

3.1.3.2 外部事象P R A（レベル1，2）

3.1.3.2.1 地震出力運転時P R A（レベル1，2）

地震出力運転時P R A（以下「地震P R A」という。）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地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015」（以下「地震P R A学会標準」という。）及び「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル2 P R A編）：2021」を参考に評価を実施した。

3.1.3.2.1.1 評価に必要な情報の収集及び分析

内部事象出力運転時P R Aの「3.1.3.1.1.1 評価に必要な情報の収集及び分析」における収集及び分析に加え、以下を実施した。

(1) サイト・プラント情報の収集・分析

a. 耐震設計関連情報及び震害情報等の収集及び分析

地震P R Aを実施するために、プラントの耐震設計やプラント配置の特徴等の地震固有に考慮すべき関連情報を追加で収集・分析した。収集した情報及び主な情報源を第3.1.3.2.1.1.1表に示す。

また、地震P R Aにおけるモデル上の仮定の妥当性を確認するため、震害情報を確認している。具体例を以下に示す。

- ・地震P R Aにより主給水系や常用電源等耐震性の低い設備は必ず損傷するとの仮定に対し、例えば新潟県中越沖地震では主変圧器等の耐震クラスの低い設備が損傷した事例が確認されている。
- ・地震後の外部支援の困難さを考慮して評価期間を7日間としている仮定に対し、例えば東北地方太平洋沖地震では、サイト外も含めた広範囲の地域で地震による被災が確認されている。
- ・地震後の運転員操作に期待している仮定に対し、新潟県中越沖地震後、運転員操作によってプラントの停止操作

が実施されていることが確認されている。

b. プラント・ウォークダウン

地震PRAでは、机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討したシナリオの妥当性確認のため、地震PRA上、重要な機器を対象にプラント・ウォークダウンを実施し、主に以下の観点について確認した。評価対象機器選定フローを第3.1.3.2.1.1.1図に、確認に用いたチェックシートを第3.1.3.2.1.1.2図に示す。

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

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

(2) 事故シナリオの設定

収集したプラント関連情報を用いて、事故シナリオを広範に分析し、事故シナリオを設定した。

a. 地震に対する特徴

地震PRAでは耐震性の低い以下の設備には期待しない評価を行った。

- ・主給水系
- ・常用電源（ただし、外部電源には期待する。）
- ・所内用空気系
- ・タービントリップ

また、地震PRAでは、地震加速度が大きくなるに従い、複数の機器が同時に損傷し起因事象が重畳する頻度が無視できなくなると考えられるため、「3.1.3.2.1.4(3)a. イベントツリーの作成」に記載のとおり、起因事象の重畳を考慮してイベントツリーを作成している。

さらに、冗長系の設備の損傷の相関については、冗長設備の設置場所が概ね同じフロア上の同様の位置関係にあるというPWRプラントの特性から、完全相関を想定して評価している。

b. 事故シナリオの概括的な分析・設定

(a) 炉心損傷に至る事故シナリオの分析

地震出力運転時レベル1 P R Aでは、収集したプラント関連情報及びプラント・ワークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナリオを広範に分析し、炉心損傷に至る事故シナリオを設定した。事故シナリオの選定に当たっては、安全機能を有する建屋・構築物、システム及び機器（以下「S S C」という。）が地震による直接的な影響を受け炉心損傷に至る事故シナリオだけでなく、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した。なお、地震P R Aで対象とする地震加速度範囲は、地震加速度0.2G以上とし、これ以上の地震では少なくとも常用系で耐震クラスの低い主給水系の機器損傷による「主給水流量喪失」が発生するとした。

選定した事故シナリオのうち、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化の影響を考慮した事故シナリオについてはスクリーニングを行い、安全機能を有するS S Cが地震による直接的な影響を受け炉心損傷に至る事故シナリオと合わせて事故シナリオの明確化を行った。安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化の影響を考慮した事故シナリオに対するスクリーニング結果を第3.1.3.2.1.1.2表に示す。スクリーニングの結果、以下の事故シナリオが評価対象となった。

- ・本震による炉心損傷事故に直接的に繋がり得る事故シ

ナリオ

- ・ 本震による炉心損傷事故に間接的に繋がり得る事故シナリオ
- ・ 事故シナリオの分析及び選定に係るシビアアクシデント対策の考慮

(b) 格納容器機能喪失に至る事故シナリオの分析

地震出力運転時レベル 2 P R A では、地震を起因として炉心損傷に至る事故シーケンスに対して、地震時特有の格納容器機能喪失に至る事故シナリオを考慮した上で、格納容器機能喪失に至る事故シーケンスの発生頻度を評価する。第 3.1.3.2.1.1.3 表に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のまとめを示す。地震出力運転時レベル 2 P R A の対象は本震による安全機能への直接的な影響によって炉心損傷に至る事故シーケンスであり、本震による格納容器の放射性物質の閉じ込め機能への地震時特有の影響としては、次のような影響が考えられる。

- ・ 地震動による格納容器本体の損傷
- ・ 地震動による格納容器耐力の低下
- ・ 地震動による格納容器隔離の失敗
- ・ 地震動による格納容器圧力抑制機能の喪失
- ・ 地震動による格納容器からの崩壊熱除去機能の喪失
- ・ 地震動による放射性物質抑制機能の喪失
- ・ 地震動によるその他の緩和手段の喪失

c. 起因事象の分析

事故シーケンス評価を行うために、「3.1.3.2.1.1(2)b. 事故シナリオの概括的な分析・設定」において想定した事故シナリオを対象とし、事故シナリオの発生要因となる S S C を抽出し、地震動強さに応じて発生する損傷規模を想定することにより、地震特有の要因による事故シナリオを以下のとおり

分類した。

- ・ 建屋・大型構築物の損傷
- ・ 放射性物質格納機能の喪失（格納容器バイパス事象）
- ・ 1次系保有水維持機能の喪失（LOCA事象）
- ・ 炉心冷却機能の喪失
- ・ 蒸気発生器除熱機能の喪失
- ・ サポート機能の喪失
- ・ 反応度制御機能の喪失

その後、事故シナリオの包絡性、代表性及び発生する可能性を考慮してグループ化とスクリーニングを行い、事故シークェンス評価で考慮すべき起因事象の分析を行った。

(a) 建屋・大型構築物の損傷

イ 原子炉建屋の損傷

一部の部材が損傷～構造的に大規模な損壊が考えられるが、損傷時の影響分析が困難であるため詳細な分類はせず以下の起因事象とした。

- ・ 原子炉建屋損傷

また、原子炉建屋の上部に位置する主蒸気管室については、損傷による影響は主蒸気管破断及び主蒸気隔離の失敗に限定されることから、「3.1.3.2.1.4(4)a. フォールトツリーの作成」に示すフォールトツリーにてモデル化する。

