主給水，主蒸気，復水系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，過渡事象は包絡している主給水流量喪失で代表して評価する。
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。

(2) 階層イベントツリーとその説明

事故シーケンスの定量化では，第5.1.5-1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った。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る。直接炉心損傷に至る事象（蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損），大破断ＬＯＣＡを上回る規模のＬＯＣＡ），大破断ＬＯＣＡ，中破断ＬＯＣＡ，小破断ＬＯＣＡ．２次冷却系の破断の順であり，これらの起因事象が発生しなかった場合，主給水流量喪失が発生すると想定した。

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建物・構築物・機器などを設定し，そのフラジリティを評価することで算出した。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した。起因事象の条件付き発生確率を第5.1.5-1表に示す。

5.1.5.2　事故シーケンスのモデル化

(1) 成功基準の設定

炉心損傷を防止するための緩和系の成功基準及び余裕時間は，地震時及び地震後においても内部事象で想定する成功基準と相違ない。したがって，地震ＰＲＡにおける成功基準は内部事象と同様のものを採用した。

使命時間については，出力運転時内部事象レベル１ＰＲＡ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。

(2) イベントツリーの作成

イベントツリーのヘディングは，地震に引き続き発生し，炉心損傷に至る起因事象，緩和機能，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5.1.5-1図に示した起因事象の階層イベントツリー及び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。

事象進展イベントツリーは，出力運転時内部事象レベル１ＰＲＡ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，大イベントツリー／小フォールトツリー法による解析モデルとした。

地震評価用のイベントツリーの展開構成を第 5.1.5-2 図，個々のイベントツリーを第5.1.5-3図～第5.1.5-10図に示す。

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イベント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5.1.5-3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，計装・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イベントヘディングに設定する。サポート系イベントツリーでは，出力運転時内部事象レベル１ＰＲＡ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 5.1.5-4 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を第 5.1.5-1 図に示す。

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，運転員操作等を共用系イベントツリーのイベントヘディングに設定する。共用系イベントツリーでは，出力運転時内部事象レベル１ＰＲＡ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 5.1.5-5 図に示す。

e. フロントラインイベントツリー

フロントラインイベントツリーでは，出力運転時内部事象レベル１ＰＲＡ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，出力運転時内部事象レベル１ＰＲＡ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Ｌ

ＯＣＡ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 5.1.5-6～10 図に示す。

5.1.5.3　システムのモデル化

(1) フォールトツリーの頂上事象の設定

イベントツリーのヘディングに対してフォールトツリーの頂上事象を設定し，内部事象ＰＲＡのフォールトツリーをベースとするシステムモデルを作成し，条件付き分岐確率を求めた。

フロントライン系，共用系，サポート系の各イベントツリーの頂上事象に対しては，ランダム故障，人的過誤及び待機除外をモデル化した。また，地震損傷機器イベントツリーの頂上事象に対しては，地震動によるＳＳＣの損傷をモデル化した。

(2) 人間信頼性解析（人的過誤）

地震発生前の運転員操作は，出力運転時内部事象レベル１ＰＲＡと同等の扱いとした。

地震発生後の運転員操作については，出力運転時内部事象レベル１ＰＲＡで想定している中央制御室近傍における操作を考慮した。一方，現場で実施する操作について，地震発生後の操作は保守的に評価上期待しない。

(3) 基事象のスクリーニング

以下に該当する基事象（建屋・構築物・機器）についてはスクリーニングを行った。

a. 損傷確率が頂上事象に対して非常に小さいと見なせる設備は，評価範囲では損傷しないとしてモデル化しない。

b. 地震動による損傷の確率が非常に高いと考えられる設備

（耐力が小さい設備）と地震動による損傷に関して現実的耐力が非常に大きい設備との積事象の場合，耐力が小さい設備は必ず損傷するものとした。

(4) システムの従属性

複数のシステムの喪失で構成される事故シーケンスを適切に評価するためには，システム間の従属性を考慮しなければならない。システムモデルは当該プラントの設計情報を適切に反映した。

なお，機器損傷に関する機器間の相関については，ＰＷＲプラントの冗長設備は基本的に対象配置されているため，冗長機器の損傷は完全相関を想定した。

(5) システム信頼性評価

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算出されない。ただし，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評価した。

(6) 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

出力運転時内部事象レベル１ＰＲＡと同様に，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とした。

5.1.5.4　事故シーケンスの定量化

(1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

ＣＤＦ（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，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。

(2) 炉心損傷頻度の評価結果

a. 全炉心損傷頻度及び事故シーケンス別炉心損傷頻度

事故シーケンスを定量化した結果，全ＣＤＦは，3.2E-5/炉年となった。起因事象別ＣＤＦを第5.1.5-2表及びその寄与割合を示すパイチャートを第5.1.5-11図に示す。起因事象別の結果では，原子炉補機冷却機能喪失を起因とするＣＤＦ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，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等を新たな事故シーケンスとして整理した。

c. 地震加速度と炉心損傷頻度の関係と分析

加速度区分別のＣＤＦを第5.1.5-3表及びその寄与割合を示すパイチャートを第 5.1.5-12 図及び加速度区分別条件付き炉心損傷確率を第5.1.5-13図に示す。加速度区分別では，0.2～0.4Ｇが支配的となっており，次いで 0.4～0.6Ｇ，0.6～0.8Ｇが支配的となっている。

(3) 重要度解析，不確実さ解析及び感度解析

a. 重要度解析結果

ＣＤＦのＦＶ重要度を第5.1.5-4表に示す。全ＣＤＦのＦＶ重要度は，感度解析の評価条件を決定する際に活用している。

b. 不確実さ解析結果

(a) 全ＣＤＦの不確実さ解析

全ＣＤＦの不確実さ解析結果を第 5.1.5-5 表に示す。全ＣＤＦの不確実さ幅を示すＥＦは 12.4 という結果となった。これは，各パラメータの不確実さの影響により，上限と下限の間に約 154 倍の不確実さ幅があることを意味する。

ＣＤＦの不確実さは，地震ハザード曲線の不確実さの影響を受ける。本評価では低加速度でのＣＤＦが高く，0.2Ｇ～0.6ＧのＣＤＦへの寄与は全ＣＤＦの約９割を占める。0.2Ｇ～0.6Ｇの不確実さ情報として，地震ハザード曲線（水平）の超過発生頻度を確認したところ，第 5.1.5-6 表より，信頼度区分 90％～最大値と最小値～10％の間に約 12～437 倍の差が確認された。そのうち，より低い加速度がよりＣＤＦへの寄与が高くなることを考慮すると，ＣＤＦの不確実さ幅は地震ハザードの不確実さ幅が支配的と考えられる。

今回のＰＲＡを事故シーケンスの選定に適用する際には，ＣＤＦの絶対値よりも相対値に注目しており，すべての事故シーケンスに対して共通である地震ハザードの不確実さが各事故シーケンスの相対的な重要性に有意に影響することは考えにくい。

(b) 地震特有のシーケンスの不確実さ解析

地震特有の事故シーケンスは，以下の①～④であり，点推定評価の全ＣＤＦに対する各々の事故シーケンスの比は，約 0.001～0.02 と小さかった。

① 過渡事象＋補助給水失敗（炉内構造物等の損傷）

② 外部電源喪失＋非常用所内交流動力電源喪失（複数の電気盤損傷）

③ 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

④ 大破断ＬＯＣＡを上回る規模のＬＯＣＡ

ただし，「(1)フォールトツリーの頂上事象の設定」で検討したように，全ＣＤＦに不確実さが存在するのと同様に，地震特有のシーケンスについてもＣＤＦに不確実さが存在する。したがって，地震特有のシーケンスに対して不確実さ解析を実施した。

評価結果を第5.1.5-5表及び第5.1.5-14図に示す。地震特有の事故シーケンスのＥＦは約147.2～277.7であり，それぞれのフラジリティの不確実さが影響することにより，全ＣＤＦに比べて不確実さ幅が大きくなったものと考えられる。地震ハザード曲線の不確実さは，全ＣＤＦと地震特有のシーケンスに従属的に影響していることから，不確実さパラメータの下限値，中央値，平均値及び上限値において，地震ハザード曲線の不確実さの影響が支配的な全ＣＤＦに対する地震特有のシーケンスの比を確認することで，フラジリティの不確実さが加味された影響を概略把握することができる。その結果は約0.001～0.025であり，点推定評価と同様に地震特有の事故シーケンスのＣＤＦは小さいことが確認された。

