

また、原子炉格納容器(PCCV、EW方向))の中央値加速度(損傷確率50%の値)は $2,959\text{cm/s}^2$ 、対数標準偏差は0.24、原子炉周辺建屋(EW方向)の中央値加速度(損傷確率50%の値)は $1,948\text{cm/s}^2$ 、対数標準偏差は0.18、原子炉補助建屋(EW方向)の中央値加速度(損傷確率50%の値)は $3,493\text{cm/s}^2$ 、対数標準偏差は0.27である。

c. 屋外重要土木構築物のフラジリティ

(a) 評価対象及び損傷モードの設定

イ 評価対象物の設定

屋外重要土木構造物は、耐震安全上重要な機器・配管系及び建物・構築物の支持機能又は補機冷却用海水の通水機能を有する。このうち、通水機能については、構造部材の損傷が直ちに通水断面を閉塞し機能喪失に繋がる事象に至らないことから、評価対象とする屋外重要土木構造物は、支持機能を有するものから選定する。

屋外重要土木構造物のフラジリティ評価の対象は、支持機能を有する取水ピット及び海水管ダクトのうち、耐震安全上重要な機器・配管系及び建物・構築物の支持機能を有する構造部材の耐震裕度がより厳しい取水ピットとする。

取水ピットの平面図を第3.1.3.3-27図に、断面図を第3.1.3.3-28図に示す。

ロ 損傷モード及び部位の設定

屋外重要土木構造物の損傷モードとしては、構造部材の曲げ及びせん断破壊のうち、耐震裕度がより厳しいせん断破壊を選定し、玄海原子力発電所の年超過確率 $10^{-4}$ の一樣ハザードスペクトルに適合するように作成した模擬波を係数倍した入力地震動に対し耐震裕度が厳しい隔壁

を評価対象とする。

(b) フラジリティの評価方法の選択

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

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

(c) フラジリティの評価上の主要な仮定

イ 考慮する不確かさ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的な不確かさ $\beta_R$  及び認識論的な不確かさ $\beta_U$ については、地震PRA学会標準等に基づき評価する。

ロ 損傷評価の指標

せん断破壊に対する損傷評価の指標について、「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）」に基づき、材料非線形解析により求まるせん断耐力とする。

材料非線形解析では、地震応答解析にて求まる断面力分布に基づいて、それと同じ状況を再現できる荷重分布を算出したものを入力条件として、荷重比率を維持しながら漸増载荷する。载荷過程において、発生せん断ひずみが1%に至った時点又は変位－荷重曲線等にて明確な破壊点が認められる時点の荷重状態よりせん断耐力を設定する。

構造部材の非線形特性として、圧縮応力下のコンクリートの応力－ひずみ関係は、最大応力点までの硬化域と最大応力点を越えた軟化域まで考慮する。また、引張応力下の応力－ひずみ関係は、鉄筋コンクリートにおけるコンクリートと鉄筋の付着等による相互作用を考慮する。

#### (d) フラジリティ評価における応答解析

現実的応答及び現実的応答に基づくせん断耐力については、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する。

##### イ 入力地震動

入力地震動は、玄海原子力発電所の年超過確率 $10^{-4}$ の一樣ハザードスペクトルに適合するように作成した模擬波を係数倍して用いる。

##### ロ 地震応答解析手法

フラジリティ評価用の地震応答解析モデルは、既工認に記載のモデルをベースとして設定し、地盤と構造物の非線形を考慮した地盤－構造物連成系の2次元有限要素による時刻歴非線形解析を用いる。第3.1.3.3-29図に地震応答解析モデルを示す。

##### ハ 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、埋戻土の初期せん断剛性 $G_0$ 、地盤のせん断剛性 $G_d$ 及びコンクリート強度 $F_c$ の3つの変動因子を考慮する。第3.1.3.3-27表に考慮した変動因子の考え方を示す。

##### ニ 解析ケース

損傷確率を評価するための地震応答解析では、上記3つの変動因子に対して得られる2つのサンプル点を全て組み合わせて、 $2^3=8$ ケースの解析を実施する。第3.1.3.3-28表に解析ケースを示す。

##### ホ 損傷確率

損傷確率は、地震応答解析より得られる部材の発生せん断力が、せん断耐力を上回る確率とし、2点推定法を用いて算定する。

(e) 屋外重要土木構造物のフラジリティ評価結果

各入力レベルによる損傷確率よりフラジリティ曲線とHCLPFを算出する。

ここで、損傷確率は、地震応答解析より得られる各部材の発生せん断力が、せん断耐力を上回る確率とし、各入力レベルで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フラジリティ曲線とする。また、HCLPFは、信頼度95%フラジリティ曲線を基に算出する。

取水ピットのフラジリティ曲線を第3.1.3.3-30図に示す。

d. 機器のフラジリティ

(a) 評価対象と損傷モードの設定

イ 評価対象

機器のフラジリティ評価の対象は作成した建屋・機器リストに記載されたものとする。

ロ 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、電気盤類及びポンプ・弁のような動的機器については、システム評価上の要求に対応して構造損傷・機能損傷(動的機能限界、電氣的機能限界等)双方の観点から、当該機器のフラジリティを評価する。

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



に関する係数等の評価を行う。

(b) フラジリティの評価方法の選択

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

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

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

ここで、

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

$\varepsilon_R$  : 物理現象固有の偶然的不確実さに起因するばらつきを表す確率密度分布(中央値は1.0、対数標準偏差は $\beta_R$ で表される)

$\varepsilon_U$  : 認識論的不確実さに起因するばらつきを表す確率密度分布(中央値は1.0、対数標準偏差は $\beta_U$ で表される)

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

なお、フラジリティ評価では、直接 $A_m$ 、 $\varepsilon_R$ 、 $\varepsilon_U$ からフラジリティ加速度を算定せず、一般に安全係数の概念を用いて下式の様に算定する。

$$A_m = F \times A_d \quad (\text{式3.1.3.3-1})$$

ここで、

F :安全係数(裕度)

A<sub>d</sub> :基準地震動の最大地動加速度

$$F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} \quad (\text{式3.1.3.3-2})$$

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

応答に関する係数      耐力に関する係数

$$\therefore F = F_{ER} \times F_{SR} \times F_{EC} \quad (\text{式3.1.3.3-3})$$

ここで、

F<sub>ER</sub> :機器応答係数

F<sub>SR</sub> :建屋応答係数

F<sub>EC</sub> :耐力係数

(式3.1.3.3-1)の安全係数(裕度)は、(式3.1.3.3-2)のように基準とする地震動による現実的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、(式3.1.3.3-3)のように評価対象機器の設計応答値に対する現実的な応答の割合(応答に関する安全係数)と現実的な耐力に対する設計応答値の割合(耐力に関する安全係数)に分離して評価する。

但し、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する。

機器応答係数F<sub>ER</sub>、建屋応答係数F<sub>SR</sub>及び耐力係数F<sub>EC</sub>は、それぞれ以下に示す係数に分離して評価する。これらの係数は、フラジリティ評価上に存在する各種の不確実さ要因を評価したものであり、全て対数正規分布に従う確率量と仮定する。不確実さ要因の整理結果を第3.1.3.3-29

表に示す。

各安全係数の詳細は以下のとおり。

#### イ 機器応答係数 $F_{ER}$ の評価法

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

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

#### (イ) 機器応答評価用入力地震動に関する係数 $F_{ESS}$

設計評価において用いた機器入力動に対する機器応答値と、機器入力動の中央値に対する機器応答値を用いて、次式により評価することができる。

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

“機器入力動の中央値”としては、設計評価における振幅前床応答曲線による機器の1次固有周期で応答値などが適用できる。なお、機器入力動には、建屋の応答特性や建屋への入力地震動に起因する不確かさが内在し得るが、これらについては建屋応答係数において考慮されるため、本係数では評価不要である。

(ロ) 機器の設計用減衰定数に関する係数 $F_D$

減衰定数の保守性及び不確実さが、機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。

設計評価で一般に使用されるJEAG4601 記載の設計用減衰定数は、既往の各種試験から得られた実機の減衰定数に関するデータ等を基に、機器種別ごとに保守的に定められたものである。したがって、設計用減衰定数が現実的減衰定数の中央値に対して持つ保守性を評価するために、設計用減衰定数及び現実的減衰定数の中央値に対する床応答曲線による機器の1次固有周期での応答値を用いて、次式により算定する。

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

現実的減衰定数の中央値及び不確実さとして、各種試験から得られる減衰定数データを統計処理した結果を用いることができる。

不確実さの評価では、減衰定数の不確実さ(例えば $+1.0\beta$ )に対応する機器応答値と減衰定数の中央値の機器応答値を基に次式により評価する。

$$\text{機器応答値の不確実さ} = \frac{1}{1.0} \ln \left( \frac{\text{減衰}+1.0\beta\text{での機器応答値}}{\text{減衰定数の中央値での機器応答値}} \right)$$

(ハ) 機器の解析モデル化に関する係数 $F_{EM}$

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

保守性及び不確実さの評価では、解析における固有周期・振動モード形状と試験などによる実機の固有振動数・振動モード形状の差異等を考慮した評価や、米国の評価事例を参考とした工学的判断に基づく評価が適用できる。

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

多質点系でモデル化される場合は、主にモデル形状等に起因する不確実さが生じ得るため、米国の評価事例を参考として安全係数は1.0とし、認識論的不確実さを0.15とした。

## (二) 機器のモード合成に関する係数 $F_{EMC}$

設計評価において機器の地震応答がモーダル解析により評価されている場合に、実機の現実的な応答挙動をより精度良く模擬できる直接積分による時刻歴解析に比べ、モード合成に起因する保守性及び不確実さが生じるため、これが機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。設計評価では一般にモード合成はSRSS(二乗和平方根法)により行われており、この場合は大きな保守性は有さないと考えられることから、 $F_{EMC}=1.0$  とする。

また、モード合成の不確実さは、1質点系でモデル化される機器の場合は、モード合成の必要がないため、不確実さは考慮しない。多質点系でモデル化される機器については、文献に基づき、 $\beta_R=0.15$ 、 $\beta_U=0$ とする。

ロ 建屋応答係数 $F_{SR}$ の評価法

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

ここで、

$F_{SS}$  : 入力地震動のスペクトル形状に関する係数

$F_{\delta}$  : 建屋の減衰に関する係数

$F_M$  : 建屋のモデル化に関する係数

$F_{NL}$  : 建屋の非線形応答に関する係数

建屋応答係数について、原子炉格納容器 (PCCV)、内部コンクリート (I/C)、原子炉周辺建屋 (RE/B) 及び原子炉補助建屋 (A/B) に対しそれぞれ第3.1.3.3-30表～第3.1.3.3-33表の値を使用する。水平方向についてはNS、EWのうち、厳しい方向を適用する。

(イ) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 $F_{SS}$

基準応答評価用の入力地震動と現実的な地震動の加速度応答スペクトル形状の差が建屋応答に与える影響を評価する係数であり、次式により算定される。

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

(ロ) 建屋の減衰に関する係数 $F_{\delta}$

基準応答用減衰定数と現実的減衰定数の差が建屋応答に与える影響を評価する係数であり、次式により算定される。

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

(ハ) 建屋のモデル化に関する係数 $F_M$

建屋のモデル化に関する不確かさが建屋応答に与える影響を評価する係数であり、次式により算定される。

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

(ニ) 建屋の非線形応答に関する係数 $F_{NL}$

建屋の非線形応答によるスペクトル形状の変動から機器の応答への影響を評価する係数である。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。そのため、建屋の入力レベル増に伴い、スペクトル形状の変動が大きくなる領域に固有値を有する機器に対しては、中央値は1.0とし、スペクトル形状の変動を不確かさとして考慮する。ここでは米国の評価事例を参考として、偶然的な不確かさを0.17、認識論的不確かさを0.10とした。

ハ 耐力係数 $F_{EC}$ の評価法

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

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

(イ) 機器の限界強度に関する係数 $F_S$

設計評価における入力地震動に対して算出された地震荷重に対して、限界耐力が持つ保守性及び限界耐力の不確かさを強度に関する係数 $F_S$ として評価する。

構造損傷に対しては次式により評価する。

$$F_S = \frac{a_U - a_N}{a_S}$$

ここで、

$a_U$ : 着目している損傷モードに対する限界荷重

$a_S$ : 設計評価における入力地震動により発生する荷重

$a_N$ : 通常運転時に発生する荷重

また、機能損傷に対しては次式により評価する。

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

ここで、

$\beta_R = 0.11$ 、 $\beta_U = 0.17$  (電氣的機器の場合)

$\beta_R = \beta_U = 0.10$  (動的機器の場合)

損傷加速度の中央値については、一般に加振試験結果(機能確認済加速度などの試験加速度)に基づき評価を行う。動的・電氣的機器の加振試験では、実際に誤動作や損傷等が生じるような加速度レベルで加振されることは少ないため、機能確認済加速度を損傷加速度の中央値とみなすのは過度に保守的な想定となる。そのため、機能確認済加速度が実際に誤動作等を生じる加速度レベルに対して十分



に小さいと判断される場合に強度に関する係数を評価する方法として、以下に示す $\beta$ 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。

フラジリティ評価において、HCLPFは次式により評価される。

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

上式より、

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

ここで、“損傷加速度のHCLPF＝機能維持確認済加速度”とみなし、不確かさ $\beta_R$ 及び $\beta_U$ を与えることにより、損傷加速度の中央値を推定することができる。

(ロ) 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数 $F_\mu$

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

本係数は、弾塑性によるエネルギー吸収が見込まれると考えられる設備(部位)については、弾塑性挙動を考慮した耐震余裕に関する過去の知見を踏まえ、工学的判断により安全側となるように設定している。

なお、脆性損傷及び弾性域機能損傷する機器については $F_\mu=1.0$ としている。

(c) フラジリティ評価結果における参照データ

フラジリティ評価に当たっては、現実的な耐力、応答を参照するが、その際の基本的考え方を以下に示す。

なお、保守的な評価によってPRAへの影響が大きくなると考えられる機器については、より現実的な耐力又は応答を参照している。

イ 耐力に関する情報

評価部位に使われる部材のJSMEに記載されている物性値を適用する。

ロ 応答に関する情報

評価部位に対する、基準地震動を用いた耐震評価により得られた発生応力を適用する。

(d) 機器のフラジリティ評価結果

各起因事象の発生や緩和系の機能喪失要因となる機器フラジリティ評価結果の例を第3.1.3.3-10表に示す。また、機器フラジリティ評価の具体例を以下のとおり示す。

イ 原子炉補機冷却水冷却器(構造損傷)

(イ) 対象機器の基本情報

- ・設置位置:原子炉周辺建屋 EL.-11.0m
- ・耐震クラス:S
- ・固有振動数:25Hz
- ・各部位の基準地震動 $S_s$ (水平:540Gal、上下:360Gal)に対する発生応力
- ・評価対象部位:基礎ボルト
- ・評価応力:一次応力
- ・評価対象部位及び評価応力

第3.1.3.3-34表に、各部位の基準地震動 $S_s$ に対する原子炉補機冷却水冷却器の耐震性評価結果を示す。各部位・各評価応力のうち、フラジリティが最弱である基礎ボルトが、原子炉補機冷却水冷却器の地震時の損傷に支配的であると考えられる。今回、各安全係数は、原

子炉補機冷却水冷却器の基礎ボルトに着目した評価結果を以下に示す。

(ロ) 機器応答係数 $F_{ER}$ の評価

I 床応答スペクトルの拡幅に関する係数 $F_{ESS}$

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

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

ここで、

Sa(拡幅有り): 拡幅床応答曲線での応答加速度値

Sa(拡幅無し): 拡幅無(生)床応答曲線での応答加速度値

耐震評価で用いている拡幅有りの場合の応答値とこれに対応する拡幅無しの応答値は下記のとおりである。

拡幅有り: 1.36G

拡幅無し: 1.20G

以上から、

$$F_{ESS} = \frac{1.36}{1.20} = 1.13$$

床応答曲線の拡幅は、本来は建屋物性値及び地盤物性値の不確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。

以上から、本係数は以下のとおりとなる。

$$F_{ESS} = 1.13、\beta_R = \beta_U = 0$$

## II 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。

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

ここで、

Sa(設計用減衰定数) : 設計用減衰定数での応答加速度値

Sa(損傷時の減衰定数中央値) : 中央値減衰定数での応答加速度値

耐震評価で用いている設計減衰1.0%の場合の応答値とこれに対応する中央値減衰3.0%の応答値は下記のとおりである。

設計減衰1.0% : 1.20G

中央値減衰3.0% : 0.84G

以上から、

$$F_D = \frac{1.20}{0.84} = 1.42$$

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。

$$\beta_U = \frac{1}{2.33} \ln \left( \frac{Sa(\text{減衰} 1.0\%)}{Sa(\text{減衰} 3.0\%)} \right) = \frac{1}{2.33} \ln(1.42) = 0.16 (\beta_R = 0)$$

### Ⅲ 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、耐震評価において原子炉補機冷却水冷却器は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。

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

### Ⅳ モード合成法に関する係数 $F_{EMC}$

当機器は1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ないため、本係数は考慮しない。

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

### Ⅴ 地震方向成分の組合せに関する係数 $F_{ECC}$

本係数は水平・上下組合せ評価の際の保守性を考慮するものであるが、保守的に本係数は考慮しないものとした。したがって、下記の値を用いる。

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

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

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

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

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

(二) 機器耐力係数 $F_{EC}$ の評価

I 強度に関する係数 $F_S$ の評価

本係数は、次式により評価する。

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

ここで、

$\sigma_C$ : 限界応力の中央値

$\sigma_T$ : 地震時発生応力

$\sigma_N$ : 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SNB7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・建設規格の引張応力 $S_u=860\text{N/mm}^2$ (評価温度 $40^\circ\text{C}$ )が適用可能であり、それを限界

応力の中央値とする。

したがって、

$$\sigma_C = 1.1 \times Su = 1.1 \times 860 = 946 \text{ N/mm}^2$$

また、地震発生応力は54 N/mm<sup>2</sup>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、通常運転時応力としては耐震評価で考慮されていないため、0とする。

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

以上から、強度に関する係数F<sub>S</sub>は、以下のとおりとなる。

$$F_S = \frac{\sigma_C}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times Su \times 0.75}{\sigma_T} = 2.65$$

不確かさβ<sub>U</sub>として、限界応力の中央値1.1×Suに対して、告示値Suが95%信頼下限に相当すると考える。

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

## II 塑性エネルギー吸収効果に関する係数F<sub>μ</sub>

全体系の振動エネルギーに比べ、ボルトの塑性変形によるエネル

ギー吸収効果は小さいため、係数は考慮しない。

即ち、以下のとおりとする

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

(ホ) 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を以下に示す。これらの結果より、原子炉補機冷却水冷却器の fragility 加速度の中央値  $A_m$ 、その不確かさ  $\beta_R$ ・ $\beta_U$  及び HCLPF は、以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} A_m &= F_S \times F_{\mu} \times F_{ESS} \times F_D \times F_{EM} \times F_{EMC} \times F_{ECC} \times F_{SS} \times F_{\delta} \times F_M \times F_{NL} \times S_s \\ &= 2.43 \text{ (G)} \end{aligned}$$

$$\beta_R = 0.20 \text{ (全 } \beta_R \text{ の SRSS)}, \quad \beta_U = 0.25 \text{ (全 } \beta_U \text{ の SRSS)}$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.43 \times \exp[-1.65 \times (0.20 + 0.25)] \\ &= 1.18 \text{ (G)} \end{aligned}$$

(注) 表示桁処理の関係上、第3.1.3.3-35表の数値で計算しても上記の数値に一致しない。

この結果から得られる fragility 曲線を第3.1.3.3-31図に示す。

(e) 損傷の相関の取扱い

冗長設備は、基本的に同一の耐震設計がなされた上で同一フロアに設置されているため、機器が損傷する場合は冗長性のある全ての機器は損傷するとして完全相関を想定した。それ以外の機器間の相関は完全独立を想定した。



#### (4) 炉心損傷頻度評価

##### a. 起回事象の発生確率の評価

地震時特有の要因による分類を踏まえた地震出力運転時レベル1PRAにおける起回事象の扱いは(1)b.(c)に記載のとおりである。また、起回事象の加速度区分別の条件付き発生確率を第3.1.3.3-36表に示す。

##### b. 成功基準の設定

炉心損傷防止の成功基準は、内部事象出力運転時レベル1PRAと地震出力運転時レベル1PRAでは相違がないため、内部事象出力運転時レベル1PRAで設定した成功基準を用いる。また、使命時間についても内部事象出力運転時レベル1PRAと同様の設定とする。

なお、地震出力運転時レベル1PRA特有の起回事象については、直接炉心損傷に至るため、成功基準を設定していない。

##### c. 事故シーケンスの分析

###### (a) イベントツリーの作成

本評価では、内部事象出力運転時PRAモデルと同様に小イベントツリー／大フォールトツリー法を採用し、起回事象階層イベントツリー、フロントライン系イベントツリーの2つのイベントツリーを作成し、これらを統合して評価する。地震出力運転時レベル1PRAのイベントツリーの展開構成の概要を第3.1.3.3-32図に示す。各イベントツリーの概要は以下のとおりである。

###### イ 起回事象階層イベントツリー

地震時の事故シナリオでは、複数のSSCが同時に損傷することにより、複数の起回事象が同時に発生する可能性がある。このような場合の影響を合理的に評価するために、起回事象の階層化を行う。

起因事象の階層化では、地震発生時のプラント影響の厳しさや必要とする緩和策の組み合わせに着目して、複数の起因事象の同時発生を合理的に整理した。階層化は、起因事象が重畳した場合、先行の起因事象の緩和系により、後続の起因事象の事象進展の抑制が可能であること、又は、後続の起因事象に係る緩和操作に期待する必要がないことを考慮し、後続の起因事象も含めた考慮をしている。

具体的には、影響の厳しさとしては、

- ・放射性物質が炉外に影響を与える可能性がある事象
- ・緩和系に期待できないと判断される事象
- ・1次冷却材喪失
- ・2次冷却系の破断

以降、サポート系の喪失として、

- ・原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・外部電源喪失

の順番に大きく分類し、更に必要に応じてSSCごとに詳細に分類した。以上の要領で整理した起因事象階層イベントツリーを第3.1.3.3-33図に示す。本イベントツリーで、発生する起因事象を特定し、下流で各起因事象に対し期待する緩和系のフロントライン系イベントツリーを結合する。一方、直接炉心損傷に至るものと想定した起因事象はフロントライン系イベントツリーに結合しない。

起因事象階層イベントツリーにおける起因事象発生確率の評価では、後続のヘディングで考慮する起因事象の発生確率が、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、ヘディングにあるすべての起因事象が発生しない場合は主給水流量喪失が発生するものとして評価することで、起因事象階層イベントツリーのヘディン

グから計算される起因事象発生確率の和が1.0 を超えることはないように取り扱う。

#### ロ フロントライン系イベントツリー

地震出力運転時レベル1PRAにおける成功基準は、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様であることから、フロントライン系イベントツリーは、内部事象出力運転時レベル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用いた。

フロントライン系イベントツリーとして、大破断LOCA、中破断LOCA、小破断LOCA、主給水流量喪失、外部電源喪失、主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)、主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)、主給水管破断、原子炉補機冷却機能の全喪失、ATWS及び原子炉容器破損のイベントツリーを参考資料に示す。

なお、原子炉容器破損のイベントツリーについては、Excess LOCAに対して適用した。

各フロントラインイベントツリーのイベントヘディングの定義及び成功基準は、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様である。

#### (b) 事故シーケンスの最終状態の分類

炉心損傷に至る事故シーケンスを機能喪失となる要因の観点から事故シーケンスグループとして整理した。地震出力運転時PRAでは、内部事象出力運転時PRAにて定義した事故シーケンスグループに、地震特有の事故シーケンスグループとして「蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)」、「原子炉建屋損傷」及び「原子炉格納容器損傷」を追加する。

なお、「格納容器バイパス」については、蒸気発生器伝熱管破損(1本破損)は、蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)に包絡しており、インターフェイスシステムLOCAの発生を本評価では評価対象外としている。した

がって、地震出力運転時PRAでは当該グループに分類される事故シーケンスは存在しない。

#### イ プラント損傷状態の分類

地震出力運転時 PRA で得られた炉心損傷に至る全ての事故シーケンスを、その類似性に基づいて PDS に分類する。

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

内部事象出力運転時 PRA では発生頻度が極めて低いとして評価対象外とされているが、地震時には直接炉心損傷に至ると考えられる起因事象としては、蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷及び Excess LOCA が挙げられる。また、これらのうち、蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)、原子炉建屋損傷及び原子炉格納容器損傷では緩和設備又は緩和操作の効果に期待できないと想定して、直接格納容器機能喪失にも至るとする。

地震動による蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)については蒸気発生器伝熱管破損であるため、G に分類する。地震動による原子炉建屋損傷及び原子炉格納容器損傷については B に分類する。

また、地震動による Excess LOCA については、直接炉心損傷に至る事象であるが、炉心損傷後は大破断 LOCA と同様の事故進展になるものとして A\*\* に分類する。

一方、内部事象出力運転時 PRA の評価対象に含まれていたが地震時には評価対象に含まれていない起因事象としてインターフェイスシステム LOCA があり、同事象の発生に伴い炉心損傷に至った場合の PDS で

ある V は考慮しない。

上述の検討を踏まえて、熱水力挙動の類似性及び緩和操作の類似性として、事故のタイプと 1 次系圧力、炉心損傷時期及び格納容器内事故進展に基づく PDS の分類を整理した結果を第 3.1.3.3-37 表に示す。

#### d. システム信頼性の評価

##### (a) フォールトツリーの作成

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

本評価では、イベントツリーヘディングにフォールトツリーを設定し、CDF を算出する。以下に各イベントツリーに設定するフォールトツリーの内容を示す。

##### イ 起因事象階層イベントツリーへ設定するフォールトツリー

起因事象階層イベントツリーへ設定するフォールトツリーは、地震により起因事象が発生する要因となる SSC の損傷をモデル化して作成した。

地震出力運転時 PRA で考慮する起因事象は、地震ハザードにより発生することを想定するため、起因事象のフォールトツリーでは、SSC の地震による損傷のみを考慮し、内部事象による機能喪失は考慮しない。

##### ロ フロントライン系イベントツリーへ設定するフォールトツリー

フロントライン系イベントツリーへ設定するフォールトツリーは、内部事象出力運転時 PRA モデルのフォールトツリー（ランダム故障、共通原因故障、試験／保守による待機除外及び人的過誤等を扱うフォールトツリー）に地震による損傷のフォールトツリー（地震による機器の損傷を扱うフォールトツリー）を追加することで、地震による損傷が緩和システムに与える影響

を考慮した。フォールトツリー構築例を第3.1.3.3-34図に示す。

#### ハ 長期冷却に必要な換気空調設備

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

#### (b) フロントライン系とサポート系の従属性

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

#### e. 信頼性パラメータの設定

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

#### f. 人的過誤の評価

内部事象出力運転時PRAでは、事故前と事故後の人的過誤についてTHERP手法を用いて評価している。これを基に地震出力運転時PRAでは人的過誤の扱いを以下のとおりとしている。

#### (a) 起因事象発生前人的過誤

起因事象発生前の人的過誤は、試験や点検等による手動弁やダンパの戻し忘れであり、地震発生前の事象であることから、内部事象出力運転時PRAと同様の評価をしている。

(b) 起因事象発生後人的過誤

内部事象出力運転時PRAの人的過誤確率をベースに、地震発生時における人的過誤への影響を考慮した。地震出力運転時PRAの人的過誤確率の設定方針を第3.1.3.3-38表に示す。

診断失敗確率については、以下のとおり加速度区分1と加速度区分2以上で異なる値を設定している。

- ・加速度区分1(0.2G~0.4G)では耐震性の低い設備が比較的健全な可能性が高く、内部事象出力運転時PRAの状態に近いと考えられるため、診断失敗の値は内部事象出力運転時PRAと同等としている。
- ・加速度区分2(0.4G~0.6G)以上では、起因事象の発生要因となるSSCが損傷するだけでなく、耐震性の低い他の設備の損傷や警報の誤動作等が発生する可能性が高くなり、当該事象の診断は内部事象出力運転時PRAと比較して難しくなることが考えられることから、内部事象出力運転時PRAの診断失敗確率より高い値を設定している。

また、操作・読取失敗に係るストレスレベルについては、操作・読取作業時期における事故発生からの経過時間に応じて、以下のとおり設定している。

- ・事故後早期については、現場へのアクセス性の低下、複数の設備の損傷を考慮し、内部事象出力運転時PRAよりも高いストレスレベルを設定している。
- ・事故発生から長期間経過している場合は、瓦礫の撤去やプラント状態の把握等が完了していると想定されること及び運転員は外的事象を想定した訓練も実施していることを考慮し、事故から長時間経過後に実施することが確認できた操作・読取の運転員のストレスレベルについては、内部事象出力運転時PRAと同じストレスレベルを設定して

いる。

g. 事故シーケンスの定量化

(a) 地震動加速度区別の地震発生頻度

地震動加速度区分(以下「加速度区分」という。)別の地震発生頻度 $f_i$ は、地震動加速度 $h_i$ と $h_{i-1}$ の地震ハザード曲線の超過発生頻度 $F(h_i)$ と $F(h_{i-1})$ から求められる。

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

上記の手法で、地震ハザードを入力データとして、計算プログラムRiskSpectrum® HazardLiteを用いて加速度区別の地震発生頻度を算出する。

評価地震動範囲は0.2G~1.6Gとした。下限値の0.2Gは内部事象出力運転時PRAで起因事象としてカウントされる事象発生実績とのダブルカウントを避けるために設定した加速度であり、地震により緩和系の機能に影響するとは考えにくい地震加速度高の設定値付近を目安として定めたものである。上限値の1.6Gについては、地震動が極端に大きい領域では、施設の状態について信頼性の高い挙動を推定することが困難になるとの考えから、挙動を推定できる領域として設定した。加速度区別の地震平均発生頻度を第3.1.3.3-39表に示す。

(b) 加速度区別の機器損傷確率

事故シーケンス評価に当たっては、フラジリティ評価結果を基に、加速度区別の損傷確率を算出して使用する。

機器損傷確率は、機器のフラジリティ評価結果( $A_m$ 、 $\beta_R$ 、 $\beta_U$ )を入力デ



ータとして、計算プログラムRiskSpectrum® HazardLiteを用いて加速度区分別の機器損傷確率を算出する。

また、今回のシステム評価では、水平ハザードについてCDFを評価している。メタルクラッド開閉装置等のフラジリティが上下方向で評価されている機器についても、水平ハザードにて評価されるため、上下方向の地震ハザード曲線と水平方向の地震ハザード曲線の比を基に補正係数を評価し、上下方向のフラジリティを補正した。

#### (c) 炉心損傷頻度の算出方法

加速度区分をm区分に分けた場合、加速度区分iで発生する $n_i$ 種類の事故シーケンス $i_j$ における炉心損傷頻度 $CDF_{ij}$ は、加速度区分iの地震発生頻度 $f_i$ 及び事故シーケンス $i_j$ の条件付き炉心損傷確率 $CCDP_{ij}$ を用いて、次式によって求める。

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

全炉心損傷頻度 $CDF_t$ は、加速度区分iで発生する事故シーケンス $i_j$ における炉心損傷頻度 $CDF_{ij}$ を全ての加速度区分( $i=1\sim m$ )で合計した結果である。すなわち、次式で求められる。

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

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

#### (d) 定量化結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全CDFは $3.8 \times 10^{-7}$  (／炉年)と

なった。

#### イ 加速度区分別の炉心損傷頻度

加速度区分別のCDFを第3.1.3.3-40表に示す。加速度区分別では、加速度区分6(1.2G～1.4G)のCDFによる全体への寄与が最も大きい結果となった。

#### ロ 起回事象別の炉心損傷頻度

起回事象別のCDFを第3.1.3.3-41表に示す。起回事象別の結果では、外部電源喪失を起回事象とするCDFが全体の45.7%を占めた。これは、地震で外部電源系の構造損傷と内燃機関(ディーゼル機関)の機能損傷が発生し、全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスによるCDFの寄与が大きいためである。また、原子炉補機冷却機能の全喪失を起回事象とするCDFが全体の22.5%を占めた。これは、地震で制御棒駆動装置冷却ユニットの構造損傷が発生することにより、原子炉補機冷却機能の全喪失に至った後、復水ピットの構造損傷により補助給水に失敗することで、炉心損傷に至る事故シーケンスのCDFへの寄与が大きいためである。

#### ハ 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ別のCDFを第3.1.3.3-42表に示す。事故シーケンスグループ別では、全交流動力電源喪失のCDFが全CDFに対して寄与が高く、全CDFに対して44.5%を占める結果となった。全交流動力電源喪失は、内燃機関(ディーゼル機関)の損傷確率が比較的大きいため、全CDFへの寄与が高くなった。

#### ニ プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

PDS別のCDFを第3.1.3.3-43表に示す。TEDのCDFが全体の52.9%を占めて最も高くなった。これは、地震で外部電源系の構造損傷とパワー

センタの機能損傷が発生することにより、全交流動力電源喪失発生後に1次冷却材ポンプ封水リークに至り、その後、2次系強制冷却時の蓄圧隔離操作にも失敗(パワーセンタが機能喪失しているため)することで早期に炉心損傷に至る事故シーケンスや、地震で外部電源系の構造損傷と内燃機関(ディーゼル機関)の機能損傷が発生し、全交流動力電源喪失発生後に1次冷却材ポンプ封水リークに至り、その後、大容量空冷式発電機による電源回復に失敗することで早期に炉心損傷に至る事故シーケンスのCDFへの寄与が大きくなったためである。

(e) 重要度解析

地震出力運転時PRAで評価したSSCが炉心損傷に与える影響を把握するために、重要度評価としてFV重要度の評価を実施した(FV重要度は地震出力運転時PRAで評価対象とした0.2Gから1.6Gの全加速度範囲のCDFの積分値に対して算出)。FV重要度の定義については、3.1.3.1(2)g.(c)に示す。

FV重要度評価結果を参考資料に示す。

(f) 不確かさ解析

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

不確かさ解析の結果を第3.1.3.3-44表及び第3.1.3.3-35図に示す。全CDFの不確かさ幅を示すエラーファクタは29という結果となった。

加速度が比較的低い領域では、地震ハザードの不確かさが小さい。また、加速度が比較的低い領域でCDFへの寄与が高い事故シナリオは、耐震性の低い設備が損傷した後、損傷個所の隔離がランダム故障で失敗す

るシナリオである。不確実さが比較的小さいランダム故障が寄与していることから、エラーファクタは加速度区分1で19、加速度区分2で23となり、他の加速度区分よりも小さい。

加速度が大きくなると、地震ハザードの不確実さが大きくなるとともに、地震損傷の寄与が増えることでフラジリティの不確実さが考慮され、エラーファクタは加速度区分3で64、加速度区分4で200と大きくなった。

更に高い加速度領域では、地震ハザードの不確実さが大きくなる一方で、SSCの条件付き損傷確率の平均値が1に収束する。その結果、条件付き損傷確率の不確実さ幅が縮小してエラーファクタは区分5で64、区分6で49、区分7で41と、地震加速度の上昇に応じてエラーファクタが縮小する傾向となった。

#### (g) 感度解析

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

本評価では、以下について感度解析を実施した。

- ・冗長設備の地震損傷の相関性に係る感度解析
- ・SA対策に係る感度解析

#### イ 冗長設備の地震損傷の相関性に係る感度解析

##### (イ) 解析条件

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

(ロ) 解析結果

感度解析結果を第 3.1.3.3-45 表に示す。感度解析の全 CDF は  $2.8 \times 10^{-7}$ (/炉年)となった。冗長系の SSC について、損傷の相関を完全相関から、完全独立とした場合の全 CDF の低減割合は、約 26%となった。したがって、ベースケースで仮定している冗長系の SSC の完全相関の仮定は、CDF のオーダーに影響するほどではないことが分かった。

ロ SA対策に係る感度解析

(イ) 解析条件

SA 対策によるリスク低減効果を把握することを目的として、SA 対策に期待しない場合の CDF を評価した。

(ロ) 解析結果

感度解析の全 CDF は  $1.2 \times 10^{-6}$ (/炉年)となった。ベースケースと感度解析ケース(SA 対策なし)を比較した結果として、第 3.1.3.3-46 表に加速度区分ごとの CDF を、第 3.1.3.3-36 図に事故シーケンスグループごとの CDF を示す。全 CDF について、SA 対策により CDF は 68%低減した。各区分についての CDF の低減割合について、区分 5 までは低減割合は 80%程度となった。一方、区分 6 の低減割合は、約 50%となり、区分 7 では低減効果は期待できない結果となった。

これは、SA 対策なしのケースでは区分 1~5 において SA 対策により炉心損傷防止が可能な事故シナリオの寄与が大きいのに対し、区分 6、7 では蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)やパワーセンタの機能損傷等、SA 対策に期待できない事故シナリオの寄与が大きくなるためである。

(5) 格納容器機能喪失頻度評価

a. プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

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

(a) プラント損傷状態の分類

(4)c.(b)イに示す。

(b) プラント損傷状態ごとの発生頻度

(4)g.(d)ニに示す。

b. 格納容器機能喪失モードの設定

地震に起因して格納容器機能喪失に至る各 PDS の事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の機能喪失形態を分類するため、格納容器機能喪失モードの設定を行う。

地震出力運転時レベル 2PRA の格納容器機能喪失モードの設定では、内部事象出力運転時レベル 2PRA で考慮される格納容器機能喪失モードに加えて、地震に特有な格納容器機能喪失モードを考慮する。

格納容器機能喪失モードの設定に当たり、以下の検討を実施した。

(a) 格納容器機能喪失モードの選定

地震時特有のPDSとしてG(蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))、B(原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷)が挙げられる。このうち、G(蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))については炉心損傷防止対策を確保できないSGTR事象であるため、格納容器機能喪失モードとしてはgモードに分類する。B(原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷)については、内部事象出力運転時レベル2PRAの格納容器機能喪失モードでは分

類できないため、地震時特有の格納容器機能喪失モードとして $\chi$ モードに分類する。

その他の格納容器機能喪失モードは、地震出力運転時レベル1PRAで対象外としているインターフェイスシステムLOCA及び地震出力運転時レベル1PRAでは蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)に包絡される蒸気発生器伝熱管破損を除き内部事象出力運転時レベル2PRAと同様である。

格納容器機能喪失モードの設定結果を第3.1.3.3-47表に示す。

#### (b) 格納容器機能喪失時期

格納容器機能喪失モードを早期格納容器破損、後期格納容器破損又は炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失に分類する。

地震時特有の格納容器機能喪失モードである $\chi$ モードは、地震発生直後に生じるため炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失に分類される。その他の格納容器機能喪失モードの格納容器機能喪失時期は内部事象出力運転時レベル2PRAと同様である。格納容器機能喪失モードの機能喪失時期を整理した結果を第3.1.3.3-47表に示す。

#### (c) 機能喪失場所及び機能喪失規模

地震を起因とした格納容器機能喪失モードのうち、物理化学現象に伴う格納容器機能喪失モードは内部事象出力運転時レベル2PRAと同様である。その他の格納容器機能喪失モードとして、 $\beta$ モード(格納容器隔離失敗)、 $g$ モード(蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))、 $\chi$ モード(原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷)について地震による機能喪失場所及び機能喪失規模を分析する。

##### イ 格納容器隔離失敗( $\beta$ モード)

後述の(d)項の要因により格納容器機能喪失に至る。格納容器隔離の判定基準は「重大事故発生時、格納容器隔離に係る設備・機器の損

傷又は作動失敗によって格納容器外への漏えい経路が生じる場合をその規模に依らず格納容器隔離失敗とする。」であるため、機能喪失場所及び機能喪失規模によらず格納容器隔離失敗となる。

ロ 蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)(gモード)

地震により、蒸気発生器が損傷することで制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷及び直接格納容器機能喪失に至る。

ハ 原子炉格納容器損傷( $\chi$ モード)

地震により、原子炉格納容器が損傷することで制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷及び直接格納容器機能喪失に至る。

ニ 原子炉建屋損傷( $\chi$ モード)

地震により、原子炉建屋が損傷することで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、原子炉建屋内の原子炉格納容器も従属的に損傷することで、直接格納容器機能喪失に至る。