ロ 原子炉格納容器の損傷

一部の部材が損傷～構造的に大規模な損壊が考えられるが、損傷時の影響分析が困難であるため詳細な分類はせず、以下の起因事象とした。

- ・ 原子炉格納容器損傷

ハ 制御建屋の損傷

建屋内の機器の機能喪失を想定する。本事象は、起因事象として扱わず、「3.1.3.2.1.4(4)a. フォールトツリー

の作成」に示すフォールトツリーにてモデル化する。

(b) 放射性物質格納機能の喪失（格納容器バイパス事象）

イ 蒸気発生器伝熱管破損（1本破損～全本破損）

蒸気発生器伝熱管の1本破損に対しては緩和系が有効であるが、複数本破損した場合には緩和系による炉心損傷防止が困難である。したがって、起因事象としては緩和系が有効な破損本数と、緩和系が無効になる複数本破損の2種類が考えられるが、評価上、蒸気発生器の伝熱管の破損本数を特定する事は難しいため、保守的に複数本破損にまとめて、以下の起因事象とした。

- ・蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

ロ インターフェイスシステムLOCA

原子炉冷却材圧力バウンダリと、それに接続する低圧系を隔離する系において、複数の電動弁等が同時に誤開した場合、原子炉冷却系の圧力が低圧系に付加され、インターフェイスシステムLOCAとなり、格納容器機能を喪失する可能性がある。

電動弁の損傷モードには、「機能損傷」と「構造損傷」があるが、機能損傷発生時には、開動作が出来ない状態となるため、誤開についての可能性は極めて低い。さらに、構造損傷の発生時は、弁体内部破損のような構造損傷が発生するよりも弁と接続する配管の構造損傷が先行して発生すると考えられ、配管破損であれば隔離弁は健全な可能性が高く、隔離機能に期待できる。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリと低圧系との隔離弁は、出力運転中は電源断運用しており、電気盤損傷による電動弁の誤開も発生しない。

以上より、インターフェイスシステムLOCAは稀有事象であると判断し、本起因事象は対象外とした。

(c) 1次系保有水維持機能の喪失（LOCA事象）

イ 1次冷却材圧力バウンダリの損傷

LOCA事象を緩和するECCSの組合せにより、LOCAの規模に応じた起因事象に分類される。

内部事象出力運転時PRAではLOCAに対する成功基準の違いから、極小LOCA、小破断LOCA、中破断LOCA、大破断LOCAに分類をしている。地震PRAでは、これに加え大破断LOCAを上回る規模のLOCA（以下、「Excess LOCA」という。）が発生する可能性を考慮した。

また、極小LOCAについては、成功基準の観点から小破断LOCAに包絡されるため、小破断LOCAで代表した。

以上より、LOCAに係る起因事象として以下を選定した。

- ・ Excess LOCA
- ・ 大破断LOCA
- ・ 中破断LOCA
- ・ 小破断LOCA

(d) 炉心冷却機能の喪失

イ 1次系冷却材の流量喪失

炉内構造物等の変形による1次系流路閉塞を想定する。本事象は起因事象として扱わず、2次冷却系からの除熱機能及びECCS注入機能を喪失するものとして、「3.1.3.2.1.4(4)a. フォールトツリーの作成」に示すフォールトツリーにてモデル化する。

(e) 蒸気発生器除熱機能の喪失

イ 主蒸気系の損傷

主蒸気隔離弁より下流は低耐震部であるため全ループの蒸気発生器除熱機能が喪失することを想定し、以下の起因事象とした。

- ・主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）

主蒸気隔離弁より上流は高耐震部であるが、配管の損傷する本数を特定することが困難であるため、1ループ破断相当である以下の起回事象とした。

- ・主蒸気管破断（主蒸気隔離弁上流）

ロ 主給水系の損傷

主給水逆止弁より上流は低耐震部であるため全ループの蒸気発生器除熱機能が喪失することを想定し、以下の起回事象とした。

- ・主給水流量喪失

主給水逆止弁より下流は高耐震部である。配管の損傷する本数を特定することが困難であるため、1ループ破断相当である以下の起回事象とした。

- ・主給水管破断

(f) サポート機能の喪失

イ 外部電源喪失

低耐震の外部電源系が機能喪失するとして、以下の起回事象とした。

- ・外部電源喪失

ロ 制御設備の損傷による安全系の制御機能喪失

主要電気盤等、複数の信号系損傷に関連する設備の機能喪失を想定する。本事象は、起回事象として扱わず、影響があるシステムごとに、「3.1.3.2.1.4(4)a. フォールトツリーの作成」に示すフォールトツリーにてモデル化する。

ハ 原子炉補機冷却機能の喪失

低耐震部の損傷は、隔離又はバウンダリの機能を考慮する。高耐震部の損傷は、冗長系のSSCの完全相関を仮定していることから、全喪失で代表するものとし、以下の起回事象とした。

- ・原子炉補機冷却機能の全喪失

ニ 複数の弁の機能喪失

弁の損傷については、ある弁が損傷した場合、影響先も含めた機能に期待するシステム内の全ての弁の機能が喪失するものとして評価する。本事象は、起因事象として扱わず、影響があるシステムごとに「3.1.3.2.1.4(4)a. フォールトツリーの作成」に示すフォールトツリーにてモデル化する。

(g) 反応度制御機能の喪失

イ 原子炉トリップ信号の発信失敗による制御棒挿入失敗 (全挿入失敗)

原子炉トリップ信号の発信失敗により制御棒の全挿入に失敗するため、以下の起因事象とする。

- ・ A T W S

ロ 制御棒挿入機構の変形による制御棒挿入失敗 (一部挿入失敗～全挿入失敗)

制御棒の一部の挿入失敗に留まる可能性はあるが、損傷時の影響分析が困難であるため詳細な分類はせず、原子炉トリップ信号の発信失敗と同様に全挿入失敗を想定した。

本項で対象とした起因事象は、「3.1.3.2.1.3 フラジリティ評価」において建屋・機器リストの作成に活用するとともに、「3.1.3.2.1.4 炉心損傷頻度評価」においてモデル化の検討を行った。

3.1.3.2.1.2 確率論的地震ハザード評価

地震 P R A 学会標準の方法を基に、確率論的地震ハザード評価を実施した。

(1) 震源モデルの設定

震源モデルは、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデル

を設定した。

なお、地震発生様式については、敷地周辺で大規模なプレート間地震及び海洋プレート内地震は発生しておらず、主として内陸地殻内地震を対象とした。

不確実さについて、偶然的不確実さは距離減衰式のばらつきで表現されていると考え、震源モデルの設定における地震規模や震源距離に関する不確実さは、認識論的な不確実さとして取り扱い、ロジックツリーを用いて表現した。

a. 特定震源モデル

敷地への影響度に応じて、敷地周辺の活断層を以下の(A)～(C)に分類してモデル化した。

(A) 詳細なロジックツリーを設定する主要活断層モデル

特に敷地に影響を及ぼすと考えられるF O - A～F O - B～熊川断層及び上林川断層については、断層面のモデル化においてアスペリティ位置の違いを考慮する等、詳細なロジックツリーに展開して評価した。

(B) 上記(A)以外の主要活断層モデル

上記(A)以外の主要な活断層については、一部項目の分岐のみを考慮したロジックツリーで評価した。

(C) その他の活断層モデル

主要活断層モデル以外の活断層を対象に、基本的にサイトから100km程度以内にある「[新編]日本の活断層」⁽¹⁾に掲載されている確実度Ⅰ及びⅡの活断層をモデル化した。
第 3.1.3.2.1.2.1 図に敷地周辺の主要活断層の分布図を示す。