以上より，不確実さを考慮しても地震特有のシーケンスは全ＣＤＦに対して寄与が小さく，内部事象で選定した重要事故シーケンスは，地震を考慮しても代表されることを確認した。

c. 感度解析結果

冗長の機器について完全相関とし評価していたが,この冗長の機器について独立として評価した場合の影響を確認した。全ＣＤＦに対するＦＶ重要度の上位10位を第5.1.5-4表に示す。ＦＶ重要度が0.01以上の機器がＣＤＦへ寄与するが，ベースケースではランダム故障の寄与が大きく，ＦＶ重要度が 0.01以上の機器は，炉内構造物（ＦＶ=0.013），海水取水ライン構造物（ＦＶ=0.011）及び安全補機開閉器室空調ファン（ＦＶ=0.011）であった。炉内構造物及び海水取水ライン構造物は冗長機器ではないため,相関性を設定する感度解析の対象外である。安全補機開閉器室空調ファンは，トレン２系統を独立として扱った。安全補機開閉器室空調ファンの損傷に独立を仮定した場合,全ＣＤＦの低減効果は約１％となった。このことから,冗長機器を独立として扱った評価においてもＣＤＦに有意な変化は生じないことが推測される。第 5.1.5-7 表及び第5.1.5-15 図に相関性を設定した冗長設備の条件付き損傷確率を示す。

また，感度解析のＣＤＦを第5.1.5-8表に示す。安全補機開閉器室空調ファンの損傷に独立を仮定した場合,全ＣＤＦの低減効果は約１％となった。このことから，冗長機器を独立として扱った評価においてもＣＤＦには有意な変化は生じないことがわかった。

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5.1.5-1表　起因事象の条件付き発生確率

起因事象	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	-	2.5E-07	4.4E-05	1.5E-03	1.2E-02
直接炉心損傷に至る事象（Ｅｘｃｅｓｓ　ＬＯＣＡ）	1.3E-09	2.8E-06	2.0E-04	5.4E-03	3.7E-02
直接炉心損傷に至る事象（原子炉補助建屋損傷）	-	2.7E-06	2.2E-04	4.4E-03	2.4E-02
直接炉心損傷に至る事象（原子炉補機冷却機能喪失）	-	1.9E-08	2.6E-06	6.7E-05	5.1E-04
直接炉心損傷に至る事象（過渡事象）	7.4E-07	3.6E-04	8.5E-03	6.5E-02	1.9E-01
直接炉心損傷に至る事象（ＡＴＷＳ）	-	1.4E-07	2.9E-05	1.3E-03	1.2E-02
大破断ＬＯＣＡ	2.8E-06	7.6E-04	1.4E-02	9.8E-02	2.8E-01
中破断ＬＯＣＡ	1.2E-06	3.3E-04	6.3E-03	4.5E-02	1.3E-01
小破断ＬＯＣＡ	1.0E-06	3.0E-04	5.8E-03	4.2E-02	1.3E-01
２次冷却系の破断	-	3.2E-07	3.2E-05	8.2E-04	6.0E-03
主給水流量喪失	1.0E+00				

第5.1.5-2表　起因事象別炉心損傷頻度

起因事象	事故シーケンス	シーケンス別炉心損傷頻度(/炉年)	起因事象別炉心損傷頻度(/炉年)	寄与割合(%)
大破断LOCA	大破断LOCA＋低圧注入失敗	1.8E-07	2.1E-07	0.7
	大破断LOCA＋蓄圧注入失敗	3.1E-08		
	大破断LOCA＋低圧再循環失敗	2.6E-09		
	大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	ε		
	大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	ε		
中破断LOCA	中破断LOCA＋高圧注入失敗	7.1E-08	8.1E-08	0.3
	中破断LOCA＋蓄圧注入失敗	6.6E-09		
	中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	1.8E-09		
	中破断LOCA＋高圧再循環失敗	1.0E-09		
	中破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	2.2E-10		
小破断LOCA	小破断LOCA＋補助給水失敗	1.1E-10	6.5E-08	0.2
	小破断LOCA＋高圧注入失敗	6.2E-08		
	小破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	1.7E-09		
	小破断LOCA＋高圧再循環失敗	9.0E-10		
	小破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	1.9E-10		
２次冷却系の破断	２次冷却系破断＋主蒸気隔離失敗	9.8E-10	1.4E-09	0.1未満
	２次冷却系破断＋補助給水失敗	4.6E-10		
主給水流量喪失	主給水流量喪失＋補助給水失敗	2.3E-08	2.3E-08	0.1未満
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	1.6E-06	1.6E-06	5.1
	外部電源喪失＋補助給水失敗	1.7E-08		
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA	2.9E-05	2.9E-05	91.4
	原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	ε		
	原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	ε		
直接炉心損傷に至る事象	Excess LOCA	6.0E-08	7.2E-07	2.3
	原子炉補助建屋損傷	4.4E-08		
	過渡事象＋補助給水失敗（炉内構造物等の損傷）	6.0E-07		
	地震によるAT＋制御棒挿入不能（ATWS）	1.6E-08		
	原子炉建屋損傷	2.5E-09		
	原子炉格納容器損傷	6.3E-10		
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）	1.8E-08	1.8E-08	0.1未満
合計		3.2E-05		－

ε：1.0E-11未満

第 5.1.5-3 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）	2.5E-05	78
区分２（0.4G～0.6G）	4.2E-06	13
区分３（0.6G～0.8G）	1.2E-06	4
区分４（0.8G～1.0G）	9.5E-07	3
区分５（1.0G～1.2G）	7.0E-07	2
全炉心損傷頻度	3.2E-05	100

第5.1.5-4表　建屋・機器毎のＦＶ重要度評価結果

建屋・機器 ＼ ケース		ベースケース（炉心損傷頻度：3.2E-5/炉年） 中央値（G）	HCLPF（G）	ＦＶ重要度	備　考
1. 炉内構造物	構造損傷	1.44	0.70	0.013	冗長設備でないため相関性の設定対象外
2. 海水取水ライン構造物	構造損傷	1.35	0.74	0.011	冗長設備でないため相関性の設定対象外
3. 安全補機開閉器室空調ファン	構造損傷	1.41	0.73	0.011	冗長２基を独立
4. ＳＷＧＲ室空調系ダクト(手動ダンパ含む)	構造損傷	2.88	1.05	0.0008 (0.01未満)	ＦＶ重要度が低くＣＤＦへの感度なく対象外（ＦＶ重要度0.01未満）
5. 原子炉補助建屋	構造損傷	1.92	1.00	0.0008 (0.01未満)	FV重要度が低くＣＤＦへの感度なく対象外（ＦＶ重要度0.01未満）
6. ディーゼル発電機室換気系ダクト	構造損傷	2.88	1.05	0.0007 (0.01未満)	ＦＶ重要度が低くＣＤＦへの感度なく対象外（ＦＶ重要度0.01未満）
7. 制御用空気圧縮機室給排気系ダクト	構造損傷	2.88	1.05	0.0007 (0.01未満)	ＦＶ重要度が低くＣＤＦへの感度なく対象外（ＦＶ重要度0.01未満）
8. 空調用冷水膨張タンク	構造損傷	1.51	1.01	0.0007 (0.01未満)	ＦＶ重要度が低くＣＤＦへの感度なく対象外（ＦＶ重要度0.01未満）
9. 安全補機開閉器室空調ユニット	構造損傷	1.52	1.02	0.0007 (0.01未満)	ＦＶ重要度が低くＣＤＦへの感度なく対象外（ＦＶ重要度0.01未満）
10. 炉心支持構造物	構造損傷	2.32	1.04	0.0006 (0.01未満)	ＦＶ重要度が低くＣＤＦへの感度なく対象外（ＦＶ重要度0.01未満）

（ＦＶ重要度上位10位までのＳＳＣ）

第5.1.5-5表　全炉心損傷頻度の不確実さと地震特有のシーケンスの不確実さによる比の確認

不確実さ	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 外部電源喪失 ＋非常用所内交流動力電源喪失 （複数の電気盤損傷）	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 大破断ＬＯＣＡを上回る規模のＬＯＣＡ	全ＣＤＦとの比
95％上限値	1.1E-04	2.8E-06	(0.025)	1.8E-07	(0.002)	7.3E-08	(0.001)	2.2E-07	(0.002)
平均値	3.2E-05	6.2E-07	(0.019)	4.4E-08	(0.001)	1.9E-08	(0.001)	5.8E-08	(0.002)
中央値	1.8E-05	2.4E-08	(0.001)	2.7E-09	(0.001未満)	4.3E-10	(0.001未満)	3.3E-09	(0.001未満)
５％下限値	7.2E-07	3.8E-11	(0.001未満)	8.0E-12	(0.001未満)	9.4E-13	(0.001未満)	1.0E-11	(0.001未満)
エラーファクター	12.4	269.2	－	151.3	－	277.7	－	147.2	－
点推定値	3.2E-05	6.0E-07	(0.019)	4.4E-08	(0.001)	1.8E-08	(0.001)	6.3E-08	(0.002)