(d) 格納容器隔離機能の失敗

格納容器の隔離機能を維持するために必要なSSCについて、地震時に特有な故障要素として以下が考えられる。

- ・格納容器バウンダリ、格納容器バウンダリに準ずる範囲及び格納容器バウンダリ外の漏えい経路を持つ可能性のある系統(格納容器再循環系統)のSSC(格納容器隔離弁、配管、貫通部等)の地震による構造損傷、原子炉格納容器のライナー部の損傷
- ・格納容器隔離時に作動要求される隔離弁の地震による機能損傷

c. 事故シーケンスの分析

内部事象出力運転時レベル 2PRA の検討に加えて地震による影響を考慮し、PDS ごとに、緩和設備の動作状態及び SA 時の物理化学現象の発生



状態を分析して、これらの組合せから事故進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。地震時の格納容器イベントツリーは、内部事象出力運転時レベル 2PRA で作成した格納容器イベントツリーに加えて、地震を起因として原子炉建屋、原子炉格納容器又は放射性物質の閉じ込め機能に関連する SSC が機能喪失し、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損開口部又は機器破損部から放射性物質が環境に放出される事故シナリオを考慮する。

(a) 事故シーケンスの特徴分析

イ シビアアクシデント時の物理化学現象の分析

炉心損傷から格納容器機能喪失に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象に対し、各PDSに対応させて、その発生条件及び発生後の事故進展に対する影響を分析した結果を第3.1.3.3-48表に示す。

ロ 事故の緩和手段の分析

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

地震時の影響を考慮して、内部事象出力運転時レベル2PRAで期待する緩和手段の地震出力運転時レベル2PRAでの扱いについて検討した結果を第3.1.3.3-49表に示す。

(b) イベントツリーの構築

地震出力運転時レベル2PRAでは、地震出力運転時レベル1PRAのイベントツリーに加えて、「ブリッジイベントツリー」、「格納容器イベントツリー」をリンクする手法を用いる。地震の評価におけるイベントツリーのリンクのイメージを含む地震出力運転時PRAにおけるシステム評価の流

れを第3.1.3.3-37図に示す。

#### イ ブリッジイベントツリーの構築

内部事象出力運転時レベル2PRAで構築した格納容器イベントツリーを用いて、格納容器機能喪失の防止に必要な緩和設備の成功／失敗又は物理化学現象の発生を評価し、格納容器機能喪失の回避又は格納容器機能喪失を判定する。内部事象出力運転時レベル2PRAにて考慮している事故シナリオに加えて、地震出力運転時レベル2PRAで有意な事故シナリオに対してSA対策が考慮されるようにモデルの改良を行った。構築したブリッジイベントツリーの詳細を参考資料に示す。

#### ロ 格納容器イベントツリーの構築

格納容器イベントツリーは、炉心損傷後において格納容器機能喪失を防止するための緩和系の機能喪失確率及びCFFの評価を行うイベントツリーである。(a)項により、SA時の主要な物理化学現象、事故進展中に実施される事故の緩和手段及びその実施タイミングで整理し、これらの物理化学現象と事故の緩和手段を考慮して格納容器イベントツリーを構築した。また、地震出力運転時レベル2PRAでの評価対象SSCへの地震の影響(地震によるSSC損傷)はフォールトツリーでモデル化する。構築した格納容器イベントツリーを第3.1.3.3-38図に示す。

### (c) 従属性のモデル化

#### イ 炉心損傷防止のための設備の利用

内部事象出力運転時レベル2PRAと同様に、炉心損傷防止のための設備の復旧については原則として考慮しない。また、第3.1.3.3-49表に示すとおり、地震時には、内部事象で考慮していた外部電源の復旧についても考慮しない。

ロ シビアアクシデント事象及び緩和手段の従属性

3.1.3.1(3)c.(c)ロと同様である。

d. 事故進展解析の実施

プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損などの事象の発生時期、SA 時の物理化学現象による格納容器負荷を解析するとともに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定に必要なデータを求めることを目的として、各 PDS を代表する事故進展解析を実施する。

(a) 解析対象事故シーケンスの選定

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

事故シーケンスの選定の考え方は、内部事象出力運転時レベル2PRAと同様である。内部事象出力運転時レベル2PRAで選定した代表事故シーケンスの地震時での妥当性を確認するため、地震時の各PDSのCDFのうち、上位5位までの事故シーケンスを抽出し、代表事故シーケンスの寄与割合を確認した結果を参考資料に示す。確認の結果、代表事故シーケンスは妥当であると考えられる。

なお、地震特有のPDSであるG(蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))、B(原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷)は、物理化学現象に係るヘディングは考慮しておらず、直接格納容器機能喪失に至ることから、物理化学現象に係るヘディングの分岐確率の設定のための事故進展解析は不要である。

e. 格納容器機能喪失頻度の定量化

PDS ごとに、PDS の発生頻度及び格納容器イベントツリーの各ヘディング

の分岐確率から、CFF を算出する。

(a) 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定

PDSごとに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率を設定する。各ヘディングの分岐確率の設定の考え方は基本的に内部事象出力運転時レベル2PRAと同様であるが、水素燃焼(HP3)のヘディングについて変更を加えている。内部事象出力運転時レベル2PRAでは静的触媒式水素再結合装置は完全に独立した静的な機器であるため、静的触媒式水素再結合装置の機能喪失の確率は無視できるとして考慮していなかったが、地震出力運転時レベル2PRAでは静的触媒式水素再結合装置の構造損傷を考慮する。内部事象出力運転時レベル2PRAから変更した分岐確率の設定結果を参考資料に示す。その他、地震の影響については地震出力運転時レベル1PRAと同様の設定の考え方である。

また、建屋・機器フラジリティ、ランダム故障、人的過誤及び物理化学現象に関する分岐確率の不確かさを考慮し、当該分岐の確率分布を設定する。確率分布の設定の考え方は、建屋・機器フラジリティについては地震出力運転時レベル1PRAと同様である。その他、人的過誤に係る分布について地震の影響を考慮している以外は内部事象出力運転時レベル2PRAと同様の設定の考え方である。

なお、ここで設定した確率分布は、CFF及び放出カテゴリの発生頻度の不確かさ解析に用いる。

(b) 格納容器機能喪失頻度の算出方法

加速度区分を $m$ 区分に分けた場合、加速度区分 $i$ で発生する $n_i$ 種類の事故シーケンス $i_j$ の格納容器機能喪失頻度 $CFF_{ij}$ は、加速度区分 $i$ の地震動発生頻度 $f_i$ 、事故シーケンス $i_j$ の条件付き炉心損傷確率 $CCDP_{ij}$ 及び条件付き格納容器機能喪失確率 $CCFP_{ij}$ を用いて、次式によって求める。

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

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

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

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

#### (c) 格納容器機能喪失頻度の解析

PDSごとに格納容器イベントツリーの定量化を行い、CFFを算出した。全CFFは $3.0 \times 10^{-7}$ (/炉年)となり、全CDFの $3.8 \times 10^{-7}$ (/炉年)と比較して微減し、条件付き格納容器機能喪失確率は0.79となった。加速度区分別、PDS別、格納容器機能喪失モード別の評価結果を以下に整理する。

##### イ 地震動加速度区分別の格納容器機能喪失頻度

加速度区分別のCFFを第3.1.3.3-50表に示す。加速度区分別では、加速度区分7(1.4G~1.6G)のCFFによる全体への寄与が最も大きい結果となった。

##### ロ PDS別の格納容器機能喪失頻度

PDS別のCFFを第3.1.3.3-51表に示す。TEDのCFFが高く、その主要因はSBO(全交流動力電源喪失)及びLUHS(原子炉補機冷却機能喪失)の発生によるものである。条件付き格納容器機能喪失確率は0.68となり、内部事象出力運転時レベル2PRAと比較すると高い結果となった。

その理由は、炉心損傷の主要因であるSBO及びLUHS発生の起因事象となるサポート系の機能喪失が、格納容器機能喪失防止対策の機能喪失にも繋がる可能性が高いためである。

#### ハ 格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード別のCFFを第3.1.3.3-52表に示す。全CFFは $3.0 \times 10^{-7}$ (/炉年)であり、格納容器機能喪失モードのうち、格納容器隔離失敗( $\beta$ モード)が $1.4 \times 10^{-7}$ (/炉年)(寄与:45.8%)、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損( $\delta$ モード)が $8.6 \times 10^{-8}$ (/炉年)(寄与:約28.1%)であり支配的となった。地震特有の格納容器機能喪失モードである炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失( $\chi$ モード)は $2.0 \times 10^{-8}$ (/炉年)(寄与:6.7%)となった。

#### ニ 格納容器健全性が維持される頻度

炉心損傷事故時において、格納容器健全性が維持される頻度は、格納容器健全に至る事故シーケンスの頻度を積算することによって算出した。

その頻度は、 $6.5 \times 10^{-8}$ (/炉年)である。

#### (d) 重要度解析

重要度解析として、地震出力運転時レベルIPRAと同様の手法を用いて全CFFに対するFV重要度を評価した。FV重要度の定義については、3.1.3.1(3)f.(d)に示す。

FV重要度評価結果を参考資料に示す。

#### f. 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化

格納容器イベントツリーによって同定された全ての事故シーケンスを、環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似した放出カテゴリに分類し、

PDS の発生頻度及び格納容器イベントツリーの分岐確率を用いて、放出カテゴリごとの発生頻度を求める。

(a) 放出カテゴリの分類

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

地震出力運転時レベル2PRAの放出カテゴリの分類では、内部事象出力運転時レベル2PRAで分類された放出カテゴリに加えて、地震時に特有な放出カテゴリを考慮する。

地震時に特有な事象も考慮して選定した放出カテゴリを第3.1.3.1-59表に示す。選定に当たっては、格納容器バイパス、エナジェティック現象による破損及び格納容器先行破損は、独立した放出カテゴリとした。これらを踏まえて、第3.1.3.3-38図に示すように、格納容器イベントツリーで同定された全ての事故シーケンスを放出カテゴリに分類した。

(b) 放出カテゴリごとの発生頻度

放出カテゴリに分類した全ての事故シーケンスの発生頻度を積算し、放出カテゴリごとに発生頻度を算出した。評価結果を第3.1.3.3-53表に示す。

格納容器の状態は、格納容器隔離失敗の放出カテゴリ(F5)が $1.4 \times 10^{-7}$  (／炉年) (寄与:37.8%)と最も高い。次いで、その他の放出カテゴリ(F3C)が $1.3 \times 10^{-7}$  (／炉年) (寄与:35.9%)と高い。格納容器破損のうち、その他の分類による放出カテゴリ(F3C)が高い理由は、格納容器機能喪失モード別のCFFが高い「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」(δモード)及び「格納容器過温破損」(τモード)が、当該の放出カテゴリに含まれるためである。

## g. 不確実さ解析及び感度解析

### (a) 不確実さ解析

CFF及び放出カテゴリの発生頻度の定量化を踏まえ、地震ハザード、建屋・機器フラジリティ、ランダム故障、人的過誤及び物理化学現象に関する分岐確率の不確かさに対し、モンテカルロ手法を用いてCFF、放出カテゴリの発生頻度の平均値及び不確実さ幅(エラーファクタ)を評価した。エラーファクタの定義については、3.1.3.1(2)g.(d)に示す。

加速度区分別の不確実さ解析の結果を第3.1.3.3-54表及び第3.1.3.3-39図に、加速度区分7までを合計した格納容器機能喪失モード別の不確実さ解析結果を第3.1.3.3-55表及び第3.1.3.3-40図に示す。また、放出カテゴリ別の不確実さ解析結果を第3.1.3.3-56表及び第3.1.3.3-41図に示す。

全CFFのエラーファクタは31となった。これは、各パラメータの不確実さの影響により、上限値と下限値の間に約961倍の不確実さ幅があることを意味する。

各加速度区分の不確実さ解析の結果について、低加速度区分の領域では、地震ハザードの不確実さ分布が狭く、また、格納容器機能喪失に至る要因として不確実さが比較的小さいランダム故障の寄与が比較的高い。そのため、区分1のエラーファクタは18、区分2のエラーファクタは29と小さい。

地震加速度が高くなると、それに応じて地震ハザードの不確実さ分布が広がる。また、事故シナリオとしても、地震加速度の増加に伴いSSCの損傷が支配的要因となるため、機器フラジリティの不確実さも考慮される。特に、内燃機関(ディーゼル機関)の機器フラジリティはHCLPFが0.72Gであり、区分3から区分4にかけて損傷確率が上昇傾向をとることから、当該の区分では機器フラジリティの不確実さが高くなる。以上から、区分3のエラーファ



クタは74、区分4のエラーファクタは210と比較的大きくなった。

更に地震加速度が高い領域では、地震ハザードの不確実さ分布が広がる一方で、条件付き損傷確率の平均値が1に収束する。その結果、条件付き損傷確率の幅が縮小するため、比較的高い加速度区分である区分5のエラーファクタは68、区分6のエラーファクタは57、区分7のエラーファクタは48と、地震加速度に応じてエラーファクタが縮小する傾向をとる。

また、格納容器機能喪失モード別の不確実さ解析結果は、水素燃焼(原子炉容器破損後長期)( $\gamma$ モード)のエラーファクタが最も大きく、次いで蒸気発生器伝熱管破損(gモード)、原子炉容器外水蒸気爆発( $\eta$ モード)のエラーファクタが大きい結果となった。

さらに、放出カテゴリ別の不確実さ解析結果は、格納容器バイパス(内的)(F1)のエラーファクタが最も大きく、次いで格納容器バイパス(外的)(F2)、格納容器破損(エナジェティック)(F3A)のエラーファクタが大きい結果となった。

#### (b) 感度解析

地震出力運転時レベルIPRAと同様に、以下の2項目について感度解析を実施した。

- ・ 冗長設備の相関性に係る感度解析
- ・ SA対策に係る感度解析

#### イ 冗長設備の相関性に係る感度解析

##### (イ) 解析条件

冗長となるSSCについて完全相関として評価していたが、この冗長のSSCについて独立として評価した場合の感度解析を実施する。具体的には、FV重要度が0.01以上のSSCについて独立として評価する。

(ロ) 解析結果

第3.1.3.3-57表にベースケース(完全相関)と感度解析ケース(完全独立)の加速度区別のCFFを比較した結果を示す。感度解析ケースの全CFFは $2.2 \times 10^{-7}$ (/炉年)となり、ベースケースの全CFFである $3.0 \times 10^{-7}$ (/炉年)に対して、約28%の低減に留まった。したがって、ベースケースで冗長系のSSCを完全相関とした仮定は、過度に保守的ではないことが確認できた。

なお、相関性を完全独立としたSSCのFV重要度と比較して、CFFの低減幅がやや小さい結果となった理由は、高加速度区分では条件付き損傷確率が高くなっているため、完全独立として条件付き損傷確率を累乗しても、低減効果が小さくなるためと考えられる。

ロ SA対策に係る感度解析

(イ) 解析条件

SA対策によるリスク低減効果を把握することを目的として、SA対策に期待しない場合のCFFを算出する。

(ロ) 解析結果

第3.1.3.3-58表にベースケース(SA対策あり)と感度解析ケース(SA対策なし)の加速度区別のCFFを比較した結果を示す。

感度解析ケースの全CFFは $1.2 \times 10^{-6}$ (/炉年)となり、ベースケースの全CFFが $3.0 \times 10^{-7}$ (/炉年)であることから、SA対策による低減割合は、約75%となった。

また、第3.1.3.3-42図にベースケース(SA対策あり)と感度解析ケース(SA対策なし)の格納容器機能喪失モード別のCFFを比較した結果を示す。

なお、SA対策なしの全CDFは $1.2 \times 10^{-6}$ (/炉年)であり、SA対策な

しの全CFFと一致する。それに対し、SA対策ありの全CFFは、全CDFよりも全CFFの方が低くなる。その理由としては、以下のとおりである。

安全性向上評価において、格納容器機能喪失を防止するためには、格納容器内の長期的な冷却のため、格納容器内自然対流冷却を行う必要がある。SA対策なしの感度解析では、格納容器内自然対流冷却を無効にしていることから、原子炉容器破損後長期まで格納容器の機能が健全で、かつ、その後の物理化学現象による格納容器の機能喪失（水素燃焼、ベースマット熔融貫通、格納容器過温破損）が未発生の場合においても、必ず水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧破損で格納容器機能喪失に至ることになる。したがって、SA対策ありの感度解析では、炉心損傷に至る事故シナリオの全てが、いずれかの格納容器機能喪失モードに至ることから、結果的に全CDFと全CFFが一致する。

一方で、SA対策ありのベースケースでは、格納容器内自然対流冷却に期待することにより、炉心損傷に至る事故シナリオに対して格納容器の健全性が維持される可能性がある。その結果として、全CDFよりも全CFFの方が低くなる。

炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失（ $\alpha$ モード）については、SA対策有無による違いはない。

## (6) ソースターム評価

### a. 放出カテゴリのソースターム評価

放出カテゴリごとに評価の対象とする代表的な事故シーケンスを選定し、格納容器健全の放出カテゴリについてはソースターム解析、格納容器機能喪失の放出カテゴリについては定性的な評価を実施した。

なお、本評価においては、安全性向上評価のリスク指標である「事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度」に着目した評価を実施した。

#### (a) 評価対象事故シーケンスの選定

放射性物質の放出に至る放出カテゴリに対して、主に予想される放出量に基づいて、ソースターム評価の対象とする代表的な事故シーケンスを選定する。(5)f.で整理した放射性物質の放出に至る放出カテゴリに対して選定した代表的な事故シーケンスを以下に示す。

#### イ 格納容器バイパスの代表事故シーケンス

放出カテゴリ「格納容器バイパス」(第3.1.3.1-59表の①及び②)に分類されるPDSとしてはG(SGTR(起因))、V(インターフェイスシステムLOCA)及びS\*\*/T\*\*(TI-SGTR)が挙げられる。いずれの事象も放出量が厳しいがFP放出経路及び放出量の特徴を踏まえ、比較的放出量が大きいと考えられるG(SGTR(起因))のシーケンスを代表事故シーケンスとする。

#### ロ 内的格納容器破損(エナジェティック)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(エナジェティック)(第3.1.3.1-59表の③-a)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

#### ハ 内的格納容器破損(先行破損)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(先行破損)(第3.1.3.1-59表の③-b)に分類されるPDSはALC、SLCが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

#### ニ 内的格納容器破損(その他)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(その他)(第3.1.3.1-59表の③-c)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

#### ホ 外的格納容器破損の代表事故シーケンス

外的格納容器破損(第3.1.3.1-59表の④)に分類されるPDSはBである。本PDSは地震により原子炉建屋又は原子炉格納容器が破損する際に1次系の損傷が起こるものである。1次系の損傷としては、Excess LOCAに至る可能性があるが、放出挙動の観点からはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗と同様であるため、代表事故シーケンスとしてはAEDとする。

#### ヘ 格納容器隔離失敗の代表事故シーケンス

格納容器隔離失敗(第3.1.3.1-59表の⑤)に分類されるPDSは全てが含まれる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

#### ト 格納容器健全の代表事故シーケンス

格納容器健全(第3.1.3.1-59表の⑥)に分類されるPDSはAED、AEW、

AEI、SED、SEW、SEI、SLW、SLI、TED、TEW、TEIとなる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレー注入失敗を代表事故シーケンスとする。

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

(b) ソースタームの評価

3.1.3.1(4) a. (b)に示す。

(c) 放出カテゴリごとのソースタームと発生頻度

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

放出カテゴリの発生頻度とソースタームを対応させて結果をまとめたものを第3.1.3.3-59表に示す。事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は $3.0 \times 10^{-7}$ (/炉年)となった。

また、格納容器健全の放出量評価結果について、事故発生後約22分の炉心溶融に伴い放射性物質の放出が開始されるが、事故発生後62分のアニュラス負圧達成により放出率は大きく低下しており、格納容器健全の維持とあいまって放射性物質の大規模放出には至らないことから、当該放出カテゴリの解析結果として整合していることを確認した。

b. 不確かさ解析及び感度解析

3.1.3.1(4) b.に示す。

第3.1.3.3-1表 地震出力運転時PRA実施のために収集した情報及び主な情報源

PRAの実施項目		収集すべき情報	主な情報源	
1	プラントの設計・運転の把握	PRA実施に当たり必要とされる設計、運転管理に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> <li>・内部事象出力運転時PRA で使用した設計図書(原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書、保安規定等)</li> <li>・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</li> <li>・国内の震害事例(柏崎刈羽原子力発電所の震害情報、阪神淡路大震災の情報等)</li> <li>・国外の震害事例(NUREG-1742の米国個別プラント外部事象評価(IPEEE)等)</li> </ul>	
2	確率論的地震ハザード評価	対象サイト周辺地域での地震発生様式を考慮した震源モデルの設定に係る震源特性や、地震動伝ばモデルの設定に係わる地震動伝ば特性に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> <li>・文献調査結果</li> <li>・地質調査結果</li> <li>・気象庁地震カタログ</li> </ul>	
3	建屋・機器フラジリティ評価	プラント固有の建屋・機器の耐力評価及び応答評価に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> <li>・工事計画認可申請書、耐震バックチェック報告書、ストレステスト1次報告書、JEAG、JNES加振試験報告書、JSME等</li> </ul>	
4	事故シーケンス評価	a)事故シナリオの分析と起 因事象の分類	大規模地震時に想定されるプラント状態	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉設置許可申請書</li> </ul>
		b)事故シーケンスの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	<ul style="list-style-type: none"> <li>・安全系などのシステム使用条件</li> <li>・システムの現実的な性能</li> <li>・運転員による緩和操作</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・上記1の情報源</li> </ul>
		c)システムのモデル化	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態	
		d)事故シーケンスの定量化	評価結果の妥当性を確認できる情報	
		e)格納容器健全性に関する 評価	原子炉格納容器の隔離機能に関する情報	

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(1/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
① 本震による炉心損傷事故に直接的に繋がらうる事故シナリオ		
安全機能に従属するSSCの損傷による炉心損傷への影響	・地震出力運転時PRAにて評価する。	地震出力運転時PRAで考慮
② 本震による炉心損傷事故に間接的に繋がらうる事故シナリオ		
②-1 安全機能を有するSSC以外の屋内設備の損傷による間接的影響		
天井クレーンの転倒・落下による原子炉容器、原子炉格納容器への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器ポーラクレーンはSs地震動に対して落下防止装置を有する。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>	工学的判断により除外
耐震B、Cクラスの機器の損傷に伴うSクラス機器の損傷	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則では、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。</li> <li>・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。</li> </ul>	工学的判断により除外
タービンミサイルによる隣接原子炉建屋内関連設備への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・タービンミサイルの影響は原子炉設置許可申請において評価・審査されており、万一、タービンの設計最大速度でミサイルとなった場合も原子炉格納容器を貫通しないことを確認している。</li> </ul>	工学的判断により除外



第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(2/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
②-2 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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>	工学的判断により除外
斜面崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・玄海4号機は平地に設置されている。また、玄海4号機の周辺に存在する斜面は、玄海4号機から十分な離間距離を有しており、斜面崩壊を考慮しても影響はないことを確認している。</li> </ul>	工学的判断により除外
基礎地盤崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・基礎地盤の崩壊確率を評価し、影響を与える可能性のある建屋の損傷確率と比べ、小さいことを確認している。</li> </ul>	工学的判断により除外
送電網の鉄塔などの損傷に伴う外部電源喪失への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・地震出力運転時PRAでは外部電源の脆弱性は、米国事例に基づく保守的な想定で考慮している。</li> </ul>	地震出力運転時PRAで考慮
安全上重要な設備の冷却に使用可能な給水源の停止に伴う冷却水枯渇の影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・安全上重要な設備の冷却用水源(海水取水設備、原子炉補機冷却水サージタンク、燃料取替用水ピット、復水ピット)の脆弱性については地震出力運転時PRAで考慮している。</li> </ul>	地震出力運転時PRAで考慮

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(3/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
②-3 運転員操作の阻害による波及的影響		
地震前(設計、製作、組立、検査等)のミス	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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及び工事認可申請等で確認されている。</li> <li>・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全てに同様のミスを犯す可能性は小さく、また、地震出力運転時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。</li> </ul>	工学的判断により除外
地震時、地震後の人的過誤	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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、地震出力運転時PRAで期待する運転員による緩和操作は可能である。</li> <li>・地震発生時におけるヒューマンエラーへの影響を考慮した人的過誤確率を考慮している。</li> </ul>	地震出力運転時PRAで考慮
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	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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(DGの起動等)は、運転基準(手順書)に従い、中央制御室近傍で操作可能であり、当該操作の失敗も考慮している。</li> </ul>	地震出力運転時PRAで考慮
構内通行支障、要員への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・地震による現場へのアクセス性の低下、心理的ストレス、機能が損なわれることによる判断・操作への阻害影響を考慮した現場操作の人的過誤確率を設定した。</li> </ul>	地震出力運転時PRAで考慮
二次部材の損傷などの従業員への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・一部は人的過誤確率に包絡しており、その他の影響はプラントウォークダウンにて影響がないことを確認している。</li> </ul>	除外

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(4/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
③ 余震による地震動の安全機能への影響		
本震直後の余震による炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・確率論的地震ハザード評価では余震を除外し、本震で発生頻度が評価されている。また、本震を上回るような余震の可能性は低い。</li> <li>・本震後、原子炉はトリップされ、運転基準(手順書)に従い安全停止に移行するため、余震が発生したとしても影響はない。</li> <li>・地震PRA学会標準では余震の評価手法が例示されているが、系統的な評価手法は確立されておらず、今後の課題とする。</li> </ul>	余震による影響は今後の課題であるが、影響が大きいのは本震と想定する。
④ 経年変化を考慮した場合の影響		
経年変化を考慮した場合の炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・予防保全で設計想定以上の劣化が予測された場合は補修や交換がなされる。</li> </ul>	工学的判断により除外
⑤ 複数基が立地するサイトにかかわる事故シナリオ		
ユニット間の相互依存関係を考慮した場合の炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・本評価では単一ユニットの評価のため、評価対象外としている。</li> </ul>	除外
⑥ 緊急時対策所における緊急時の復旧対応に係る事故シナリオ		
劣悪な環境などによって緊急時対策所の機能が低下することによる炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・技術的助言等はサイト外からでも可能であり、緊急時対策所の機能喪失により、ただちに炉心損傷に至ることはない判断し、モデル化対象外とした。</li> </ul>	除外

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(5/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
⑦ シビアアクシデント対策を考慮すべき事故シナリオ		
地震に起因して炉心損傷に繋がる可能性のある事故シナリオに対するシビアアクシデント対策の考慮	・整備されているシビアアクシデント対策による事象の影響緩和を考慮し、地震出力運転時PRAにて定量化を行う。	地震出力運転時PRAで考慮
⑧ 地殻変動及び断層変位に起因する地盤変状影響		
地殻変動及び断層変位に起因する地盤変状において、地盤変位量から建屋間(建屋内も含む)にまたがる安全系のSSCへの影響	・断層のある場所を避けて設置されているため、定量化の対象外とした。	対象外
⑨ 地震起因における火災、溢水、津波に係る事故シナリオ		
地震起因によって火災、溢水、津波が引き起こされ炉心損傷に繋がる可能性のあるような事故シナリオ	・本評価では、地震随件事象は評価対象外としている。	対象外

第3.1.3.3-3表 地震時特有の格納容器機能喪失に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(1/2)

事故シナリオ	分析	スクリーニング	結果*
地震動による原子炉格納容器本体の損傷	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震動によって原子炉格納容器本体が損傷すると、炉心損傷で発生した放射性物質が原子炉格納容器から環境へ直接放出される可能性がある。また、原子炉格納容器本体が含まれている原子炉建屋の損傷によって、従属的に原子炉格納容器本体が損傷することが考えられる。</li> <li>なお、地震動によって原子炉格納容器本体が損傷すると、従属的に原子炉格納容器本体によって支持されている格納容器ポーラクレーン、格納容器スプレイリングなどの支持機能が喪失することが考えられる。</li> </ul>	<p>原子炉建屋の損傷及び原子炉格納容器本体の損傷(ライナー部以外)は地震出力運転時レベル1PRAにおいて考慮した。原子炉格納容器本体の損傷(ライナー部)は地震動による格納容器隔離失敗として考慮した。</p>	○
地震動による格納容器耐力の低下	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷時には水蒸気及び非凝縮性ガスが発生して原子炉格納容器内に蓄積し、原子炉格納容器内圧が上昇し、原子炉格納容器の耐圧に到達した時点から原子炉格納容器内の放射性物質が環境に放出される可能性がある。</li> <li>地震動によって原子炉格納容器の耐圧が低下する場合には、原子炉格納容器が過圧破損する時期が早まることが考えられる。また、水素燃焼などの原子炉格納容器内圧が上昇するエナジェティック現象などに対して、格納容器破損に至る確率が高くなることが考えられる。</li> </ul>	<p>地震荷重を受けた原子炉格納容器の耐力は、材料が破損に至らない限りその後の圧力荷重に対しても同様の耐圧機能を有すると考えられる。</p>	×

\*:○:地震出力運転時PRAで考慮する、×:除外可能

第3.1.3.3-3表 地震時特有の格納容器機能喪失に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(2/2)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング	結果 *
地震動による格納容器隔離の失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震動によって、格納容器隔離機能に係る設備(機器搬入口、エアロック、格納容器貫通部(配管貫通部、電線貫通部)、貫通配管など)の破損又は格納容器隔離弁の閉止ができなくなると、炉心損傷で発生した放射性物質が原子炉格納容器から環境へ放出される可能性がある。</li> <li>なお、放出される経路によっては格納容器雰囲気中から放射性物質が放出される場合や、1次系から環境へ直接放出される格納容器バイパスとなる場合もある。</li> </ul>	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮した。</p> <p>なお、原子炉格納容器本体の損傷(ライナー部)は地震動による格納容器隔離失敗として考慮した。</p>	○
地震動による格納容器圧力抑制機能の喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震動によって、原子炉格納容器内の冷却に係る機器が損傷すると、格納容器圧力抑制機能が喪失し、原子炉格納容器が過圧で破損する可能性がある。</li> </ul>	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮した。</p>	○
地震動による原子炉格納容器からの崩壊熱除去機能の喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震動によって、原子炉格納容器下部の熔融炉心の冷却に係る機器及び原子炉格納容器内の冷却に係る機器が損傷すると、原子炉格納容器からの崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉格納容器が過圧などで破損する可能性がある。</li> </ul>	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮した。</p>	○
地震動による放射性物質抑制機能の喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震動によって、原子炉格納容器内の冷却に係る機器、作業環境維持(被ばく防止)に係る機器が損傷すると、放射性物質抑制機能が喪失し、緩和操作の失敗などにより原子炉格納容器が過圧などで破損する可能性がある。</li> </ul>	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮した。</p>	○
地震動によるその他の緩和手段の喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震動によって、1次系の減圧、水素濃度制御に係る機器が損傷すると、必ずしも格納容器機能喪失に至るものではないが、格納容器機能喪失に至る可能性が高くなる場合がある。</li> </ul>	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮した。</p>	○

\*:○:地震出力運転時PRAで考慮する、×:除外可能

第3.1.3.3-4表 主要な活断層の震源モデルの諸元

断層名	ケース	長さ (km)	傾斜角 (度)	M (松田式 (1975))	M (武村式 (1998))	M (入倉・三宅式(2001) と武村式(1990))	Xeq (km)	活動度
竹木場 断層	基本ケース	17.3	80	6.9	7.0	6.8	15.1	C
	断層の拡がり考慮	20.0	80	7.0	7.1	6.9	14.7	C
	傾斜角(60度)考慮	19.7	60	7.0	7.1	7.0	13.5	C
城山南 断層	基本ケース	19.5	90	7.0	7.1	6.9	22.2	C
	断層の拡がり考慮	20.0	90	7.0	7.1	6.9	21.9	C
	傾斜角(60度)考慮	19.7	60	7.0	7.1	7.0	21.9	C

第3.1.3.3-5表 その他の活断層の諸元

番号	断層名	長さ(km)	M <sup>*1</sup>	Xeq(km)	活動度 <sup>*2</sup>
1	今福	8.7	6.9(6.4)	21.2	(C)
2	楠久	8.6	6.9(6.4)	24.3	(C)
3	国見	17.0	6.9	29.2	(C)
4	真名子-荒谷峠	15.5	6.9(6.8)	31.6	(C)
5	糸島半島	21.1	7.0	29.7	(B)
6	F-h	6.0	6.9(6.1)	29.4	(B)
7	8-1	4.8	6.9(6.0)	22.6	(C)
8	8-2	4.0	6.9(5.8)	23.0	(C)
9	9	6.8	6.9(6.2)	24.5	(C)
10	10-1	16.4	6.9	31.0	(C)
11	10-2	10.4	6.9(6.5)	31.8	(C)
12	13	11.9	6.9(6.6)	32.7	(C)
13	14	18.8	7.0	23.3	(C)
14	15	20.1	7.0	25.8	(C)
15	16	3.4	6.9(5.7)	26.3	(C)
16	17	20.6	7.0	24.3	(C)
17	19	12.1	6.9(6.6)	32.1	(C)
18	20	14.3	6.9(6.8)	26.5	(B)
19	23	18.3	6.9	23.1	(C)
20	24	17.3	6.9	26.5	(C)
21	25	10.3	6.9(6.5)	24.8	(C)
22	28	11.6	6.9(6.6)	27.2	(C)
23	31	15.7	6.9(6.8)	30.5	(C)
24	32	9.0	6.9(6.4)	27.2	(C)
25	警固断層帯	65.3	7.9	52.0	B
26	佐賀平野北縁断層帯	38.0	7.5	49.6	B
27	日向峠-小笠木峠断層帯	27.8	7.2	51.2	(C)
28	宇美断層	22.6	7.1	63.2	(C)
29	西山断層帯	137.0	8.4	78.4	B
30	水縄断層帯	26.0	7.2	81.0	B
31	雲仙断層群	38.0	7.5	97.3	B
32	福智山断層帯	28.0	7.2	94.1	B
33	銚ノ木山リニアメント	11.9	6.9	31.7	(B)
34	壱岐北東部断層群	50.8	7.7	53.4	(B)
35	沖ノ島東方沖断層	35.4	7.4	96.4	(B)
36	巖原東方沖断層群	26.3	7.2	85.6	(B)
37	対馬南方沖断層	34.6	7.4	62.1	(B)
38	対馬南西沖断層群	37.7	7.5	81.1	(B)
39	宇久島北西沖断層群	34.1	7.4	89.9	(B)
40	FTW-3	24.6	7.2	107.2	(B)
41	FTW-4	22.5	7.1	109.1	(B)
42	中通島西方沖断層群	18.8	7.0	122.4	(B)
43	FTW-1	48.8	7.6	133.1	(B)

\*1： 地表付近の断層長さが短く、震源断層が地表付近の長さ以上に広がっている可能性も考えられる断層については、安全評価上、震源断層が地震発生層の上限から下限まで広がっているものとして、断層幅と同じ長さを持つ震源断層(長さ17km)を設定する。()内は断層長さによる地震規模。

\*2： 活動度「( )付」は活動度が不明なため、海域B級、陸域C級とする。活動度に応じて、奥村・石川による平均変位速度(A:2.4×10<sup>-3</sup>m/年,B:2.5×10<sup>-4</sup>m/年,C:4.7×10<sup>-5</sup>m/年)を設定する。



第3.1.3.3-6表 各領域の諸元

萩原(1991)の領域における諸元

領域名	最小M	最大M	b値	年発生頻度* (回/年)	震源深さ
L3	4.0	7.0 7.3	0.90	0.45 (0.983E-05)	深さ3~20kmの 一様分布
N	5.0	6.9	1.10	0.32 (1.96E-05)	
M	5.0	7.1	0.62	0.17 (0.109E-05)	

\*:年発生頻度の( )内は単位面積あたり(単位:回/年/km<sup>2</sup>)

垣見ほか(2003)の領域における諸元

領域名	最小M	最大M	b値	年発生頻度* (回/年)	震源深さ
10C6	4.0	7.0 7.3	0.87	0.39 (2.19E-05)	深さ3~20kmの 一様分布
10C7	4.0	6.8	0.61	0.06 (0.522E-05)	
10D2	4.0	7.1	0.90	0.34 (0.485E-05)	
11X0	5.0	6.9	1.13	0.34 (1.22E-05)	

\*:年発生頻度の( )内は単位面積あたり(単位:回/年/km<sup>2</sup>)

第3.1.3.3-7表 考慮した不確実さ

	認識論的不確実さ	偶然的な不確実さ
特定震源モデル	<p>基準地震動の策定で考慮した不確かさを考慮</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 断層長さ及び震源断層の広がり</li> <li>・ 断層傾斜角</li> </ul> <p>地震規模の評価</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 評価手法の選択</li> </ul>	—
領域震源モデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 最大地震規模</li> <li>・ 領域区分モデルの選択</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 領域内でG-R式に従う地震発生の仮定(地震規模の確率密度を考慮)</li> <li>・ 領域内で一様な地震発生の仮定(距離の確率密度を考慮)</li> </ul>
地震動伝ばモデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 地震観測記録の補正の有無</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 距離減衰式のばらつき</li> </ul>

第3.1.3.3-8表 ロジックツリーの分岐の根拠及び重みの考え方

モデル	ロジックツリーで考慮した分岐		分岐の根拠	重みの考え方
特定震源モデル	主要活断層	竹木場断層 <ul style="list-style-type: none"> <li>基本ケース(L17.3km, 傾斜角80度)</li> <li>不確かさケース(L20.0km, 傾斜角80度)</li> <li>不確かさケース(L19.7km, 傾斜角60度)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>基準地震動の策定における基本震源モデルを考慮</li> <li>基準地震動の策定における不確かさを考慮した震源モデルを考慮</li> </ul>	基本ケース1/2として、その他を等重み
		城山南断層 <ul style="list-style-type: none"> <li>基本ケース(L19.5km, 傾斜角90度)</li> <li>不確かさケース(L20.0km, 傾斜角90度)</li> <li>不確かさケース(L19.7km, 傾斜角60度)</li> </ul>		
	地震規模の評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>松田式(1975)</li> <li>武村式(1998)</li> <li>入倉・三宅式(2001)と武村式(1990)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子力学会(2007)に基づく評価手法を考慮</li> <li>「震源断層を特定した地震の強震動予測手法(「レシピ」)」に基づく評価手法を考慮</li> </ul>	等重み
領域震源モデル	最大地震規模	1700年壱岐・対馬の地震 M7.0	領域内で過去最大の地震	等重み
		2000年鳥取県西部地震 M7.3	震源を特定せず策定する地震動	
	領域区分	萩原マップ	原子力学会(2007)を参照し、複数のモデルを選定	等重み
垣見マップ				
地震動伝ばモデル	距離減衰式	Noda et al.(2002)による距離減衰式 <ul style="list-style-type: none"> <li>地震観測記録に基づく補正の有無を考慮</li> </ul>	基準地震動の策定における補正無しの評価の分岐として現実的な記録に基づく補正を考慮	等重み

第3.1.3.3-9表 建屋・機器の選定方法(1/2)

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

第3.1.3.3-9表 建屋・機器の選定方法(2/2)

ステップ	内容(地震出力運転時PRA)		
	機器	建屋	屋外重要土木構造物
2-1	以下を追加する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・地震で損傷した際に起因事象を発生させる機器/建屋/土木構築物</li> <li>・起因事象発生後に事象を緩和させる機器/建屋/土木構築物</li> </ul>		
	[考え方]:①地震動による安全上重要な建物、構築物、配管などの大型静的機器の損傷に伴い、緩和設備によって事象の進展を抑制できず、炉心損傷に至る機器/建屋/土木構築物を追加 ②地震動による安全機能への広範な影響を及ぼす計装・制御系、非常用系を追加		
	[対象]:①原子炉容器、炉内構造物、燃料 ②電気盤(メタルクラッド開閉装置、主盤)などを追加	[対象]:①原子炉建屋、原子炉補助建屋などを追加 ②追加なし	[対象]:①取水ピットを追加 ②追加なし
2-2	選定した起因事象に基づき、機器/建屋/土木構築物を削除		
	[考え方]:地震が発生した場合に期待できない機器/建屋/土木構築物を削除		
	[対象]:タービンバイパス弁などを削除	[対象]:削除なし	[対象]:削除なし
2-3	プラントウォークダウンにより二次的な影響を及ぼす機器/建屋/土木構築物を追加		
	[考え方]:地震PRA学会標準及び過去に実施した当社のプラントウォークダウン実績をもとに、安全性向上評価の地震PRA実施に当たって確認が必要な機器を抽出し、以下の観点で影響機器の有無を確認 <ul style="list-style-type: none"> <li>・倒壊により被害を受けないか</li> <li>・周辺機器の損傷時、周辺機器の保有水による影響はないか など</li> </ul>		
	[対象]:追加なし	[対象]:追加なし	[対象]:追加なし