なお、地震の年平均発生頻度は、地質調査結果及び「[新編]日本の活断層」⁽¹⁾を参考に活断層の活動度を設定し、奥村・石川(1998)⁽²⁾により活動度に応じて設定した年平均変位速度と、松田(1975)⁽³⁾の関係式により求めた地震時のすべり量から評価し、地震発生確率モデルはポアソン過程として設定した。

b. 領域震源モデル

領域震源モデルについては、萩原（1991）⁽⁴⁾ 及び垣見ほか（2003）⁽⁵⁾ の領域区分に基づき、サイトから半径 100km 以内の領域を対象とした。地震規模と発生頻度の関係式には G-R 式を用いることとし、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値を基に設定した。

第 3.1.3.2.1.2.2 図に萩原（1991）⁽⁴⁾ 及び垣見ほか（2003）⁽⁵⁾ による領域区分の図を示す。また、領域区分ごとの b 値や発生頻度を第 3.1.3.2.1.2.1 表に示す。

(2) 地震動伝播モデルの設定

地震動評価手法としては Noda et al.（2002）⁽⁶⁾ による距離減衰式を用いることとし、距離減衰式のばらつきは偶然的不確かさとして対数標準偏差 0.53 で設定した。ただし、本評価においては、特定震源モデルでは、引田・友澤（2013）⁽⁷⁾ の文献等を参考にばらつきを低減できると判断し、対数標準偏差 0.35、0.40 及び 0.45 の 3 種類をロジックツリーの分岐として考慮した。また、Noda et al.（2002）⁽⁶⁾ で示される内陸補正は認識論的不確かさとして取り扱うこととした。

なお、基準地震動の策定に係る地震動評価において断層モデルを用いた手法を重視した F O - A ~ F O - B ~ 熊川断層については、断層モデルを用いた手法も考慮した。

いずれの手法においても、ばらつきの打切り範囲は対数標準偏差の 3 倍とした。

地下構造モデルについては、敷地内の単点微動観測結果や反射法地震探査結果等により、敷地の地下構造に特異な構造が見られないことから、水平成層構造とみなした。また、1次元の速度構造は微動アレイ観測等により第 3.1.3.2.1.2.2 表のとおり設定した。解放基盤表面における S 波速度は 2.2km/s となっている。

(3) ロジックツリーの作成

ロジックツリーの作成では、震源モデル及び地震動伝播モデルの設定において、専門家活用水準1として選定した認識論的不確実さ要因から確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす要因を選定した。考慮した認識論的不確実さを第3.1.3.2.1.2.3表に示す。

主要活断層モデル(A)については、地震規模の評価式に加え、等価震源距離の計算への影響が大きいと考えられるパラメータをロジックツリーに展開した。主要活断層モデル(B)については、地震規模の評価式をロジックツリーに展開した。主要活断層モデル(A)及び(B)の諸元を第3.1.3.2.1.2.4表及び第3.1.3.2.1.2.5表に示す。

領域震源モデルについては、地震カタログに記載されている過去の複数の地震の最大マグニチュードに幅がある場合には、その中央値、上限値及び下限値をロジックツリーに展開した。

地震動伝播モデルについては、Noda et al. (2002)⁽⁶⁾で示される内陸補正を考慮する場合と考慮しない場合をロジックツリーの分岐として設定した。また、F O - A ~ F O - B ~ 熊川断層については、Noda et al. (2002)⁽⁶⁾による距離減衰式及び断層モデルを用いた手法をロジックツリーの分岐として設定した。

ここで、ロジックツリーの分岐の重みについては、評価式の選択や重みに差がないと考えられるものは等重みとし、基本ケースと不確かさや、中央値と上下限值等、重みの大小があるものは2:1等として設定した。また、本評価においては、F O - A ~ F O - B 断層とF O - A ~ F O - B ~ 熊川断層の分岐のように、可能性により明確な差があると考えられるものについては9:1として設定することとした。

作成したロジックツリーを第3.1.3.2.1.2.3図、第3.1.3.2.1.2.4図及び第3.1.3.2.1.2.5図に示す。分岐の根拠及び重みの考え方を第3.1.3.2.1.2.6表に示す。

(4) ハザード曲線の作成

a. 地震ハザード曲線

以上のモデルにより評価した平均地震ハザード曲線を第 3.1.3.2.1.2.6 図に、震源ごとのハザード曲線を第 3.1.3.2.1.2.7 図に示す。また、フラクタイル地震ハザード曲線を第 3.1.3.2.1.2.8 図に示す。

b. 一様ハザードスペクトル

年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルを第 3.1.3.2.1.2.9 図に示す。

(5) フラジリティ評価用地震動の作成

フラジリティ評価用地震動は年超過確率 10^{-5} の一様ハザードスペクトルに適合する模擬地震動とし、経時特性を基準地震動の策定と同様に Noda et al. (2002)⁽⁶⁾ に基づき地震規模 M7.8、等価震源距離 $X_{eq}=60\text{km}$ として設定した。模擬地震動を第 3.1.3.2.1.2.10 図に示す。

【参考文献】

- (1) 活断層研究会 (1991): [新編] 日本の活断層, 東京大学出版会
- (2) 奥村俊彦・石川裕 (1998): 活断層の活動度から推定される平均変位速度に関する検討, 土木学会第 53 回年次学術講演会講演概要集, 第 I 部 (B), 554-555
- (3) 松田時彦 (1975): 活断層から発生する地震規模と周期について, 地震第 2 輯, 28, 269-283
- (4) 萩原尊禮編 (1991): 日本列島の地震, 鹿島出版会
- (5) 垣見俊弘・松田時彦・相田勇・衣笠善博 (2003): 日本列島と周辺海域の地震地体構造区分, 地震第 2 輯, 第 55 巻, 389-406
- (6) Noda, S., K. Yashiro, K. Takahashi, M. Takemura, S. Ohno, M. Tohdo and T. Watanabe (2002): RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF

STRUCTURES ON ROCK SITES, OECD-NEA
Workshop on the Relations between Seismological Data
and Seismic Engineering Analysis, Oct.16-18, Istanbul

(7) 引田智樹・友澤裕介 (2013): 地震規模・震源位置
が同じ2地震による同一地点の観測記録に基づく応答ス
ペクトル振幅のばらつき, 日本建築学会構造系論文集,
Vol.686, pp.723-732

3.1.3.2.1.3 フラジリティ評価

(1) 評価対象SSCの選定

「3.1.3.2.1.1(2)c. 起因事象の分析」にて選定した起因事象の
要因となる機器及び起因事象が発生した場合の緩和設備に係る
SSCを抽出し、地震PRAで対象となる建屋・機器リストを
作成した。対象SSCの選定に際しては、内部事象出力運転時
PRAで作成した機器リストをベースに、地震特有の事故シナ
リオから選定されるSSCを追加した。第 3.1.3.2.1.3.1 表に評
価対象としたSSCの選定方法を、第 3.1.3.2.1.3.2 表に建屋・
機器リストの例を示す。