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

第 5.1.5-6 表　伊方発電所の地震ハザードデータ（水平）

Acc(cm/s/s)	-10%	<10-20%	<20-30%	<30-40%	<40-50%	<50-60%	<60-70%	<70-80%	<80-90%	<90%-	average
50	1.99E-02	2.47E-02	2.86E-02	3.21E-02	3.59E-02	3.95E-02	4.25E-02	4.65E-02	5.01E-02	5.82E-02	3.78E-02
100	2.88E-03	4.37E-03	5.51E-03	6.63E-03	7.68E-03	9.02E-03	1.02E-02	1.15E-02	1.31E-02	1.57E-02	8.66E-03
150	6.98E-04	1.19E-03	1.55E-03	1.94E-03	2.36E-03	2.79E-03	3.28E-03	3.81E-03	4.51E-03	5.93E-03	2.81E-03
200	2.28E-04	4.14E-04	5.53E-04	7.10E-04	8.90E-04	1.09E-03	1.30E-03	1.56E-03	1.94E-03	2.71E-03	1.14E-03
250	7.89E-05	1.68E-04	2.42E-04	3.18E-04	4.04E-04	4.94E-04	6.03E-04	7.64E-04	9.77E-04	1.41E-03	5.46E-04
300	2.74E-05	7.71E-05	1.21E-04	1.58E-04	1.99E-04	2.49E-04	3.19E-04	4.17E-04	5.45E-04	8.13E-04	2.93E-04
350	1.03E-05	3.73E-05	6.50E-05	8.32E-05	1.10E-04	1.42E-04	1.84E-04	2.41E-04	3.26E-04	5.09E-04	1.71E-04
400	4.24E-06	1.79E-05	3.50E-05	4.57E-05	6.18E-05	8.46E-05	1.11E-04	1.45E-04	2.01E-04	3.37E-04	1.04E-04
450	1.86E-06	8.96E-06	1.83E-05	2.46E-05	3.41E-05	4.86E-05	7.10E-05	8.96E-05	1.28E-04	2.31E-04	6.56E-05
500	8.65E-07	4.65E-06	9.91E-06	1.38E-05	1.93E-05	2.80E-05	4.59E-05	5.77E-05	8.52E-05	1.63E-04	4.29E-05
550	4.08E-07	2.49E-06	5.00E-06	7.05E-06	1.04E-05	1.59E-05	2.87E-05	3.81E-05	5.78E-05	1.18E-04	2.83E-05
600	1.99E-07	1.37E-06	2.47E-06	3.54E-06	5.68E-06	9.25E-06	1.79E-05	2.53E-05	4.04E-05	8.68E-05	1.93E-05
650	9.72E-08	5.90E-07	1.09E-06	1.95E-06	3.19E-06	5.45E-06	1.13E-05	1.73E-05	2.92E-05	6.52E-05	1.36E-05
700	2.07E-08	2.28E-07	4.98E-07	7.47E-07	1.61E-06	3.19E-06	7.20E-06	1.19E-05	2.07E-05	4.95E-05	9.56E-06
750	1.02E-08	1.32E-07	2.81E-07	4.25E-07	9.14E-07	2.02E-06	4.77E-06	8.44E-06	1.45E-05	3.79E-05	6.93E-06
800	5.02E-09	7.57E-08	1.93E-07	2.77E-07	6.24E-07	1.36E-06	3.26E-06	5.90E-06	1.02E-05	2.93E-05	5.12E-06
850	2.61E-09	4.67E-08	1.25E-07	2.11E-07	4.47E-07	9.49E-07	2.27E-06	3.89E-06	7.30E-06	2.29E-05	3.82E-06
900	1.39E-09	2.94E-08	7.95E-08	1.69E-07	3.37E-07	6.89E-07	1.61E-06	2.81E-06	4.85E-06	1.81E-05	2.86E-06
950	4.78E-10	6.43E-09	3.04E-08	5.83E-08	1.54E-07	4.21E-07	1.09E-06	1.89E-06	3.45E-06	1.43E-05	2.14E-06
1000	2.61E-10	3.93E-09	1.96E-08	3.83E-08	1.05E-07	2.99E-07	7.24E-07	1.28E-06	2.47E-06	1.15E-05	1.64E-06
1050	1.45E-10	2.44E-09	1.29E-08	2.55E-08	7.22E-08	2.16E-07	4.37E-07	7.97E-07	1.81E-06	9.22E-06	1.26E-06
1100	7.44E-11	1.13E-09	7.53E-09	1.52E-08	3.58E-08	1.08E-07	3.07E-07	5.97E-07	1.37E-06	7.49E-06	9.93E-07
1150	3.74E-11	6.93E-10	5.00E-09	1.01E-08	2.38E-08	7.80E-08	2.11E-07	4.26E-07	1.04E-06	6.12E-06	7.91E-07
1200	2.02E-11	4.45E-10	3.39E-09	6.92E-09	1.65E-08	5.72E-08	1.65E-07	3.32E-07	8.05E-07	5.03E-06	6.42E-07
1250	1.19E-11	2.90E-10	2.32E-09	4.78E-09	1.15E-08	4.24E-08	1.26E-07	2.68E-07	6.27E-07	4.16E-06	5.24E-07
1300	7.09E-12	1.91E-10	1.60E-09	3.33E-09	8.16E-09	3.18E-08	9.45E-08	2.21E-07	4.93E-07	3.45E-06	4.31E-07
1350	3.66E-12	8.58E-11	9.42E-10	2.04E-09	4.17E-09	1.54E-08	5.72E-08	1.39E-07	3.78E-07	2.87E-06	3.47E-07
1400	1.95E-12	5.80E-11	6.57E-10	1.45E-09	3.03E-09	1.14E-08	4.37E-08	1.08E-07	2.98E-07	2.40E-06	2.87E-07
1450	7.46E-13	3.91E-11	4.62E-10	1.04E-09	2.21E-09	8.49E-09	3.34E-08	8.37E-08	2.37E-07	2.02E-06	2.38E-07
1500	1.72E-13	2.68E-11	3.27E-10	7.50E-10	1.62E-09	6.39E-09	2.57E-08	6.54E-08	1.90E-07	1.70E-06	1.99E-07
1550	1.04E-13	1.56E-11	2.29E-10	5.45E-10	1.19E-09	4.85E-09	1.99E-08	5.14E-08	1.52E-07	1.44E-06	1.67E-07
1600	6.37E-14	1.08E-11	1.65E-10	3.99E-10	8.84E-10	3.71E-09	1.54E-08	4.06E-08	1.23E-07	1.22E-06	1.41E-07
1650	3.93E-14	6.65E-12	1.19E-10	2.93E-10	6.57E-10	2.85E-09	1.21E-08	3.22E-08	9.94E-08	1.04E-06	1.19E-07
1700	2.45E-14	4.17E-12	8.62E-11	2.15E-10	4.89E-10	2.21E-09	9.48E-09	2.57E-08	8.09E-08	8.89E-07	1.01E-07
1750	1.54E-14	1.98E-12	6.13E-11	1.60E-10	3.66E-10	1.72E-09	7.48E-09	2.05E-08	6.60E-08	7.61E-07	8.58E-08
1800	9.75E-15	9.06E-13	4.40E-11	1.14E-10	2.74E-10	1.35E-09	5.94E-09	1.65E-08	5.40E-08	6.55E-07	7.33E-08
1850	6.24E-15	6.40E-13	3.22E-11	8.20E-11	2.06E-10	1.06E-09	4.73E-09	1.33E-08	4.43E-08	5.65E-07	6.28E-08
1900	3.99E-15	4.56E-13	2.40E-11	6.22E-11	1.57E-10	8.41E-10	3.79E-09	1.08E-08	3.64E-08	4.88E-07	5.40E-08
1950	2.58E-15	3.27E-13	1.80E-11	4.75E-11	1.21E-10	6.68E-10	3.04E-09	8.77E-09	2.99E-08	4.23E-07	4.66E-08
2000	1.70E-15	2.31E-13	1.32E-11	3.29E-11	9.19E-11	5.31E-10	2.46E-09	7.15E-09	2.47E-08	3.67E-07	4.02E-08
2050	5.00E-18	1.64E-13	9.97E-12	2.53E-11	7.12E-11	4.26E-10	1.99E-09	5.86E-09	2.05E-08	3.20E-07	3.49E-08
2100	2.45E-18	1.20E-13	7.58E-12	1.96E-11	5.54E-11	3.43E-10	1.62E-09	4.81E-09	1.71E-08	2.79E-07	3.03E-08
2150	0	2.41E-14	5.64E-12	1.50E-11	4.33E-11	2.74E-10	1.32E-09	3.96E-09	1.42E-08	2.44E-07	2.64E-08
2200	0	1.01E-14	3.55E-12	1.11E-11	3.37E-11	2.22E-10	1.08E-09	3.28E-09	1.19E-08	2.14E-07	2.30E-08
2250	0	5.55E-15	2.62E-12	8.66E-12	2.66E-11	1.79E-10	8.85E-10	2.71E-09	1.00E-08	1.88E-07	2.01E-08
2300	0	4.10E-15	1.81E-12	6.03E-12	2.08E-11	1.46E-10	7.28E-10	2.25E-09	8.43E-09	1.65E-07	1.77E-08
2350	0	4.48E-17	8.41E-13	4.02E-12	1.57E-11	1.19E-10	6.02E-10	1.88E-09	7.12E-09	1.45E-07	1.55E-08
2400	0	2.99E-17	6.61E-13	2.80E-12	1.23E-11	9.78E-11	4.99E-10	1.57E-09	6.02E-09	1.28E-07	1.37E-08
2450	0	0	1.39E-14	1.67E-12	9.56E-12	8.04E-11	4.15E-10	1.32E-09	5.11E-09	1.13E-07	1.20E-08
2500	0	0	1.05E-14	1.31E-12	6.92E-12	6.64E-11	3.46E-10	1.11E-09	4.35E-09	1.01E-07	1.06E-08
2550	0	0	8.05E-15	1.04E-12	4.11E-12	5.50E-11	2.90E-10	9.32E-10	3.71E-09	8.92E-08	9.42E-09
2600	0	0	6.19E-15	8.21E-13	2.61E-12	4.37E-11	2.40E-10	7.84E-10	3.17E-09	7.93E-08	8.35E-09
2650	0	0	4.72E-15	6.48E-13	1.77E-12	3.64E-11	2.02E-10	6.64E-10	2.72E-09	7.05E-08	7.42E-09
2700	0	0	3.64E-15	5.01E-13	1.26E-12	2.98E-11	1.70E-10	5.63E-10	2.33E-09	6.29E-08	6.60E-09
2750	0	0	2.82E-15	3.88E-13	9.50E-13	2.44E-11	1.44E-10	4.78E-10	2.01E-09	5.61E-08	5.88E-09
2800	0	0	2.20E-15	3.05E-13	7.62E-13	1.99E-11	1.20E-10	4.07E-10	1.73E-09	5.02E-08	5.25E-09
2850	0	0	1.71E-15	2.40E-13	6.13E-13	1.67E-11	1.00E-10	3.46E-10	1.49E-09	4.49E-08	4.69E-09
2900	0	0	1.34E-15	1.87E-13	4.95E-13	1.35E-11	8.49E-11	2.96E-10	1.29E-09	4.03E-08	4.20E-09
2950	0	0	1.05E-15	1.48E-13	4.01E-13	1.14E-11	6.92E-11	2.51E-10	1.12E-09	3.61E-08	3.76E-09
3000	0	0	8.29E-16	1.18E-13	3.25E-13	9.56E-12	5.78E-11	2.14E-10	9.71E-10	3.25E-08	3.37E-09