第3.1.3.3-10表 建屋・機器リストとフラジリティデータの例

起回事象/影響緩和系名	SSC名	Median (G)	$\beta R$	$\beta U$	HCLPF (G)
外部電源系	外部電源系	0.30	0.25	0.50	0.09
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水ポンプ	5.44	0.10	0.26	3.06
Excess LOCA	1次冷却材ポンプ	2.44	0.20	0.19	1.29
大破断LOCA	1次冷却材管(蓄圧タンク注入管台)	3.08	0.25	0.25	1.38
中破断LOCA	低圧注入系配管(C/L側)	7.28	0.31	0.35	2.45
小破断LOCA	高圧注入系配管(C/L側)	6.73	0.31	0.35	2.27
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	蒸気発生器	3.20	0.31	0.31	1.16
2次冷却系の破断(主給水管破断、CV内) 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ (水源補給後)	主給水系配管	4.87	0.28	0.27	2.00
2次冷却系の破断(MSIV上流、CV内)	主蒸気系配管	3.64	0.31	0.35	1.22
2次冷却系の破断(MSIV下流)	主蒸気隔離弁	4.21	0.14	0.19	2.50
ATWS	燃料集合体	3.04	0.20	0.25	1.48
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	3.01	0.25	0.15	1.58
原子炉建屋損傷	原子炉建屋	1.98	0.18	0.15	1.15
補助給水(タービン動補助給水ポンプ)	タービン動補助給水ポンプ	1.83	0.10	0.15	1.23
2次系強制冷却	主蒸気逃がし弁	5.92	0.25	0.25	2.65
蓄圧注入	蓄圧タンク	2.63	0.20	0.21	1.37
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水入 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ (水源補給前)&(水源補給後)	常設電動注入ポンプ	12.49	0.10	0.17	8.24
低圧注入 低圧再循環	余熱除去ポンプ	5.44	0.10	0.26	3.06
高圧注入&高圧再循環&高圧再循環(SBO・LUHS時)	高圧注入ポンプ	11.20	0.10	0.15	7.53
再循環切替	格納容器再循環サンプ	-	-	-	-
非常用所内電源	内燃機関(ディーゼル機関)	1.22	0.14	0.19	0.72
移動式大容量ポンプ車による補機冷却	移動式大容量ポンプ車	2.50	0.20	0.15	1.40
大容量空冷式発電機	大容量空冷式発電機	2.50	0.20	0.15	1.40
CV内自然対流冷却(CCW) CV内自然対流冷却(SWS)	格納容器再循環系ダクト	2.07	0.10	0.22	1.25
加圧器逃がし弁強制閉 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧	加圧器逃がし弁	5.24	0.25	0.30	2.16
格納容器スプレイ注入 格納容器スプレイ再循環	格納容器スプレイポンプ	5.44	0.10	0.26	3.06
静的水素再結合装置(水素除去)	静的触媒式水素再結合装置	4.22	0.10	0.23	2.52
電気式水素燃焼装置	イグナイタ	4.85	0.10	0.17	3.20
6.6kV電源(安全系)	メタルクラッドスイッチギア	2.21	0.20	0.21	1.14

第3.1.3.3-11表 考慮する不確かさ要因

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

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

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

第3.1.3.3-13表 現実的な物性値の評価方法

	現実的な物性値の評価方法
コンクリート強度 $F_c$	平均値: $1.4 \times$ 設計基準強度 変動係数: 0.13
コンクリートの減衰定数 $h$	平均値: 5% (PCCVは3%) 変動係数: 0.25
地盤のせん断波速度 $V_s$	平均値: 設計値 変動係数: 0.10
鉄筋の降伏強度 $s\sigma_y$	平均値: $1.1 \times$ 規格降伏点 変動係数: 0.0 (考慮しない)

第3.1.3.3-14表 現実的な物性値

	設計時	現実的な物性値		
		中央値	+	-
Fc (N/mm <sup>2</sup> ) 上段:I/C,REB,A/B 下段:PCCV	29.4	40.8	47.7	36.8
	41.2	57.2	66.8	51.5
h (%) 上段:IC,REB,A/B 下段:PCCV	5.0	4.85	6.82	4.14
	3.0	2.91	4.09	2.48
Vs (m/s)	1350	1343	1507	1234
sσy(N/mm <sup>2</sup> )	345	379.5	379.5	379.5

第3.1.3.3-15表 地盤定数(設計時)

ヤング係数 ×10 <sup>4</sup> (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比	単位体積重量 (kN/m <sup>3</sup> )	せん断波速度 (m/s)
1.18	0.373	23.0	1350

第3.1.3.3-16表 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 ×10 <sup>4</sup> (N/mm <sup>2</sup> )	せん断弾性係数 ×10 <sup>3</sup> (N/mm <sup>2</sup> )	減衰定数 (%)
原子炉格納容器	コンクリート:Fc=41.2N/mm <sup>2</sup> 鉄筋:SD35,SD40 緊張材:SWPR1BL	2.83	11.8	3.0
内部コンクリート 原子炉周辺建屋	コンクリート:Fc=29.4N/mm <sup>2</sup> 鉄筋:SD35,SD40	2.43	10.1	5.0
蒸気発生器 (サポートも含む)	—	18.5 (18.0*)	71.2 (69.2*)	水平3.0

\*:部材番号 27 の値

第3.1.3.3-17表 原子炉補助建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 ×10 <sup>4</sup> (N/mm <sup>2</sup> )	せん断弾性係数 ×10 <sup>3</sup> (N/mm <sup>2</sup> )	減衰定数 (%)
RC部分	コンクリート:Fc=29.4N/mm <sup>2</sup> 鉄筋:SD35,SD40	2.43	10.1	5.0

(注)解析モデルの部材はすべてRC部分として取り扱う



第3.1.3.3-18表 コンクリート強度 $F_c$ に応じたコンクリートの弾性定数

	設計時	現実的な物性値		
		中央値	$F_{c+}$	$F_{c-}$
$F_c$ (N/mm <sup>2</sup> ) 上段:I/C,REB,A/B 下段:PCCV	29.4 41.2	40.8 57.2	47.7 66.8	36.8 51.5
$E$ (N/mm <sup>2</sup> ) 上段:I/C,REB,A/B 下段:PCCV	$2.43 \times 10^4$ $2.83 \times 10^4$	$2.71 \times 10^4$ $3.16 \times 10^4$	$2.85 \times 10^4$ $3.33 \times 10^4$	$2.61 \times 10^4$ $3.05 \times 10^4$
$G$ (N/mm <sup>2</sup> ) 上段:I/C,REB,A/B 下段:PCCV	$1.01 \times 10^4$ $1.18 \times 10^4$	$1.13 \times 10^4$ $1.32 \times 10^4$	$1.19 \times 10^4$ $1.39 \times 10^4$	$1.09 \times 10^4$ $1.27 \times 10^4$

第 3.1.3.3-19 表 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の  
水平方向解析モデル諸元 (1/3)

部位	質点 節点 番号	高さ EL. (m)	重量 (kN)	部材 番号	せん断断面積 (m <sup>2</sup> )		断面二次モーメント (m <sup>4</sup> )	
					NS	EW	NS	EW
PCCV	1	59.90	3.24×10 <sup>3</sup>	①	44	44	610	610
	2	58.40	1.39×10 <sup>4</sup>	②	76	76	13,480	13,480
	3	52.40	2.95×10 <sup>4</sup>	③	76	76	29,240	29,240
	4	43.30	3.31×10 <sup>4</sup>	④	83	83	39,780	39,780
	5	35.30	5.83×10 <sup>4</sup>	⑤	90	90	44,420	44,420
	6	21.50	4.71×10 <sup>4</sup>	⑥	90	90	44,420	44,420
	7	14.70	3.86×10 <sup>4</sup>	⑦	90	90	44,420	44,420
	8	4.60	3.18×10 <sup>4</sup>	⑧	90	90	44,420	44,420
	9	0.80	2.24×10 <sup>4</sup>	⑨	90	90	44,420	44,420
I/C	10	21.60	3.14×10 <sup>3</sup>	⑩	34	13	593	36
	11	17.23	8.63×10 <sup>3</sup>	⑪	60	30	884	1035
	12	11.30	3.87×10 <sup>4</sup>	⑫	119	74	4041	1529
	13	10.45	1.96×10 <sup>3</sup>	⑬	119	74	4041	1529
	14	3.70	3.81×10 <sup>4</sup>	⑭	115	115	5423	7267
	15	1.99	1.96×10 <sup>3</sup>	⑮	119	121	5810	7361
	16	0.60	3.76×10 <sup>4</sup>	⑯	133	137	7575	5850
	17	25.70	2.60×10 <sup>3</sup>	⑰	13	13	120	180
	18	18.50	5.00×10 <sup>3</sup>	⑱	13	13	120	180
	19	59.90	2.26×10 <sup>3</sup>	⑲	13	13	120	180
S/G	20	20.45	1.393×10 <sup>3</sup>	⑳	2.67	2.67	12.78	12.78
	21	17.23	3.439×10 <sup>3</sup>	㉑	2.67	2.67	12.78	12.78
	22	14.44	1.502×10 <sup>3</sup>	㉒	2.46	2.46	9.30	9.30
	23	12.74	1.403×10 <sup>3</sup>	㉓	1.76	1.76	4.99	4.99
	24	10.45	2.781×10 <sup>3</sup>	㉔	1.76	1.76	4.99	4.99
	25	8.05	1.449×10 <sup>3</sup>	㉕	1.87	1.87	5.31	5.31
	26	4.74	3.848×10 <sup>3</sup>	㉖	1.87	1.87	5.31	5.31
	27	2.94	4.19×10 <sup>2</sup>	㉗	14.14	14.14	72.45	72.45
	28	1.99	1.603×10 <sup>3</sup>					

第 3.1.3.3-19 表 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の  
水平方向解析モデル諸元 (2/3)

部位	質点 節点 番号	高さ EL. (m)	重量 (kN)	部材 番号	せん断断面積 (m <sup>2</sup> )		断面二次モーメント (m <sup>4</sup> )	
					NS	EW	NS	EW
原子炉周辺 建屋	29	32.25	1.67×10 <sup>4</sup>	29	1.077	33.4	9.99×10 <sup>5</sup>	8,660
	30	24.60	1.35×10 <sup>4</sup>	30	1.077	53.7	9.99×10 <sup>5</sup>	23,400
	31	26.50	4.61×10 <sup>3</sup>	31	0.5191	0.5	9.99×10 <sup>5</sup>	9.99×10 <sup>5</sup>
	32	20.40	2.40×10 <sup>5</sup>	32	221	185	235,000	149,000
	33	11.30	3.99×10 <sup>5</sup>	33	505	535	739,000	409,000
	34	3.70	4.64×10 <sup>5</sup>	34	704	702	858,000	579,000
基礎	35	-10.34	2.01×10 <sup>6</sup>	Rigid				
	36	-5.20	—					
	37	-4.13	—					
	38	-3.50	—					
	39	-15.00	—					

第 3.1.3.3-19 表 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の  
水平方向解析モデル諸元 (3/3)

部位	質点 番号	方向	回転慣性 (kN・m <sup>2</sup> )
基礎	37	NS	1.54×10 <sup>9</sup>
		EW	1.06×10 <sup>9</sup>

第 3.1.3.3-20 表 原子炉周辺建屋燃料取扱棟のばね定数(設計時)

部位	部材番号	剛性	NS方向	EW方向*
燃料取扱棟	RBS1	水平剛性 (kN/m)	$9.88 \times 10^5$	$9.99 \times 10^9$

\*: 30 31が同一面内壁であるため、ばね定数を剛とする

第 3.1.3.3-21 表 原子炉格納容器蒸気発生器サポート部のばね定数(設計時)

部位	部材番号	剛性	NS方向	EW方向
蒸気発生器 支持構造物	SGK1	水平剛性 (kN/m)	$3.92 \times 10^6$	$3.92 \times 10^6$
	SGK2	水平剛性 (kN/m)	$2.84 \times 10^7$	$1.37 \times 10^7$
	SGK3	水平剛性 (kN/m)	$7.03 \times 10^6$	$4.15 \times 10^7$
	SGK4	回転剛性 (kN・m/rad)	$4.37 \times 10^7$	$6.49 \times 10^7$

第 3.1.3.3-22 表 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の  
地盤のばね定数及び減衰係数(1/5)

(a) 設計時

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平( $K_s$ )	NS	$9.58 \times 10^8$ (kN/m)	7.12	$1.94 \times 10^7$ (kN・s/m)
	EW	$9.78 \times 10^8$ (kN/m)	6.80	$2.04 \times 10^7$ (kN・s/m)
回転( $K_R$ )	NS	$2.25 \times 10^{12}$ (kN・m/rad)	7.12	$1.72 \times 10^{10}$ (kN・m・s/rad)
	EW	$1.72 \times 10^{11}$ (kN・m/rad)	6.80	$1.08 \times 10^{10}$ (kN・m・s/rad)

第 3.1.3.3-22 表 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の  
地盤のばね定数及び減衰係数 (2/5)

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

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平( $K_s$ )	NS	$1.19 \times 10^9$ (kN/m)	7.8	$2.16 \times 10^7$ (kN·s/m)
	EW	$1.22 \times 10^9$ (kN/m)	7.5	$2.26 \times 10^7$ (kN·s/m)
回転( $K_R$ )	NS	$2.80 \times 10^{12}$ (kN·m/rad)	7.8	$1.90 \times 10^{10}$ (kN·m·s/rad)
	EW	$2.14 \times 10^{12}$ (kN·m/rad)	7.5	$1.19 \times 10^{10}$ (kN·m·s/rad)

第 3.1.3.3-22 表 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の  
地盤のばね定数及び減衰係数 (3/5)

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

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平( $K_s$ )	NS	$7.98 \times 10^8$ (kN/m)	7.0	$1.79 \times 10^7$ (kN·s/m)
	EW	$8.15 \times 10^8$ (kN/m)	6.7	$1.87 \times 10^7$ (kN·s/m)
回転( $K_R$ )	NS	$1.88 \times 10^{12}$ (kN·m/rad)	7.0	$1.64 \times 10^{10}$ (kN·m·s/rad)
	EW	$1.43 \times 10^{12}$ (kN·m/rad)	6.7	$1.04 \times 10^{10}$ (kN·m·s/rad)

第 3.1.3.3-22 表 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の  
地盤のばね定数及び減衰係数 (4/5)

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

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平( $K_s$ )	NS	$1.19 \times 10^9$ (kN/m)	7.7	$2.16 \times 10^7$ (kN·s/m)
	EW	$1.22 \times 10^9$ (kN/m)	7.3	$2.26 \times 10^7$ (kN·s/m)
回転( $K_R$ )	NS	$2.80 \times 10^{12}$ (kN·m/rad)	7.7	$1.88 \times 10^{10}$ (kN·m·s/rad)
	EW	$2.14 \times 10^{12}$ (kN·m/rad)	7.3	$1.17 \times 10^{10}$ (kN·m·s/rad)

第 3.1.3.3-22 表 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の  
地盤のばね定数及び減衰係数 (5/5)

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

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平( $K_s$ )	NS	$7.98 \times 10^8$ (kN/m)	6.8	$1.78 \times 10^7$ (kN·s/m)
	EW	$8.15 \times 10^8$ (kN/m)	6.6	$1.87 \times 10^7$ (kN·s/m)
回転( $K_R$ )	NS	$1.88 \times 10^{12}$ (kN·m/rad)	6.8	$1.62 \times 10^{10}$ (kN·m·s/rad)
	EW	$1.43 \times 10^{12}$ (kN·m/rad)	6.6	$1.03 \times 10^{10}$ (kN·m·s/rad)

第 3.1.3.3-23 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデル諸元 (1/2)

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

第 3.1.3.3-23 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデル諸元 (2/2)

部位	質点 番号	方向	回転慣性 (kN・m <sup>2</sup> )
基礎	6	NS	$4.55 \times 10^8$
		EW	$1.92 \times 10^8$

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

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

第 3.1.3.3-24 表 原子炉補助建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (2/5)  
(b)  $F_{c+}, V_{s+}$

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

第 3.1.3.3-24 表 原子炉補助建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (3/5)  
(c)  $F_{c+}, V_{s-}$

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

第 3.1.3.3-24 表 原子炉補助建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (4/5)  
(d)  $F_{c-}, V_{s+}$

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

第 3.1.3.3-24 表 原子炉補助建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (5/5)  
(e)  $F_{c-}, V_{s-}$

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

第 3.1.3.3-25 表 現実的応答評価用モデルで用いる諸元と物性値の関係

		物性値			
		Fc	h	Vs	$\sigma_y$
RC部	E	○	—	—	—
	G	○	—	—	—
	h	—	○	—	—
	Q- $\gamma$ スケルトン	○	—	—	○
	M- $\phi$ スケルトン	○	—	—	○
地盤ばね	ばね値	—	—	○	—
	減衰	○	—	○	—

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

第3.1.3.3-26表 2点推定法による解析ケース

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

(注) 基礎固定モデルの場合、Vsのばらつきは影響しない。

第3.1.3.3-27表 現実的な物性値の評価方法

	現実的な物性値の評価方法
埋戻土の 初期せん断剛性 $G_0$	平均値:室内試験結果に基づき設定 ( $300 \sigma_m^{0.5} \text{N/mm}^2$ ) 変動係数:試験結果のばらつきから設定
地盤の せん断剛性 $G_d$	平均値:PS検層結果に基づき設定 ( $V_s=1,440\text{m/s}$ ) 変動係数:PS検層結果のばらつきから設定
コンクリート強度 Fc	平均値: $1.4 \times$ 設計基準強度 ( $33.0 \text{N/mm}^2$ ) 変動係数:0.13

\*:  $\sigma_m$ :平均主応力



第3.1.3.3-28表 解析ケース

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

第3.1.3.3-29表 現実的耐力及び現実的応力の不確かさ要因の整理

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

第3.1.3.3-30表 原子炉格納容器(PCCV)の建屋応答係数(1/3)

(NS方向)

係数	$F_{SS}$	$F_{\delta}$	$F_M$
中央値	1.184	0.989	0.992
$\beta_R$	-	0.071	0.004
$\beta_U$	-	-	0.15

第3.1.3.3-30表 原子炉格納容器(PCCV)の建屋応答係数(2/3)

(EW方向)

係数	$F_{SS}$	$F_{\delta}$	$F_M$
中央値	1.185	0.989	0.992
$\beta_R$	-	0.071	0.004
$\beta_U$	-	-	0.15

第3.1.3.3-30表 原子炉格納容器(PCCV)の建屋応答係数(3/3)

(鉛直方向)

係数	$F_{SS}$	$F_{\delta}$	$F_M$
中央値	1.086	0.991	1.000
$\beta_R$	-	0.072	0.000
$\beta_U$	-	-	0.15

第3.1.3.3-31表 内部コンクリート(I/C)の建屋応答係数(1/3)

(NS方向)

係数	$F_{SS}$	$F_{\delta}$	$F_M$
中央値	1.061	0.989	0.998
$\beta_R$	-	0.088	0.009
$\beta_U$	-	-	0.15

第3.1.3.3-31表 内部コンクリート(I/C)の建屋応答係数(2/3)

(EW方向)

係数	$F_{SS}$	$F_{\delta}$	$F_M$
中央値	1.074	0.989	0.997
$\beta_R$	-	0.088	0.008
$\beta_U$	-	-	0.15

第3.1.3.3-31表 内部コンクリート(I/C)の建屋応答係数(3/3)

(鉛直方向)

係数	$F_{SS}$	$F_{\delta}$	$F_M$
中央値	1.086	0.989	1.000
$\beta_R$	-	0.088	0.000
$\beta_U$	-	-	0.15

第3.1.3.3-32表 原子炉周辺建屋 (RE/B) の建屋応答係数 (1/3)

(NS方向)

係数	$F_{SS}$	$F_{\delta}$	$F_M$
中央値	1.061	0.989	0.998
$\beta_R$	-	0.088	0.009
$\beta_U$	-	-	0.15

第3.1.3.3-32表 原子炉周辺建屋 (RE/B) の建屋応答係数 (2/3)

(EW方向)

係数	$F_{SS}$	$F_{\delta}$	$F_M$
中央値	1.074	0.989	0.997
$\beta_R$	-	0.088	0.008
$\beta_U$	-	-	0.15

第3.1.3.3-32表 原子炉周辺建屋 (RE/B) の建屋応答係数 (3/3)

(鉛直方向)

係数	$F_{SS}$	$F_{\delta}$	$F_M$
中央値	1.086	0.989	1.000
$\beta_R$	-	0.088	0.000
$\beta_U$	-	-	0.15

第3.1.3.3-33表 原子炉補助建屋(A/B)の建屋応答係数(1/3)

(NS方向)

係数	F <sub>SS</sub>	F <sub>δ</sub>	F <sub>M</sub>
中央値	1.117	0.989	0.994
β <sub>R</sub>	-	0.087	0.006
β <sub>U</sub>	-	-	0.15

第3.1.3.3-33表 原子炉補助建屋(A/B)の建屋応答係数(2/3)

(EW方向)

係数	F <sub>SS</sub>	F <sub>δ</sub>	F <sub>M</sub>
中央値	1.143	0.989	0.994
β <sub>R</sub>	-	0.087	0.006
β <sub>U</sub>	-	-	0.15

第3.1.3.3-33表 原子炉補助建屋(A/B)の建屋応答係数(3/3)

(鉛直方向)

係数	F <sub>SS</sub>	F <sub>δ</sub>	F <sub>M</sub>
中央値	1.088	0.989	1.000
β <sub>R</sub>	-	0.088	0.000
β <sub>U</sub>	-	-	0.15

第3.1.3.3-34表 原子炉補機冷却水冷却器の耐震性評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値 (N/mm <sup>2</sup> )	発生応力 (N/mm <sup>2</sup> )	裕 度
胴板	SGV410	一次応力	334	127	2.62
支持脚	SS400	組合せ一次	255	73	3.49
基礎ボルト	SNB7	組合せ一次	429	267	1.60

第3.1.3.3-35表 原子炉補機冷却水冷却器の安全係数評価結果の一覧

耐力係数 $F_{EC}$		機器応答係数 $F_{ER}$					建屋応答係数 $F_{SR}$				結果	
$F_S$	$F_{\mu}$	$F_{ESS}$	$F_D$	$F_{EM}$	$F_{EMC}$	$F_{ECC}$	$F_{SS}$	$F_{\delta}$	$F_M$	$F_{NL}$	$A_m$	HCLP F
$\beta_R$	$\beta_R$	$\beta_R$	$\beta_R$	$\beta_R$	$\beta_R$	$\beta_R$	$\beta_R$	$\beta_R$	$\beta_R$	$\beta_R$	$\beta_R$	
$\beta_U$	$\beta_U$	$\beta_U$	$\beta_U$	$\beta_U$	$\beta_U$	$\beta_U$	$\beta_U$	$\beta_U$	$\beta_U$	$\beta_U$	$\beta_U$	
2.65	1.00	1.13	1.42	1.00	1.00	1.00	1.06	0.98	0.99	1.00	2.43	1.18
0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.09	0.01	0.17	0.20	
0.06	0.00	0.00	0.16	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.25	

第3.1.3.3-36表 起因事象の加速度区分別条件付発生確率

起因事象	加速度区分1 (0.2~0.4G)	加速度区分2 (0.4~0.6G)	加速度区分3 (0.6~0.8G)	加速度区分4 (0.8~1.0G)	加速度区分5 (1.0~1.2G)	加速度区分6 (1.2~1.4G)	加速度区分7 (1.4~1.6G)
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	—	—	—	—	1.7E-03	1.9E-02	4.0E-02
原子炉格納容器損傷	—	—	—	—	—	—	2.1E-03
原子炉建屋損傷	—	—	—	—	2.1E-03	3.4E-02	1.1E-01
Excess LOCA	—	—	—	—	—	1.2E-02	1.0E-01
大破断LOCA	—	—	—	—	—	3.8E-03	5.3E-02
中破断LOCA	—	—	—	—	—	2.7E-03	2.2E-02
小破断LOCA	—	—	—	—	—	—	4.9E-03
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	—	—	—	—	—	2.2E-02	7.1E-02
主給水管破断	—	—	—	—	—	3.4E-03	2.9E-02
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	9.1E-05	1.0E-03	1.0E-03	1.0E-03	1.0E-03	1.0E-03	1.0E-03
原子炉補機冷却機能の 全喪失	—	—	—	1.5E-02	9.4E-02	3.2E-01	6.4E-01
外部電源喪失	3.9E-01	7.8E-01	9.2E-01	9.7E-01	9.9E-01	1.0E+00	1.0E+00
ATWS	—	—	—	1.6E-03	9.6E-03	5.6E-02	1.5E-01
主給水流量喪失	1.0E+00						

第3.1.3.3-37表 プラント損傷状態の定義

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



第3.1.3.3-38表 地震出力運転時PRAの人的過誤確率の設定方針

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

第3.1.3.3-39表 加速度区分別の地震平均発生頻度

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

第3.1.3.3-40表 加速度区分別の炉心損傷頻度

加速度区分	CDF (/炉年)	割合 (%)
区分1(0.2G~0.4G)	4.2E-08	11.0
区分2(0.4G~0.6G)	1.7E-08	4.4
区分3(0.6G~0.8G)	1.1E-08	2.8
区分4(0.8G~1.0G)	4.2E-08	11.1
区分5(1.0G~1.2G)	6.2E-08	16.4
区分6(1.2G~1.4G)	1.1E-07	27.9
区分7(1.4G~1.6G)	1.0E-07	26.3
合計	3.8E-07	100.0

第3.1.3.3-41表 起回事象別の炉心損傷頻度

起回事象	CDF(／炉年)	寄与割合(%)
大破断LOCA	1.2E-08	2.9
中破断LOCA	4.8E-09	1.1
小破断LOCA	6.9E-10	0.2
主給水管破断	4.5E-09	1.1
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	1.5E-08	3.6
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	9.9E-09	2.4
主給水流量喪失	6.3E-09	1.5
外部電源喪失	1.9E-07	45.7
原子炉補機冷却機能の全喪失	9.4E-08	22.5
ATWS	2.3E-08	5.5
Excess LOCA	2.7E-08	6.4
原子炉建屋損傷	2.0E-08	4.8
原子炉格納容器損傷	2.0E-10	<0.1
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	9.8E-09	2.3
合計	3.8E-07	100.0

第3.1.3.3-42表 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)
2次冷却系からの除熱機能喪失	3.2E-08	7.5
全交流動力電源喪失	1.9E-07	44.5
原子炉補機冷却機能喪失	9.4E-08	22.5
原子炉格納容器の除熱機能喪失	1.1E-10	<0.1
原子炉停止機能喪失	2.3E-08	5.5
ECCS注水機能喪失	4.4E-08	10.5
ECCS再循環機能喪失	9.7E-09	2.3
原子炉建屋損傷	2.0E-08	4.8
原子炉格納容器損傷	2.0E-10	<0.1
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	9.8E-09	2.3
合計	3.8E-07	100.0

第3.1.3.3-43表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

PDS	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)
AED	6.3E-08	15.2
AEW	3.5E-10	<0.1
AEI	2.6E-09	0.6
ALC	ε	<0.1
SED	5.8E-08	13.9
SEW	ε	<0.1
SEI	1.8E-11	<0.1
SLW	2.9E-08	7.0
SLI	5.7E-10	0.1
SLC	2.0E-09	0.5
TED	2.2E-07	52.9
TEW	2.1E-09	0.5
TEI	8.3E-09	2.0
G	9.8E-09	2.3
B	2.0E-08	4.9
合計	3.8E-07	100.0

ε: カットオフ値 (1.0E-12 (/炉年)) 未満

第3.1.3.3-44表 不確かさ解析結果

加速度区分	CDF (／炉年)				エラー ファクタ
	5%下限値	中央値	95%上限値	平均値	
区分1 (0.2G～0.4G)	3.5E-10	7.1E-09	1.3E-07	3.7E-08	1.9E+01
区分2 (0.4G～0.6G)	8.8E-11	2.9E-09	4.8E-08	1.3E-08	2.3E+01
区分3 (0.6G～0.8G)	9.2E-12	8.9E-10	3.7E-08	9.8E-09	6.4E+01
区分4 (0.8G～1.0G)	5.5E-12	1.1E-09	2.1E-07	3.8E-08	2.0E+02
区分5 (1.0G～1.2G)	5.4E-11	2.1E-09	2.3E-07	5.7E-08	6.4E+01
区分6 (1.2G～1.4G)	1.4E-10	1.5E-09	3.4E-07	9.8E-08	4.9E+01
区分7 (1.4G～1.6G)	1.7E-10	4.3E-10	2.9E-07	9.6E-08	4.1E+01
合計	1.4E-09	8.3E-08	1.1E-06	3.5E-07	2.9E+01

第3.1.3.3-45表 冗長設備の相関性に係る感度解析結果

加速度区分	ベースケース(完全相関)		感度解析ケース(完全独立)	
	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)
区分1(0.2G~0.4G)	4.2E-08	11.0	4.2E-08	14.8
区分2(0.4G~0.6G)	1.7E-08	4.4	1.7E-08	5.9
区分3(0.6G~0.8G)	1.1E-08	2.8	2.9E-09	1.0
区分4(0.8G~1.0G)	4.2E-08	11.1	1.1E-08	3.9
区分5(1.0G~1.2G)	6.2E-08	16.4	3.1E-08	10.9
区分6(1.2G~1.4G)	1.1E-07	27.9	7.9E-08	28.1
区分7(1.4G~1.6G)	1.0E-07	26.3	1.0E-07	35.3
合計	3.8E-07	100.0	2.8E-07	100.0

第3.1.3.3-46表 SA対策に係る感度解析結果

加速度区分	ベースケース(SA対策あり)		感度解析ケース(SA対策なし)	
	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)
区分1(0.2G~0.4G)	4.2E-08	11.0	2.4E-07	20.2
区分2(0.4G~0.6G)	1.7E-08	4.4	9.2E-08	7.8
区分3(0.6G~0.8G)	1.1E-08	2.8	5.9E-08	5.0
区分4(0.8G~1.0G)	4.2E-08	11.1	2.1E-07	17.5
区分5(1.0G~1.2G)	6.2E-08	16.4	2.6E-07	21.9
区分6(1.2G~1.4G)	1.1E-07	27.9	2.3E-07	19.1
区分7(1.4G~1.6G)	1.0E-07	26.3	1.0E-07	8.5
合計	3.8E-07	100.0	1.2E-06	100.0



第3.1.3.3-47表 格納容器機能喪失モードの設定(1/2)

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

第3.1.3.3-47表 格納容器機能喪失モードの設定(2/2)

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

第3.1.3.3-48表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

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

第3.1.3.3-49表 地震出力運転時レベル2PRAでモデル化する  
シビアアクシデント対策

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

第3.1.3.3-50表 地震動加速度区別の格納容器機能喪失頻度

PDS	CFF (／炉年)							
	区分1	区分2	区分3	区分4	区分5	区分6	区分7	合計
	0.2G～0.4G	0.4G～0.6G	0.6G～0.8G	0.8G～1.0G	1.0G～1.2G	1.2G～1.4G	1.4G～1.6G	0.2G～1.6G
AED	ε	ε	ε	ε	1.2E-10	1.1E-08	3.9E-08	5.0E-08
AEW	ε	ε	ε	2.5E-12	3.2E-12	1.2E-10	6.3E-11	1.9E-10
AEI	ε	ε	ε	1.3E-11	9.4E-11	1.4E-09	3.1E-10	1.8E-09
ALC	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
SED	4.3E-09	8.6E-10	1.4E-09	6.6E-09	9.6E-09	1.2E-08	5.9E-09	4.0E-08
SEW	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
SEI	1.8E-11	ε	ε	ε	ε	ε	ε	1.8E-11
SLW	5.2E-09	1.4E-09	7.9E-10	4.0E-09	5.2E-09	3.6E-09	6.9E-10	2.1E-08
SLI	2.0E-11	ε	ε	ε	ε	1.4E-12	ε	2.1E-11
SLC	2.9E-10	3.2E-11	5.7E-11	3.1E-10	3.7E-10	6.6E-10	3.0E-10	2.0E-09
TED	1.1E-08	2.2E-09	3.6E-09	1.8E-08	2.8E-08	4.2E-08	4.5E-08	1.5E-07
TEW	5.7E-10	1.2E-09	2.1E-10	4.8E-11	3.0E-11	6.3E-11	5.5E-12	2.1E-09
TEI	2.1E-09	4.8E-09	8.8E-10	1.7E-10	7.6E-11	1.9E-10	2.0E-11	8.3E-09
G	ε	ε	ε	ε	1.1E-09	4.6E-09	4.0E-09	9.8E-09
B	ε	ε	ε	ε	1.4E-09	8.1E-09	1.1E-08	2.0E-08
合計	2.4E-08	1.0E-08	6.9E-09	2.9E-08	4.6E-08	8.3E-08	1.0E-07	3.0E-07

ε: カットオフ値 (1.0E-12 (／炉年)) 未満

第3.1.3.3-51表 プラント損傷状態別の格納容器機能喪失頻度

PDS	CDF(／炉年)	寄与割合 (%)	条件付き格納容器機能喪失確率	CFF(／炉年)	寄与割合 (%)
AED	6.3E-08	15.2%	0.79	5.0E-08	16.4
AEW	3.5E-10	<0.1%	0.54	1.9E-10	<0.1
AEI	2.6E-09	0.6%	0.69	1.8E-09	0.6
ALC	ε	<0.1%	—	ε	<0.1
SED	5.8E-08	13.9%	0.69	4.0E-08	13.2
SEW	ε	<0.1%	—	ε	<0.1
SEI	1.8E-11	<0.1%	1.00	1.8E-11	<0.1
SLW	2.9E-08	7.0%	0.72	2.1E-08	6.8
SLI	5.7E-10	0.1%	0.04	2.1E-11	<0.1
SLC	2.0E-09	0.5%	1.00	2.0E-09	0.7
TED	2.2E-07	52.9%	0.68	1.5E-07	49.1
TEW	2.1E-09	0.5%	1.00	2.1E-09	0.7
TEI	8.3E-09	2.0%	1.00	8.3E-09	2.7
G	9.8E-09	2.3%	1.00	9.8E-09	3.2
B	2.0E-08	4.9%	1.00	2.0E-08	6.7
合計	3.8E-07	100.0%	0.79	3.0E-07	100.0

ε: カットオフ値(1.0E-12(／炉年))未満

第3.1.3.3-52表 格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード	CFF (／炉年)							
	区分1	区分2	区分3	区分4	区分5	区分6	区分7	合計
	0.2G～0.4G	0.4G～0.6G	0.6G～0.8G	0.8G～1.0G	1.0G～1.2G	1.2G～1.4G	1.4G～1.6G	0.2G～1.6G
$\alpha$ (原子炉容器内水蒸気爆発)	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$
$\beta$ (格納容器隔離失敗)	4.1E-09	6.2E-09	1.5E-09	4.5E-09	1.2E-08	3.7E-08	7.5E-08	1.4E-07
$\gamma$ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$
$\gamma'$ (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$
$\gamma''$ (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	3.0E-12	7.5E-12	5.9E-12	1.8E-12	1.8E-11
$\delta$ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	1.2E-08	2.8E-09	3.3E-09	1.6E-08	2.0E-08	2.2E-08	1.1E-08	8.6E-08
$\varepsilon$ (ペースマツト溶融貫通)	4.3E-10	6.1E-11	1.4E-10	6.8E-10	8.7E-10	8.2E-10	3.7E-10	3.4E-09
$\theta$ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	2.9E-10	3.2E-11	5.7E-11	3.1E-10	3.7E-10	6.6E-10	3.0E-10	2.0E-09
$\eta$ (原子炉容器外水蒸気爆発)	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	4.5E-12	4.6E-12	5.0E-12	$\varepsilon$	1.4E-11
$\sigma$ (格納容器雰囲気直接加熱)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
$g$ (蒸気発生器伝熱管破損)	1.4E-12	$\varepsilon$	4.9E-12	4.3E-11	1.2E-09	4.7E-09	4.1E-09	1.0E-08
$\tau$ (格納容器過温破損)	6.6E-09	1.3E-09	1.9E-09	7.8E-09	1.0E-08	1.0E-08	5.8E-09	4.4E-08
$\mu$ (格納容器直接接触)	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$
$\chi$ (炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失)	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	$\varepsilon$	1.4E-09	8.1E-09	1.1E-08	2.0E-08
合計	2.4E-08	1.0E-08	6.9E-09	2.9E-08	4.6E-08	8.3E-08	1.0E-07	3.0E-07

$\varepsilon$ : カットオフ値 (1.0E-12 (／炉年)) 未満

第3.1.3.3-53表 放出カテゴリ別発生頻度

原子炉格納容器の状態		分類	放出カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
格納容器機能喪失	格納容器 バイパス	内的	F1	2.2E-10	<0.1
		外的	F2	9.8E-08	2.6
	格納容器破損	エナジェティック	F3A	3.2E-11	<0.1
		先行破損	F3B	2.0E-09	0.5
		その他	F3C	1.3E-07	35.9
		外的	F4	2.0E-08	5.5
	隔離失敗	—	F5	1.4E-07	37.8
健全(設計漏えい)		—	F6	6.5E-08	17.5



第3.1.3.3-54表 不確実さ解析結果(地震動加速度区分別)

加速度区分	CFF (／炉年)				エラー ファクタ
	5%下限値	中央値	95%上限値	平均値	
区分 1 (0.2G～0.4G)	1.9E-10	3.6E-09	6.1E-08	1.7E-08	1.8E+01
区分 2 (0.4G～0.6G)	2.7E-11	9.0E-10	2.4E-08	5.8E-09	2.9E+01
区分 3 (0.6G～0.8G)	2.8E-12	2.7E-10	1.6E-08	4.2E-09	7.4E+01
区分 4 (0.8G～1.0G)	2.2E-12	4.8E-10	9.4E-08	1.7E-08	2.1E+02
区分 5 (1.0G～1.2G)	2.8E-11	1.5E-09	1.3E-07	3.1E-08	6.8E+01
区分 6 (1.2G～1.4G)	7.5E-11	1.5E-09	2.5E-07	6.4E-08	5.7E+01
区分 7 (1.4G～1.6G)	1.1E-10	4.3E-10	2.6E-07	8.2E-08	4.8E+01
合計	7.6E-10	5.4E-08	7.3E-07	2.2E-07	3.1E+01

第3.1.3.3-55表 不確実さ解析結果(格納容器機能喪失モード別)

格納容器 機能喪失 モード	CFF (／炉年)				エラー ファクタ
	5%下限値	中央値	95%上限値	平均値	
$\alpha$	—	—	—	—	—
$\beta$	2.5E-10	1.2E-08	4.4E-07	1.2E-07	4.1E+01
$\gamma$	—	—	—	—	—
$\gamma'$	—	—	—	—	—
$\gamma''$	1.6E-18	5.7E-14	3.7E-11	7.8E-12	4.8E+03
$\delta$	1.6E-10	6.5E-09	1.4E-07	3.5E-08	2.9E+01
$\varepsilon$	2.2E-12	1.7E-10	1.6E-08	3.5E-09	8.7E+01
$\theta$	1.9E-12	1.0E-10	6.5E-09	1.5E-09	5.8E+01
$\eta$	1.9E-16	7.9E-14	2.9E-11	6.4E-12	3.9E+02
$\sigma$	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	—
$g$	1.4E-13	1.3E-10	8.0E-08	1.5E-08	7.5E+02
$\tau$	2.5E-11	1.7E-09	1.4E-07	3.2E-08	7.5E+01
$\mu$	—	—	—	—	—
$\chi$	1.7E-12	3.8E-10	1.1E-07	2.1E-08	2.6E+02
合計	7.6E-10	5.4E-08	7.3E-07	2.2E-07	3.1E+01

第3.1.3.3-56表 不確実さ解析結果(放出カテゴリ別)

原子炉格納容器の状態		分類	放出カテゴリ記号	発生頻度(／炉年)				エラーファクタ
				5%下限値	中央値	95%上限値	平均値	
格納容器機能喪失	格納容器バイパス	内的	F1	2.1E-17	8.2E-13	1.9E-08	4.4E-09	3.0E+04
		外的	F2	3.6E-14	5.7E-11	5.4E-08	1.0E-08	1.2E+03
	格納容器破損	エナジेटリック	F3A	9.3E-16	2.3E-13	6.6E-11	1.4E-11	2.7E+02
		先行破損	F3B	1.9E-12	1.0E-10	6.5E-09	1.5E-09	5.8E+01
		その他	F3C	2.6E-10	9.3E-09	2.8E-07	7.0E-08	3.3E+01
		外的	F4	1.7E-12	3.8E-10	1.1E-07	2.1E-08	2.6E+02
	隔離失敗	—	F5	2.5E-10	1.2E-08	4.4E-07	1.2E-07	4.1E+01
健全(設計漏えい)	—	F6	1.4E-10	5.5E-09	1.1E-07	2.7E-08	2.7E+01	