(2) 建屋のフラジリティ評価

a. 評価対象建屋の選定

建屋フラジリティの評価の対象は、「3.1.3.2.1.3(1) 評価対
象SSCの選定」にて抽出された建屋とし、原子炉格納施設
等 (以下、「原子炉建屋 (R/B)」という。)、制御建屋 (C
/B)、特重建屋とした。各建屋の概略平面図及び概略断面図
を第 3.1.3.2.1.3.1 図～第 3.1.3.2.1.3.8 図に示す。なお、第
3.1.3.2.1.3.1 図～第 3.1.3.2.1.3.8 図は参考資料に示す。

b. 損傷モード及び部位の設定

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

c. 損傷評価の指標の選定

(a) 考慮する不確かさ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確かさ β_R と認識論的不確かさ β_U については、地震P R A学会標準に基づき評価した。考慮する不確かさ要因の例を第 3.1.3.2.1.3.3 表に示す。

(b) 損傷評価の指標

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

d. 評価手法の選択

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（確率論的応答解析に基づく方法）」を選択した。評価手法は地震P R A学会標準に準拠した手法とする。

e. 現実的耐力の評価

現実的耐力である損傷限界時のせん断ひずみの平均値と変動係数は地震P R A学会標準に示された実験結果に基づく値を用いることとし、対数正規分布を仮定した。実験結果に基づく値を第 3.1.3.2.1.3.4 表に示す。

f. 現実的応答の評価

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

(a) 入力地震動

入力地震動は「3.1.3.2.1.2(5) フラジリティ評価用地震動の作成」に示す模擬地震動に基づいて設定し、年超過確率 10^{-5} の一様ハザードスペクトルに適合する模擬地震動を入

カレベルごとに係数倍したものとした（最大 3,000cm/s²）。

(b) 現実的な物性値と応答解析モデル

各建屋の支持地盤の地盤物性値を第 3.1.3.2.1.3.5 表及び第 3.1.3.2.1.3.6 表に示す。また、各建屋の物性値をそれぞれ第 3.1.3.2.1.3.7 表～第 3.1.3.2.1.3.9 表に示す。応答解析に用いる現実的な物性値は、地震 P R A 学会標準に示された評価方法に基づき算出した。評価方法を第 3.1.3.2.1.3.10 表に示す。なお、第 3.1.3.2.1.3.5 表、第 3.1.3.2.1.3.6 表及び第 3.1.3.2.1.3.9 表については参考資料に示す。

フラジリティ評価用の応答解析モデルは、大飯発電所 3 号機工事計画認可申請書（2017 年 8 月 25 日付原規規発第 1708254 号及び 2021 年 8 月 24 日付原規規発第 2108243 号にて認可）（以下「既工認」という。）に記載の建屋モデルをベースとして設定した。原子炉建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第 3.1.3.2.1.3.9 図及び第 3.1.3.2.1.3.11 表～第 3.1.3.2.1.3.12 表に、制御建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第 3.1.3.2.1.3.10 図及び第 3.1.3.2.1.3.13 表～第 3.1.3.2.1.3.14 表に、並びに特重建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第 3.1.3.2.1.3.11 図及び第 3.1.3.2.1.3.15 表～第 3.1.3.2.1.3.16 表に示す。なお、第 3.1.3.2.1.3.9 図～第 3.1.3.2.1.3.11 図、第 3.1.3.2.1.3.11 表、第 3.1.3.2.1.3.13 表、第 3.1.3.2.1.3.15 表及び第 3.1.3.2.1.3.16 表については参考資料に示す。

(c) 解析ケース

応答のばらつきを求めるための確率論的応答解析では、第 3.1.3.2.1.3.10 表に示す F_c 、 V_s 及び h の 3 つの主変動パラメータに対して 2 点推定法で得られた 2 つのサンプル点をすべて組み合わせ、 $2^3=8$ ケースの解析を実施した。モデルの諸元と物性値の関係及び解析ケースを第 3.1.3.2.1.3.17 表及び第 3.1.3.2.1.3.18 表に示す。

(d) 現実的応答

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

g. 建屋のフラジリティ評価結果

現実的耐力と現実的応答よりフラジリティ曲線と H C L P F を算出した。

フラジリティ曲線は、各建屋を構成する全要素のうち、入力レベル $3,000\text{cm/s}^2$ の際に損傷確率が最大となる要素を対象として算出することとした。この損傷確率は現実的応答が現実的耐力を上回る確率である。選定した要素の各入力レベルでの損傷確率は対数正規累積分布関数により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線を算出した。H C L P F は信頼度 95%フラジリティ曲線を基に算出した。

建屋のフラジリティ曲線の例として、各建屋のうち損傷確率が最大となる原子炉建屋のフラジリティ曲線を第 3.1.3.2.1.3.12 図に示す。

(3) 屋外重要土木構造物のフラジリティ評価

a. 評価対象設備の選定

屋外重要土木構造物のフラジリティ評価の対象は、耐震安全上重要な機器・配管系及び建物・構築物を支持する構造物並びに特定重大事故等対処施設及び特定重大事故等対処施設を支持する構造物のうち、地震動入力時に頂版に作用する上載荷重（海水ポンプ重量）による慣性力が大きくなると考えられる海水ポンプ室とする。

海水ポンプ室の平面図を第 3.1.3.2.1.3.13 図、断面図を第 3.1.3.2.1.3.14 図に示す。なお、第 3.1.3.2.1.3.13 図及び第 3.1.3.2.1.3.14 図については参考資料に示す。

b. 損傷モード及び部位の設定

屋外重要土木構造物の損傷モードとしては、構造部材の曲

げ及びせん断破壊のうち、耐震裕度がより厳しいせん断破壊を選定し、すべての部材を評価対象とする。

c. 損傷評価の指標の選定

(a) 考慮する不確かさ要因

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

(b) 損傷評価の指標

損傷評価の指標については、「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル（土木学会、2005）」に基づき、以下の式で求まるせん断耐力のうち、いずれか大きい方とする。

イ. 棒部材式

$$V_{yd} = V_{cd} + V_{sd}$$

ここで、

V_{cd} : コンクリートが分担するせん断耐力

V_{sd} : せん断補強筋が分担するせん断耐力

$$V_{cd} = \beta_d \cdot \beta_p \cdot \beta_n \cdot \beta_a \cdot f_{vcd} \cdot b_w \cdot d / \gamma_{bc}$$

$$f_{vcd} = 0.20 \sqrt[3]{f'_{cd}} \quad \text{但し、} f_{vcd} > 0.72 \text{ (N/mm}^2\text{)} \text{ となる場}$$

合は $f_{vcd} = 0.72 \text{ (N/mm}^2\text{)}$

$$\beta_d = \sqrt[4]{1/d} \quad \text{但し、} \beta_d > 1.5 \text{ となる場合は } \beta_d = 1.5$$

$$\beta_p = \sqrt[3]{100p_v} \quad \text{但し、} \beta_p > 1.5 \text{ となる場合は } \beta_p = 1.5$$

$$\beta_n = 1 + M_0/M_d \quad (N'_d \geq 0)$$

但し、 $\beta_n > 2.0$ となる場合は $\beta_n = 2.0$

$$= 1 + 2 M_0/M_d \quad (N'_d < 0)$$

但し、 $\beta_n < 0$ となる場合は $\beta_n = 0$

$$\beta_a = 0.75 + \frac{1.4}{a/d} \quad \text{但し、} \beta_a < 1.0 \text{ となる場合は } \beta_a = 1.0$$

f'_{cd} : コンクリート圧縮強度の設計用値 (N/mm²) で
コンクリート強度 f_c を材料係数 γ_{mc} (1.0) で除したもの

$p_v = A_s / (b_w \cdot d)$:引張鉄筋比

A_s :引張側鋼材の断面積

b_w :部材の有効幅

d :部材の有効高さ

N'_d :設計軸圧縮力

M_d :設計曲げモーメント

$M_0 = N'_d \cdot D/6$: M_d に対する引張縁において、軸方向力によって発生する応力を打ち消すのに必要なモーメント（デコンプレッションモーメント）