第5.1.5-7表（1／2）　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）

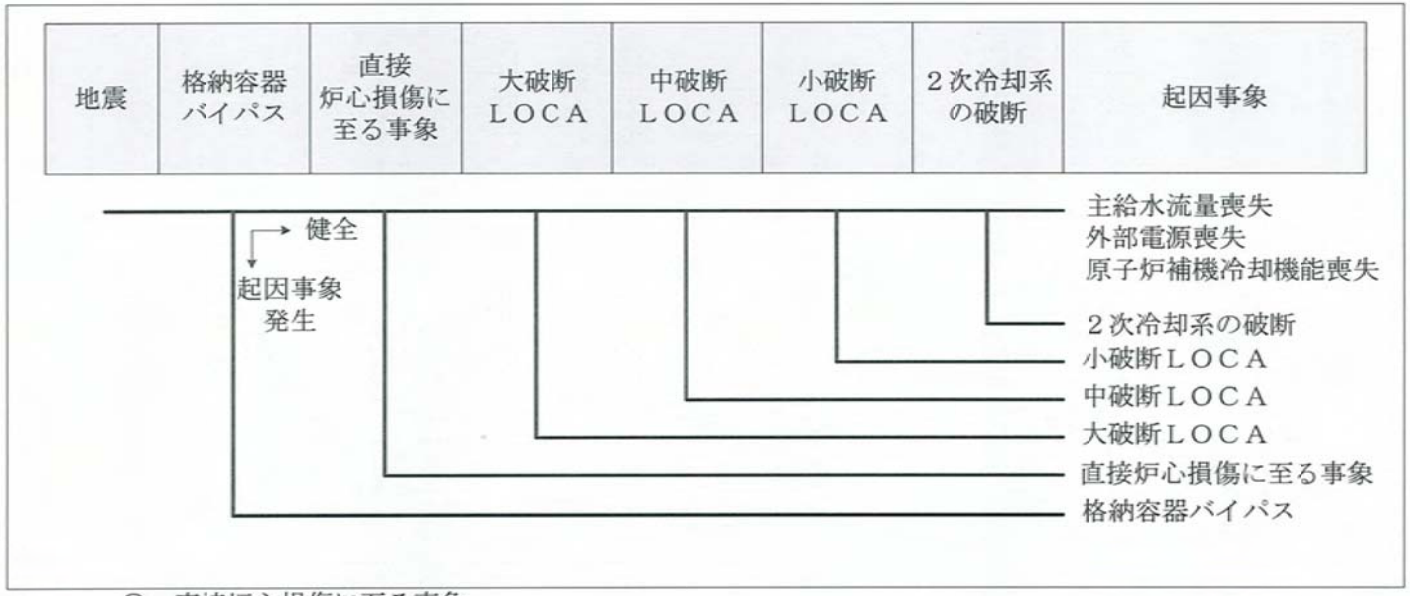
イベントツリー頂上事象		地震評価用機器			加速度中央値(G)	β_R	β_U	HCLPF(G)	加速度レベル(G)				
記号	起因事象	記号	機器	損傷モード					0.2～0.4	0.4～0.6	0.6～0.8	0.8～1.0	1.0～1.2
Q4	安全補機開閉器室空調系	ZSGHFBM	安全補機開閉器室空調ファン　3VSF26B（冗長2基　完全相関）	構造	1.41	0.19	0.22	0.72	2.0E-07	1.9E-04	6.1E-03	5.6E-02	1.8E-01

第5.1.5-7表（2／2）　相関性を設定した冗長設備の条件付き損傷確率（完全独立の場合）

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	HCLPF(G)	加速度レベル(G)				
記号	起因事象	記号	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
Q4	安全補機開閉器室空調系	ZSGHFBM	安全補機開閉器室空調ファン　3VSF26B（冗長2基　完全相関）	構造	1.41	0.19	0.22	0.72	4.0E-14	3.4E-08	3.7E-05	3.1E-03	3.1E-02