第3.1.3.3-57表 冗長設備の相関性に係る感度解析結果

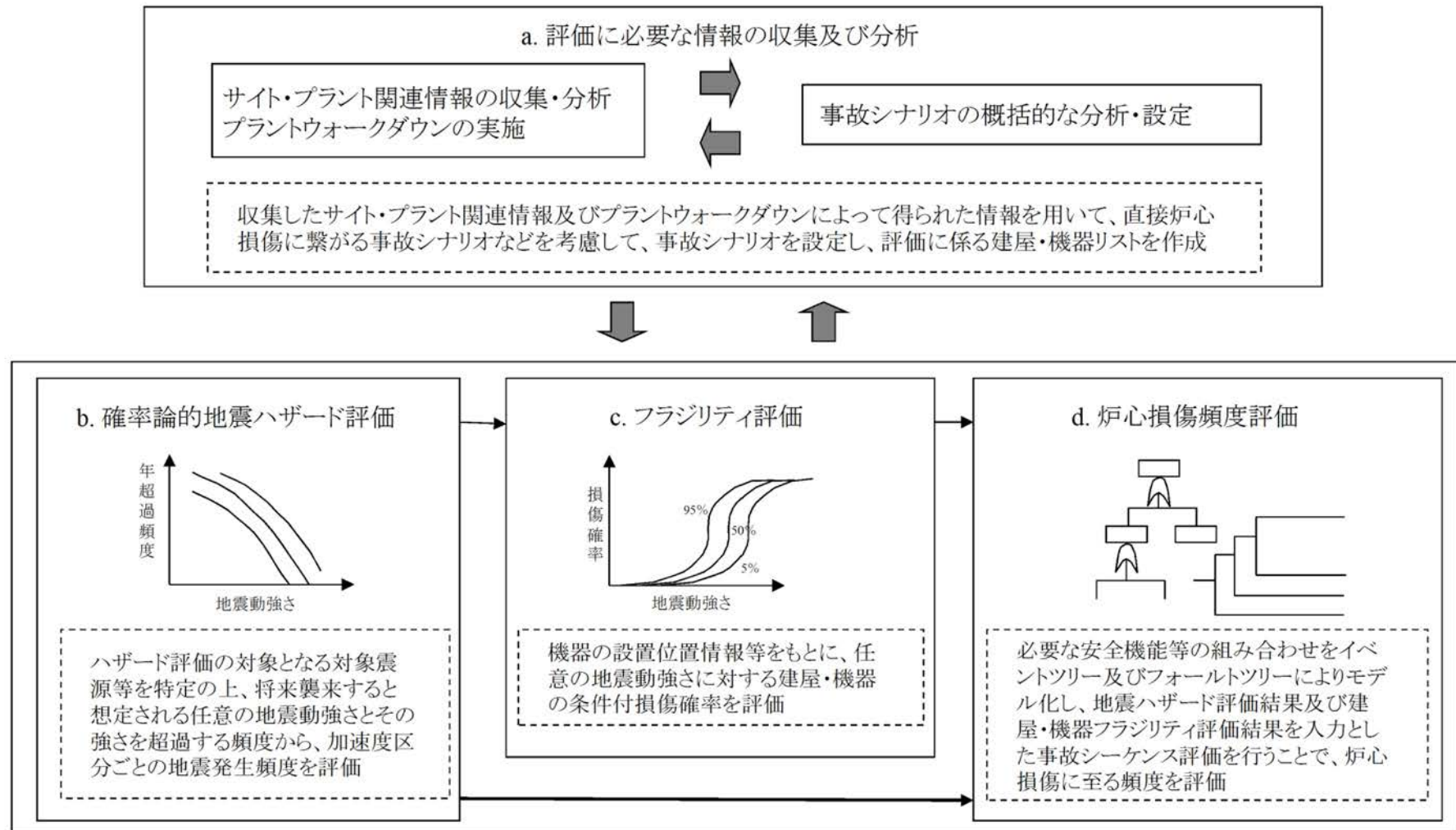
加速度区分	①ベースケース (完全相関)		②感度解析ケース (完全独立)	
	CFF (/炉年)	寄与割合 (%)	CFF (/炉年)	寄与割合 (%)
区分1 (0.2G~0.4G)	2.4E-08	8.0	2.4E-08	11.1
区分2 (0.4G~0.6G)	1.0E-08	3.5	1.0E-08	4.8
区分3 (0.6G~0.8G)	6.9E-09	2.3	1.7E-09	0.8
区分4 (0.8G~1.0G)	2.9E-08	9.6	6.9E-09	3.2
区分5 (1.0G~1.2G)	4.6E-08	15.3	2.1E-08	9.9
区分6 (1.2G~1.4G)	8.3E-08	27.7	6.0E-08	27.8
区分7 (1.4G~1.6G)	1.0E-07	33.5	9.1E-08	42.4
合計	3.0E-07	100.0	2.2E-07	100.0

第3.1.3.3-58表 SA対策に係る感度解析結果

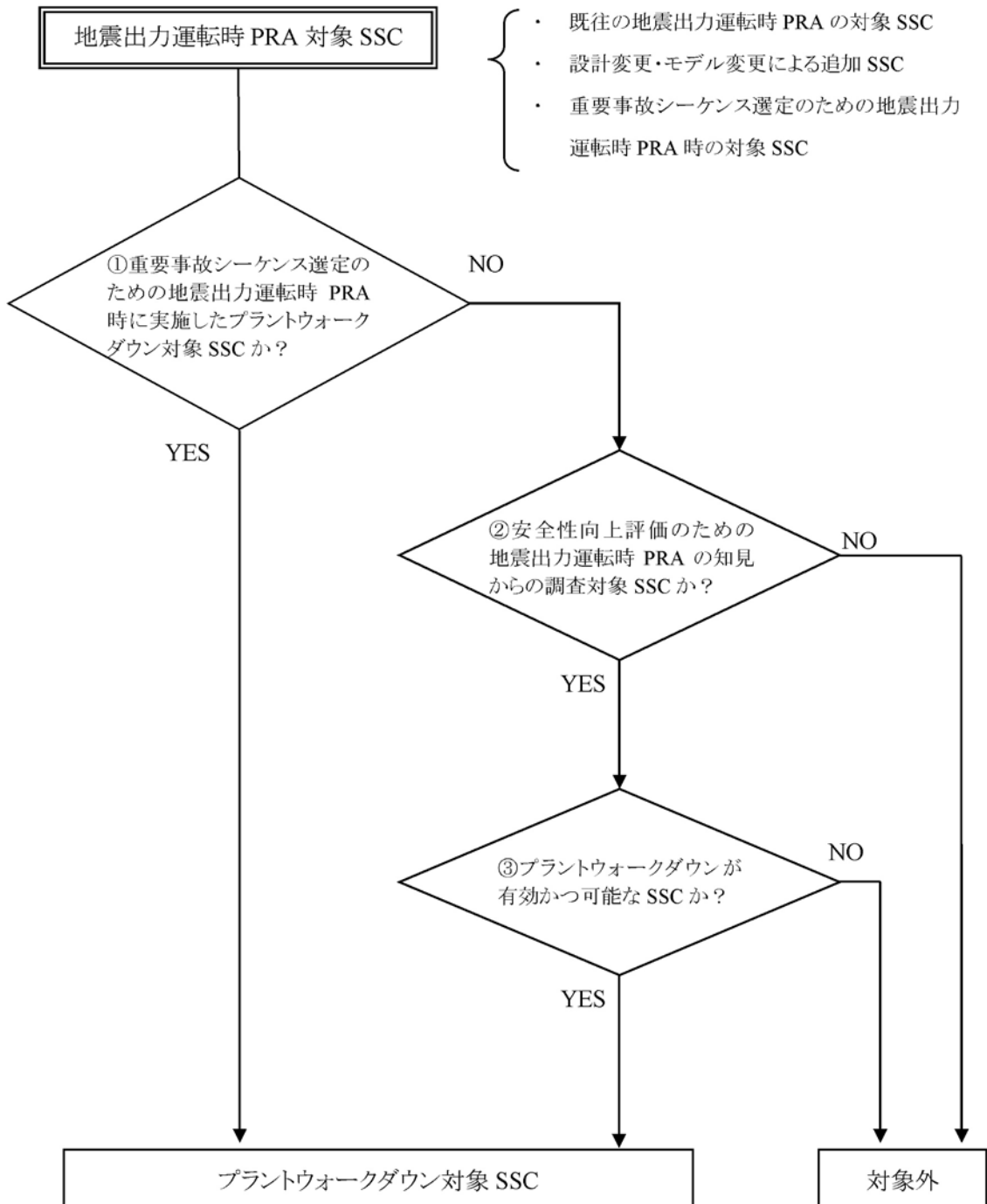
加速度区分	①ベースケース (SA 対策あり)		②感度解析ケース (SA 対策なし)	
	CFF (/炉年)	寄与割合 (%)	CFF (/炉年)	寄与割合 (%)
区分 1 (0.2G~0.4G)	2.4E-08	8.0	2.4E-07	20.2
区分 2 (0.4G~0.6G)	1.0E-08	3.5	9.2E-08	7.8
区分 3 (0.6G~0.8G)	6.9E-09	2.3	5.9E-08	5.0
区分 4 (0.8G~1.0G)	2.9E-08	9.6	2.1E-07	17.6
区分 5 (1.0G~1.2G)	4.6E-08	15.3	2.6E-07	22.0
区分 6 (1.2G~1.4G)	8.3E-08	27.7	2.2E-07	19.0
区分 7 (1.4G~1.6G)	1.0E-07	33.5	1.0E-07	8.5
合計	3.0E-07	100.0	1.2E-06	100.0

第3.1.3.3-59表 放出カテゴリごとのCs-137放出量の評価結果

原子炉格納容器の状態		分類	放出 カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)		ソースターム解析結 果(Cs-137放出量の 定量的結果又は定 性的結果)(TBq)
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	内的	F1	2.2E-10	3.0E-07	>100
		外的	F2	9.8E-09		>100
	格納容器 破損	エナジェ ティック	F3A	3.2E-11		>100
		先行 破損	F3B	2.0E-09		>100
		その他	F3C	1.3E-07		>100
		外的	F4	2.0E-08		>100
	隔離失敗	—	F5	1.4E-07		>100
健全(設計漏えい)		—	F6	6.5E-08		0.86

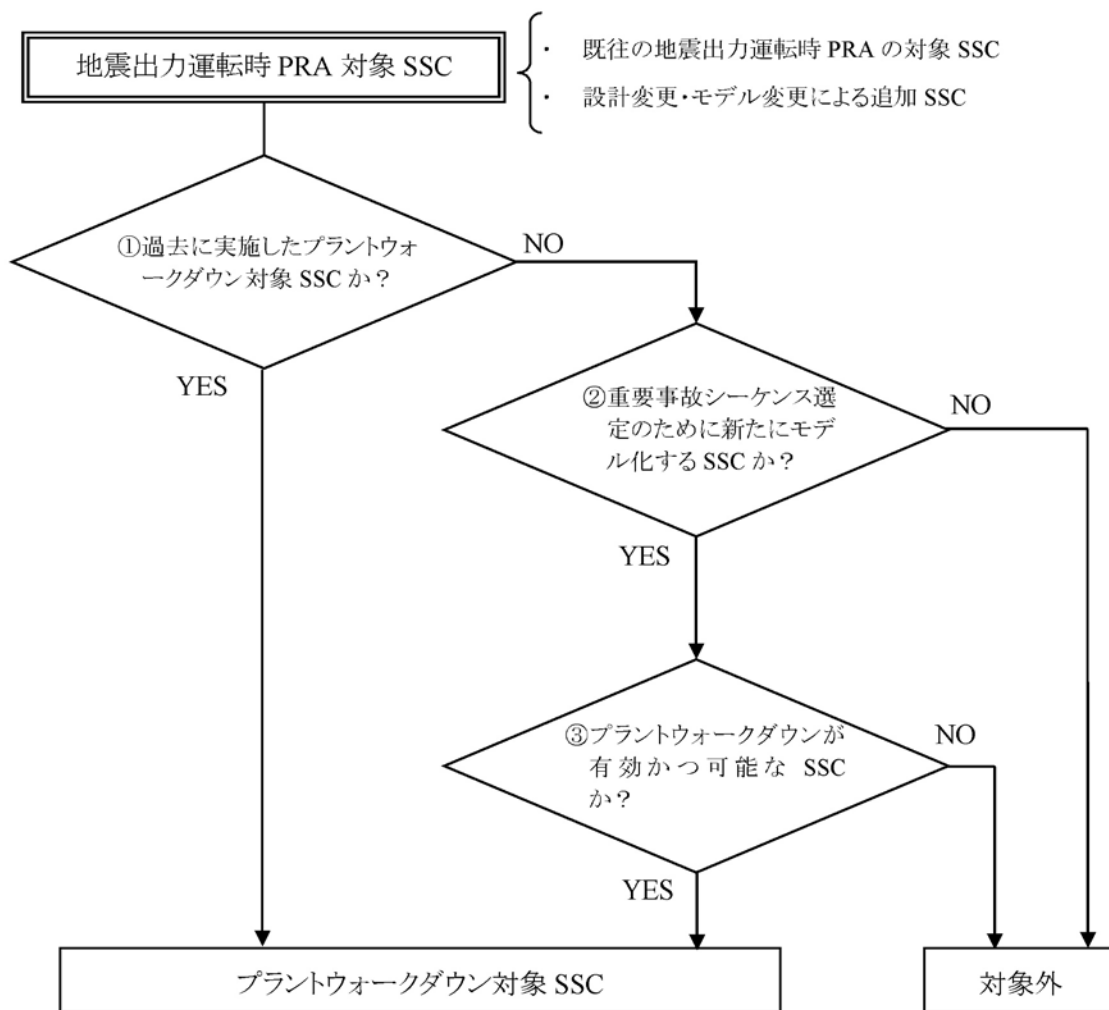


第3.1.3.3-1図 地震出力運転時レベル1PRAの評価フロー



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





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

地震PRAプラントウォークダウンチェックシート

SSC名: \_\_\_\_\_

機器番号: \_\_\_\_\_

耐震クラス: \_\_\_\_\_ 設置建屋: \_\_\_\_\_ 設置高さ: \_\_\_\_\_

形状: \_\_\_\_\_ 支持タイプ: \_\_\_\_\_

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

総合評価

実施日: \_\_\_\_\_

実施者: \_\_\_\_\_  
\_\_\_\_\_

地震I-1

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

SSC名: \_\_\_\_\_

A) 耐震安全性の確認

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

二次的影響についての気づき事項を記載

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

地震1-2

SSC名: \_\_\_\_\_

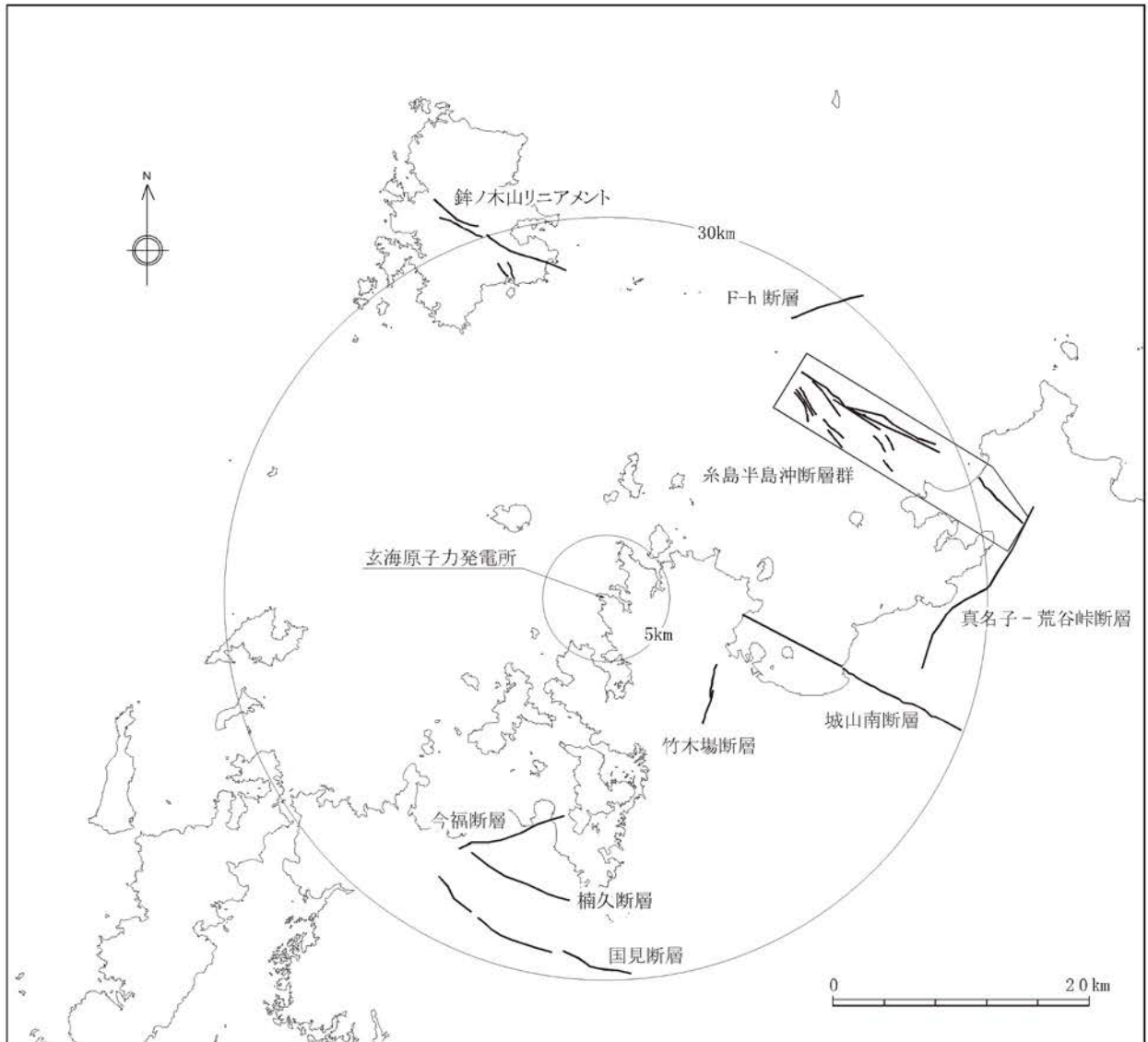
B) 地震後のアクセス性及び現場操作の確認	Y	N	U	N/A
1. 対象SSCの識別が可能である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 周辺斜面及び周辺設備からの被害を受けない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 可動部分のある器具は存在しない	<input type="checkbox"/>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

地震PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件
前提条件:
確認結果:

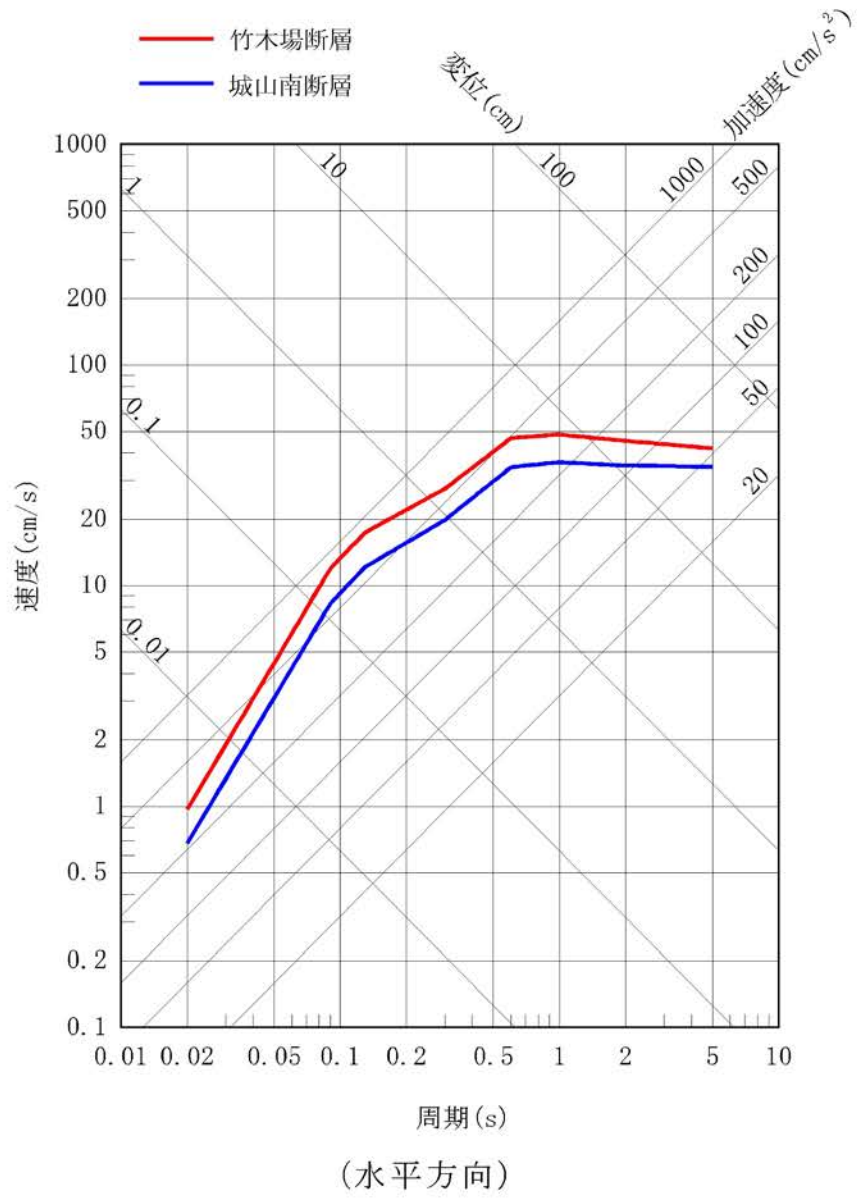
(記号の説明) Y: YES, N: NO, U: 調査不可, N/A: 対象外

地震1-3

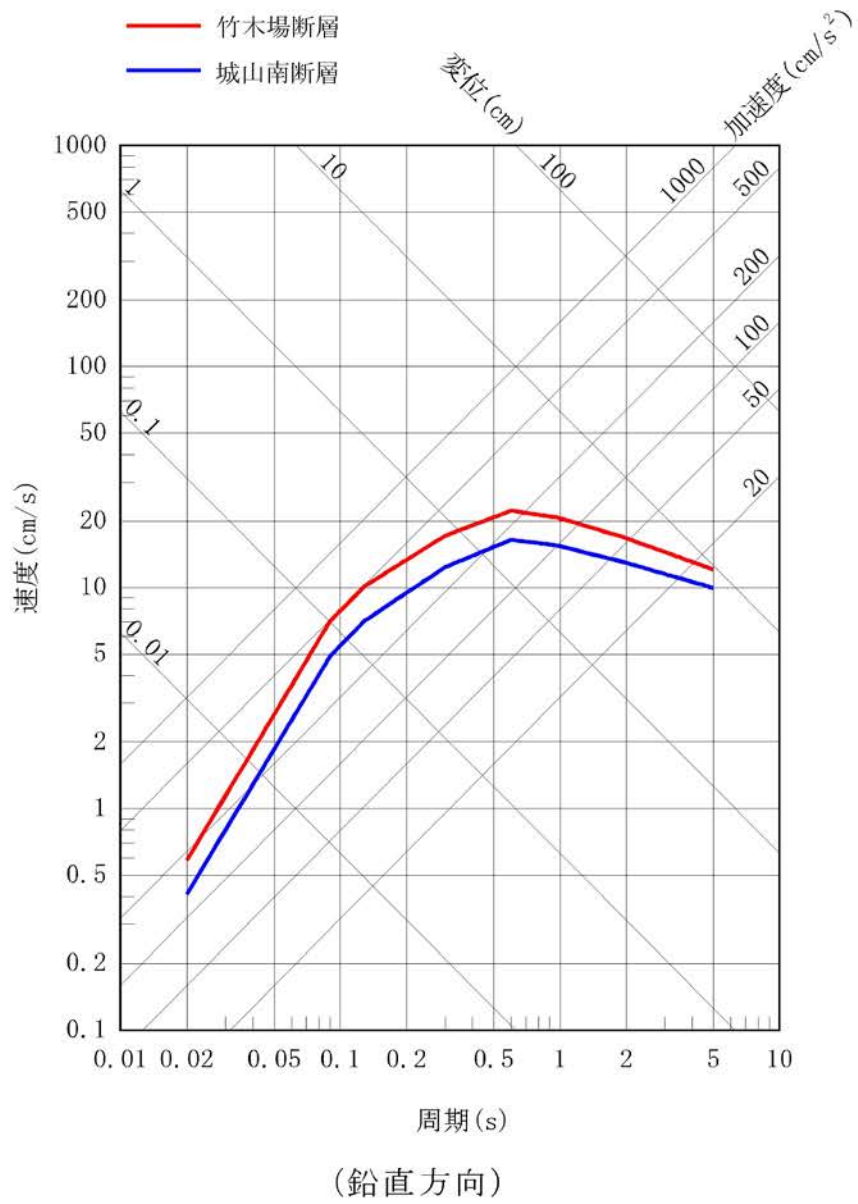
第 3.1.3.3-4 図 地震出力運転時 PRA プラントウォークダウンチェックシート(3/3)



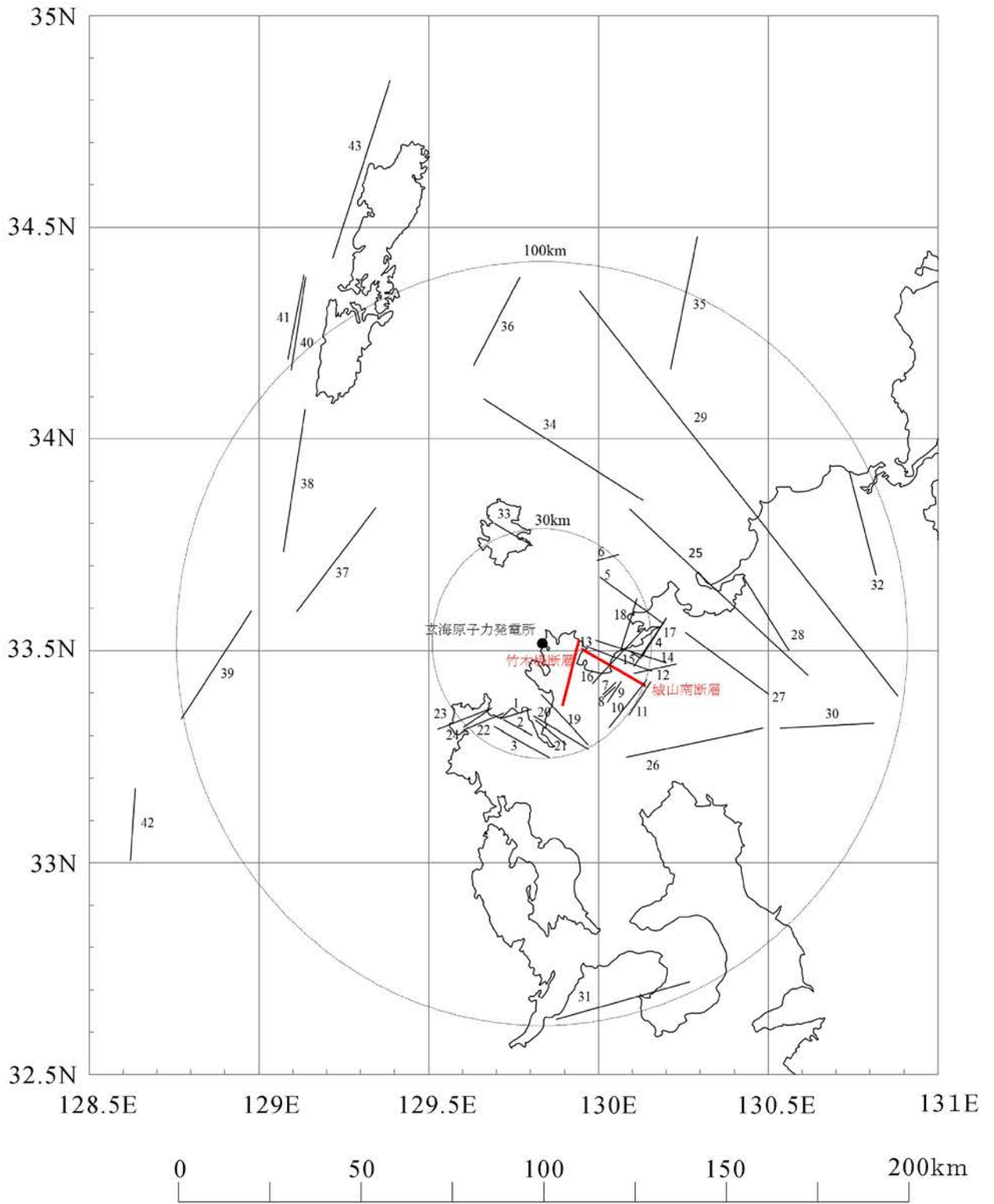
第3.1.3.3-5図 敷地周辺の活断層



第3.1.3.3-6図 主要な活断層の応答スペクトル(1/2)

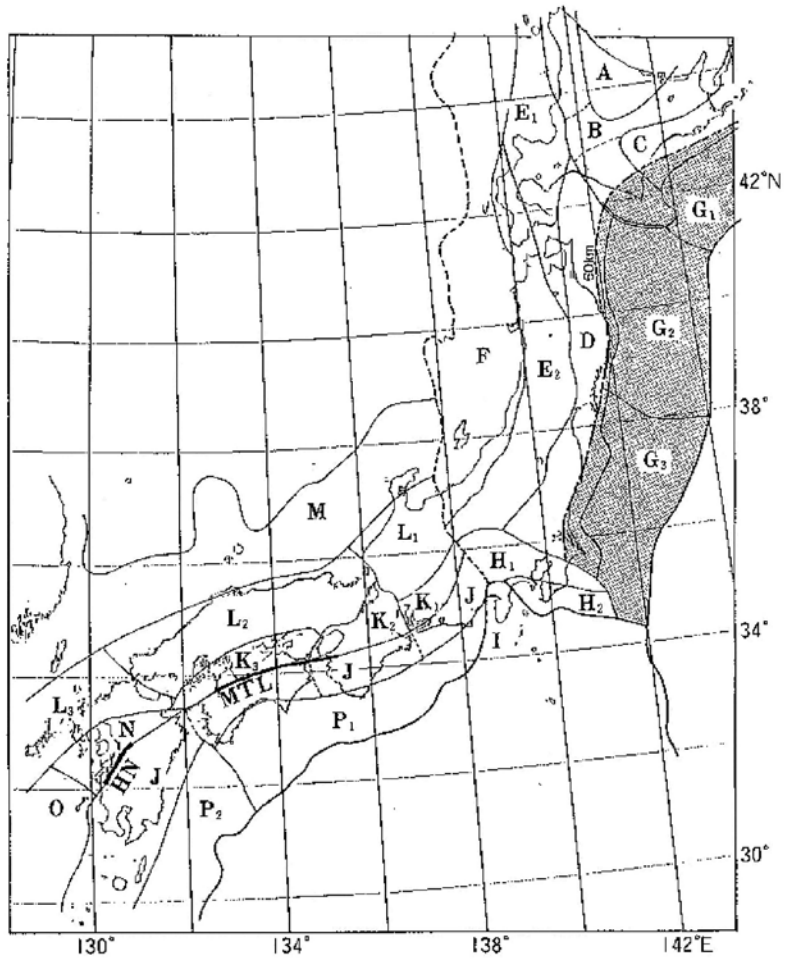


第3.1.3.3-6図 主要な活断層の応答スペクトル(2/2)

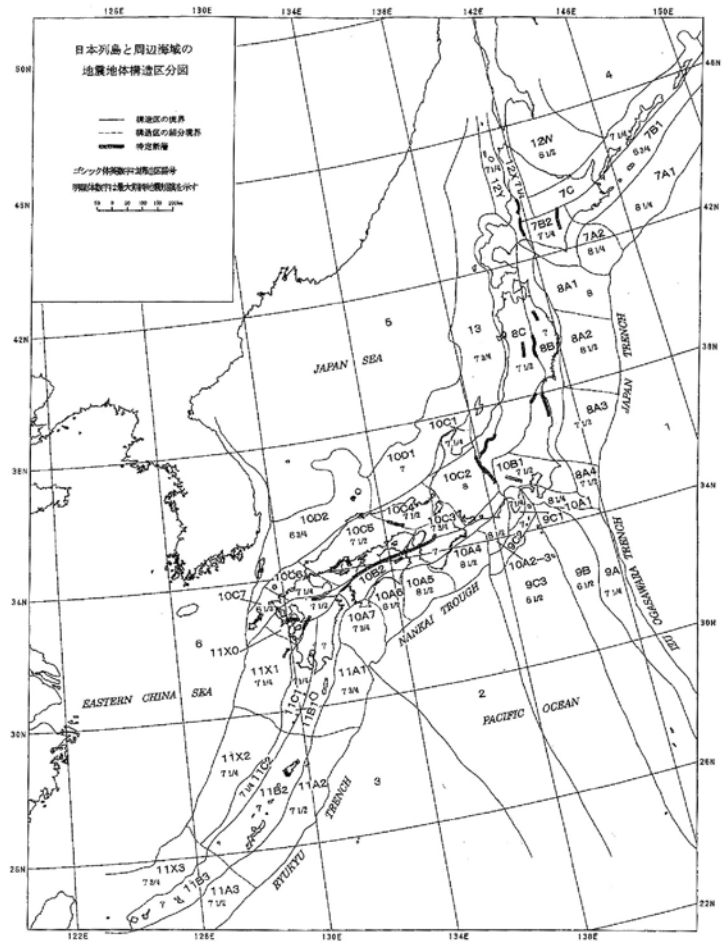


第3.1.3.3-7図 その他の活断層



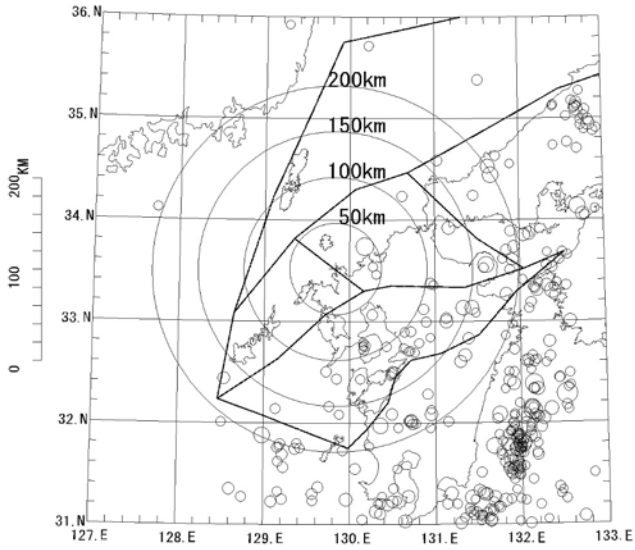


萩原(1991)の地震地体構造区分

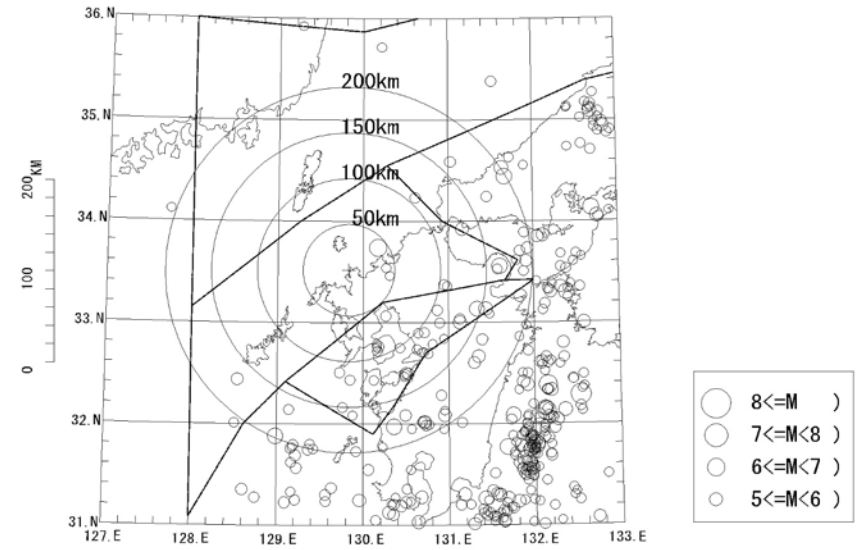


垣見ほか(2003)の地震地体構造区分

第3.1.3.3-8図 萩原(1991)及び垣見ほか(2003)の領域区分



萩原(1991)の地震地体構造区分



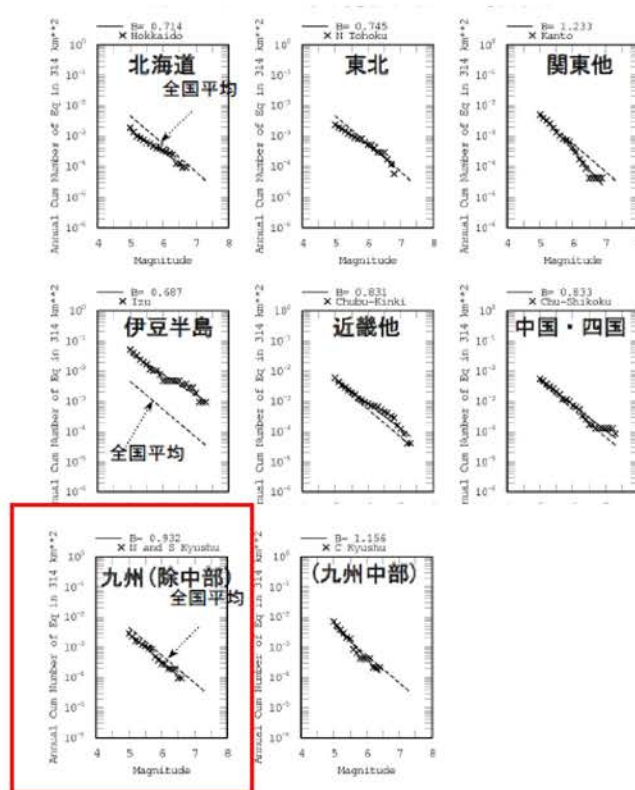
垣見ほか(2003)の地震地体構造区分

第3.1.3.3-9図 玄海原子力発電所周辺の各領域区分と

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



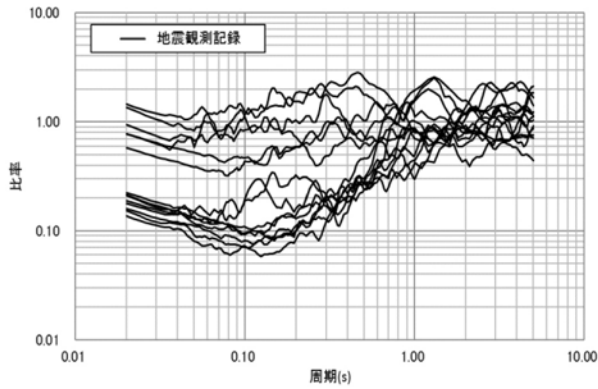
日本列島の地域分割 (8地域)



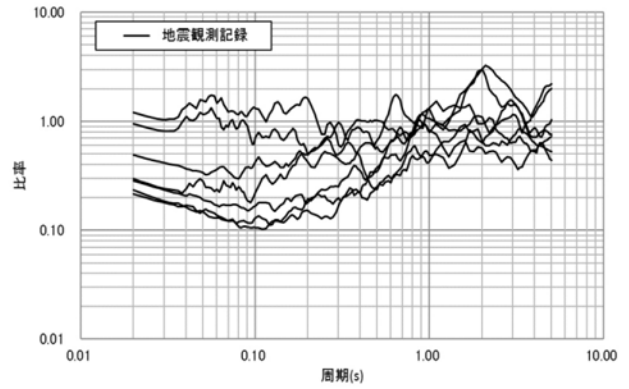
各地域の地震規模別発生頻度

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

第3.1.3.3-10図 地域ごとの地震規模別発生頻度の評価及びb値

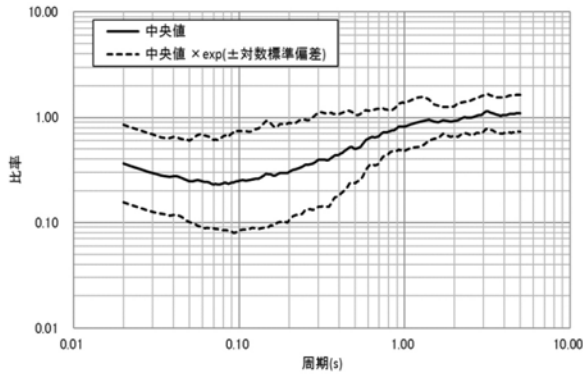


(水平方向)