D :断面高さ

a/d :せん断スパン比

γ_{bc} :部材係数(1.0)

$$V_{sd} = \{A_w f_{wyd} (\sin \alpha + \cos \alpha) / s\} z / \gamma_{bs}$$

A_w :区間 s におけるせん断補強鉄筋の総断面積

f_{wyd} :せん断補強鉄筋の降伏強度で、 400N/mm^2 以下とする。ただし、コンクリート圧縮強度の特性値 f'_{ck} が 60N/mm^2 のときは、 800N/mm^2 以下とする。

α :せん断補強鉄筋と部材軸のなす角度

s :せん断補強鉄筋の配置間隔

z :圧縮応力の合力の作用位置から引張鋼材図心までの距離で、 $d/1.15$ とする。

γ_{bs} :部材係数(1.0)

ロ. ディープビーム式

$$V_{ydd} = V_{cdd} + V_{sdd}$$

ここで、

V_{cdd} :コンクリートが分担するせん断耐力

V_{sdd} :せん断補強鉄筋が分担するせん断耐力

$$V_{cdd} = \beta_d \cdot \beta_p \cdot \beta_a \cdot f_{dd} \cdot b_w \cdot d / \gamma_{bc}$$

$$f_{dd} = 0.19 \sqrt{f'_{cd}}$$

$$\beta_d = \sqrt[4]{1/d} \quad \text{但し、} \beta_d > 1.5 \text{ となる場合は } \beta_d = 1.5$$

$$\beta_p = \sqrt[3]{100p_v} \quad \text{但し、} \beta_p > 1.5 \text{ となる場合は } \beta_p = 1.5$$

$$\beta_a = \frac{5}{1 + (a/d)^2}$$

γ_{bc} :部材係数(1.0)

$$V_{sdd} = \phi \cdot V_{sd}$$

$$\phi = -0.17 + 0.3a/d + 0.33/p_{wb} \quad \text{但し、} 0 \leq \phi \leq 1$$

p_{wb} :せん断補強鉄筋比(%)

d. 評価手法の選択

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し、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。

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

e. 現実的応答の評価

(a) 入力地震動

入力地震動は、「3.1.3.2.1.2(5) フラジリティ評価用地震動の作成」に示す模擬地震動に基づいて設定し、年超過確率 10^{-5} の一様ハザードスペクトルに適合する模擬地震動を入力レベルごとに係数倍して用いる。

(b) 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、大飯発電所3号機工事計画認可申請書（2017年8月25日付け原規規発第1708254号にて認可）に記載のモデルをベースとし、地盤と構造物の非線形性を考慮した地盤－構造物連成系の二次元有限要素による時刻歴非線形解析を用

いる。

第 3.1.3.2.1.3.15 図に地震応答解析モデルを示す。なお、第 3.1.3.2.1.3.15 図については参考資料に示す。

(c) 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、地盤の初期せん断剛性 G_0 、コンクリートの圧縮強度 F_c の 2 つの変動因子を考慮する。第 3.1.3.2.1.3.19 表に考慮した変動因子の考え方を示す。

(d) 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 2 つの変動因子のばらつきの範囲をそれぞれ $\pm 1\sigma$ とし、地震動レベルとしては、模擬地震動 $\times 1$ 倍を基準に、6.5 倍、7.0 倍、7.5 倍、8.0 倍まで振幅調整して、計 5 段階とした。

今回の解析ケースとしては、基本となる模擬地震動 $\times 1$ 倍で平均値と $\pm 1\sigma$ の範囲の 5 ケース、その他の地震動レベルでは平均値のみとし、 $5 + 1 + 1 + 1 + 1 =$ 計 9 ケースの解析を実施する。第 3.1.3.2.1.3.20 表に解析ケースを示す。

(e) 損傷確率

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、1 次近似 2 次モーメント法を用いて算定する。

f. 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。

屋外重要土木構造物のフラジリティ曲線を第 3.1.3.2.1.3.16

図に示す。

(4) 機器のフラジリティ評価

a. 評価対象機器の選定

機器のフラジリティ評価の対象は「3.1.3.2.1.3(1) 評価対象 S S C の選定」にて抽出された機器とする。

b. 損傷モード及び部位の設定

タンク・熱交換器のような静的機器については、構造損傷（延性破壊、脆性破壊等）の観点から、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、可搬型重大事故等対処設備については転倒による機能損傷の観点から、当該機器のフラジリティを評価する。

また、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。

c. 損傷評価の指標の選定

機器・配管の構造損傷モードでの評価の場合は応力値を指標とし、機能損傷モードでの評価の場合は加速度を指標として用いた。

d. 評価手法の選択

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 P R A 学会標準に準拠した手法とする。

(a) フラジリティ評価上の主要な仮定（不確実さの設定、応

答係数等)

機器フラジリティ評価とは、地震動の入力が増大し、評価対象機器が損傷に至る時点における最大地震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、最大地震動加速度 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。

$$A = Am \cdot \varepsilon_R \cdot \varepsilon_U$$

ここで、

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

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

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

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

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

$$Am = F \times Ad \quad (\text{式 3.1.3.2.1.3.1})$$

ここで、

F : 安全係数 (裕度)

Ad : 基準地震動の最大地震動加速度

(式 3.1.3.2.1.3.1) の安全係数 (裕度) は、基準とする地震動による現実的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、(式 3.1.3.2.1.3.2) のように評価対象機器の設計応答値に対する現実的な応答の割合 (応答に関する安全係数) と現実的な耐力に対する設計応答値の割合

(耐力に関する安全係数) に分離して評価する。

ただし、入力地震動に対する機器の応答には、機器自身の応答に加えて建屋の応答が影響することから、(式 3.1.3.2.1.3.3) のように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。

$$F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} = \frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}} \times \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}} \quad (\text{式 3.1.3.2.1.3.2})$$

応答に関する係数 耐力に関する係数

$$\therefore F = F_{ER} \times F_{SR} \times F_{EC} \quad (\text{式 3.1.3.2.1.3.3})$$

ここで、

F_{ER} : 機器応答に関する係数

F_{SR} : 建屋応答に関する係数

F_{EC} : 耐力に関する係数

機器応答係数 F_{ER} 、建屋応答係数 F_{SR} 及び耐力係数 F_{EC} は、それぞれ (式 3.1.3.2.1.3.4)、(式 3.1.3.2.1.3.5) 及び (式 3.1.3.2.1.3.6) に示す係数に分離して評価する。これらの係数は、フラジリティ評価上に存在する各種の不確実さ要因を評価したものであり、すべて対数正規分布に従う確率量と仮定する。不確実さ要因の整理結果を第 3.1.3.2.1.3.21 表に示す。

$$F_{ER} = F_{ESS} \cdot F_D \cdot F_{EM} \cdot F_{EMC} \quad (\text{式 3.1.3.2.1.3.4})$$