第 5.1.5-8 表　感度解析結果

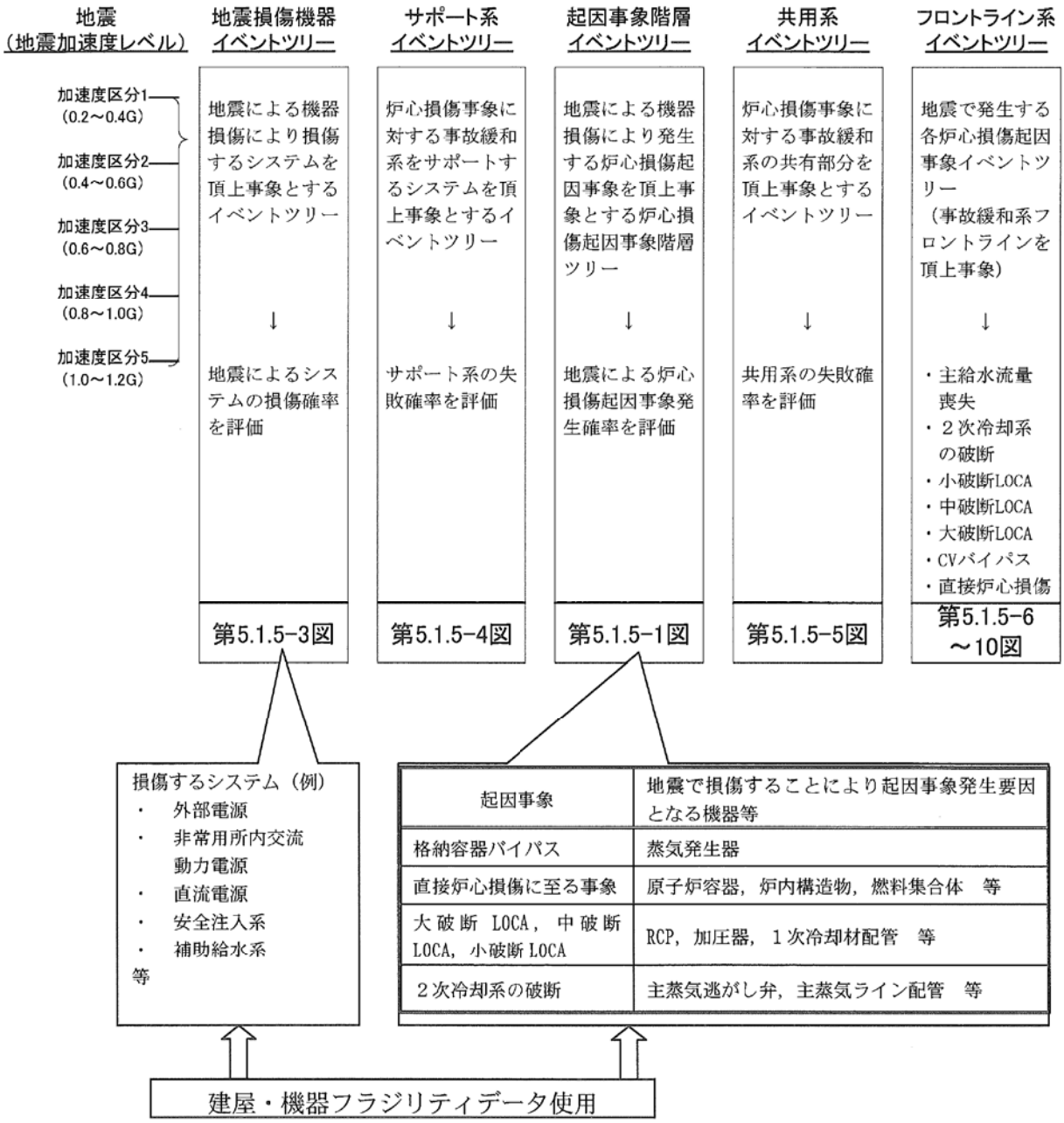
加速度区分	ベースケース		感度解析	
	ＣＤＦ (/炉年)	寄与割合 (%)	ＣＤＦ (/炉年)	寄与割合 (%)
区分１（0.2G～0.4G）	2.5E-05	78	2.5E-05	79
区分２（0.4G～0.6G）	4.2E-06	13	4.2E-06	13
区分３（0.6G～0.8G）	1.2E-06	4	1.1E-06	3
区分４（0.8G～1.0G）	9.5E-07	3	7.9E-07	3
区分５（1.0G～1.2G）	7.0E-07	2	6.4E-07	2
全炉心損傷頻度	3.2E-05	100	3.1E-05	100



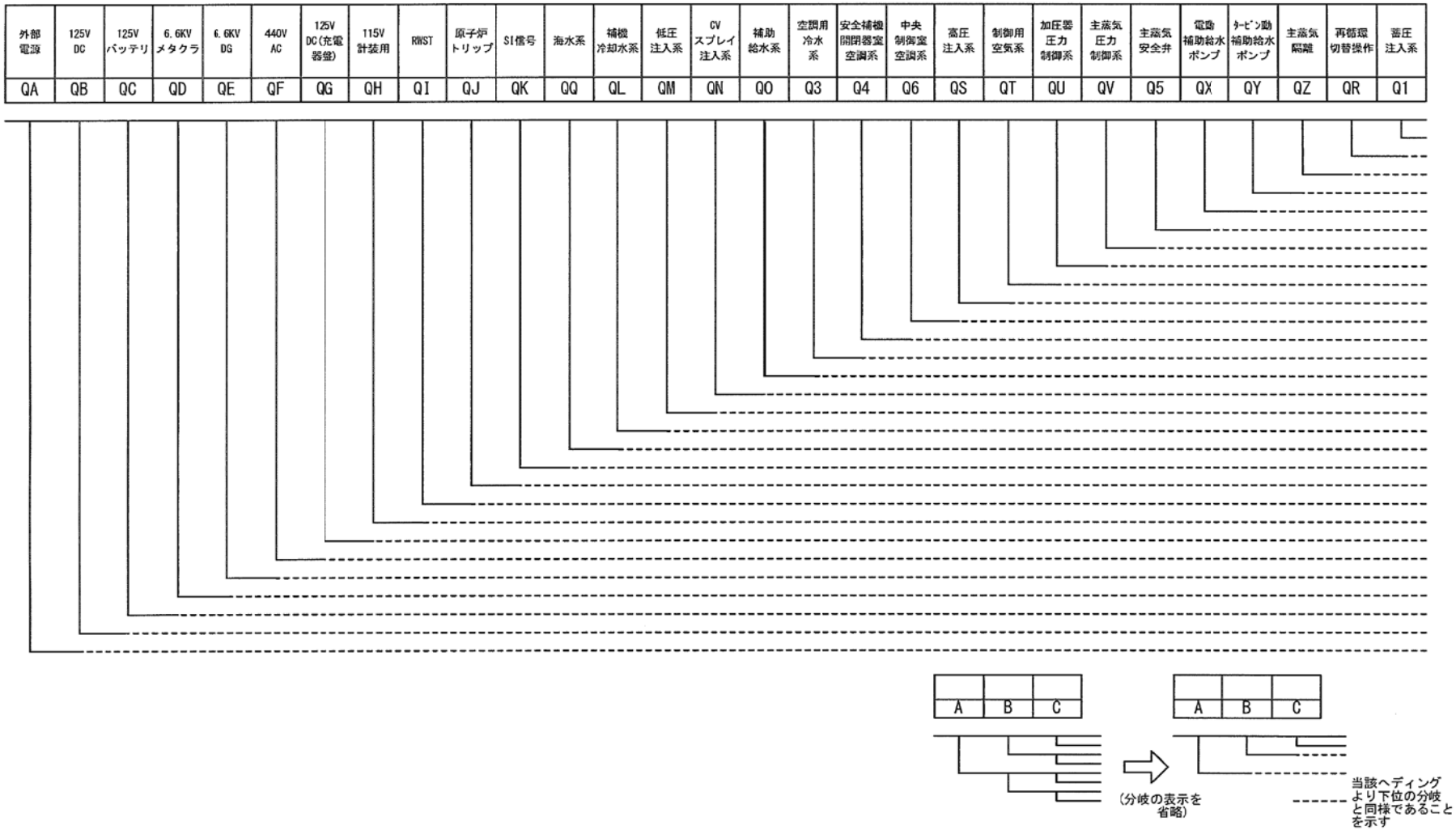
○　直接炉心損傷に至る事象
- Ｅｘｃｅｓｓ　ＬＯＣＡ
- 原子炉補助建屋損傷
- 炉内構造物損傷
- 原子炉格納容器損傷
- 原子炉建屋損傷