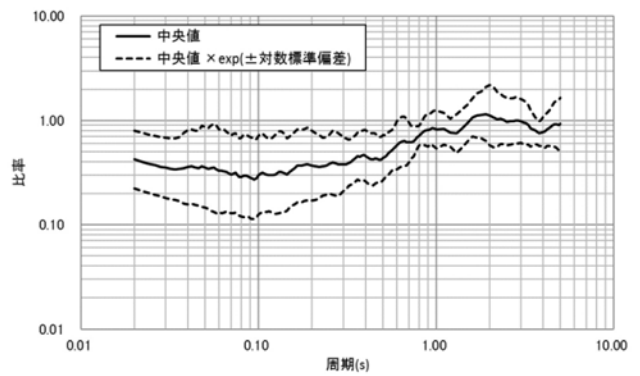


(鉛直方向)

(a) 各観測記録の残差スペクトル

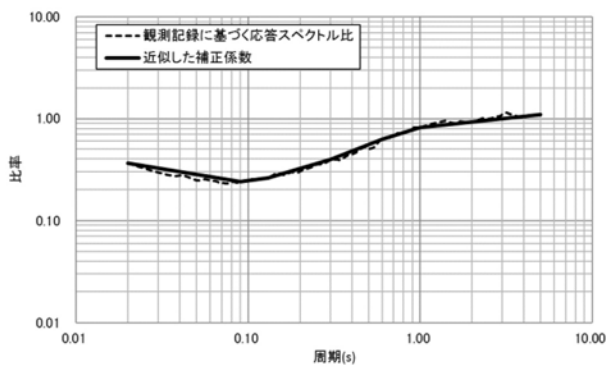


(水平方向)

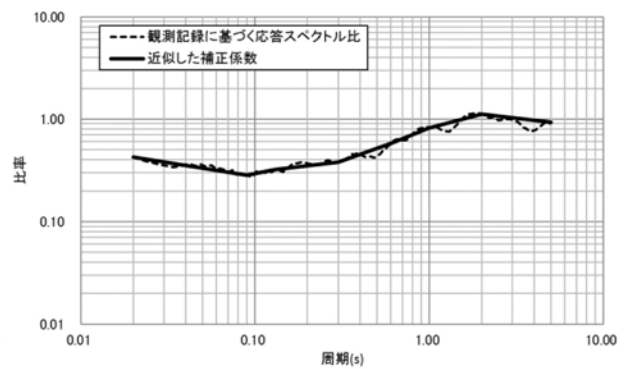


(鉛直方向)

(b) 残差スペクトルの平均と標準偏差



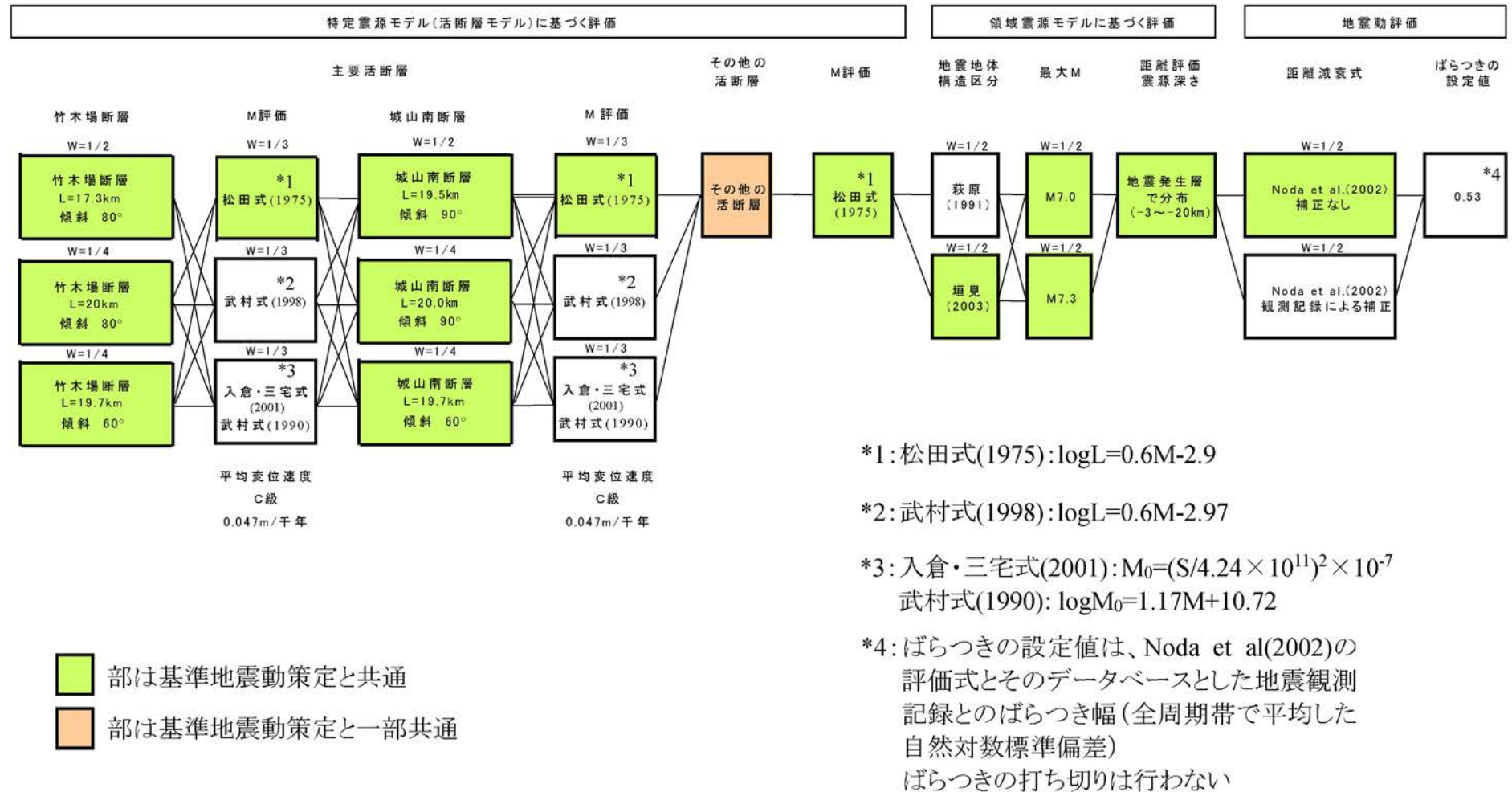
(水平方向)



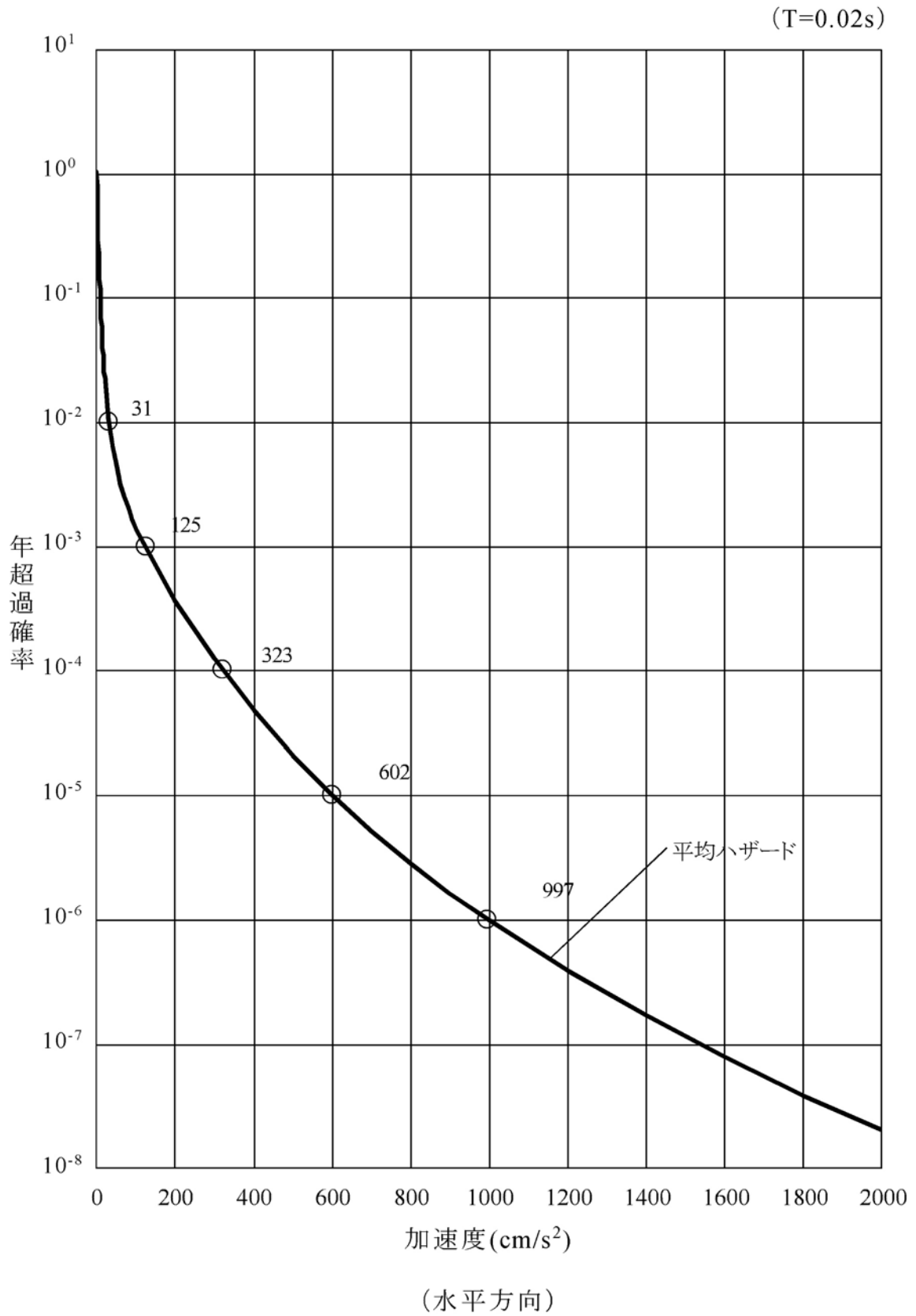
(鉛直方向)

(c) 補正係数の設定

第3.1.3.3-11図 観測記録による補正

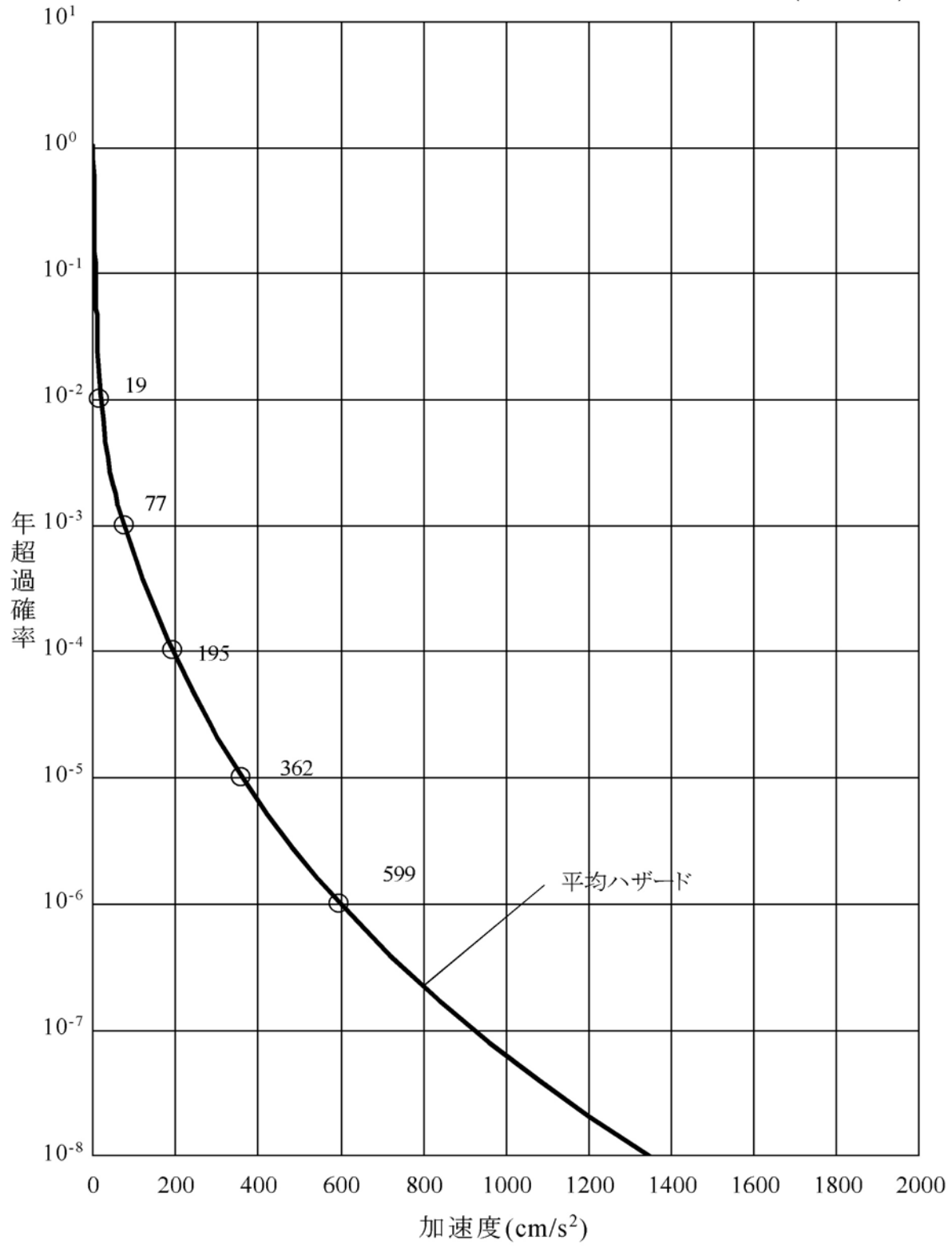


第3.1.3.3-12図 作成したロジックツリー



第3.1.3.3-13図 平均地震ハザード曲線(1/2)

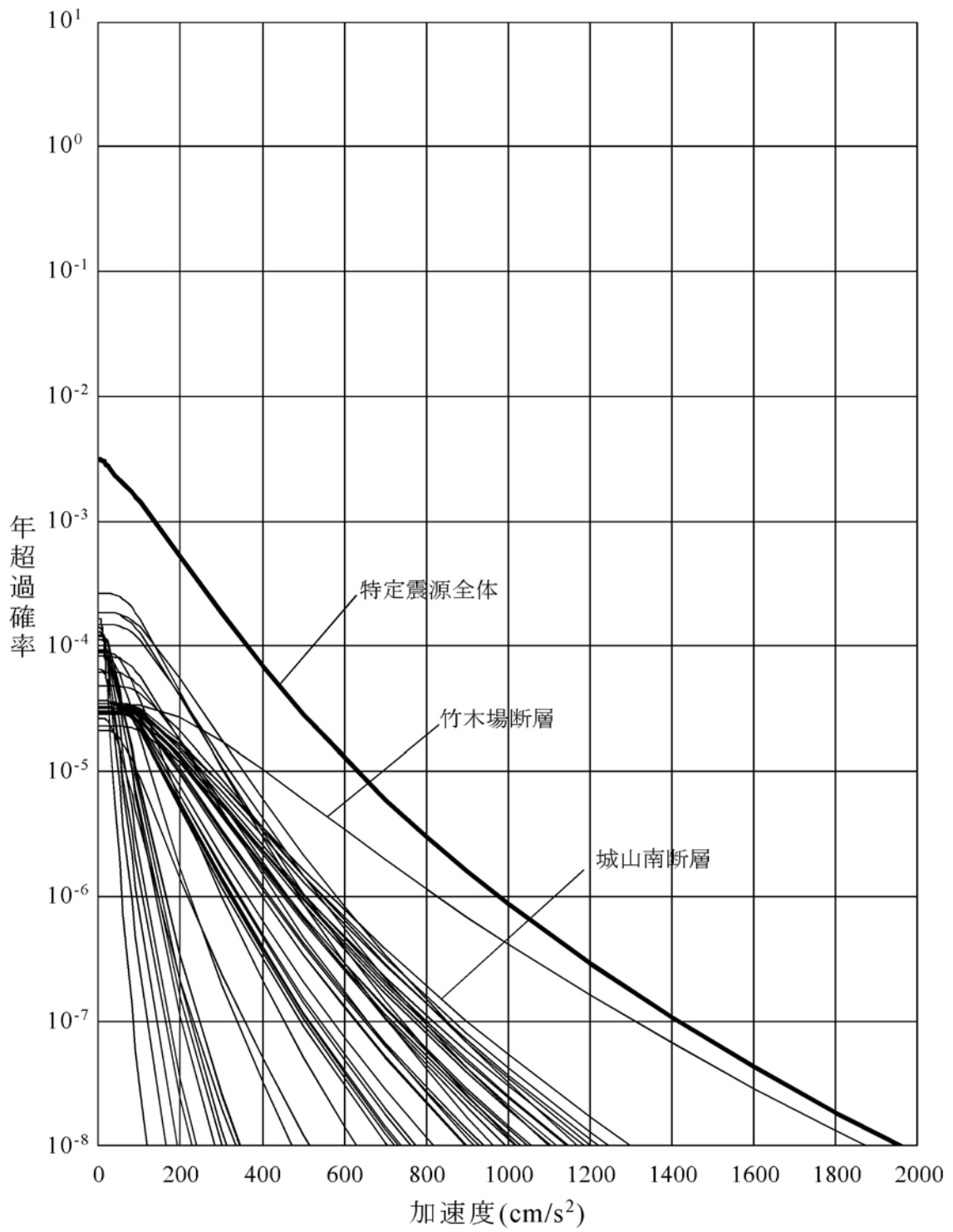
(T=0.02s)



(鉛直方向)

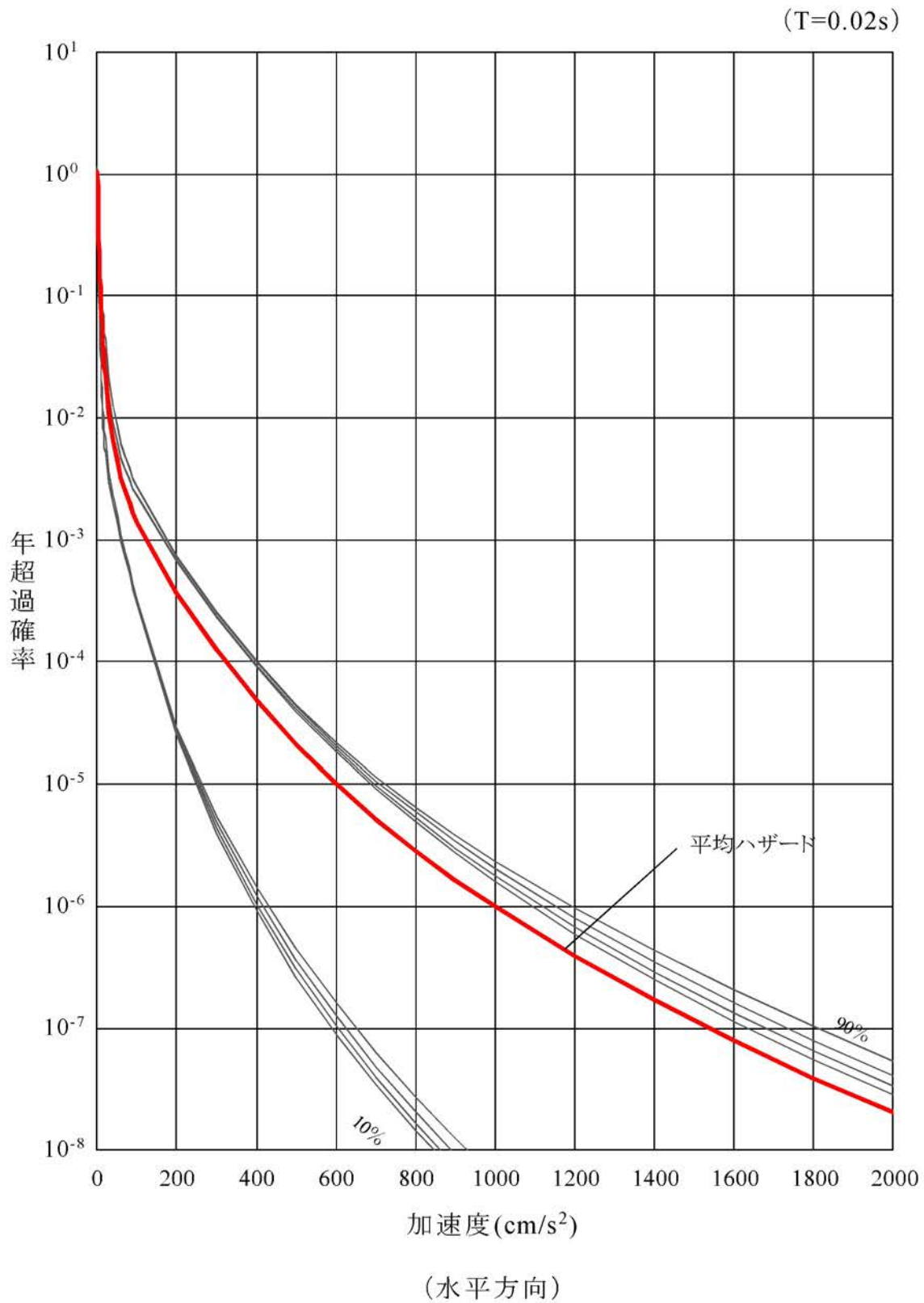
第3.1.3.3-13図 平均地震ハザード曲線 (2/2)

(T=0.02s)



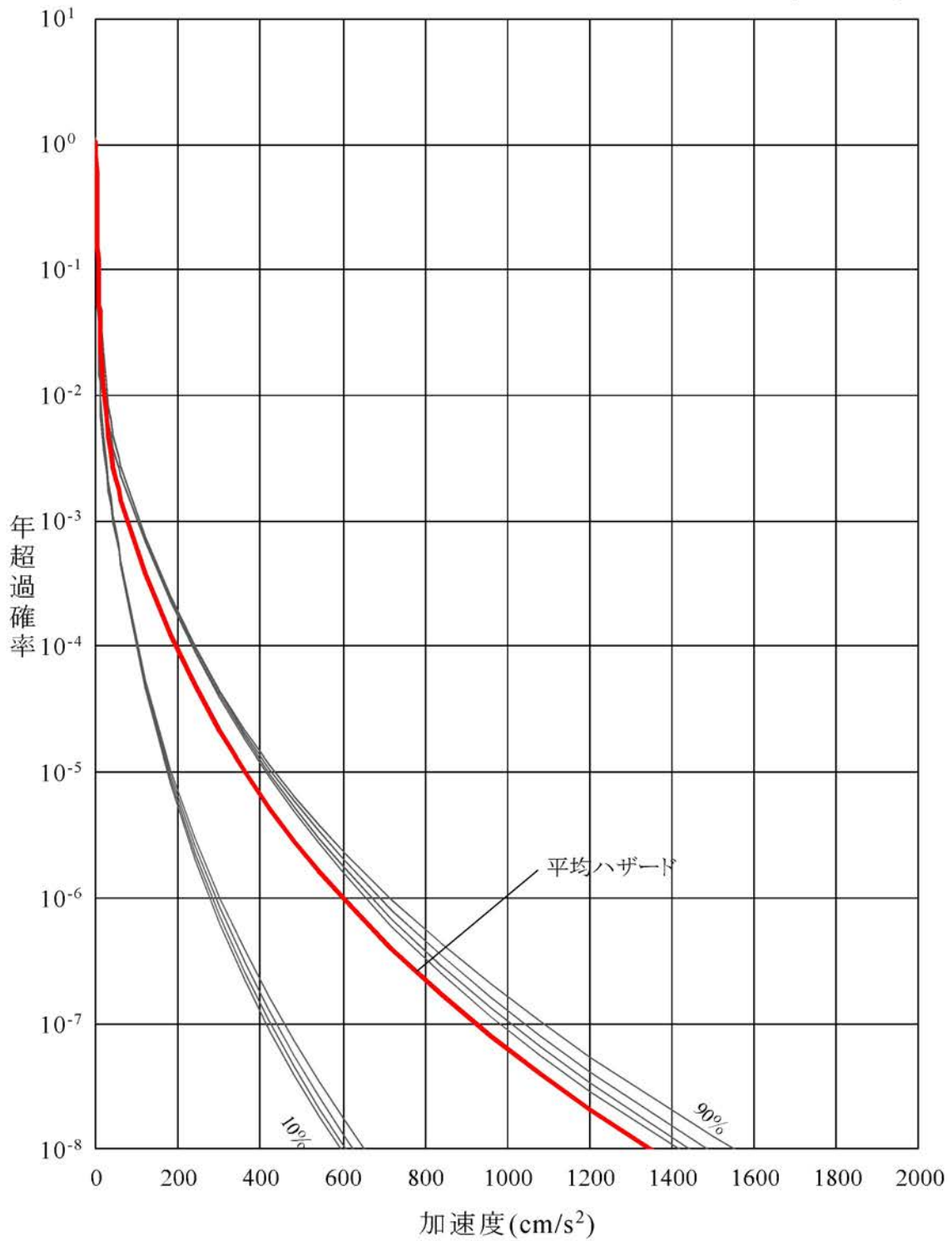
第3.1.3.3-14図 特定震源モデルによる平均地震ハザード曲線の内訳





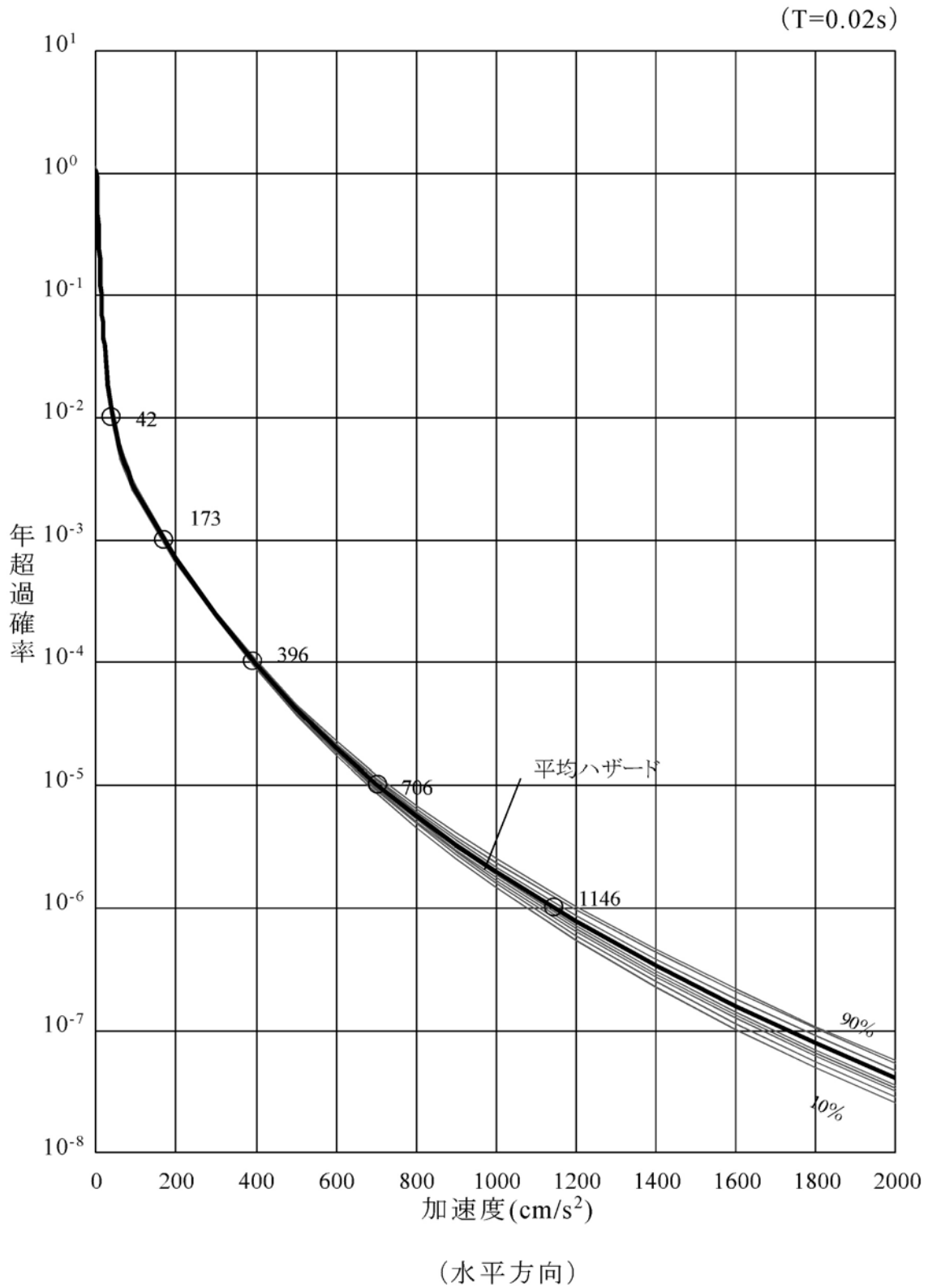
第3.1.3.3-15図 フラクタイル地震ハザード曲線 (1/2)

(T=0.02s)

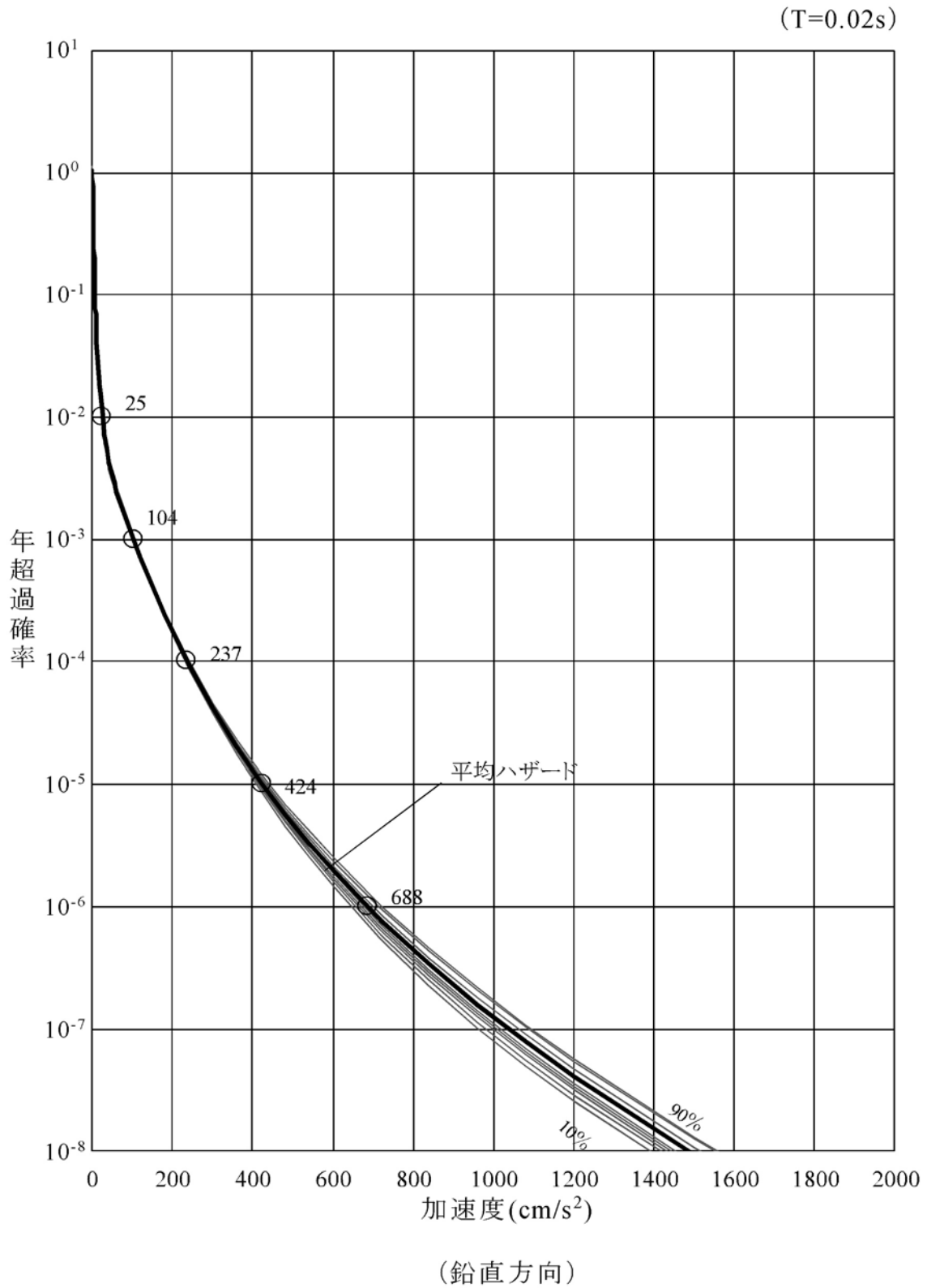


(鉛直方向)

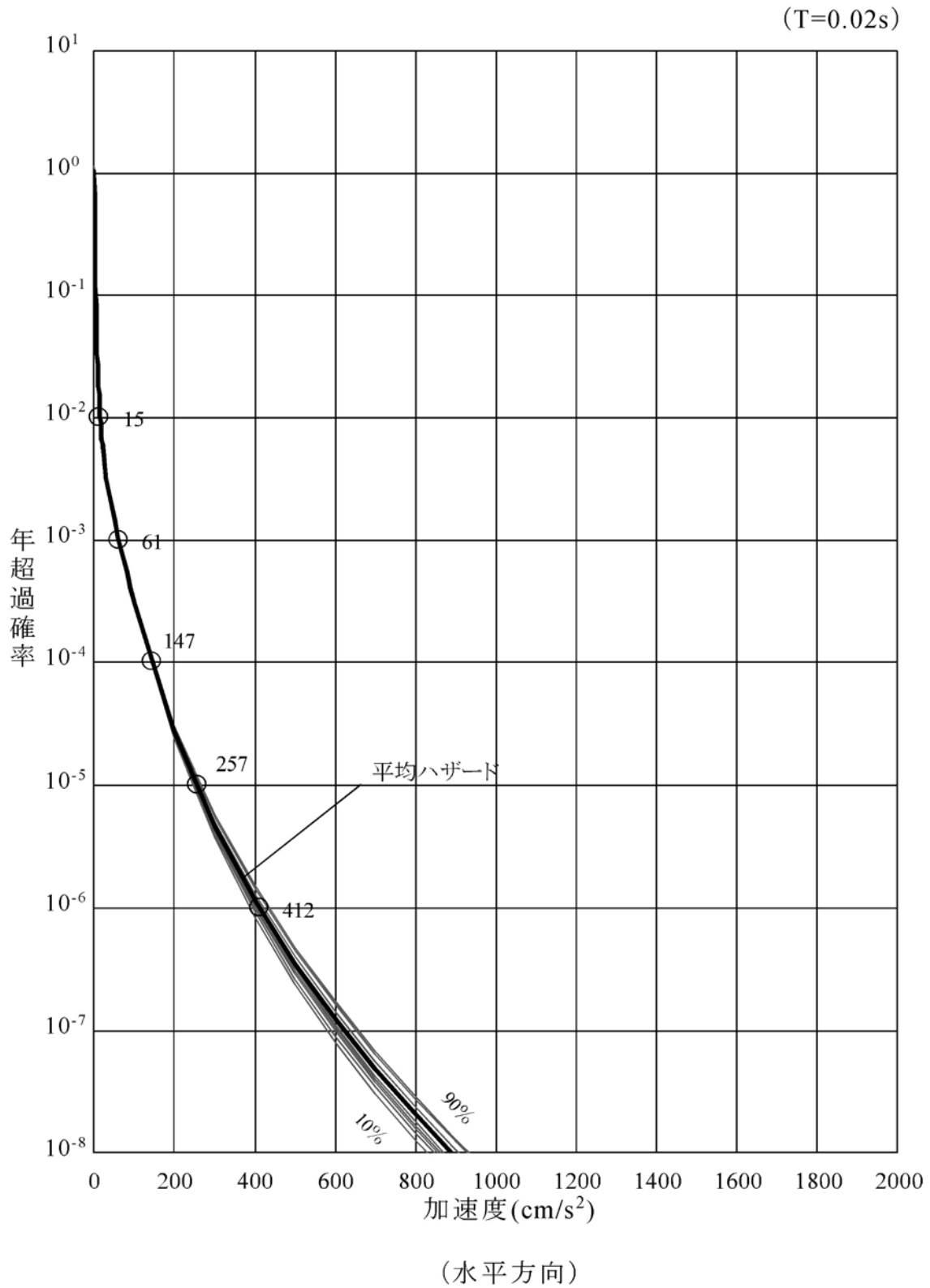
第3.1.3.3-15図 フラクタイル地震ハザード曲線 (2/2)



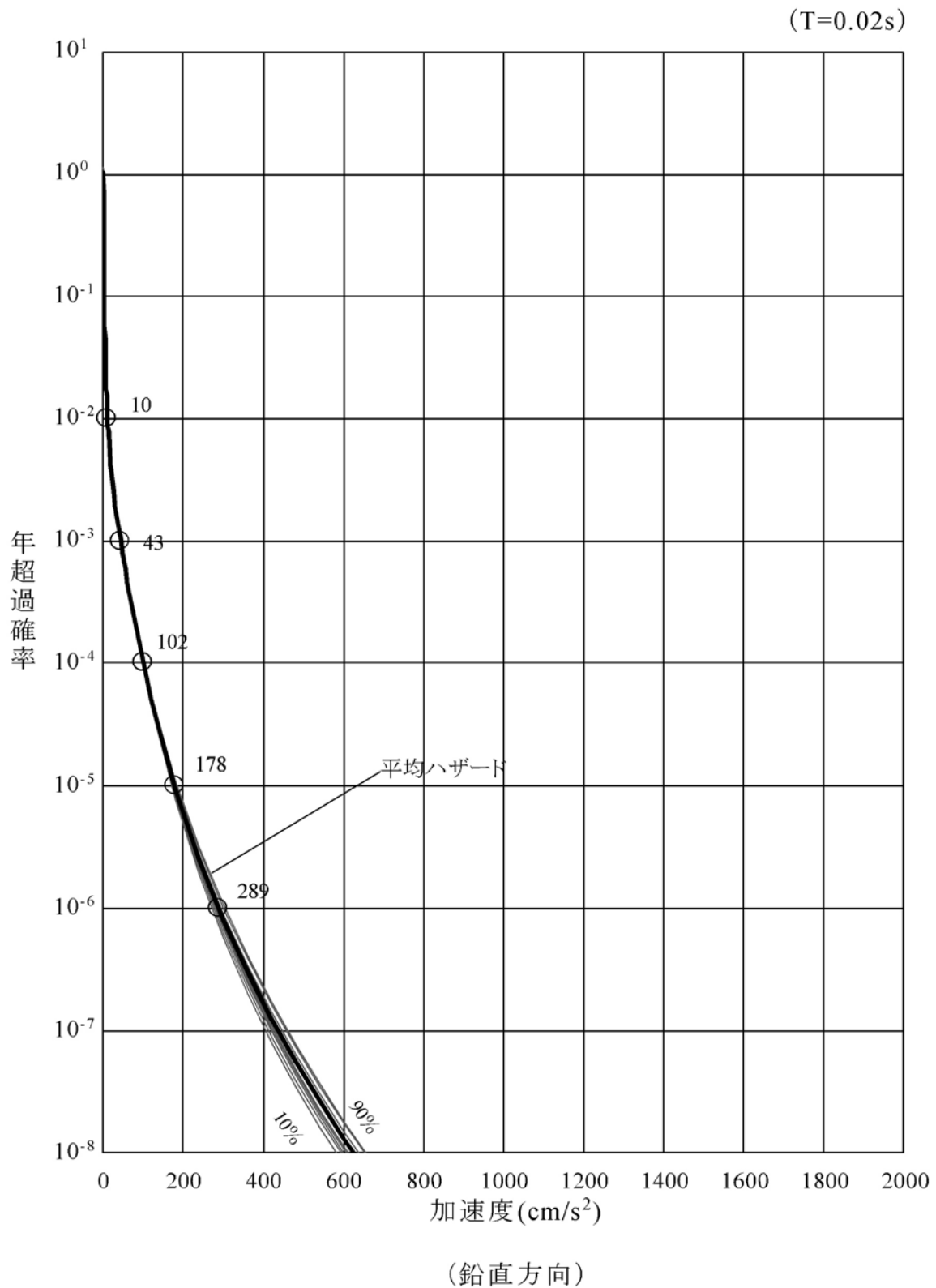
第3.1.3.3-16図 フラクタイル地震ハザード曲線(距離減衰式の補正なし)(1/2)