ここで、

F_{ESS} : 機器応答評価用入力地震動に関する係数

F_D : 機器の設計用減衰定数に関する係数

F_{EM} : 機器の解析モデル化に関する係数

F_{EMC} : 機器のモード合成に関する係数

$$F_{SR} = F_{SS} \cdot F_\delta \cdot F_M \cdot F_{NL} \quad (\text{式 3.1.3.2.1.3.5})$$

ここで、

F_{SS} : 入力地震動のスペクトル形状に関する係数

F_δ : 建屋の減衰に関する係数

F_M ：建屋のモデル化に関する係数

F_{NL} ：建屋の非線形応答に関する係数

建屋応答係数について、第 3.1.3.2.1.3.22 表の値を使用する。水平方向については南北、東西のうち、厳しい方向を適用する。

$$F_{EC} = F_S \cdot F_\mu \quad (\text{式 3.1.3.2.1.3.6})$$

ここで、

F_S ：機器の限界強度に関する係数

F_μ ：機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数

各安全係数の詳細は以下のとおり。

イ 機器応答に関する係数 F_{ER} の評価法

(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地震動に対する機器応答値と、機器入力地震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。

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

(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かさが、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。

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

(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等に起因する保守性及び不確かさが、機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。保守性及び不確かさの評価では、解析における固有周期・振動モード形状と試験等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。

(ニ) 機器のモード合成法に関する係数 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かさが生じるため、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。

具体的には、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。

ロ 建屋応答に関する係数 F_{SR} の評価法

(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_{δ}

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り建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数では中央値を 1 とし、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。

ハ 耐力に関する係数 F_{EC} の評価法

(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。

$$F_S = \frac{\text{限界荷重} - \text{通常運転時荷重}}{\text{評価用地震動により発生する荷重}}$$

また、機能損傷に対しては次式により評価する。

$$F_S = \frac{\text{損傷加速度の中央値}}{\text{基準応答加速度}}$$

ここで、損傷加速度の中央値については、一般に加振試験結果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 β 設定法により、誤動作・損傷に対する加速度の中央値を推定する。

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 β_R 、 β_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) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

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、以下のとおり工学的判断により安全側となるように設定している。

容器 : $F_\mu = 1.41$

支持材、配管 : $F_\mu = 2.24$

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。

e. フラジリティ評価における参照データ

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

的な評価によってP R A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。

(a) 耐力に関する情報

評価部位に使われる部材の物性値は、JSMEに記載されている物性値を適用する。

(b) 応答に関する情報

耐震評価により得られた発生応力を適用する。

f. 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すべ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。

g. 機器のフラジリティ評価結果

各地震動レベルによる損傷確率よりフラジリティ曲線とHCLPFを算出した。機器フラジリティ評価結果の例を第3.1.3.2.1.3.2表に示す。また、起因事象の発生及び起因事象が発生した場合の緩和機能への影響を考慮した代表的な機器として、原子炉補機冷却水冷却器のフラジリティ評価の具体例を以下に示す。

(a) 原子炉補機冷却水冷却器

評価対象機器の諸元を以下に示す。

- ・ 設置位置：制御建屋 E.L.7.0m
- ・ 耐震クラス：S
- ・ 固有振動数：30Hz以上
- ・ 評価対象部位及び評価応力：

第3.1.3.2.1.3.23表に、耐震性評価結果を示す。

各部位・各評価応力のうち、許容値に対する発生応力の裕度が最小である基礎ボルトが、原子炉補機冷却水冷却器の地震時の損傷に支配的であると考えられる。したがって、各安全係数は、原子炉補機冷却水冷却器の基礎ボルトに着

目して評価する。

イ. 機器応答係数 F_{ER}

(イ) 機器応答評価用入力地震動に関する係数 F_{ESS}

本係数は、設計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。

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

本機器については、建屋応答のマージンを考慮しているため、係数 F_{ESS} は以下のとおりとなる

$$F_{ESS} = 1.17, \beta_R = \beta_U = 0$$

(ロ) 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。

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

ただし、本機器は剛構造であるため、本係数は考慮しない。

$$F_D = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

(ハ) 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、原子炉補機冷却水冷却器の耐震評価は、1 質点系モデルを用いて行われており、不確実さは考慮しない。

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

(ニ) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

原子炉補機冷却水冷却器の耐震評価は、1 質点系モデルを用いて行われており、不確実さは考慮しない。

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

ロ. 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、第 3.1.3.2.1.3.22 表に示す建屋応答係数を用いる。以下では F_{NL} についてのみ示す。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。ただし、剛領域ではこの変動は小さいため、本係数は考慮せず以下のとおりとする。

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

ハ. 機器耐力係数 F_{EC} の評価

(イ) 強度に関する係数 F_S の評価

本係数は、次式により評価する。

$$F_S = \frac{\sigma_c^{-\sigma_N}}{\sigma_T^{-\sigma_N}}$$

ここで、 σ_c : 限界応力の中央値

σ_T : 地震時発生応力

σ_N : 通常運転時応力

評価対象部位である基礎ボルトの材質は SS400 であることから、限界応力として、JSME 発電用原子力設備規格設計・建設規格 (2005 年度版) 第 I 編付録図表 Part5 の引張応力 $S_u = 400\text{N/mm}^2$ (評価温度 40°C) を用いたせん断応力が適用可能である。具体的には、JSME I-第 8 章-SSB-3131 より、引張応力 S_u 値に $1/\sqrt{3}$ 倍したものをせん断応力とし、それに 1.1 倍した値を限界応力の中央値とする。

$$\sigma_c = 1.1 \times \frac{S_u}{\sqrt{3}} = 254\text{N/mm}^2$$

また、地震時発生応力は 81N/mm^2 であるが、これは

基礎ボルトの呼び径ベースで算定されたものであるため、谷径ベースに換算する必要がある。この換算のための係数として JSME I-解説 8-23 「メートルねじでの断面低減率」より 0.75 を用いる。

なお、通常運転時応力は耐震評価の時点で考慮されていないため、0 とする。

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

以上より、強度に関する係数 F_S は、以下のとおりとなる

$$F_S = \frac{\sigma_C}{\sigma_T} = \frac{254}{81/0.75} = 2.35$$

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

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

(ロ) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

全体系の振動エネルギーに比べ、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、本係数は考慮しない。

すなわち、以下のとおりとする。

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

ニ. 評価結果のまとめ

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

$$A_m = 2.05 \text{ (G)}$$

$$\beta_R = 0.09, \beta_U = 0.17$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.05 \times \exp[-1.65 \times (0.09 + 0.17)] \\ &= 1.37 \text{ (G)} \end{aligned}$$

フラジリティ曲線を第 3.1.3.2.1.3.17 図に示す。

3.1.3.2.1.4 炉心損傷頻度評価

(1) 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PRAにおける起回事象の扱いは「3.1.3.2.1.1(2)c. 起回事象の分析」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発生確率を第3.1.3.2.1.4.1表に示す。

(2) 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、地震時においても内部事象出力運転時レベル1PRAと相違ない。したがって、地震PRAにおける成功基準は、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様のものを採用する。

なお、内部事象出力運転時レベル1PRAで想定していない起回事象については、緩和手段がないため成功基準を設定していない。

(3) 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、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。地震評価用のイベントツリーの展開構成を第3.1.3.2.1.4.1図に示す。各イベントツリーの概要は以下のとおり。