○　格納容器バイパス
- 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

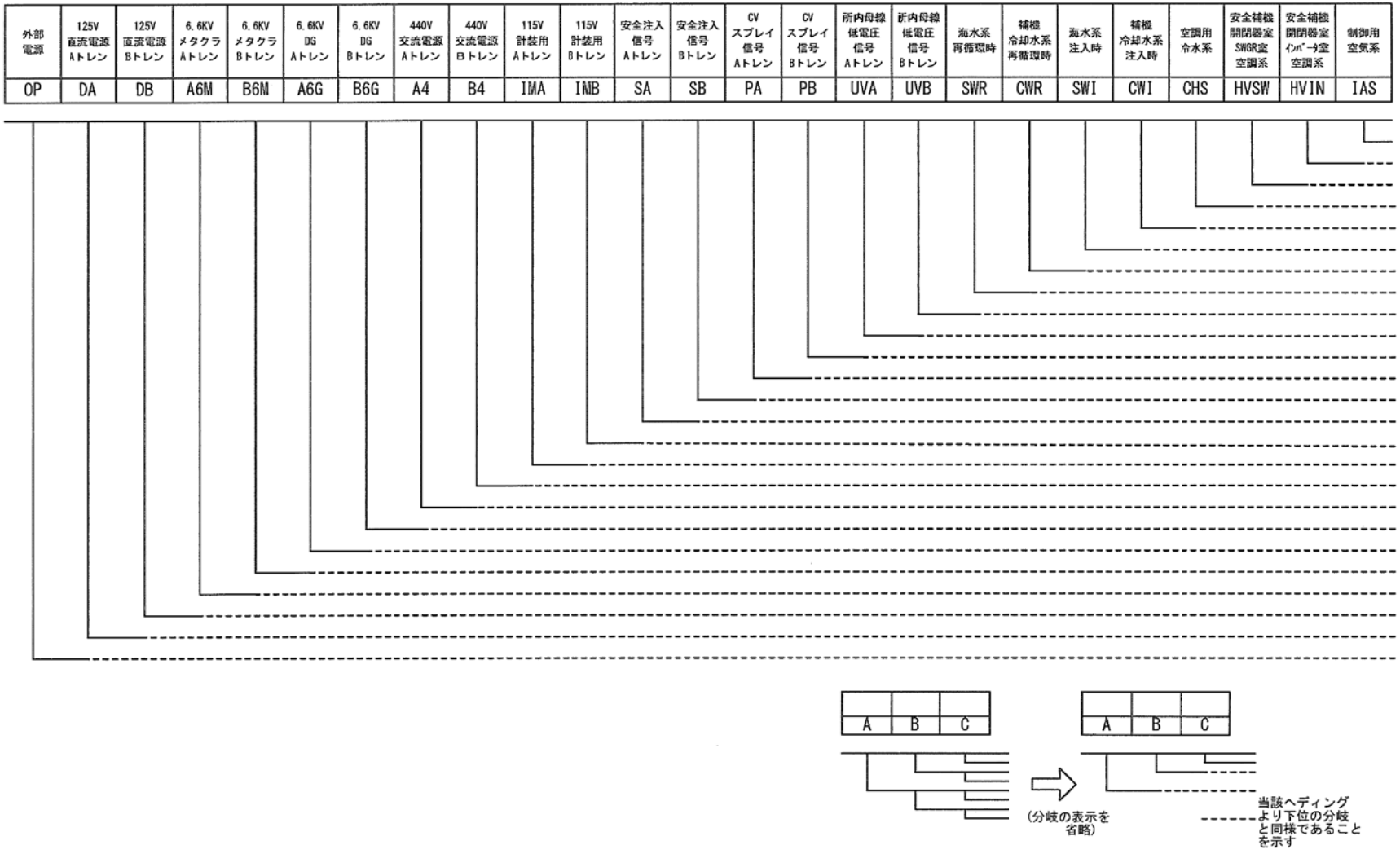
第5.1.5-1図　地震ＰＲＡ起因事象階層イベントツリー



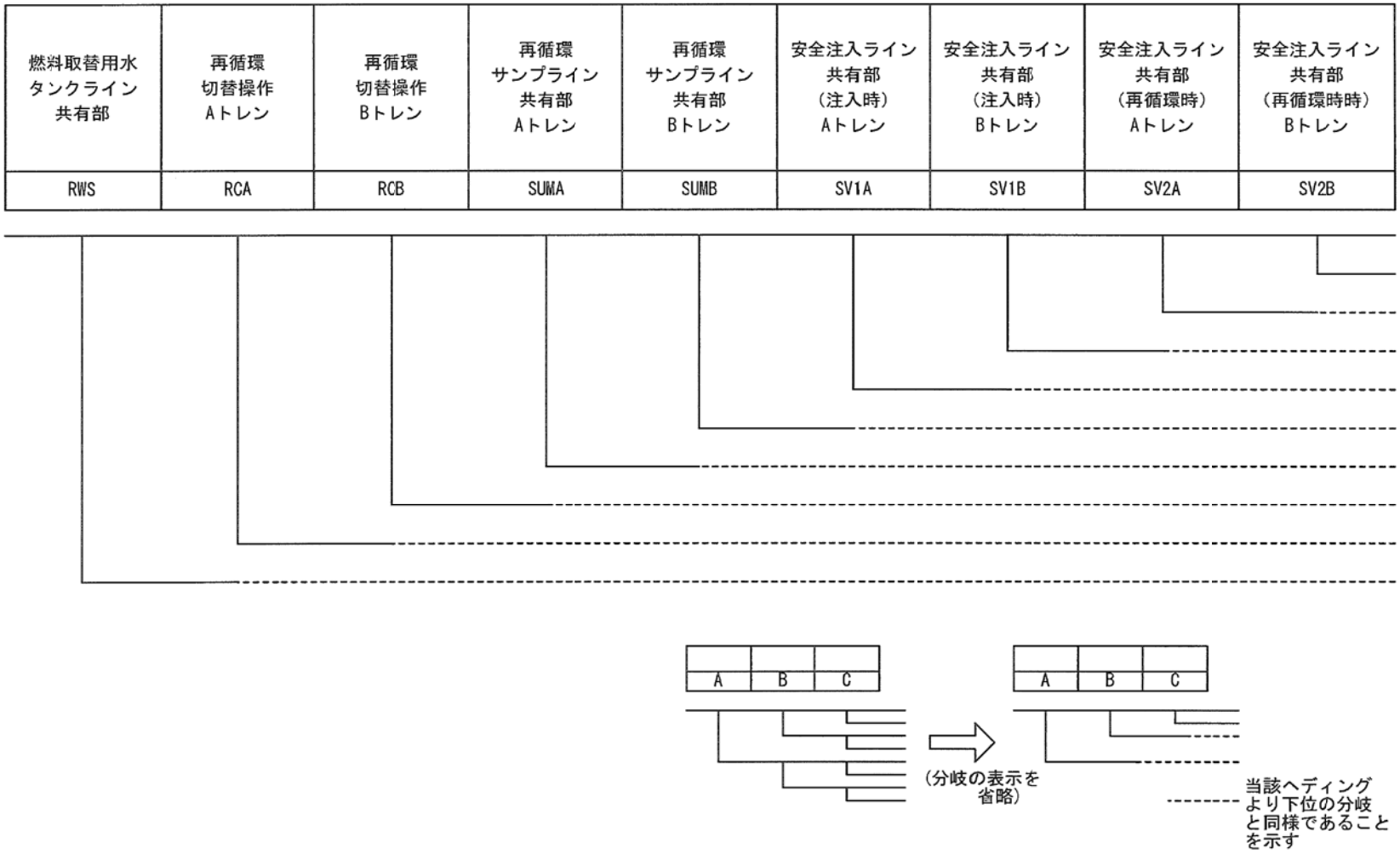
第 5.1.5-2 図　地震評価用のイベントツリーの展開構成



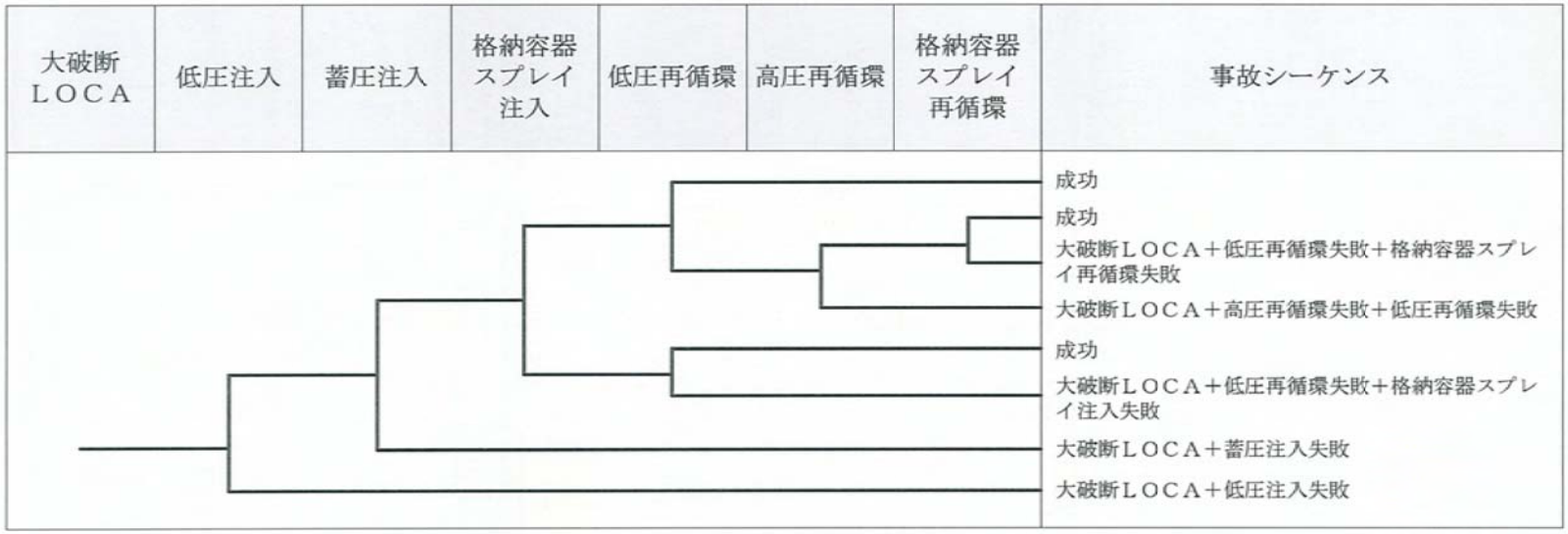
第 5.1.5-3 図　地震損傷機器イベントツリー



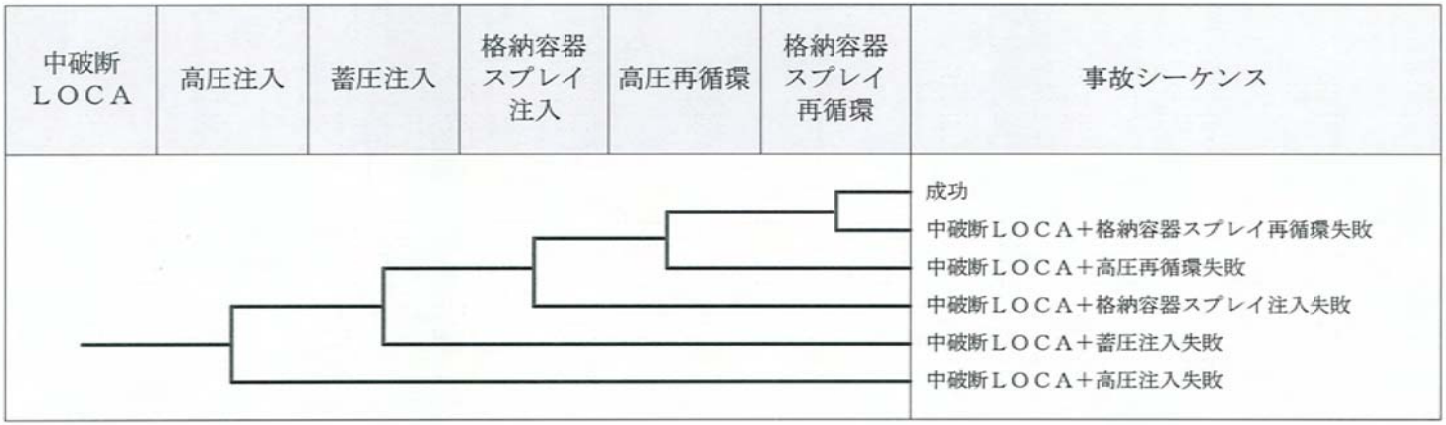