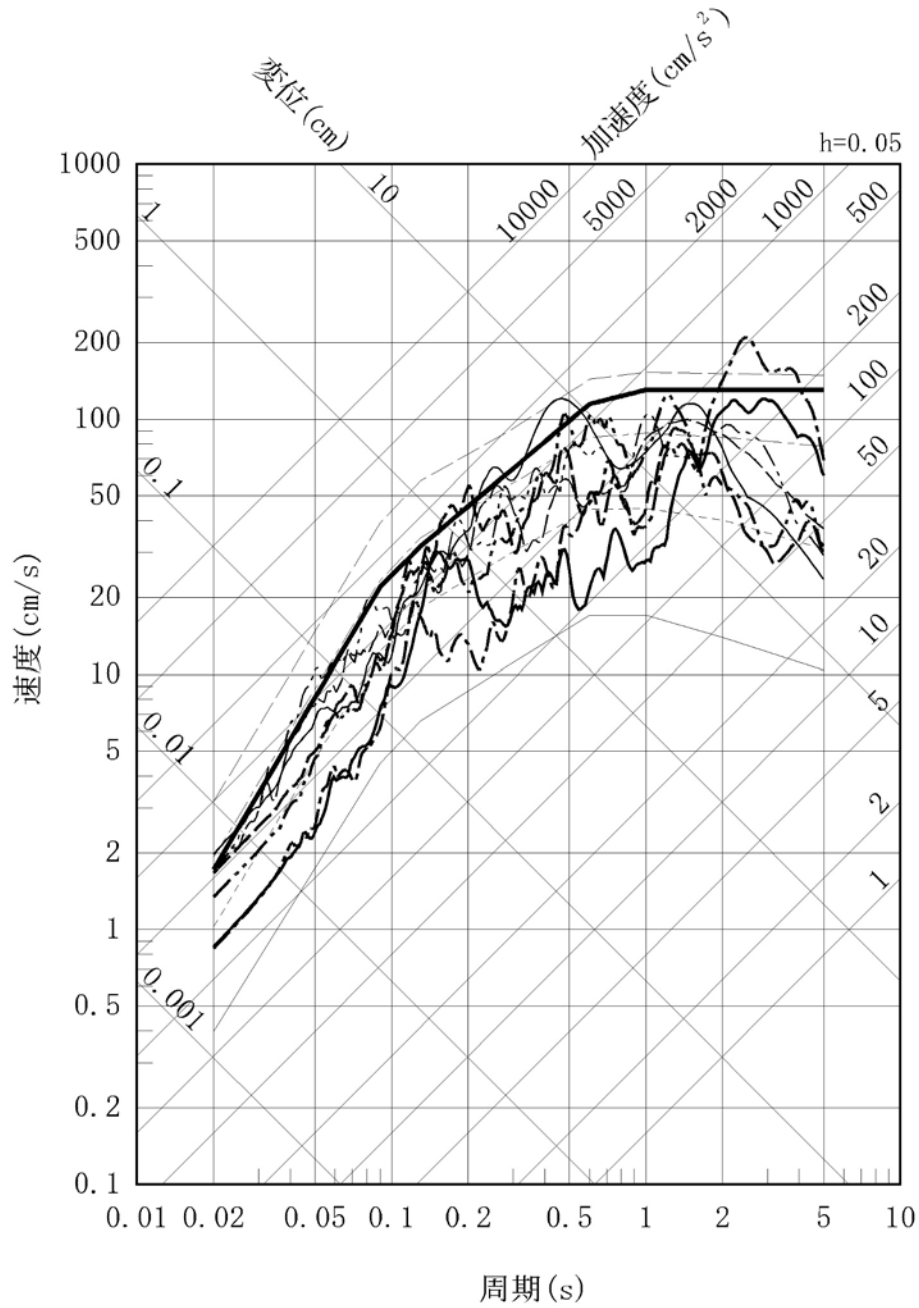
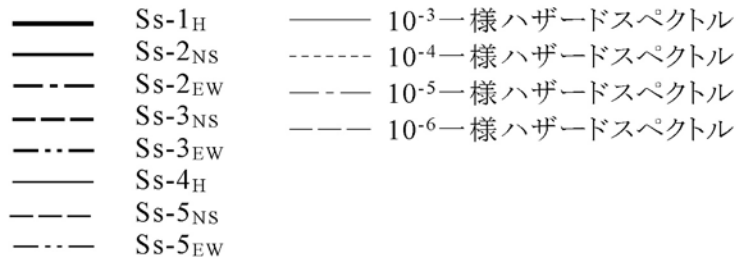
第3.1.3.3-16図 フラクタイル地震ハザード曲線(距離減衰式の補正なし)(2/2)



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



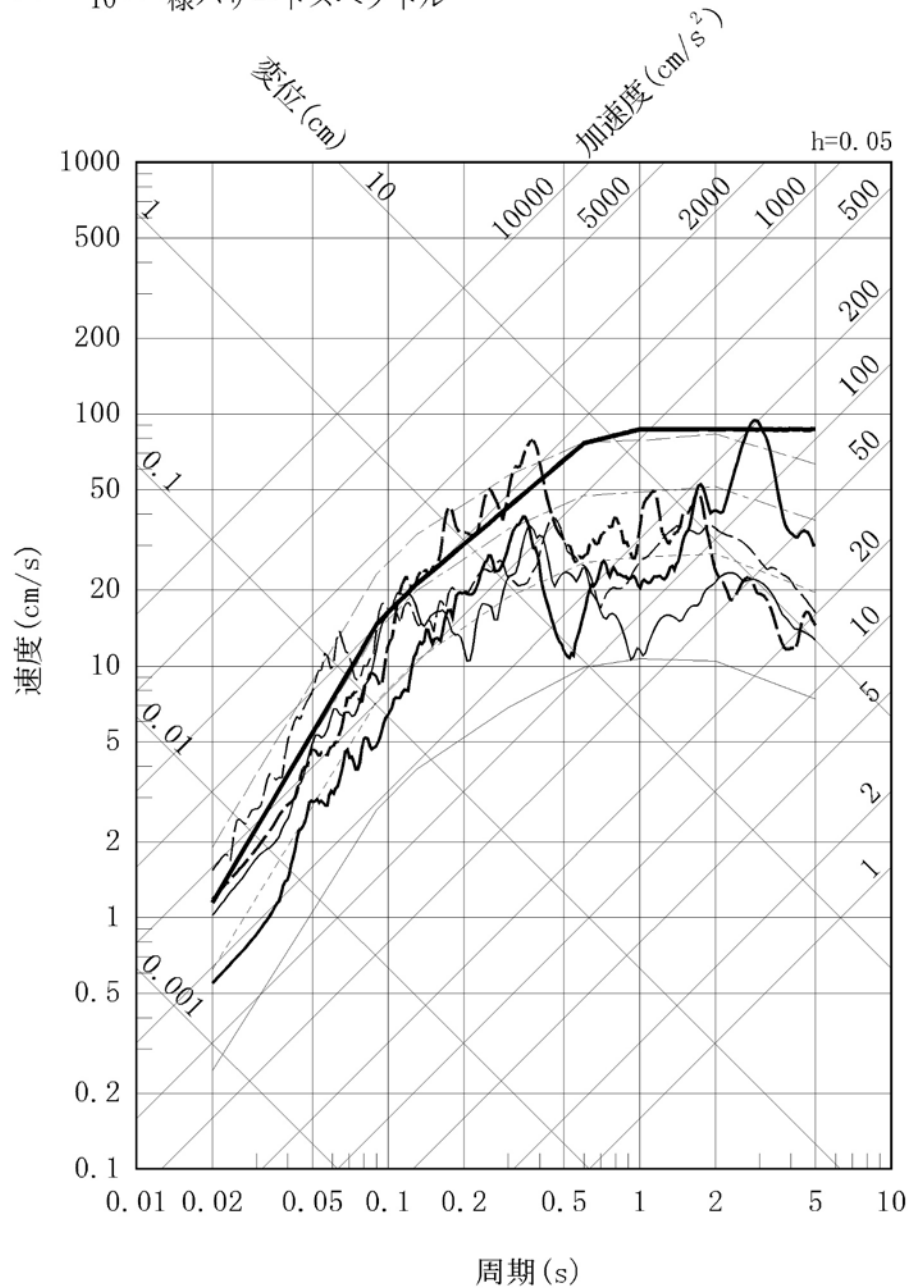
第3.1.3.3-17図 フラクタイル地震ハザード曲線(距離減衰式の補正あり)(2/2)



(水平方向)

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

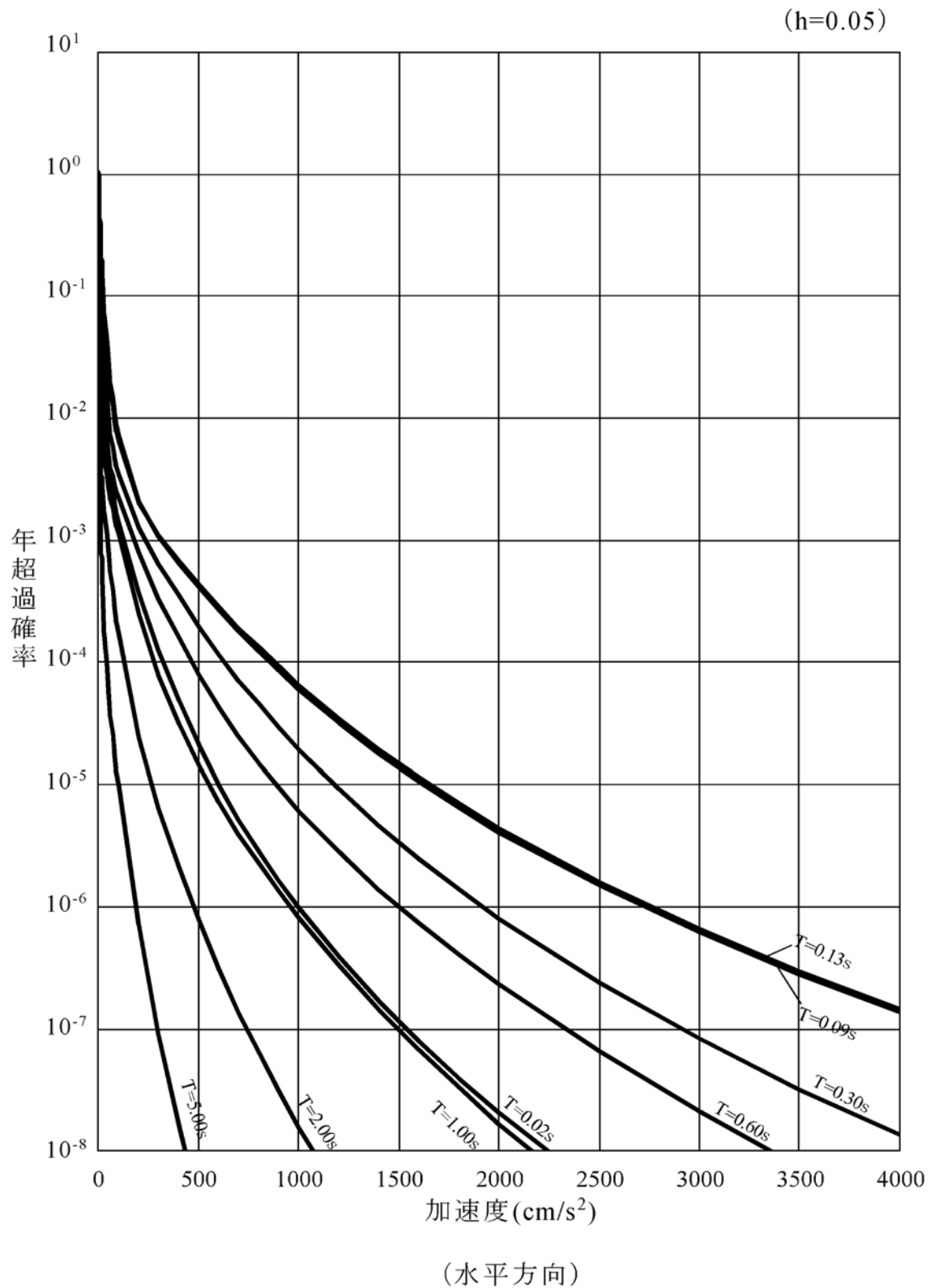
- Ss-1<sub>v</sub>
- Ss-2<sub>UD</sub>
- - - Ss-3<sub>UD</sub>
- Ss-4<sub>v</sub>
- - - Ss-5<sub>UD</sub>
- 10<sup>-3</sup>一様ハザードスペクトル
- - - 10<sup>-4</sup>一様ハザードスペクトル
- - - 10<sup>-5</sup>一様ハザードスペクトル
- - - 10<sup>-6</sup>一様ハザードスペクトル



(鉛直方向)

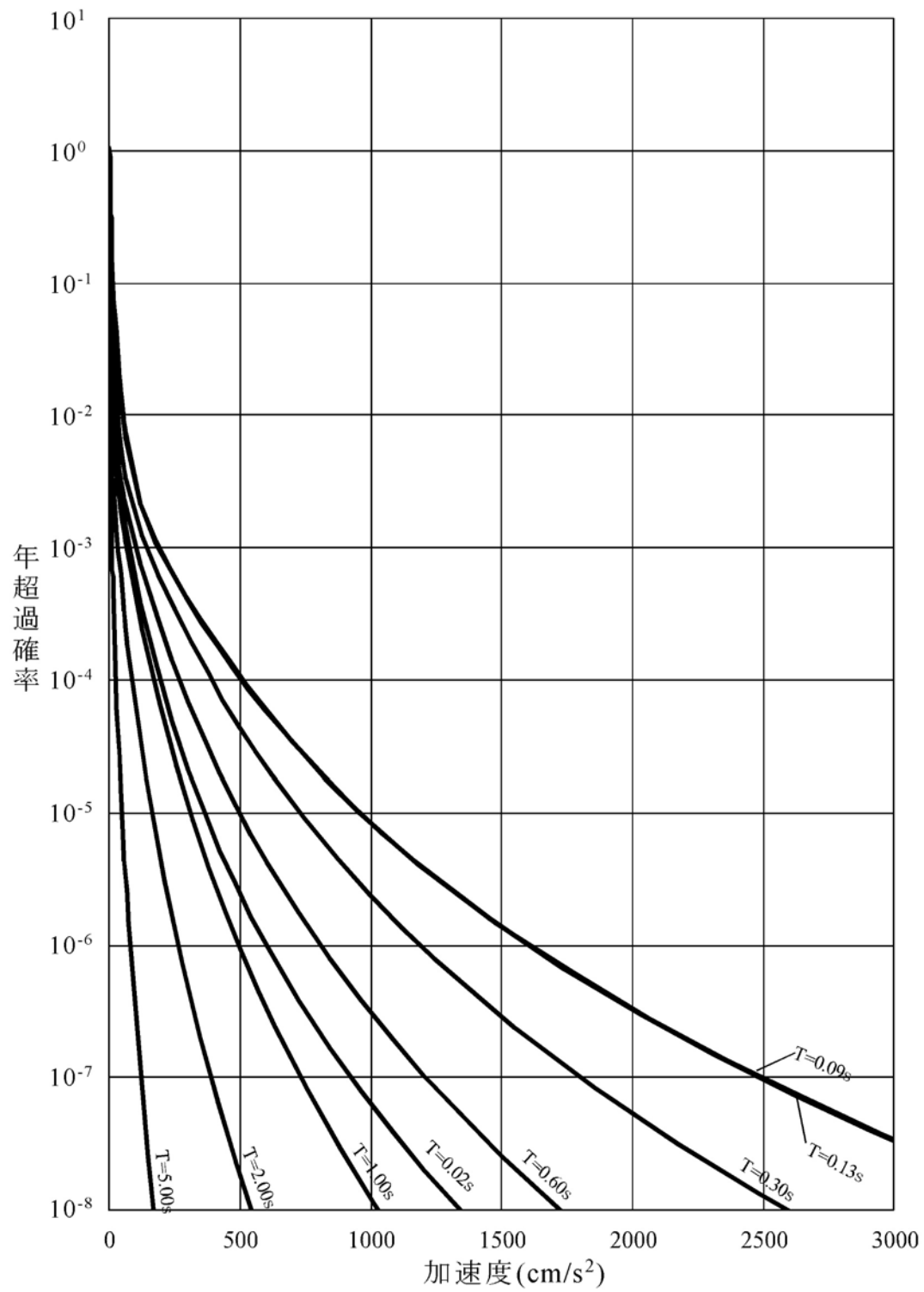
第3.1.3.3-18図 基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルの比較 (2/2)





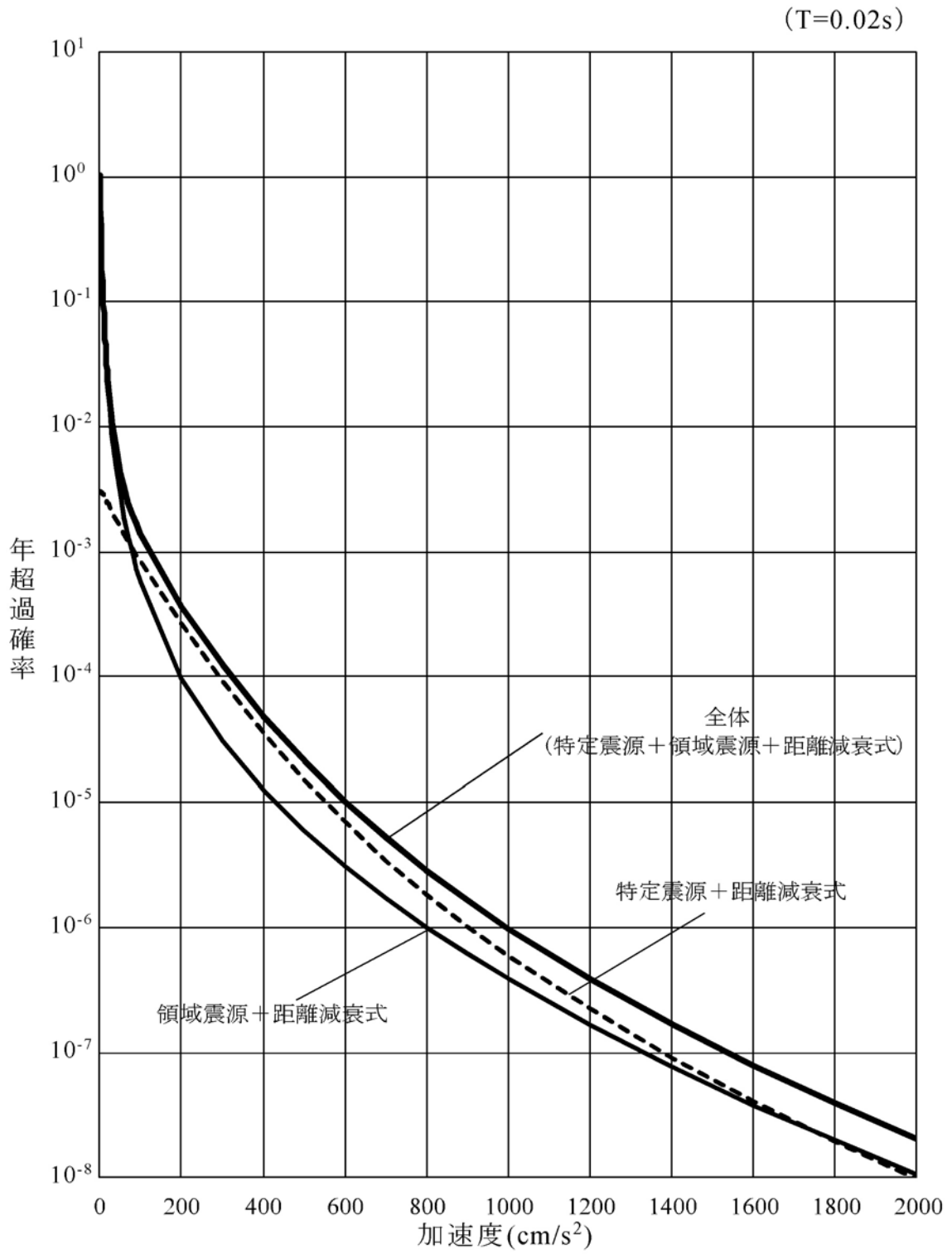
第3.1.3.3-19図 周期ごとの平均地震ハザード曲線 (1/2)

(h=0.05)



(鉛直方向)

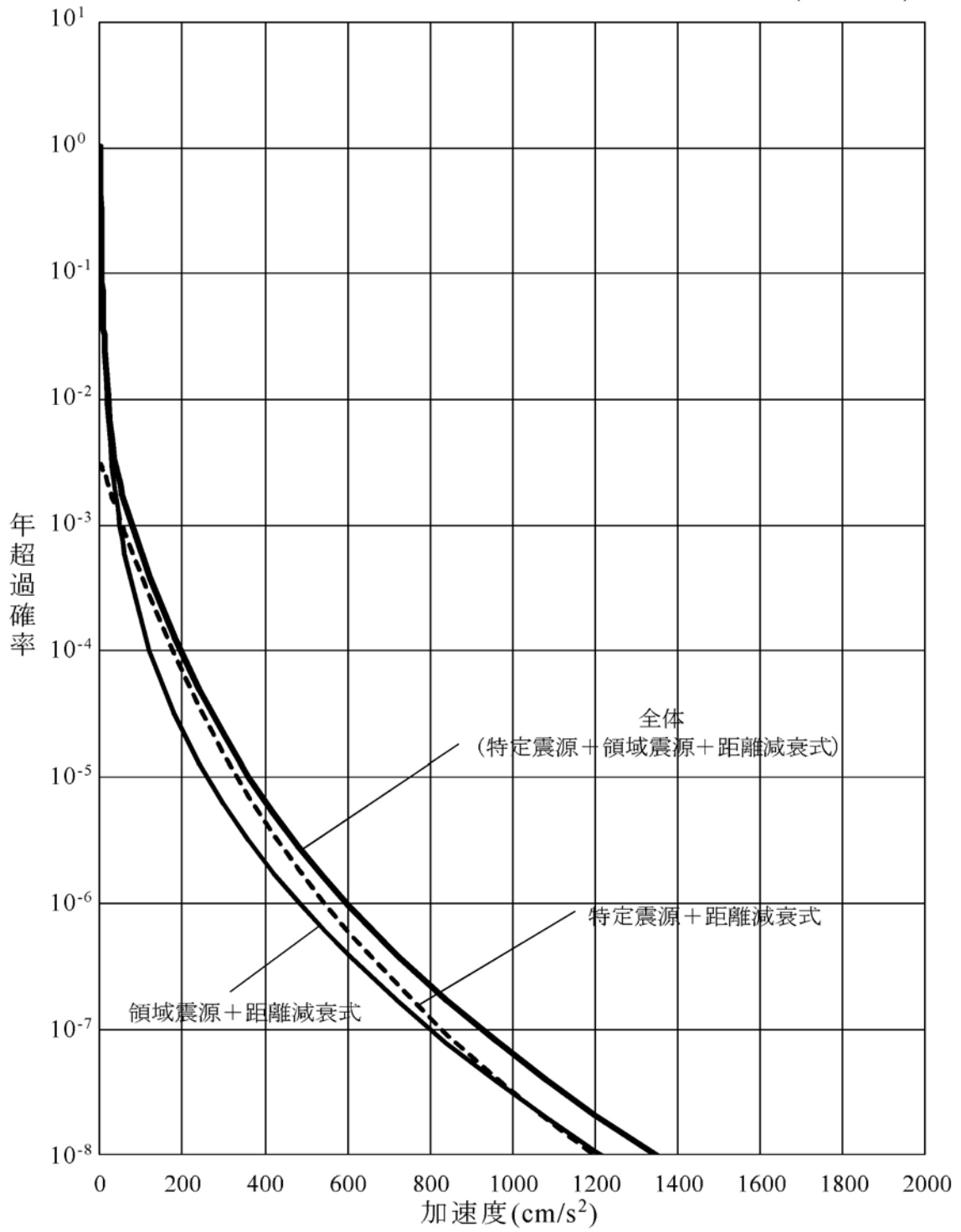
第3.1.3.3-19図 周期ごとの平均地震ハザード曲線 (2/2)



(水平方向)

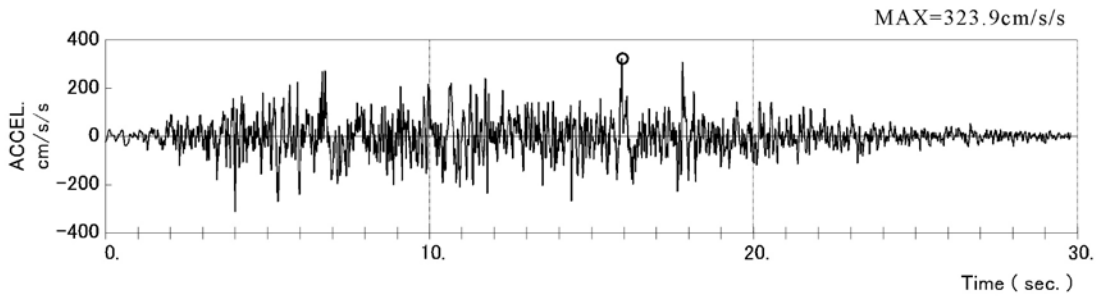
第3.1.3.3-20図 震源別平均地震ハザード曲線 (1/2)

(T=0.02s)

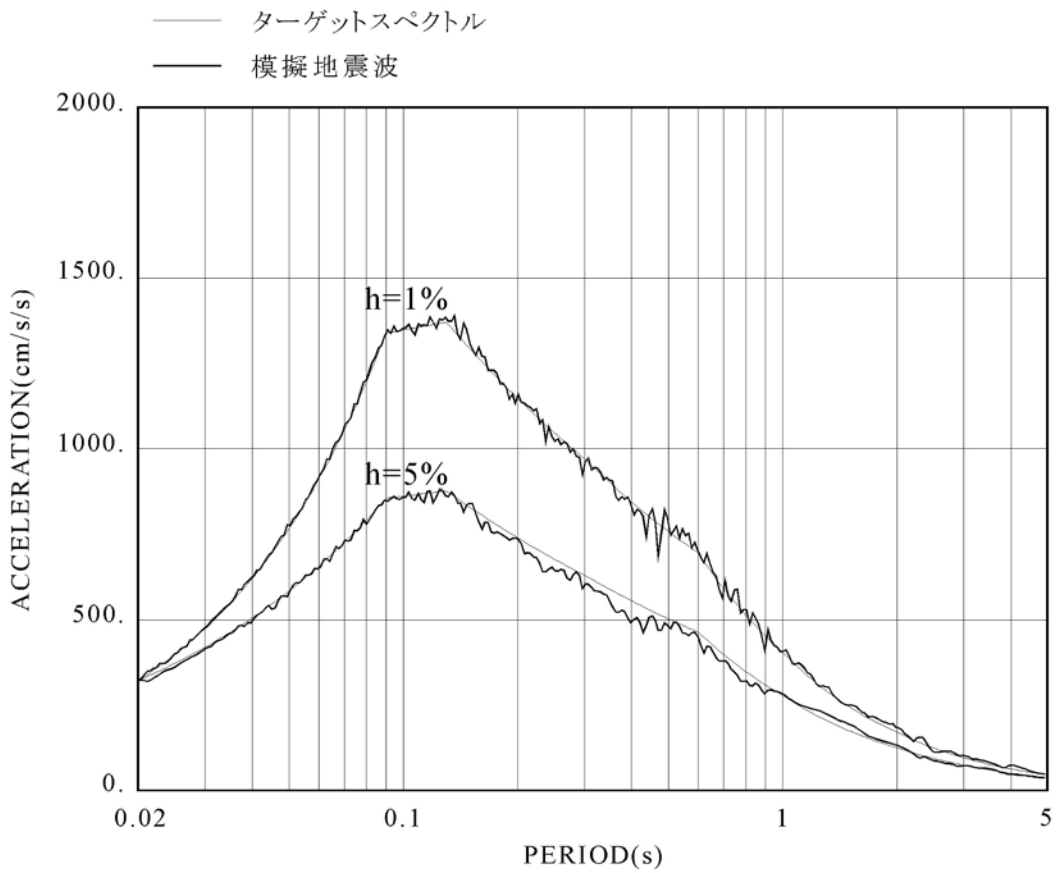


(鉛直方向)

第3.1.3.3-20図 震源別平均地震ハザード曲線(2/2)

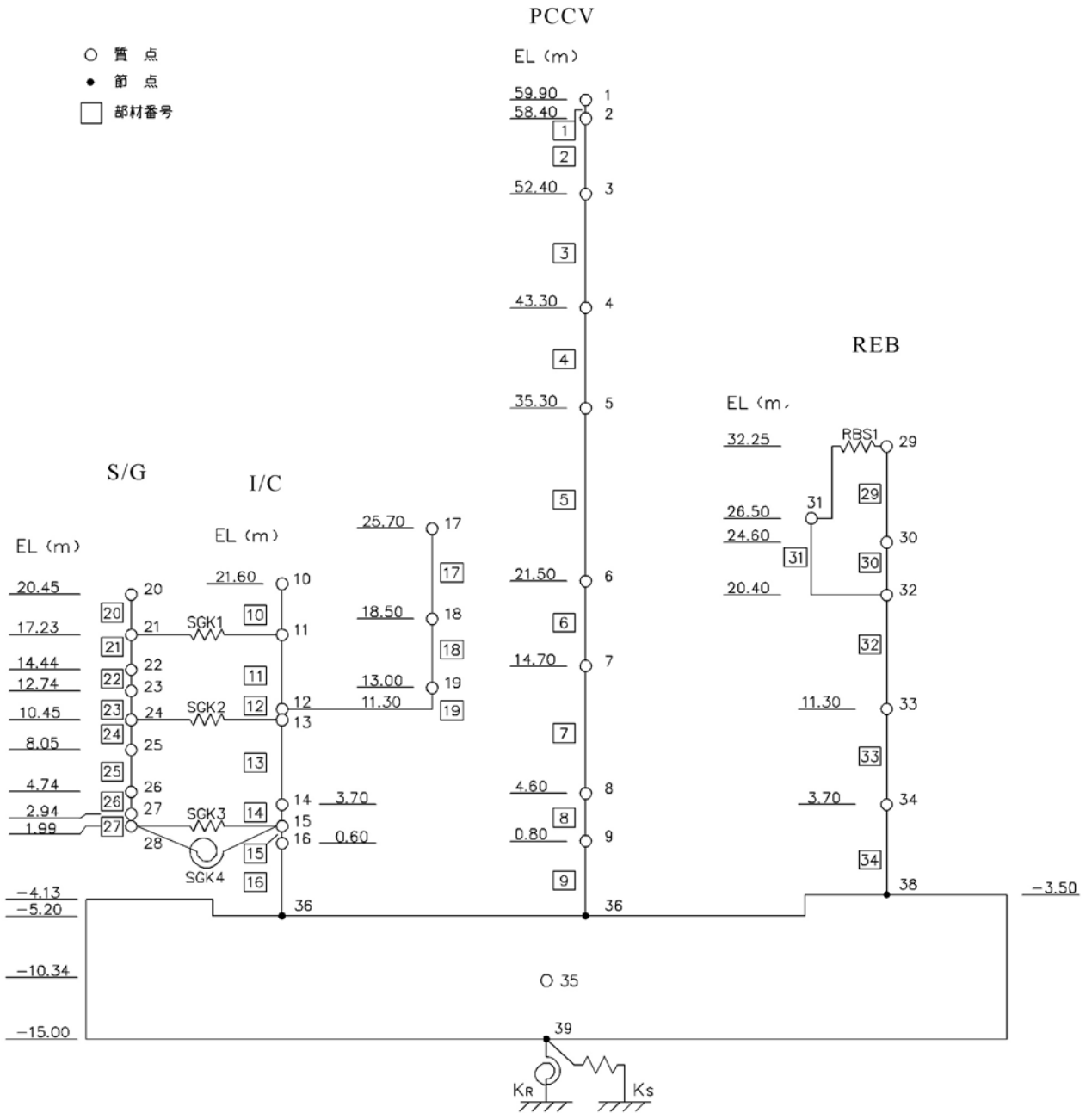


(1) 加速度時刻歴波形



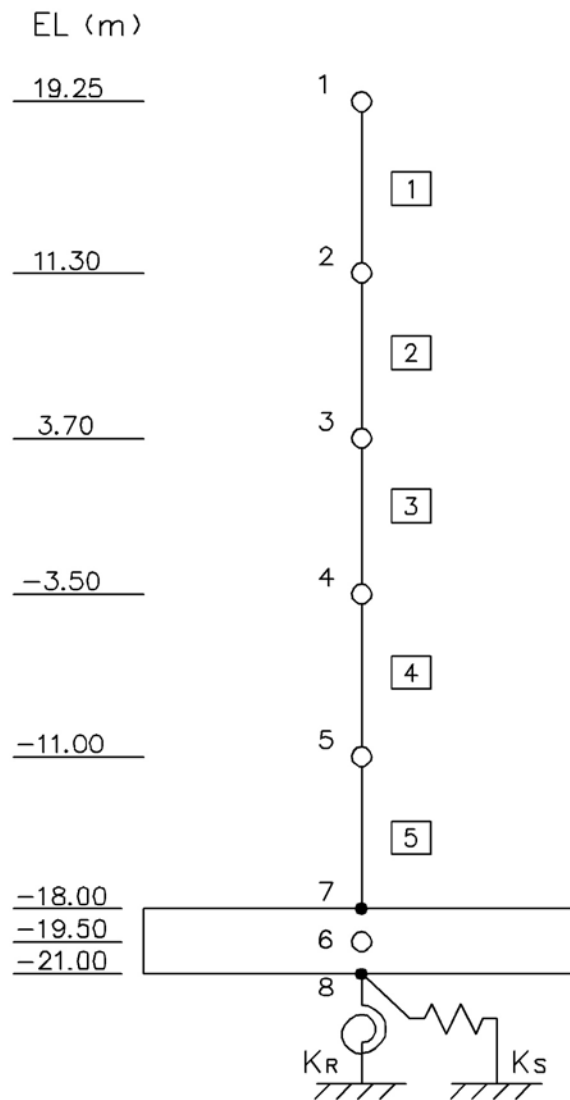
(2) 応答スペクトル

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

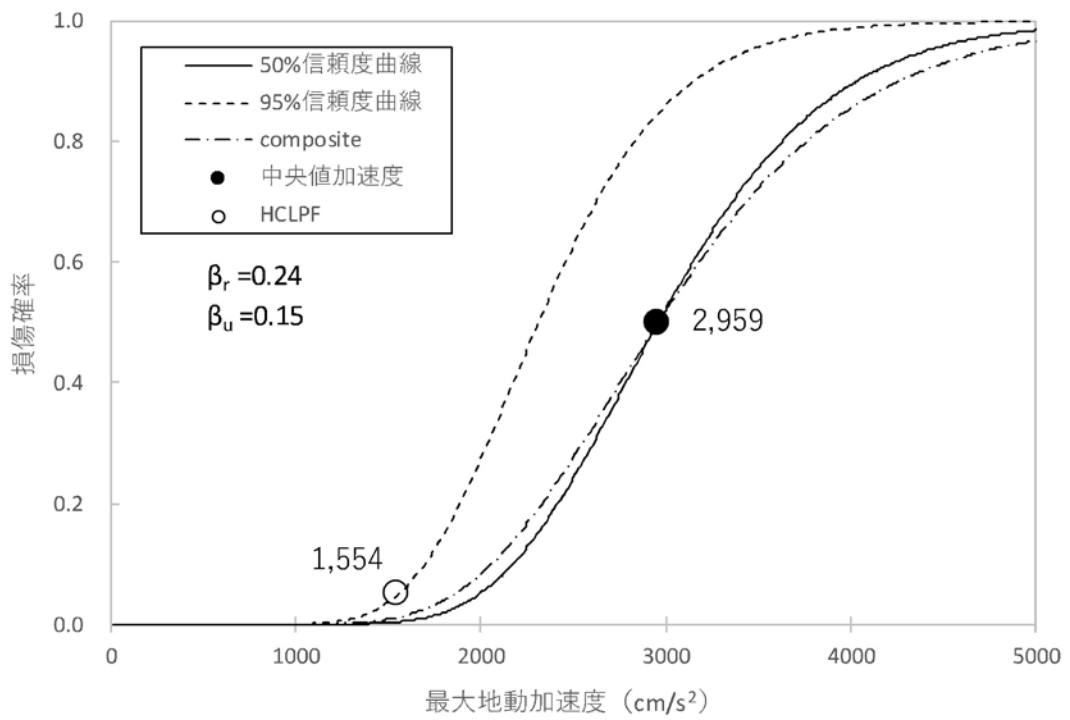


第3.1.3.3-22図 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋地震応答解析モデル(水平方向)

- 質点
- 節点
- 部材番号

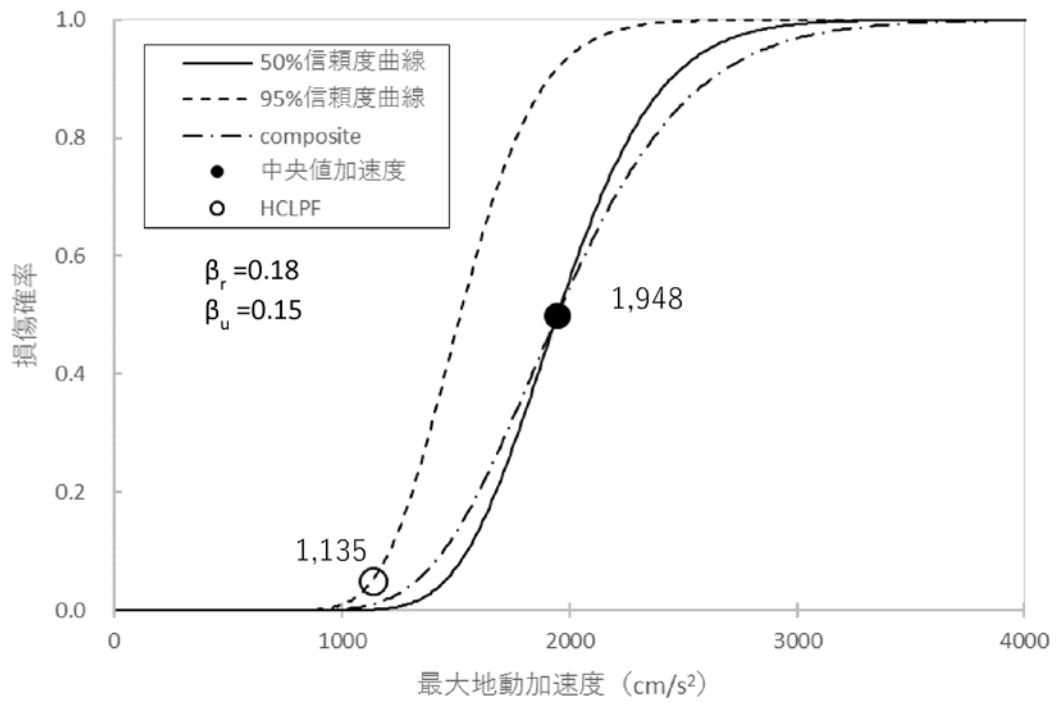


第3.1.3.3-23図 原子炉補助建屋地震応答解析モデル(水平方向)