(a) 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。

起回事象の階層化では、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合せに着目して、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、さらに必要に応じて損傷設備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 3.1.3.2.1.4.2 図に示す。

また、事故シーケンスの定量化では、起因事象階層イベントツリーにおいて、地震により発生する起因事象の発生確率の和が 1.0 を越えないように、後続のヘディングで考慮する起因事象の発生確率は、先行のヘディングで設定した起因事象が発生しない条件付きの確率として評価し、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。

(b) 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 1 P R A における成功基準は内部事象出力運転時レベル 1 P R A 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 1 P R A 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る。

フロントライン系イベントツリーとして、大破断 L O C

A、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、原子炉補機冷却水系の全喪失、Excess LOCA及びATWSのイベントツリーを第3.1.3.2.1.4.3図～第3.1.3.2.1.4.14図に示す。なお、Excess LOCAイベントツリーについては、内部事象出力運転時レベル1 PRAの原子炉容器破損イベントツリーを適用する。また、第3.1.3.2.1.4.3図～第3.1.3.2.1.4.14図については参考資料に示す。

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1 PRAと同様である。

(c) 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グループとして整理した。地震による事故シーケンスグループの分類は、内部事象出力運転時レベル1 PRAの「3.1.3.1.1.2(3)a.(c) 事故シーケンスの最終状態の分類」と同様であり、さら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。

b. PDSの分類

地震出力運転時レベル1 PRAに引き続き、地震出力運転時レベル2 PRAを実施するため、各事故シーケンスをPDSに整理する。PDSの分類は、内部事象出力運転時レベル1 PRAの「3.1.3.1.1.2(3)b. プラント損傷状態の分類」と同様である。

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 P R A 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（ライナー部以外）等が挙げられる。これら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、直接炉心損傷及び直接格納容器機能喪失に至るとする。

なお、地震時特有の炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失に至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（ライナー部以外）を B、地震動による蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）を G、地震動による E x c e s s L O C A については大破断 L O C A と同様の事故進展になるものとして A * * に分類する。

(4) システム信頼性の評価

a. フォールトツリーの作成

階層化した各起因事象により、複数の設備損傷が発生することも想定し、起因事象ごとに対象となる設備損傷によるフォールトツリーを作成した。

また、起因事象ごとに必要な緩和系の信頼性を評価するために内部事象出力運転時 P R A のフォールトツリーを基に地震時の設備損傷及び、地震時特有のプラント状態を考慮した地震 P R A 用フォールトツリーを作成した。

フォールトツリーを作成する際に考慮した要素を以下に示す。

(a) 地震による損傷

イ 建物・構築物・機器の地震による損傷の反映

内的要因によるランダム故障と区別するために、建物・構築物・機器の地震による損傷を示すフォールトツリーを新たに作成し、内部事象出力運転時 P R A で構築したランダム故障のフォールトツリーにリンクさせた。

フォールトツリー構築例を第 3.1.3.2.1.4.15 図に示す。

ロ 耐震クラスが低い設備の地震損傷による影響の反映

内部事象出力運転時 P R A で考慮している設備のうち、耐震クラスが低いと考えられるフラジリティを評価していない設備については、設備の基事象の故障確率を 1.0 とした。

また、原子炉補機冷却水系、換気空調系、制御用空気系及び主蒸気圧力制御系においては、耐震クラスの低い設備が系統内に含まれる。本評価におけるこれらの系統の取り扱いを以下の通りとする。

(イ) 原子炉補機冷却水系

原子炉補機冷却水系 C ヘッドは、耐震クラスが低いが、耐震評価が可能な S S C については、フラジリティ評価を実施し、モデル化する。また、低耐震建屋の設備（アスファルト固化装置）については、耐震クラスが低くかつ耐震性が確認されていないことから、地震 P R A で想定する加速度では高確率で損傷する可能性があるため、当該設備が地震により損傷した場合には、低耐震建屋入口に設置されている隔離弁の隔離インターロック(C C Wサージタンク水位低)に期待する。

(ロ) 換気空調系

換気空調系は耐震クラスが低いが、フラジリティ評価を実施し、系統全体をモデル化する。

(ハ) 制御用空気系

制御用空気系 C ヘッドは耐震性が確認されていないことから、地震 P R A で想定する加速度では高い確率で損傷する可能性がある低加速度では損傷していない可能性があるため、当該設備が地震により損傷した場合には、母管圧力低による C ヘッド隔離インターロックに期待する。

(二) 主蒸気圧力制御系

主蒸気隔離弁より下流側は耐震性が確認されていないことから、地震PRAで想定する加速度では高い確率で損傷する可能性があるため、当該設備が地震により損傷した場合には、主蒸気隔離弁の閉止に期待する。なお、主蒸気隔離失敗は当該系統の機能喪失と共に起因事象「主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）」の発生を想定する。

(b) ランダム故障

低耐震設備の隔離に期待する場合には、ランダム要因による隔離失敗を考慮する。

(c) 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への影響は無い。地震PRAの使命時間7日間を考慮し、損傷により7日以内に室温がSSCの許容温度を超える換気空調系については、換気空調系の機能損傷によりSSCの故障に至るとして、モデル化する。

b. その他の非信頼度

地震で原子炉補機冷却水系が機能喪失した場合におけるRCPSHILLLOCAの発生確率は内部事象出力運転時レベル1PRAと同様の扱いとする。

(5) 信頼性パラメータの設定

内部事象出力運転時レベル1PRAのモデルを基に、地震出力運転時レベル1PRAにおいても同じパラメータを設定した。

(6) 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PRAと同様にHRA Calculatorを用いたCBDTM/THERP（認知（診断）過誤確率をCBDTM、操作過誤確率をTHERPで算出。）及びHCR/ORE/THERP（認知（診断）過誤確率をHCR/ORE、操作

過誤確率を **THERP** で算出。) により評価しているが、地震 **PRA** においては、内部事象出力運転時 **PRA** 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. 起因事象発生前の人的過誤

起因事象発生前の人的過誤については、内部事象出力運転時 **PRA** での想定が試験や点検等による戻し忘れであり、事象発生の起因が地震であっても変わることはないため、内部事象出力運転時 **PRA** と同様の評価とする。

b. 起因事象発生後の人的過誤

内部事象出力運転時レベル 1 **PRA** の人的過誤確率をベースに、地震時の環境状態や **SSC** の損傷状態の変化（低耐震設備の損傷、警報の誤作動、現場操作における現場へのアクセス性の低下等）がもたらす運転員の認知・診断／操作への影響を反映した評価を行う。具体的にはプラントの損傷規模に基づき定義された地震規模のグループ（以下、「損傷状態 **bin** という。）ごとに人的過誤確率を算出する。各損傷状態 **bin** は、評価加速度区分に対応して設定した。地震 **PRA** における評価加速度区分と損傷状態 **bin** の対応を第 3.1.3.2.1.4.2 表に示す。

(7) 事故シーケンスの定量化

a. 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

炉心損傷頻度評価（点推定）は、炉心損傷に至る各事故シーケンスの発生頻度を合計して算出した。各事故シーケンスの発生頻度は、確率論的地震ハザード曲線から求めた地震平均発生頻度に事故シーケンスの条件付発生確率及び内部事象出力運転時 **PRA** で設定している稼働率を乗じて算出した。