第 5.1.5-4 図　サポート系イベントツリー



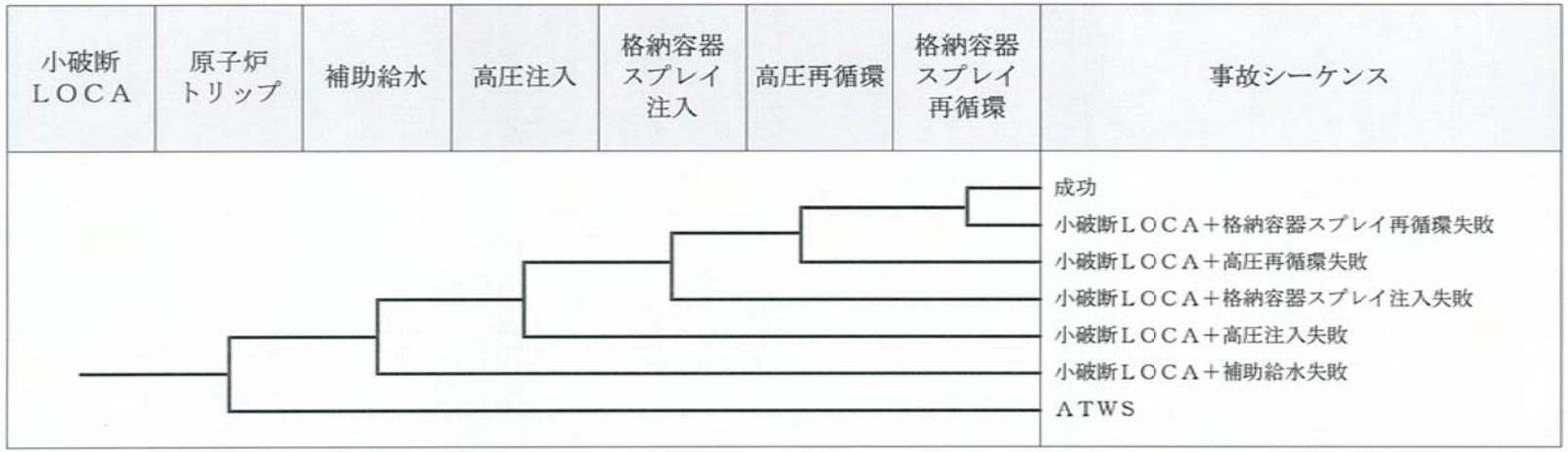
第 5.1.5-5 図　共用系イベントツリー



第 5.1.5-6 図　大破断ＬＯＣＡイベントツリー



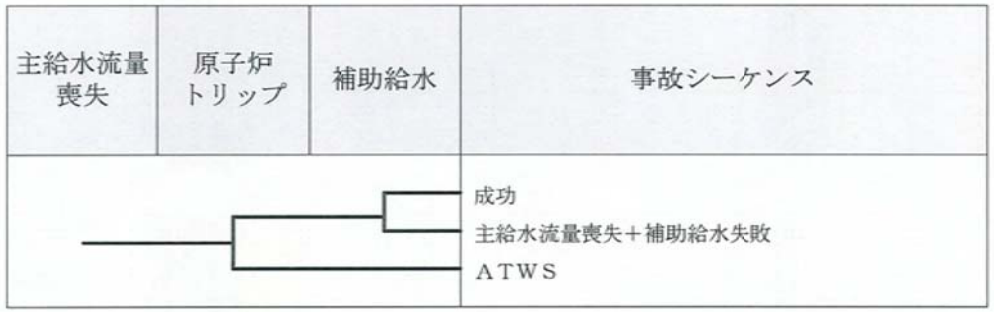
第 5.1.5-7 図　中破断ＬＯＣＡイベントツリー



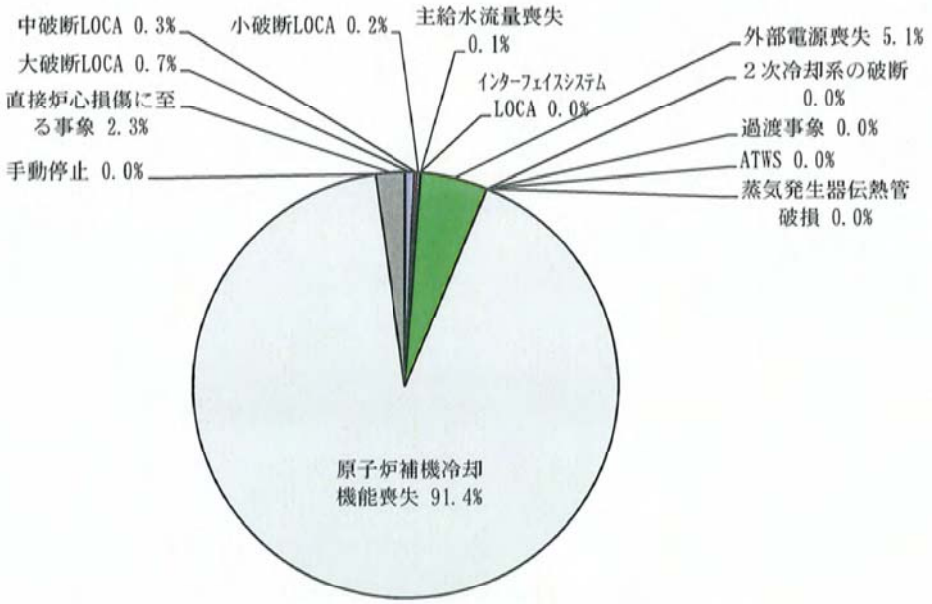
第 5.1.5-8 図　小破断ＬＯＣＡイベントツリー



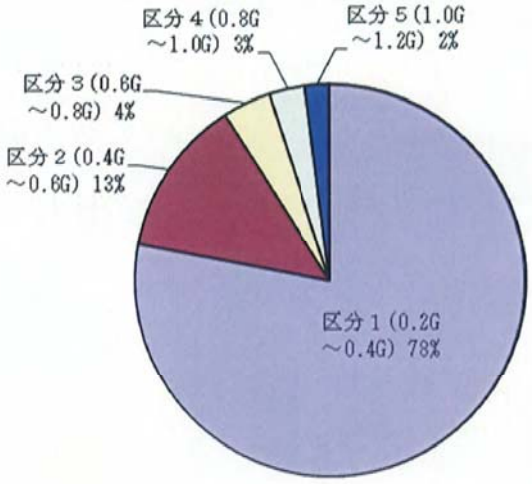
第 5.1.5-9 図　２次冷却系の破断イベントツリー