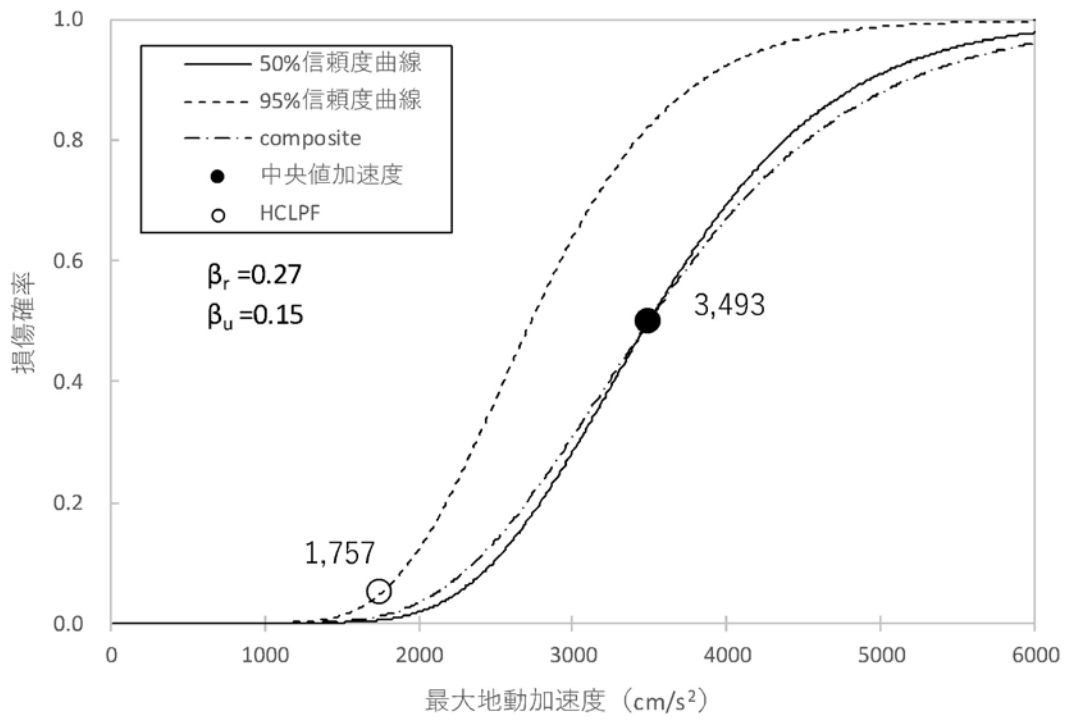


第3.1.3.3-24図 原子炉格納容器(EW方向)の fragility 曲線及びHCLPF



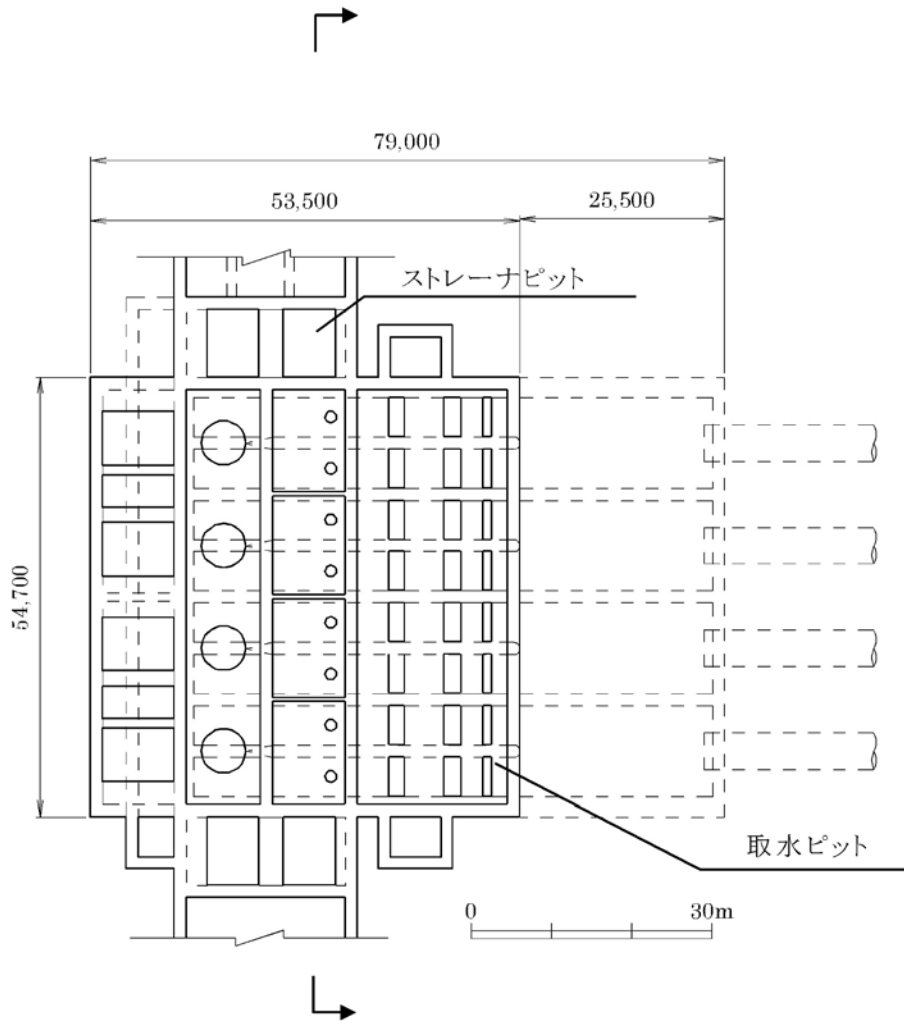


第3.1.3.3-25図 原子炉周辺建屋(EW方向)の fragility 曲線及びHCLPF



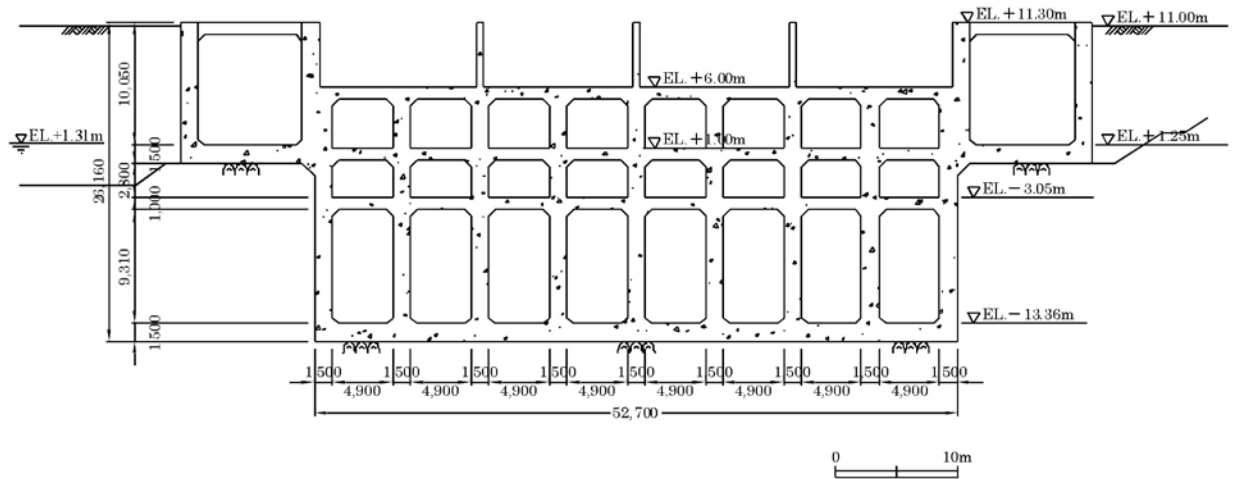
第3.1.3.3-26図 原子炉補助建屋(NS方向)のフラジリティ曲線及びHCLPF

(単位: mm)



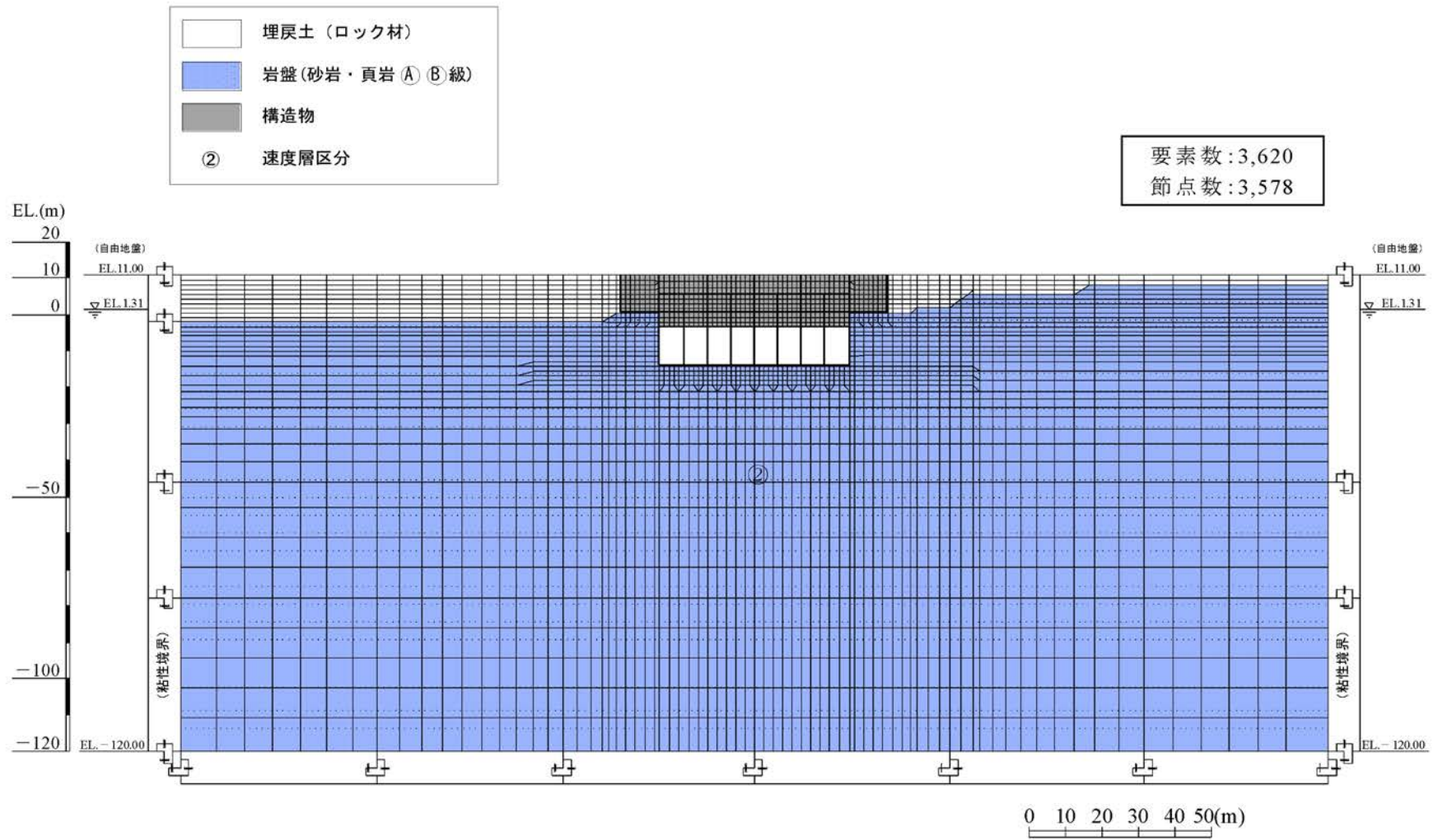
第3.1.3.3-27図 取水ピット平面図

(単位 : mm)

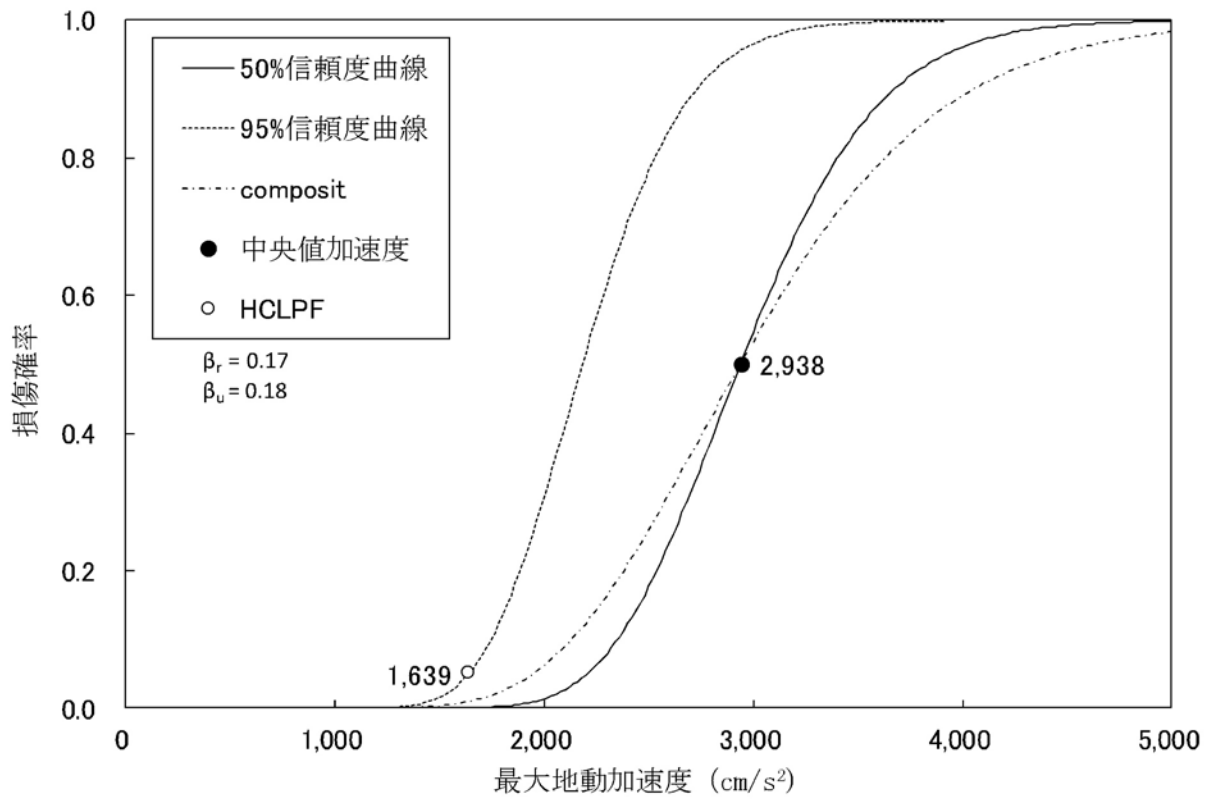


第3.1.3.3-28図 取水ピット断面図

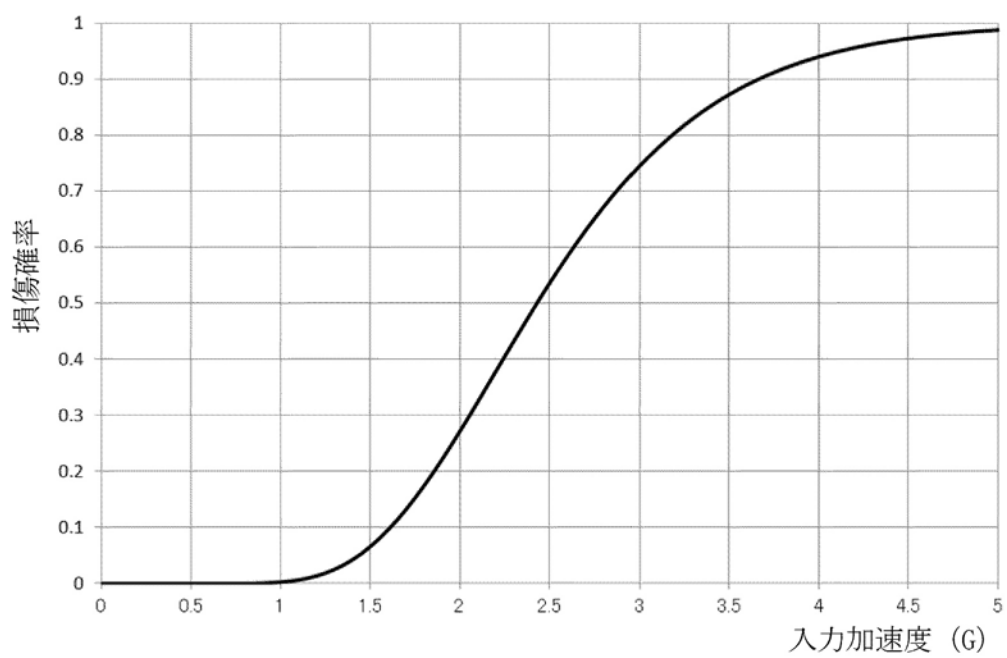
3.1.3-524



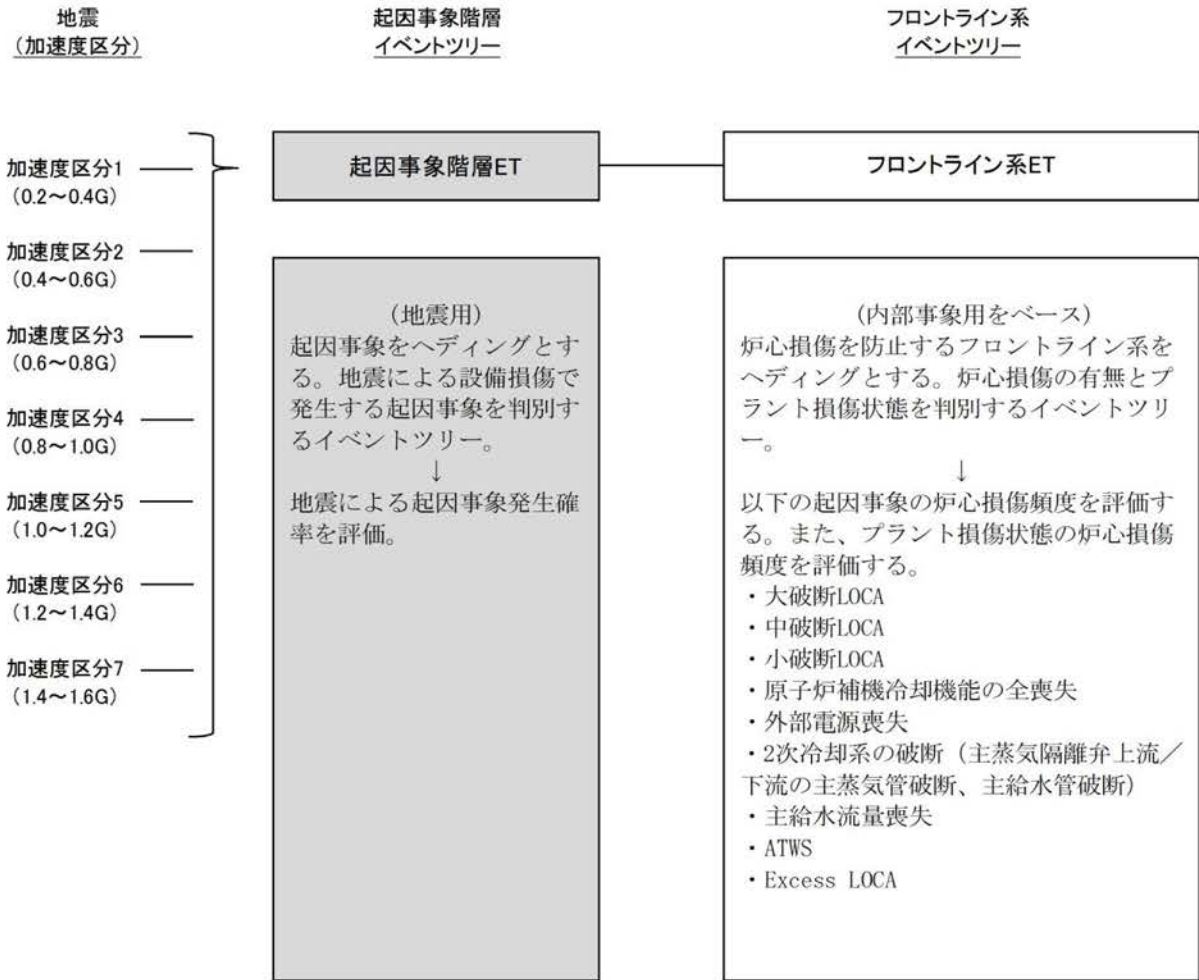
第3.1.3.3-29図 地震応答解析モデル



第3.1.3.3-30図 取水ピットフラジリティ曲線



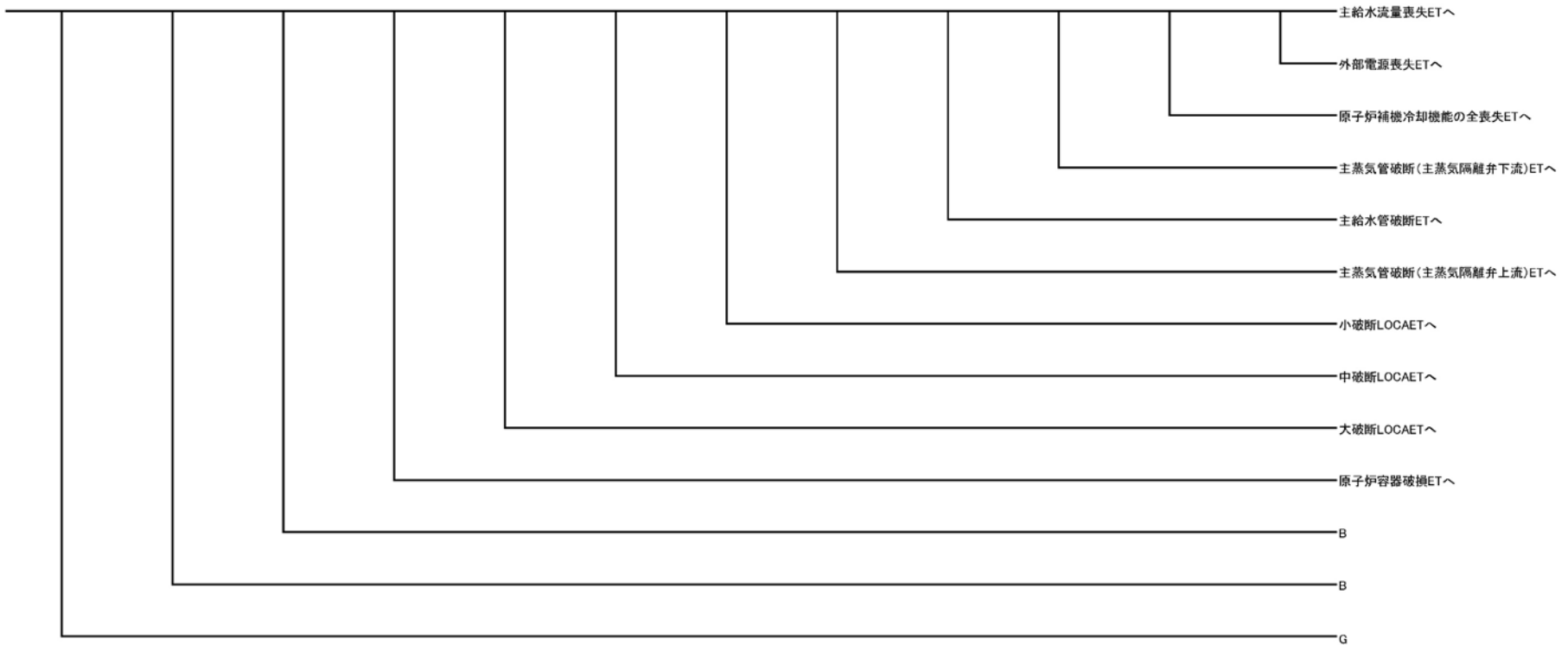
第3.1.3.3-31図 原子炉補機冷却水冷却器のフラジリティ曲線



第3.1.3.3-32図 地震システム解析モデル(小イベントツリー)

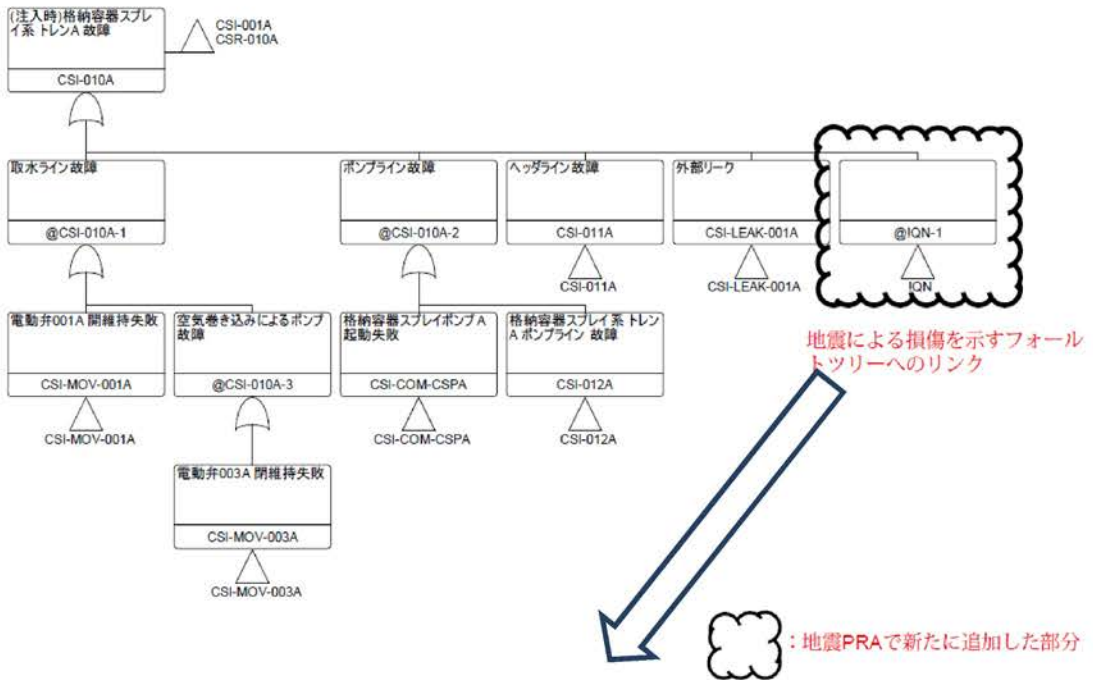


蒸気発生器伝熱管 破損(複数本破損)	原子炉格納容器 損傷	原子炉建屋損傷	Exoess LOCA	大破断LOCA	中破断LOCA	小破断LOCA	主蒸気管破断(主 蒸気隔離弁上流)	主給水管破断	主蒸気管破断(主 蒸気隔離弁下流)	原子炉補機冷却 機能の全喪失 (海水系喪失含む)	外部電源喪失
-----------------------	---------------	---------	-------------	---------	---------	---------	----------------------	--------	----------------------	--------------------------------	--------



3.1.3-528

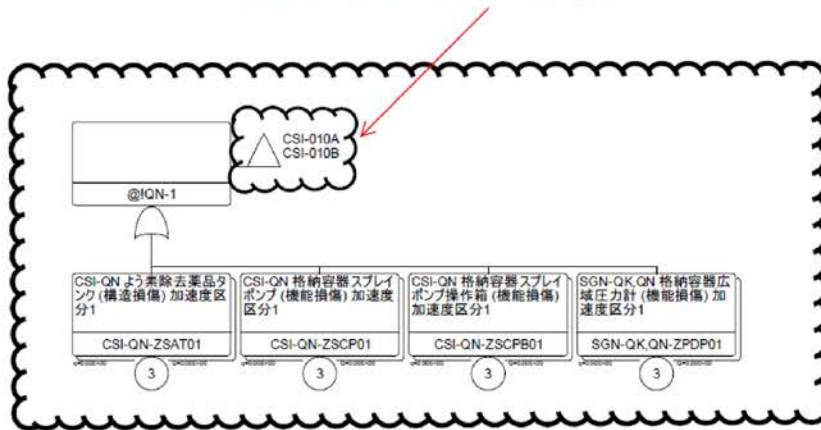
第3.1.3.3-33図 起因事象階層イベントツリー



地震による損傷を示すフォールトツリーへのリンク

☁️ : 地震PRAで新たに追加した部分

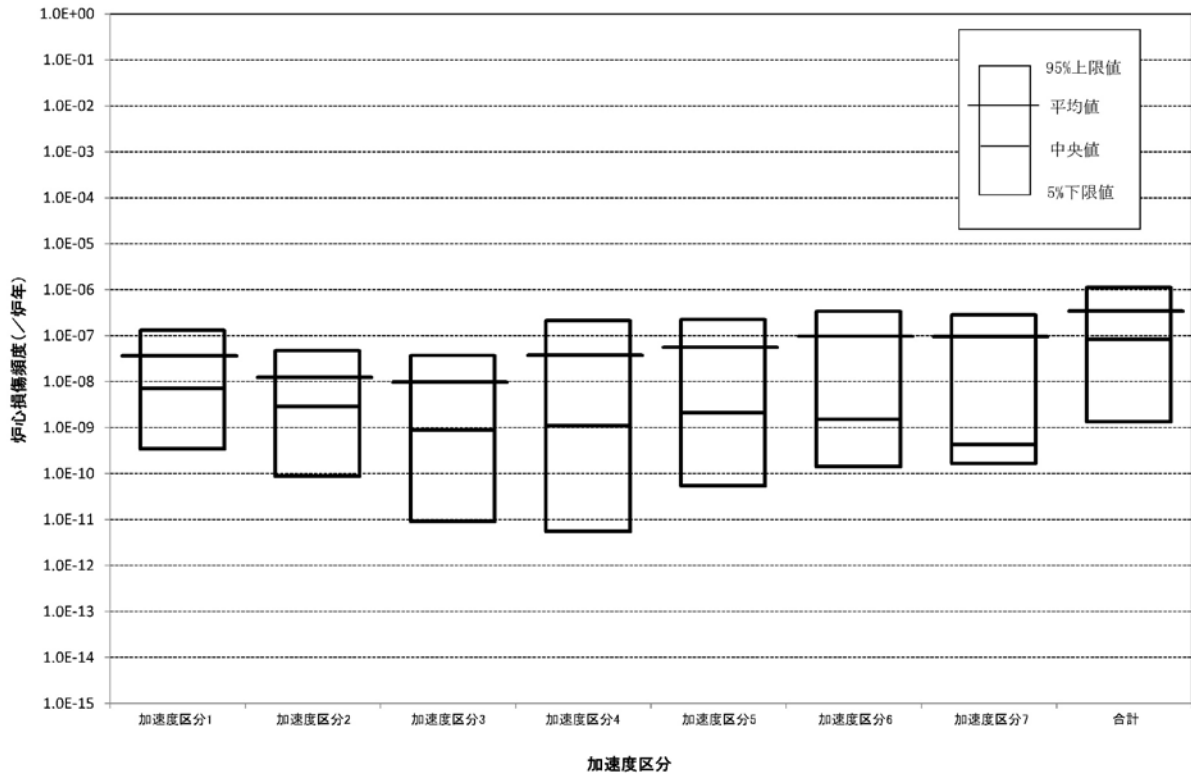
地震による損傷では、A系統もB系統も同時に損傷すること（完全相関）を想定しているため、A系統およびB系統の両方のフォールトツリーにリンクしている。



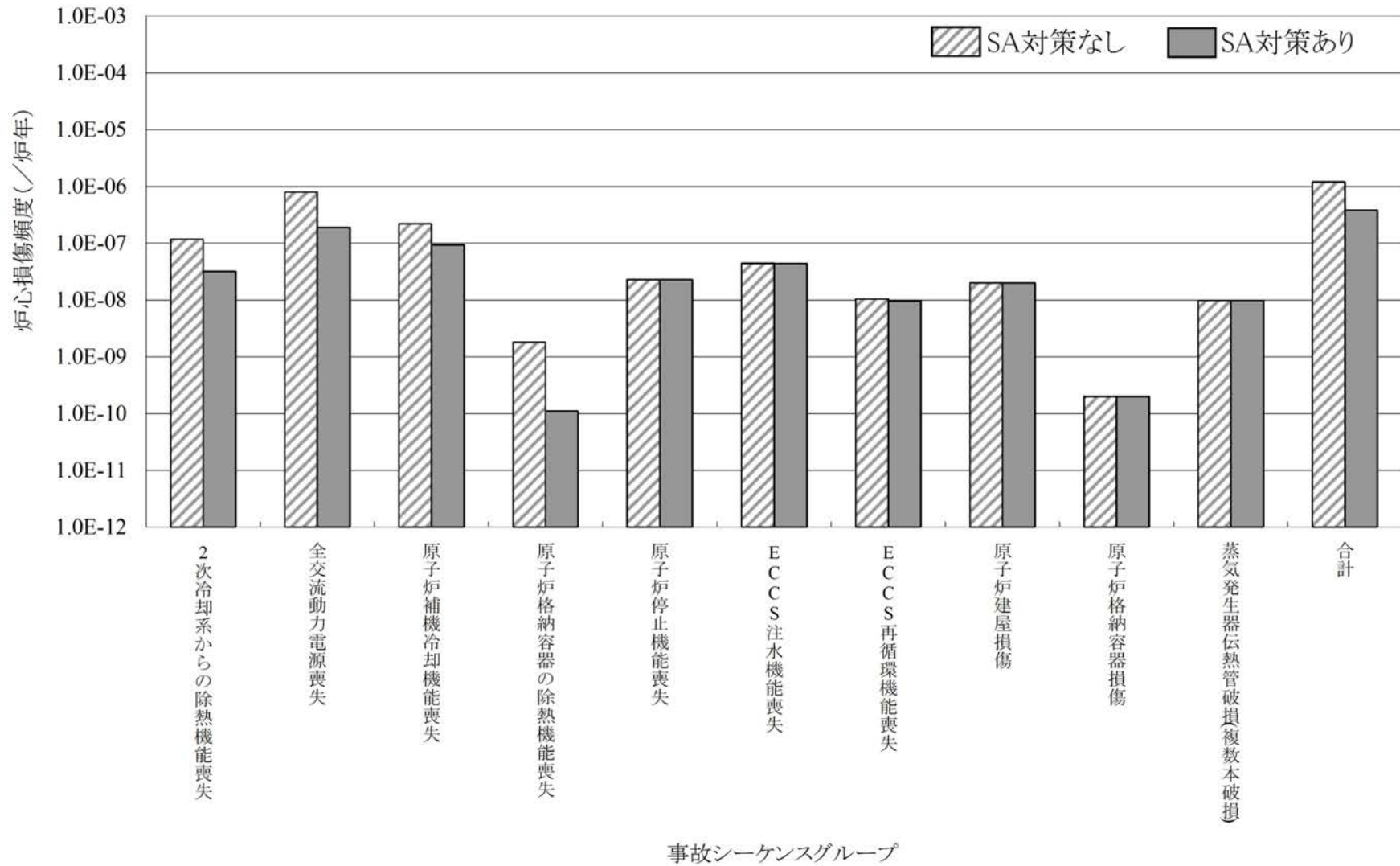
地震による損傷を示すフォールトツリー

☁️ : 地震PRAで新たに追加した部分

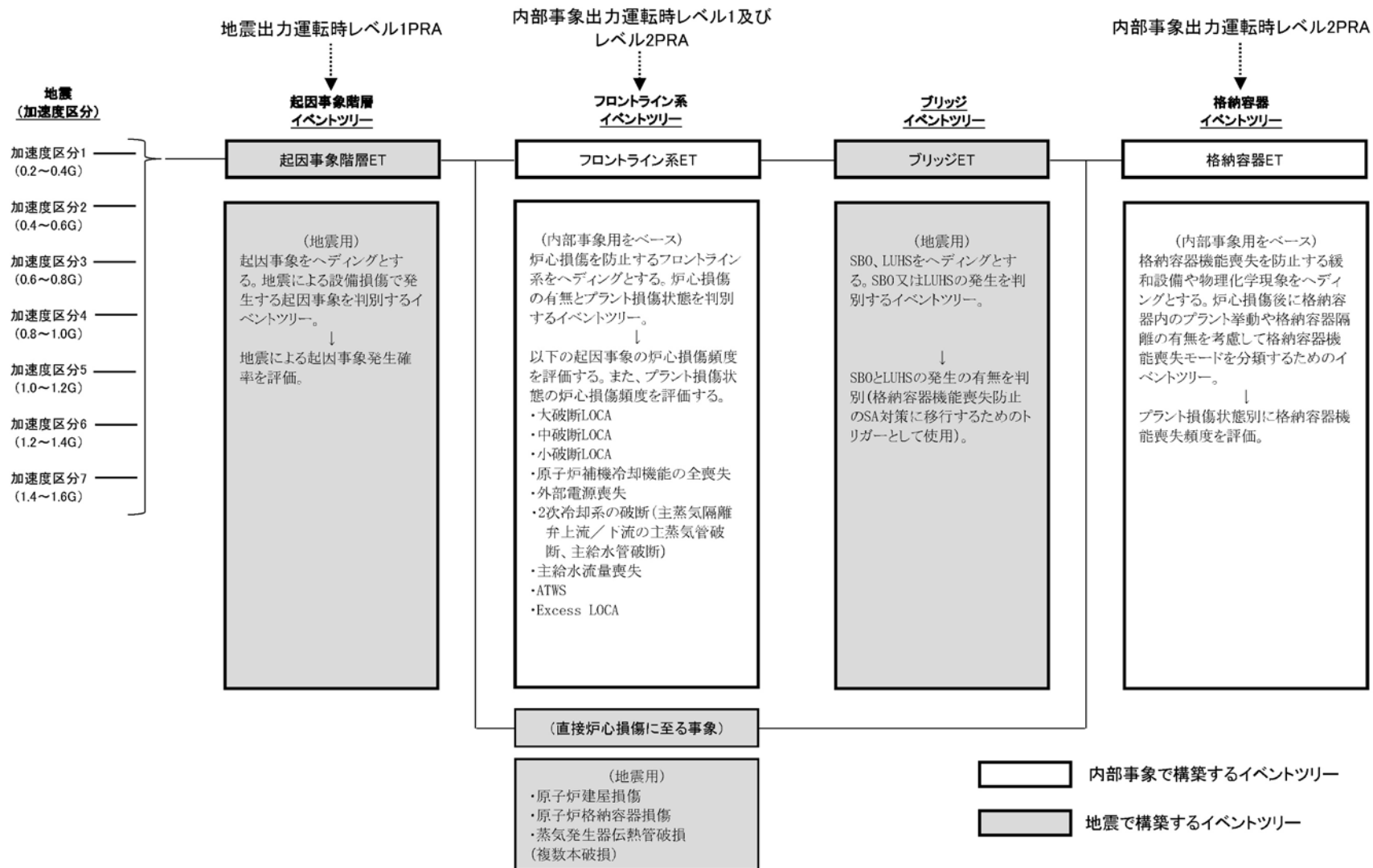
第3.1.3.3-34図 フォールトツリー構築例



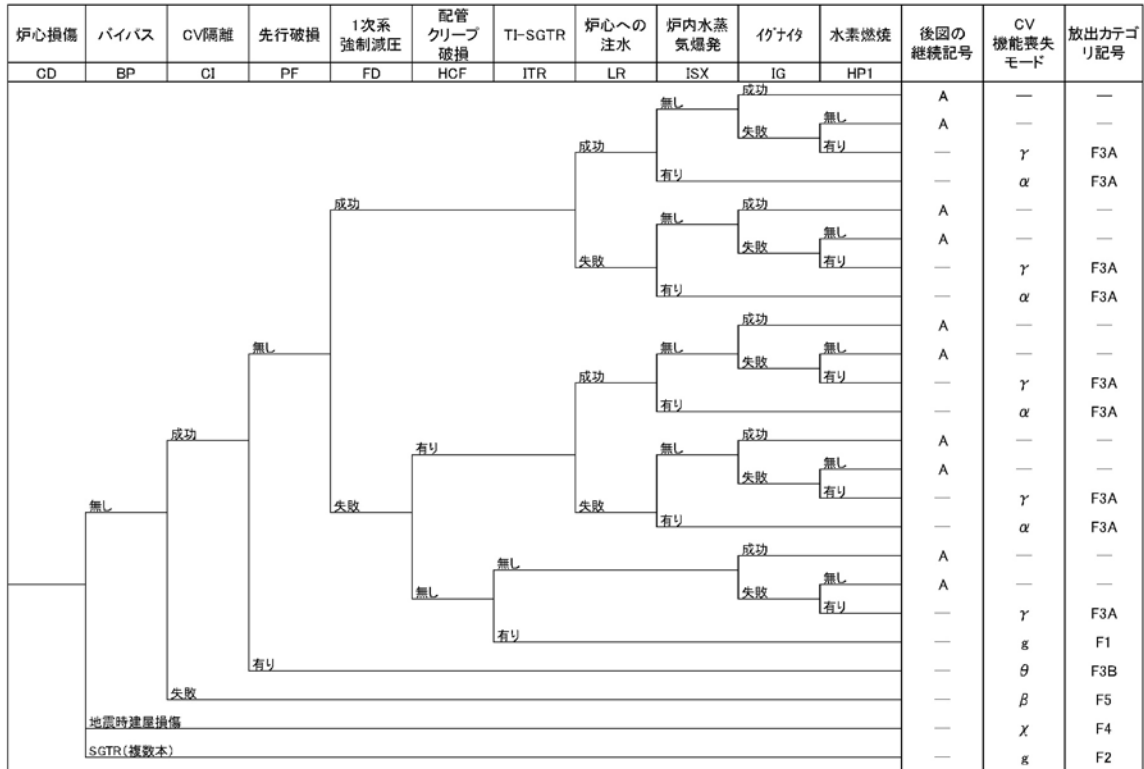
第3.1.3.3-35図 不確実さ解析結果



第3.1.3.3-36図 SA対策に係る事故シーケンスグループ別の感度解析結果



第3.1.3.3-37図 地震出力運転時PRAにおけるシステム評価の流れ



(注1) 後図の継続記号の—は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

(注2) 格納容器機能喪失モード:

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

(注3) 放出カテゴリ記号

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

T1 原子炉容器破損前

第3.1.3.3-38図 格納容器イベントツリー(1/3)

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

(注1) 後図の継続記号の—は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

(注2) 格納容器機能喪失モード:

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

(注3) 放出カテゴリ記号

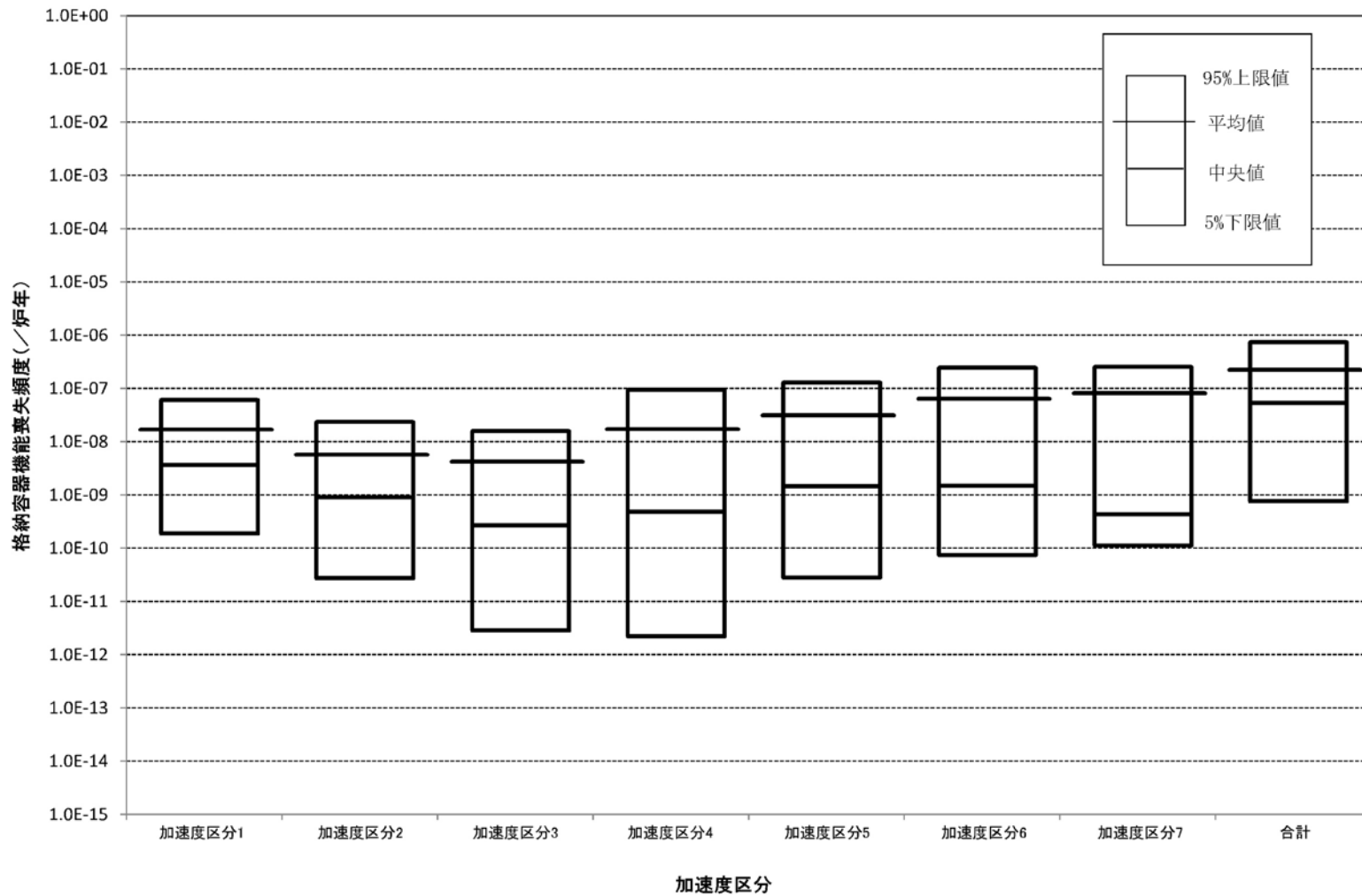
- F1 = 格納容器バイパス(内的)
- F2 = 格納容器バイパス(外的)
- F3A = 格納容器破損(内的)(エナジェティック)
- F3B = 格納容器破損(内的)(先行破損)
- F3C = 格納容器破損(内的)(その他)
- F4 = 格納容器破損(外的)
- F5 = 隔離失敗(内的及び外的)
- F6 = 健全(設計漏えい)(内的及び外的)

T2 原子炉容器破損直後

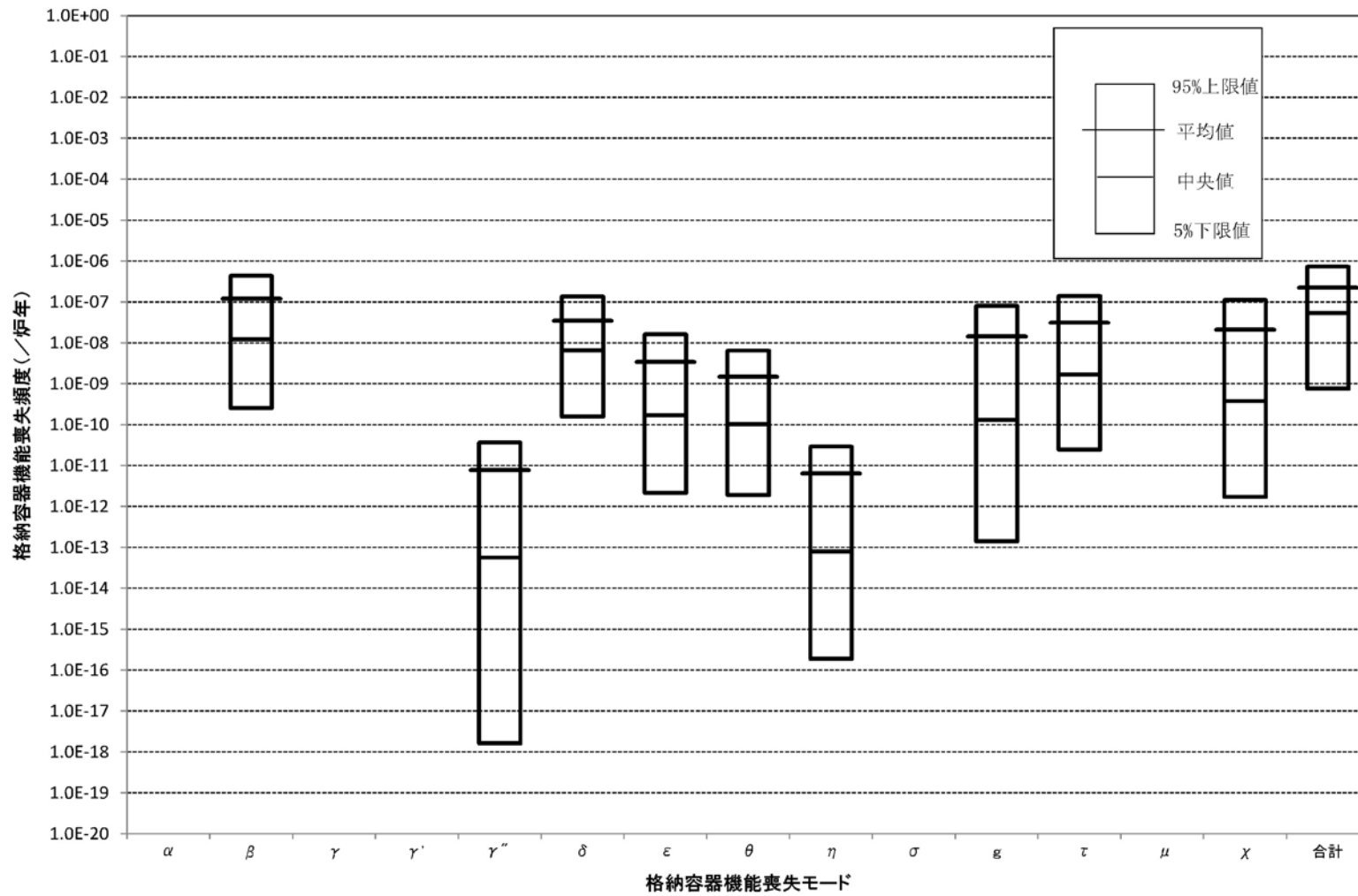
第3.1.3.3-38図 格納容器イベントツリー(2/3)



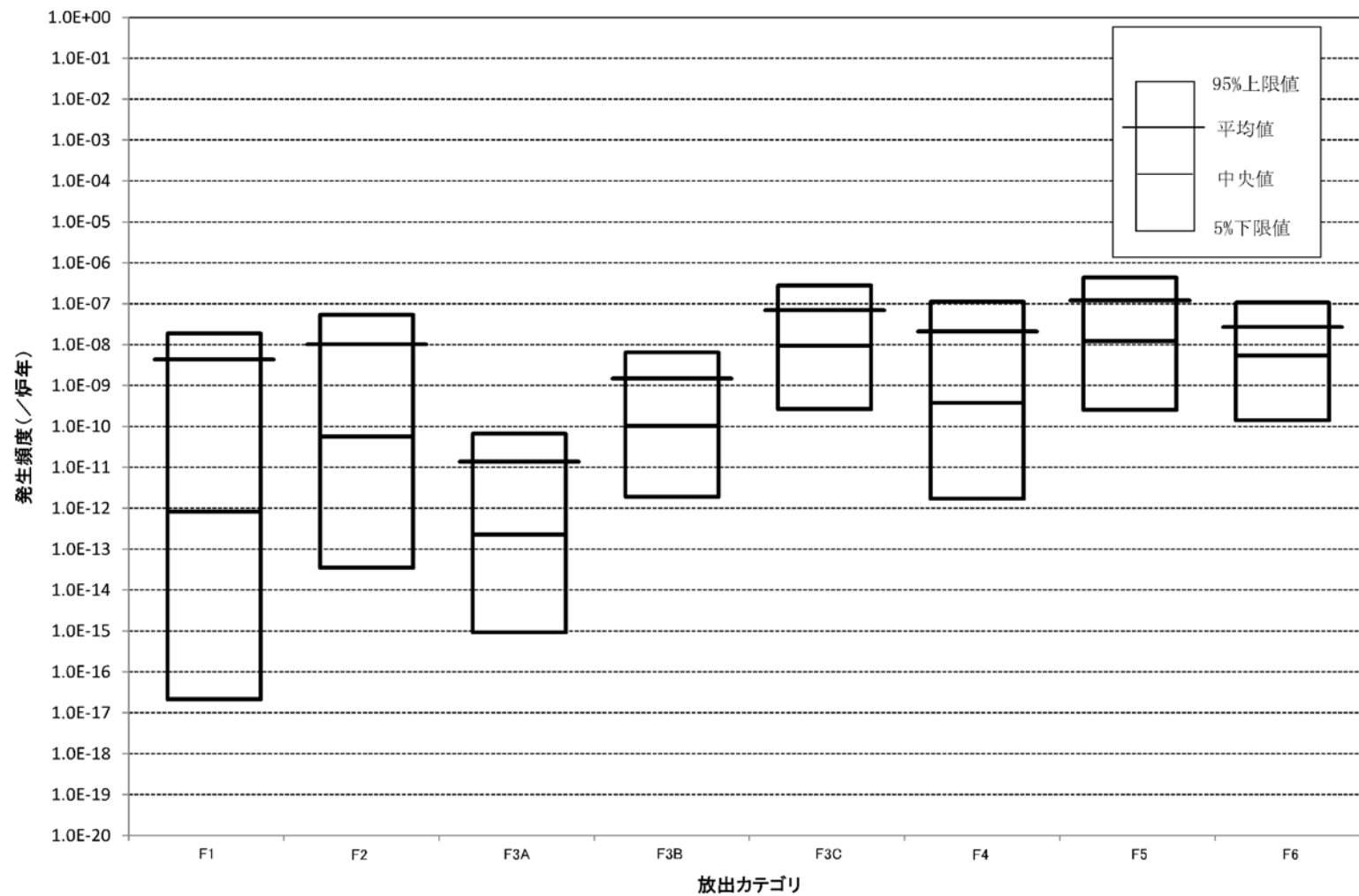




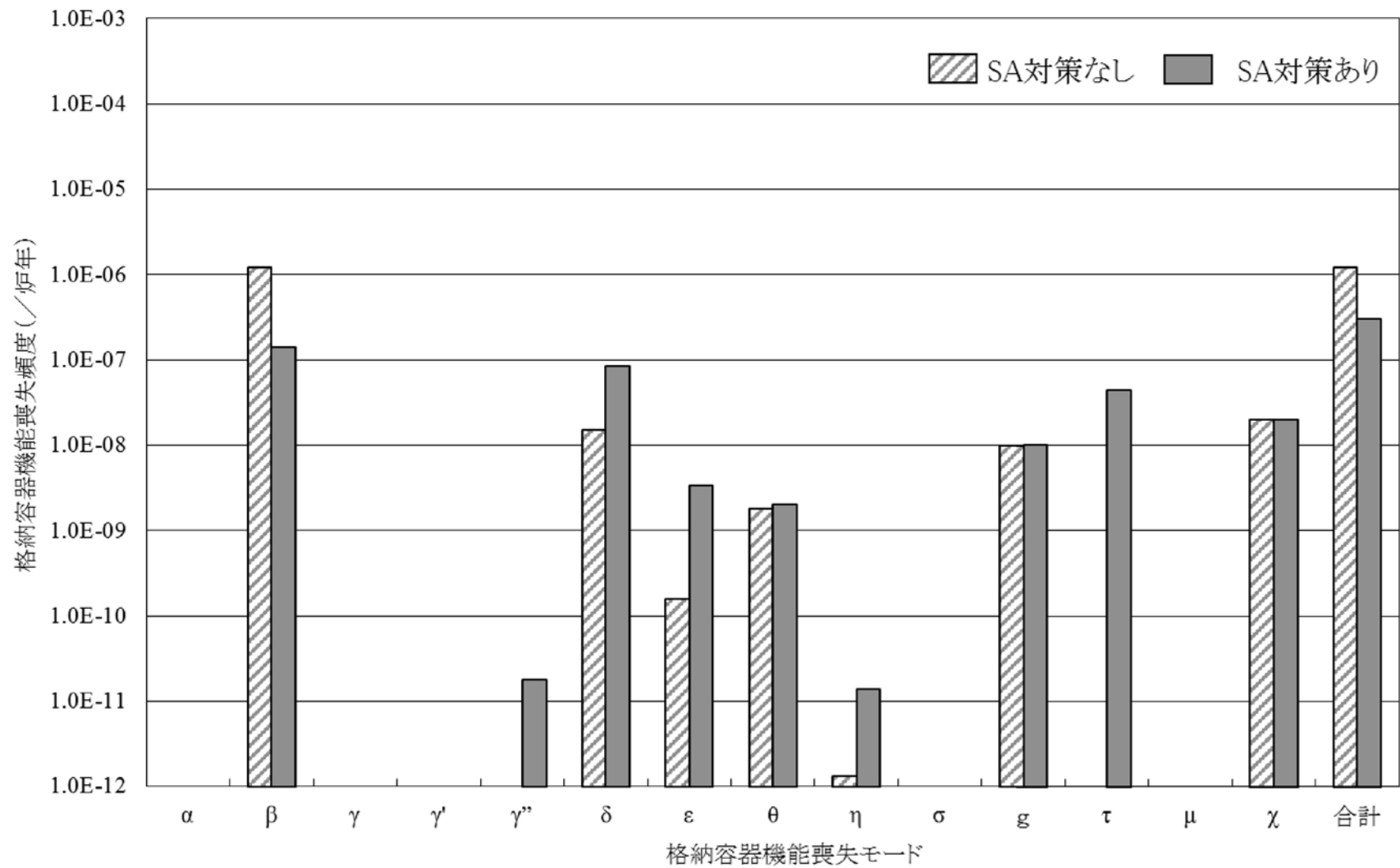
第3.1.3.3-39図 不確かさ解析結果(地震加速度区分別)



第3.1.3.3-40図 不確かさ解析結果(格納容器機能喪失モード別)



第3.1.3.3-41図 不確かさ解析結果(放出カテゴリ別)



第3.1.3.3-42図 SA対策に係る感度解析結果

#### 3.1.3.4 津波出力運転時 PRA

津波出力運転時 PRA は、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011」（以下「津波 PRA 学会標準」という。）及びレベル 2PRA 学会標準を参考に評価を実施した。

なお、今回の津波出力運転時 PRA では、津波単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。津波出力運転時レベル 1PRA の評価フローを第 3.1.3.4-1 図に示す。

(1) 評価に必要な情報の収集及び分析

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

a. サイト・プラント情報の収集・分析

(a) 耐津波設計関連情報及び津波被害情報等の収集及び分析

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

・東北地方太平洋沖地震等では、広範囲の地域で津波による被災が確認されていることから、津波出力運転時 PRA では災害後の外部支援の困難さを考慮して評価期間を 7 日間としている。

・東北地方太平洋沖地震では、地震発生時のトリップ信号により、サイトに津波が襲来する前の自動停止に成功していることを踏まえ、津波出力運転時 PRA においても津波襲来前の原子炉停止に期待している。

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

(b) プラントウォークダウン

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

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

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

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

#### (c) 津波防護対策の概要

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

##### イ 海水ポンプエリア防護壁、海水ポンプエリア水密扉

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

##### ロ 原子炉補助建屋水密扉、原子炉周辺建屋水密扉

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

##### ハ 津波監視カメラ、取水ピット水位計

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

## b. 事故シナリオの同定

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

### (a) 本評価における仮定

本評価における事故シナリオの同定は、主に以下の仮定に基づき実施している。

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



## (b) 事故シナリオの概括的な分析・設定

津波出力運転時 PRA で評価対象とすべき津波による設備の損傷・機能喪失要因の検討を行い、要因別に想定される事故シナリオを整理する。さらに、津波出力運転時 PRA で評価対象となる事故シナリオを整理するに当たり、対象とする起因事象を選定するとともに、SSC を選定してその配置情報を特定する。その結果を踏まえ、機能喪失する機器をグループ化し、津波高さの範囲を区切って津波シナリオ区分を設定する。津波シナリオ区分の設定には、玄海 4 号機の機器の配置調査結果及びフラジリティ評価結果を活用する。

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

### イ 被水・没水

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

### ロ 波力

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

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

考えられるため、フラジリティ評価対象外とする。

#### ハ 流体力

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

#### ニ 浮力

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

#### ホ 引き津波による水位低下

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

#### ヘ 漂流物衝突

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

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

#### ト 海底砂移動

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

#### チ 洗掘

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

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

#### (c) 起回事象の分析

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

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

①国内の PWR プラント共通の観点

②評価対象プラントにおける設備配置関係やフラジリティ評価結果からの観点

③事象進展の類似性及び包含性等を考慮したグルーピングの観点

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

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

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

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

- ・過渡事象
- ・原子炉補機冷却海水系の全喪失

津波発生時には、押し津波及び引き津波それぞれにより上記の事象発

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

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

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

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

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

#### (d) 津波シナリオ区分の設定

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

また、津波シナリオ区分の設定に当たり、本評価では主に以下を仮定している。

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

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

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

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

## (2) 確率論的津波ハザード評価

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

### a. 評価方針

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

### b. 波源モデルの設定

確率論的津波ハザード評価において検討対象とする津波波源として、決定論評価と同様、海域活断層による地殻内地震のうち、阿部(1989)の簡易予測式による津波高の比較により、発電所に及ぼす影響が大きいと考えられる警固断層帯による地震、壱岐北東部断層群による地震、西山断層帯による地震及び対馬南西沖断層群と宇久島北西沖断層群の連動による地震を選定した。

なお、プレート間地震及び海洋プレート内地震は、想定される津波の規模及び敷地とプレート境界との位置関係から、海域活断層による地殻内地震に比べ、影響が小さいと考えられる。

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

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

波の策定位置を第3.1.3.4-6図に、基準津波の時刻歴波形を第3.1.3.4-7図に、サイト周辺における最大水位上昇量分布及び最大水位下降量分布を第3.1.3.4-8図に示す。

c. 津波伝ばモデルの設定

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

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

d. ロジックツリーの作成

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

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

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

ロジックツリーを第3.1.3.4-14図に示す。



e. ハザード曲線の作成

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

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

### (3) フラジリティ評価

#### a. 評価対象及び損傷モードの設定

##### (a) 評価対象機器の選定

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

##### (b) 損傷モード及び部位の設定

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

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

各損傷・機能喪失要因について、一般的なフラジリティ評価方針を第 3.1.3.4-11 表に示す。また、評価対象プラントの状況を考慮して、機器種別ごとのフラジリティ評価方針を整理した結果を第 3.1.3.4-12 表に示す。

なお、津波の遡上については、工学的判断に基づく方法で敷地内の水位及び遡上による不確実さを考慮している。

上記の検討結果を踏まえると、玄海 4 号機については、以下の設備がフラジリティ定量評価の実施対象となる。

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

但し、屋内設置設備のうち 1 次系建屋内の設備については建屋貫通部の

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

b. フラジリティ評価手法

(a) フラジリティ評価用津波の想定

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

(b) フラジリティ評価手法

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

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

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

ここで、

$A_m$  : フラジリティ波高中央値(=損傷確率 50%に相当する津波高さ)

$F$  : 安全係数(裕度)

$A_d$  : 基準津波の最大波高

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

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

ここで、

$F_{ER}$  : 機器応答に関する係数

F<sub>TR</sub> : 遡上応答に関する係数

F<sub>EC</sub> : 耐力に関する係数

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

但し、入力 of 津波高さに対する機器の応答には、津波の遡上に関わる水位の応答に加えて機器自身の応答が影響する場合があることから、(式 3.1.3.4-3)のように両方の応答に関する係数を考慮する。

なお、本評価においては、津波の遡上に関わる水位の応答の係数を遡上応答係数(F<sub>TR</sub>)、機器自身の応答に関わる応答の係数を機器応答係数(F<sub>ER</sub>)と呼ぶ。

上記により算出されたA<sub>m</sub>により損傷確率は次式のように表される。

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

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

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

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

$\beta_{R-s}$  : 現実的な耐力の偶然的な不確かさ

$\beta_{R-r}$  : 現実的応答の偶然的不確かさ

$\beta_{U-s}$  : 現実的耐力の認識論的不確かさ

$\beta_{U-r}$  : 現実的応答の認識論的不確かさ

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

$p = 5\%$  信頼度の時  $X = -1.65$

$p = 50\%$  信頼度の時  $X = 0$

$p = 95\%$  信頼度の時  $X = 1.65$

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

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

但し、

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

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

### c. フラジリティ評価結果

#### (a) 屋外設置設備のフラジリティ評価結果

屋外設置設備の被水・没水に関する fragility 評価結果について以下に示す。ここでは、設置高さ EL.+16.0m の機器を代表として評価内容を示す。

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

#### イ 機器応答係数 $F_{ER}$

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

$$F_{ER} = 1.0$$

$$\beta = 0$$

#### ロ 遡上応答係数 $F_{TR}$

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

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

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

$$F_{TR} = 1.0$$

$$\beta_U = 0.21$$

$$\beta_R = 0.21$$

$$(\beta = 0.30)$$

#### ハ 耐力係数 $F_{EC}$

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

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

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

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

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

$$\beta = 0$$

#### ニ fragility 評価結果

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

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

$$\begin{aligned}
&=16.0 \text{ (m)} \\
\beta_U &= \sqrt{0.0^2 + 0.21^2 + 0.0^2} = 0.21 \\
\beta_R &= \sqrt{0.0^2 + 0.21^2 + 0.0^2} = 0.21 \\
\text{HCLPF} &= \text{Am} \times \exp(-1.65 \times (\beta_U + \beta_R)) \\
&= 16.0 \times \exp(-1.65 \times (0.21 + 0.21)) \\
&= 8.00 \text{ (m)}
\end{aligned}$$

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

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

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

#### (b) 屋内設置設備のフラジリティ評価結果

##### イ タービン建屋内設備

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



の機器を損傷させると想定する。

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

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

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

x : 津波高さ(m)

P : 損傷確率

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

#### ロ 1次系建屋内設備

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

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

##### (イ) 機器応答係数 $F_{ER}$

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

したがって、本係数は、以下の値となる。

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

$$\beta = 0$$

(ロ) 遡上応答係数  $F_{TR}$

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

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

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

$$F_{TR} = 1.0$$

$$\beta_U = 0.21$$

$$\beta_R = 0.21$$

$$(\beta = 0.30)$$

(ハ) 耐力係数  $F_{EC}$

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

I 強度に関する係数  $F_s$

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

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

$$\beta = 0$$

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

II 塑性エネルギー吸収効果に関する係数  $F_{\mu}$

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

$$F_{\mu} = 1.0$$

$$\beta = 0$$

以上から、耐力係数  $F_{EC}$  は以下となる。

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

$$\beta = 0$$

(二) 貫通部シールのフラジリティ評価結果

イ項～ハ項の各係数をまとめると、フラジリティは以下のようになる。

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

x : 津波高さ (m)

P : 損傷確率

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

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

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

$$\beta_U = 0.21$$

$$\beta_R = 0.21$$

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

#### d. 損傷の相関の取り扱い

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

#### (4) 炉心損傷頻度評価

##### a. 起因事象の発生頻度の評価

(1)b.(c)の結果から、本評価で選定した起因事象は以下の4つである。

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

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

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

##### b. 成功基準の設定

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

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

##### c. 事故シーケンスの分析

###### (a) イベントツリーの作成

本評価では、内部事象出力運転時レベル 1PRA モデルと同様に小イ



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

#### イ 津波浸水イベントツリー

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

本評価における津波浸水イベントツリーを第3.1.3.4-24図に示す。

#### ロ 起因事象イベントツリー

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

起因事象イベントツリーにおけるヘディング設定の順番の考え方を以下に示す。

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

起因事象イベントツリー(1次系建屋内浸水あり)の分岐の考え方を以下に示す。

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

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

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

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

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

#### ハ 事象進展イベントツリー

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

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

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

本評価における事象進展イベントツリーを参考資料に示す。

#### (b) 事故シーケンスの最終状態の分類

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

#### イ プラント損傷状態の分類

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

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

類する。

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

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

#### d. システム信頼性の評価

##### (a) フォールトツリーの作成

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

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

##### イ 津波浸水イベントツリーへ設定するフォールトツリー

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

##### ロ 起因事象イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリー

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

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

ない。

#### ハ 事象進展イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリー

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

#### ニ 長期冷却に必要な換気空調設備

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

#### (b) フロントライン系とサポート系の従属性

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

#### e. 信頼性パラメータの設定

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

#### f. 人的過誤の評価

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

誤の扱いを以下のとおりとしている。

(a) 起因事象発生前人的過誤

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

(b) 起因事象発生後人的過誤

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

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

g. 事故シーケンスの定量化

(a) 津波シナリオ区分別の津波発生頻度

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

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

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

(b) 津波シナリオ区分別の機器損傷確率

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

イ 損傷確率を曲線状のフラジリティで与える機器

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

ロ 損傷確率をステップ状のフラジリティで与える機器

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

(c) 炉心損傷頻度の算出方法

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

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

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

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

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

#### (d) 定量化結果

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

#### イ 津波シナリオ区分別及び 1 次系建屋内浸水有無別の炉心損傷頻度評価結果

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

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



損傷を防止できるためである。このことから、これら設備の津波対策が有効であることが分かる。

上記を踏まえ、各津波シナリオ区分の主要なシーケンスについて以下に示す。

(イ) 津波シナリオ区分1 (5.5m以上～9.1m未満)

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

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

(ロ) 津波シナリオ区分2 (9.1m以上～11.0m未満)

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

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

(ハ) 津波シナリオ区分3 (11.0m以上～12.0m未満)

本シナリオ区分の CDF は  $5.5 \times 10^{-12}$  (／炉年) であり、全炉心損傷

頻度に占める割合は約 11.8%である。本シナリオ区分では、タービン建屋等に設置されている遮断器が被水・没水し、外部電源喪失が必ず発生する。外部電源喪失後は、津波シナリオ区分 1 と同様の主要なシーケンスが発生する。

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

#### (二) 津波シナリオ区分4 (12.0m以上～13.0m未満)

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

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

#### (ホ) 津波シナリオ区分5 (13.0m以上～)

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

### ロ 起因事象別の炉心損傷頻度

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

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

#### ハ 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

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

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

#### ニ プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

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

#### (e) 重要度解析

津波出力運転時レベル 1PRA で評価した SSC が、炉心損傷に与える影響を把握するために重要度評価として、Fussell-Vesely (FV) 重要度を

評価した(重要度は津波出力運転時レベル 1PRA で評価対象とした津波高さの範囲での全炉心損傷頻度に対して算出)。FV 重要度の定義については、3.1.3.1(2)g.(c)に示す。

FV 重要度評価結果を参考資料に示す。

(f) 不確実さ解析

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

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

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

(g) 感度解析

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

本評価では、以下について感度解析を実施した。

- ・SA 対策に係る感度解析
- ・引き津波に係る感度解析

## イ SA 対策に係る感度解析

### (イ) 解析条件

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

### (ロ) 解析結果

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

SA 対策なしのケースでは、津波が海水ポンプエリア床の貫通部等から浸水し、海水ポンプモータ下端高さの 7.7m に到達し海水ポンプが機能損傷することを想定している。一方で、SA 対策ありのケースでは、海水ポンプエリアの津波防護施設を考慮することで、津波高さ 12.0m を超えた津波が襲来した場合に初めて海水ポンプエリアに浸水し、海水ポンプが機能損傷することを想定している。したがって、海水ポンプエリアの津波防護施設を考慮することで、海水ポンプの損傷高さが 7.7m から 12.0m に引き上げられる。7.7m と 12.0m の津波の超過発生頻度には 2 桁近くの差があり、海水ポンプは、その損傷高さの津波が発生した時点で必ず損傷するとして評価していることから、海

水ポンプの損傷で発生する原子炉補機冷却海水系の全喪失の発生頻度に 2 桁の差が生じる。したがって、海水ポンプエリアの津波防護施設が非常に有効であることが分かる。

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

#### ロ 引き津波に係る感度解析

##### (イ) 解析条件

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

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

引き津波の発生頻度を評価した結果を第 3.1.3.4-25 表に示す。

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

##### (ロ) 解析結果

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

心損傷頻度は、押し津波の約 0.07 倍となった。

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

(5) 格納容器機能喪失頻度評価

a. プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

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

(a) プラント損傷状態の分類

(4)c.(b)イに示す。

(b) プラント損傷状態ごとの発生頻度

(4)g.(d)ニに示す。

b. 格納容器機能喪失モードの設定

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

(a) 格納容器機能喪失モードの選定

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

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



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

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

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

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

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

#### (b) 格納容器機能喪失時期

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

#### (c) 機能喪失場所及び機能喪失規模

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

象出力運転時レベル 2PRA と同様である。

### c. 事故シーケンスの分析

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

#### (a) 事故シーケンスの特徴分析

##### イ シビアアクシデント時の物理化学現象の分析

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

##### ロ 事故の緩和手段の分析

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

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

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

(b) 格納容器イベントツリーの構築

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

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

(c) 従属性のモデル化

イ 炉心損傷防止のための設備の利用

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

ロ シビアアクシデント事象及び事象の緩和手段の従属性

3.1.3.1(3)c.(c)ロと同様である。

d. 事故進展解析の実施

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

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

(a) 解析対象事故シーケンスの選定

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

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

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

e. 格納容器機能喪失頻度の定量化

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

(a) 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定

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

「TEI」については設定不要である。

また、津波フラジリティ、ランダム故障、人的過誤及び物理化学現象に関する分岐確率の不確かさを考慮し、当該分岐の確率分布を設定する。確率分布の設定の考え方は、津波フラジリティについては津波出力運転時レベル 1PRA と同様である。その他、人的過誤に係る分布について津波の影響を考慮している以外は内部事象出力運転時レベル 2PRA と同様の設定の考え方である。

なお、ここで設定した確率分布は、CFF 及び放出カテゴリの発生頻度の不確かさ解析に用いる。

(b) 格納容器機能喪失頻度の算出方法

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

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

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

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

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

(c) 格納容器機能喪失頻度の解析

PDS ごとに格納容器イベントツリーの定量化を行い、CFF を算出した。全 CFF は  $4.6 \times 10^{-11}$  (／炉年) となり、全 CDF のほぼ同値となった。津波シナリオ区分別及び 1 次系建屋の浸水有無別、PDS 別、格納容器機能喪失モード別の評価結果を以下に整理する。

イ 津波シナリオ区分別及び 1 次系建屋の浸水有無別の格納容器機能喪失頻度

津波シナリオ区分別及び 1 次系建屋の浸水有無別の CFF を第 3.1.3.4-30 表に示す。

全 CFF に対し、津波シナリオ区分 2～5 の 1 次系建屋への浸水有りが約 97.2%を占めている。当該シナリオでは、1 次系建屋への浸水と同時に複数の信号系損傷が発生し炉心損傷に至るとともに、格納容器自動隔離及び手動隔離に必ず失敗し、格納容器機能喪失に至る。

ロ プラント損傷状態別の格納容器機能喪失頻度

PDS 別の CFF を第 3.1.3.4-31 表に示す。津波出力時レベル 1PRA で支配的な PDS であった TED が、津波出力時レベル 2PRA でも支配的となり、全 CFF のほとんどを占める。

ハ 格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード別の CFF を第 3.1.3.4-32 表に示す。 $\beta$  (格納容器隔離失敗)の寄与が支配的となり全 CFF の約 97.2%を占め、次いで、 $\tau$  (格納容器過温破損)の寄与が約 1.9%であった。これら以外の格納容器機能喪失モードの寄与は 1%以下となっている。

$\beta$  (格納容器隔離失敗)に対する主要シーケンスは、(5) e. (c) イで記

載した全 CFF に対する主要シーケンスと同じであり、1 次系建屋への浸水時に複数の信号系損傷が発生して、格納容器自動隔離及び手動隔離に失敗するシーケンスである。

τ (格納容器過温破損) に対する主要シーケンスとしては、津波シナリオ区分 4 においてタービン建屋に浸水して外部電源喪失が発生し、同時に海水ポンプの被水・没水によって原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生して非常用所内電源が機能喪失し、全交流動力電源喪失となるとともに、大容量空冷式発電機関連設備が被水・没水等により機能喪失して、格納容器内への注水及び除熱に失敗し、原子炉格納容器内温度の上昇を防止することができず、格納容器過温破損に至るシーケンスである。

## ニ 格納容器健全性が維持される頻度

炉心損傷事故時において、格納容器健全性が維持される頻度は、格納容器健全に至る事故シーケンスの頻度を積算することによって算出した。その頻度は、 $1.4 \times 10^{-14}$  (／炉年) である。

### (d) 重要度解析

重要度解析として、津波出力運転時レベル 1PRA と同様の手法を用いて FV 重要度を評価した。FV 重要度の定義については、3.1.3.1(3) f. (d) に示す。

FV 重要度評価結果を参考資料に示す。

### f. 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化

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

発生頻度を求める。

(a) 放出カテゴリの分類

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

津波時に特有な事象も考慮して選定した放出カテゴリを第 3.1.3.1-59 表に示す。外部事象に係る放出カテゴリである格納容器バイパス(外的)(F2)については、津波による蒸気発生器伝熱管破損は発生しないと仮定しているため、分類された事故シーケンスはない。また、格納容器破損(外的)(F4)については、津波による原子炉建屋及び原子炉格納容器の損傷は発生しないと仮定しているため、分類された事故シーケンスはない。

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

(b) 放出カテゴリごとの発生頻度

放出カテゴリに分類した全ての事故シーケンスの発生頻度を積算し、放出カテゴリごとに発生頻度を算出した。評価結果を第 3.1.3.4-33 表に示す。

放出カテゴリのうち、格納容器機能喪失の隔離失敗(F5)の発生頻度が最も大きく、約  $4.5 \times 10^{-11}$  (／炉年)であった。これは、格納容器機能喪失モード別の発生頻度が大きい  $\beta$  (格納容器隔離失敗)が格納容器機能喪失の隔離失敗(F5)に含まれているためである。

g. 不確実さ解析及び感度解析

(a) 不確実さ解析



CFF 及び放出カテゴリの発生頻度の定量化を踏まえ、津波ハザード、津波フラジリティ、ランダム故障、人的過誤及び物理化学現象に関する分岐確率の不確かさに対し、モンテカルロ法を用いて CFF の平均値及び不確かさ幅 (エラーファクタ) を評価した。エラーファクタの定義については、3.1.3.1(2)g.(d)に示す。

全 CFF 及び格納容器機能喪失モード別の不確かさ解析結果を第 3.1.3.4-34 表及び第 3.1.3.4-32 図に示す。また、放出カテゴリ別の不確かさ解析結果を第 3.1.3.4-35 表及び第 3.1.3.4-33 図に示す。

全 CFF のエラーファクタは  $8.5 \times 10^7$  となり、内部事象出力運転時レベル 2PRA に比べると非常に不確かさが大きくなる。その主な要因としては津波ハザードデータの不確かさ幅が非常に大きいことである。

#### (b) 感度解析

津波出力運転時レベル 1PRA と同様に、以下の 2 項目について感度解析を実施した。

- ・ SA 対策に係る感度解析
- ・ 引き津波に係る感度解析

#### イ SA 対策に係る感度解析

##### (イ) 解析条件

SA 対策によるリスク低減効果を把握することを目的として、SA 対策に期待しない場合の CFF を算出する。本感度解析では、津波出力運転時レベル 1PRA と同様に、海水ポンプエリア防護壁も SA 対策の一つとして扱う。そのため、海水ポンプエリア防護壁の効果を考慮しないことに伴い、津波シナリオ区分を変更する必要がある。ベースケースの津波シナリオ区分と、本感度解析用に設定した津波シナリオ区分の区分分け高さの考え方は第 3.1.3.4-23 表に示した津波出力運転時

レベル IPRA のものと同様である。

(ロ) 解析結果

第 3.1.3.4-36 表にベースケース(SA 対策あり)と感度解析ケース(SA 対策なし)の津波シナリオ区別の CFF を比較した結果を示す。

感度解析ケースの全 CFF は  $3.4 \times 10^{-9}$  (／炉年) となった。SA 対策を考慮することで、全 CFF は SA 対策なしの約  $1.3 \times 10^{-2}$  倍となり、SA 対策によるリスク低減効果が確認できた。

また、第 3.1.3.4-34 図にベースケース(SA 対策あり)と感度解析ケース(SA 対策なし)の格納容器機能喪失モード別の CFF を比較した結果を示す。

SA 対策なしのケースでは格納容器隔離失敗 ( $\beta$  モード) が全 CFF の 100% を占める結果となった。SA 対策設備有無のいずれの解析も 1 次系建屋のシールは考慮しているが、1 次系建屋へ浸水した場合は、SA 対策設備の有無によらず複数の信号系損傷が発生し、必ず格納容器隔離失敗が発生する。また、1 次系建屋への浸水無しの場合においても、SA 対策設備無しのケースでは格納容器隔離弁の中央制御室及び現場での手動閉止が無効となるため、炉心損傷時には必ず格納容器隔離失敗が発生する。

ロ 引き津波に係る感度解析

(イ) 解析条件

引き津波による影響度合いを把握することを目的として、(4)g.(g)ロの結果を基に、引き津波に関する CFF を算出する。

(ロ) 解析結果

感度解析結果を第 3.1.3.4-37 表に示す。引き津波による全 CFF は  $1.8 \times 10^{-12}$  (／炉年) となり、引き津波による全 CFF  $3.3 \times 10^{-12}$  (／炉年)

と比較して低減し、条件付き格納容器機能喪失確率は 0.53 となった。

また、原子炉補機冷却海水系の全喪失を起因とする CFF が全 CFF の約 99.2%を占めている。この理由は、(4)g.(g)口にて示したとおり、津波シナリオ区分 2 における原子炉補機冷却海水系の全喪失の CDF が高く、当該シナリオ区分において機能喪失する設備の多くが炉心損傷防止だけでなく格納容器機能喪失防止対策として期待している緩和設備(移動式大容量ポンプ車等)であるためである。

## (6) ソースターム評価

### a. 放出カテゴリのソースターム解析

放出カテゴリごとに評価の対象とする代表的な事故シーケンスを選定し、格納容器健全の放出カテゴリについてはソースターム解析、格納容器機能喪失の放出カテゴリについては定性的な評価を実施した。

なお、本評価においては、安全性向上評価のリスク指標である「事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度」に着目した評価を実施した。

#### (a) 評価対象事故シーケンスの選定

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

#### (b) ソースタームの評価

3.1.3.1(4)a.(b)に示す。

#### (c) 放出カテゴリごとのソースタームと発生頻度

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

放出カテゴリの発生頻度とソースタームとを対応させて結果をまとめたものを第3.1.3.4-38表に示す。事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は $4.6 \times 10^{-11}$  (／炉年)となった。

また、格納容器健全の放出量評価結果について、事故発生後約22分

の炉心溶融に伴い放射性物質の放出が開始されるが、事故発生後62分のアニュラス負圧達成により放出率は大きく低下しており、格納容器健全の維持とあいまって放射性物質の大規模放出には至らないことから、当該放出カテゴリの解析結果として整合していることを確認した。

b. 不確かさ解析及び感度解析

3.1.3.1(4)b.に示す。