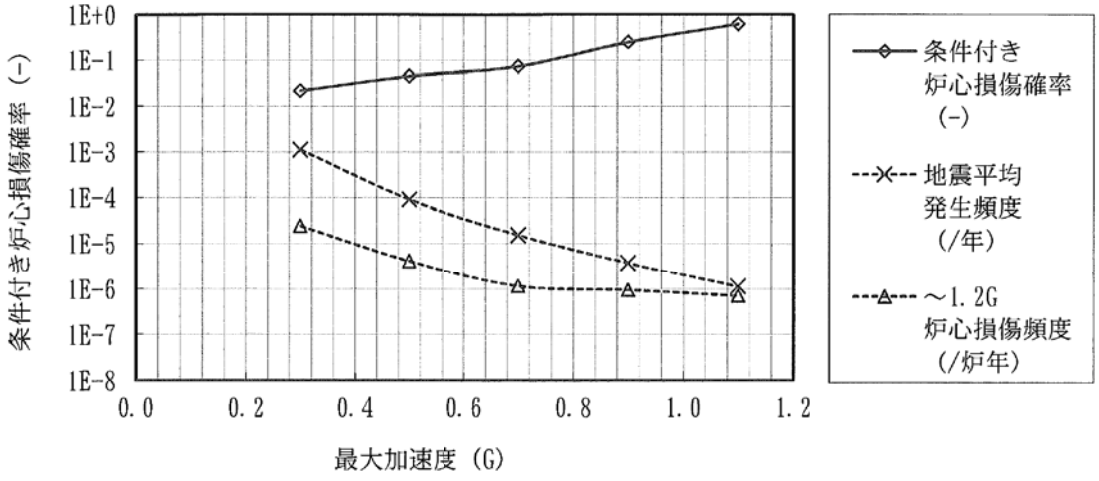
第 5.1.5-10 図　主給水流量喪失イベントツリー



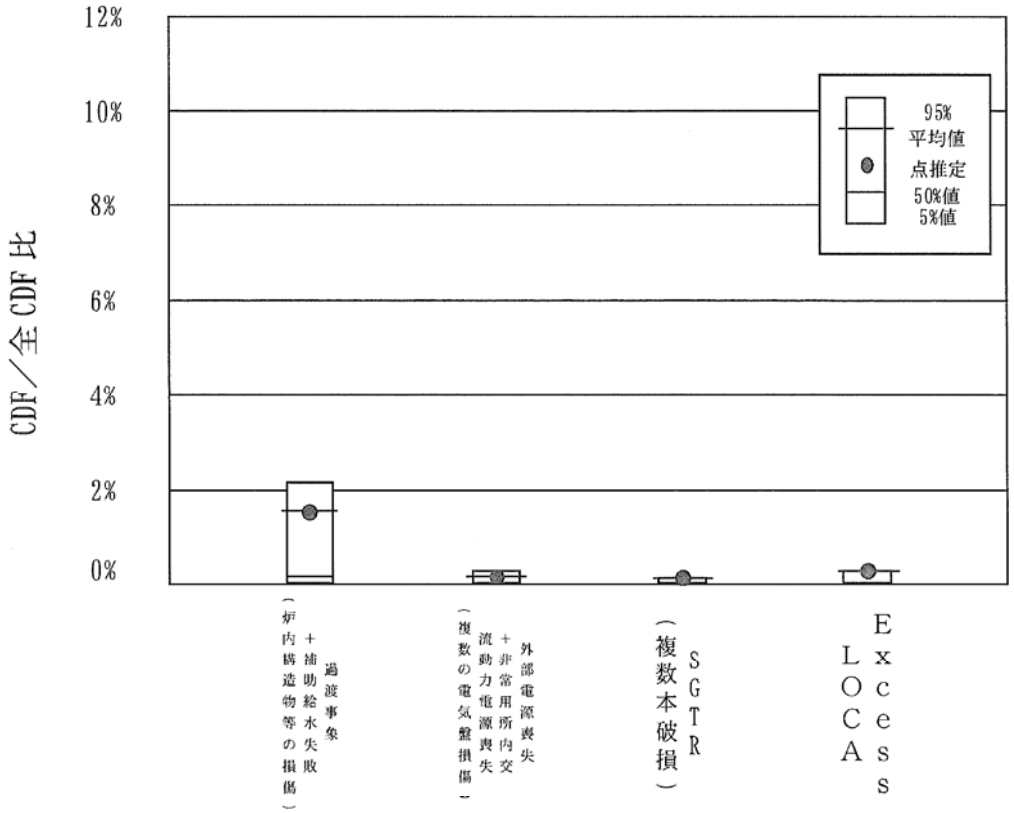
第 5.1.5-11 図　起因事象別炉心損傷頻度寄与割合



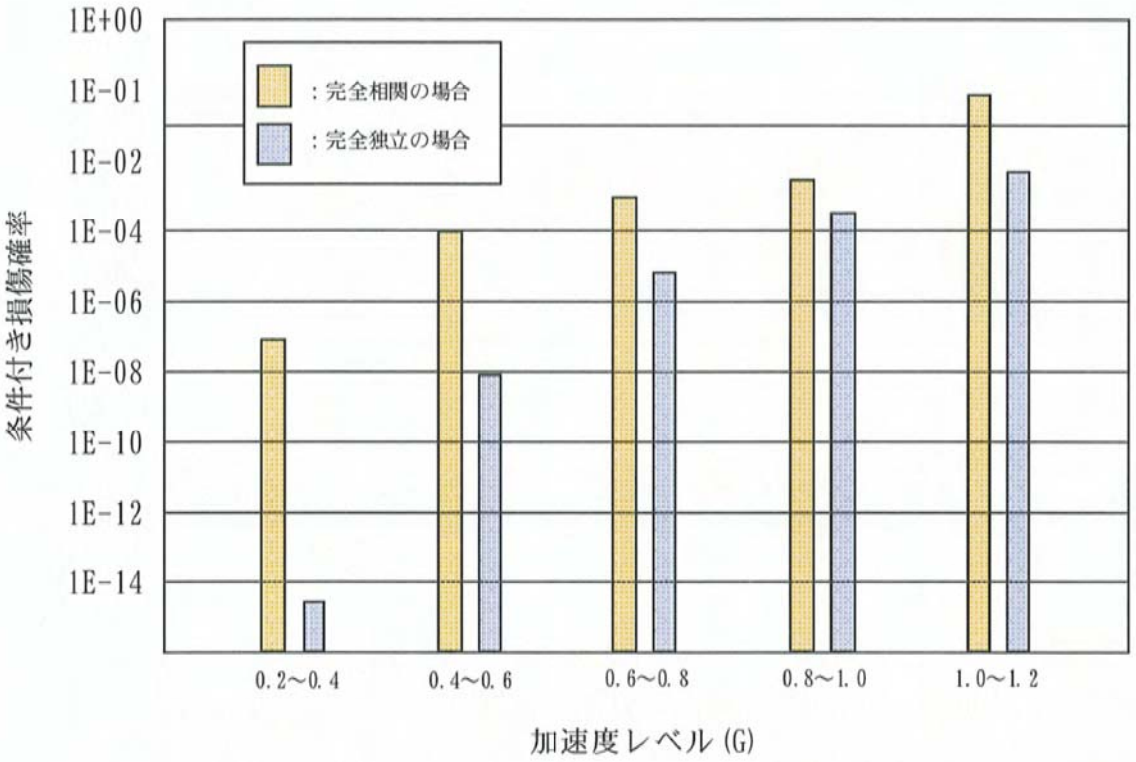
第 5.1.5-12 図　加速度区分別炉心損傷頻度寄与割合



第 5.1.5-13 図　加速度区分別条件付き炉心損傷確率



第 5.1.5-14 図　シーケンス毎の不確実さ解析結果



第5.1.5-15図　相関性を設定した冗長設備の条件付き損傷確率