システムモデルの構築及び事故シーケンスの定量化には **RiskSpectrum®** を用い、地震平均発生頻度及び **SSC** の損傷確率の算出には **HazardLite** を用いた。なお、本評価では、水平ハザードについて炉心損傷頻度を評価している。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。

また、評価地震動範囲は $0.2G \sim 1.7G$ とした。下限値の $0.2G$ は内部事象出力運転時レベル 1 P R A 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 $1.7G$ 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を設定した。地震加速度区別の地震平均発生頻度を第 3.1.3.2.1.4.3 表に示す。

b. 炉心損傷頻度の定量化

事故シーケンスの定量化では、前項の通り地震動強さの $0.2G$ から $1.7G$ の範囲を評価対象とし加速度区分ごとに離散化して評価を行った。

上記のとおりの手順でモデルを定量化した結果、全炉心損傷頻度は 5.1×10^{-7} (／炉年) となった。

(a) 加速度区別の炉心損傷頻度評価結果

加速度区別の炉心損傷頻度を第 3.1.3.2.1.4.4 表に示す。加速度区別では、加速度区分 1 ($0.2G \sim 0.4G$) が 24.3% と全炉心損傷頻度の寄与が最も大きく、次いで加速度区分 5 ($1.2 \sim 1.5G$) が 24.2% を占める結果となった。

(b) 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度評価結果

事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度を第 3.1.3.2.1.4.5 表に示す。事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度評価結果では、全交流動力電源喪失による炉心損傷頻度が 33.7% を占め、全炉心損傷頻度に対して大きく寄

与する結果となった。

なお、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度についての考察は参考資料に示す。

(c) 起因事象別の炉心損傷頻度評価結果

起因事象別の炉心損傷頻度を第 3.1.3.2.1.4.6 表に示す。

なお、第 3.1.3.2.1.4.6 表及び起因事象別の炉心損傷頻度についての考察は参考資料に示す。

(d) P D S 別炉心損傷頻度

P D S 別の炉心損傷頻度を第 3.1.3.2.1.4.7 表に示す。T E D が全体の 52.6% を占めている。次いで、T E I が全体の 16.6% を占めた。なお、プラント損傷状態別の炉心損傷頻度の考察は参考資料に示す

(8) 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

a. 重要度解析

地震 P R A で評価した S S C が、炉心損傷に与える影響を把握するために、Fussell-Vesely (F V) 重要度評価を実施した。重要度は地震 P R A で評価対象とした 0.2G から 1.7G の全加速度範囲の炉心損傷頻度の積分値に対して算出した。F V 重要度の定義については、「3.1.3.1.1.2(7)c. 重要度解析」に示す。F V 重要度評価結果を第 3.1.3.2.1.4.8 表に示す。なお、第 3.1.3.2.1.4.8 表及び F V 重要度についての考察は参考資料に示す。

b. 不確実さ解析

炉心損傷頻度の定量化結果を踏まえ、地震ハザード、S S C のフラジリティ、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炉心損傷頻度の平均値及び不確実さ幅を示すエラーファクタ (E F) を評価した。エラーファクタの定義については、「3.1.3.1.1.2(7)d. 不確実さ解析」に示す。

全炉心損傷頻度の不確実さ解析結果を第 3.1.3.2.1.4.9 表及

び第 3.1.3.2.1.4.16 図に示す。全炉心損傷頻度の不確実さ幅を示すエラーファクタは約 11 となった。

加速度区分ごとでは、加速度が低い区分 3 以下の区分では、区分 3 (0.8~1.0G) の約 9.2 がエラーファクタの最大値であり、比較的エラーファクタが小さい結果となった。この区分では、地震による機器の損傷確率が小さく、ランダム故障による全炉心損傷頻度への寄与が高いため、ランダム故障や人的過誤の不確実さが結果に寄与する。

また、地震損傷の寄与が表れはじめる区分 4 以上の区分では、区分 4 (1.0~1.2G) で約 45、区分 5 (1.2~1.5G) で約 380、及び区分 6 (1.5~1.6G) で約 7500 とエラーファクタが増加する結果となった。その主な要因として、地震による条件付き損傷確率の不確実さが考慮されることに加えて、加速度が大きい区分では、地震ハザードデータの不確実さ幅が大きくなることがある。

c. 感度解析

(a) 特重施設及び 3 系統目蓄電池を無効にした感度解析

特重施設及び 3 系統目蓄電池によるリスク低減効果を把握することを目的として、点推定評価（以下、「ベースケース」という。）のモデルを用いて、特重施設及び 3 系統目蓄電池を無効にした場合（以下、「(特重無効ケース)」という。）の炉心損傷頻度を算出した。特重対策については内部事象出力運転時レベル 1 P R A で考慮しているものと同様であり、第 3.1.3.1.1.1.5 表に示す。

ベースケースと特重無効ケースの比較した結果として、第 3.1.3.2.1.4.10 表に加速度区分ごとの炉心損傷頻度を示す。なお、第 3.1.3.2.1.4.10 表及び感度解析結果についての考察は参考資料に示す。

3.1.3.2.1.5 格納容器機能喪失頻度評価

(1) P D S の分類及び発生頻度の定量化

地震出力運転時レベル1 P R A で得られた炉心損傷に至るすべ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 P D S を定義し、P D S の分類及び発生頻度を評価する。

a. P D S の分類

「3.1.3.2.1.4(3)b.P D S の分類」に示す。

b. P D S ごとの発生頻度の定量化

地震出力運転時レベル1 P R A から得られた P D S ごとの炉心損傷頻度を定量化した結果を第 3.1.3.2.1.4.7 表に示す。

(2) 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 P D S の事故シーケンスに対して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。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2 P R A 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

地震時特有の P D S 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 (ライナー部以外)) 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蒸気発生器伝熱管破損事象であるため、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 (ライナー部以外)) については、内部事象出力運転時レベル2 P R A 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 χ 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 1 P R A で対象外であるインターフェイスシステム L O C A 及び地震出力運転時レベル 1 P R A 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 2 P R A と同様である。格納容器機能喪失モードを整理した結果を第 3.1.3.2.1.5.1 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機能喪失、後期機能喪失、又は炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行破損に分類する。

地震時特有の格納容器機能喪失モードである χ 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破損に分類される。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 2 P R A 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 3.1.3.2.1.5.1 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 2 P R A と同様である。地震による損傷に伴う格納容器機能喪失モードを含む β （格納容器隔離失敗）並びに地震時特有の格納容器機能喪失モードである g （蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損））及び χ （原子炉格納容器損傷（ライナー一部以外）、原子炉建屋損傷）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。

(a) 格納容器隔離失敗

後述の「3.1.3.2.1.5(2)d. 格納容器隔離機能の失敗」に記載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、格納容器隔離に関わる設備・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。

(b) 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

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 L O C A 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。

(c) 原子炉格納容器損傷（ライナー部以外）

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 L O C A 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。

(d) 原子炉建屋損傷

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 L O C A 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

地震による格納容器の隔離機能を維持するのに必要な機器の故障要素として、以下の要因が考えられる。

- ・ 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）の機器（格納容器隔離弁、配管、貫通部等）の地震による構造損傷、原子炉格納容器損傷（ライナー部）による貫通部の損傷
- ・ 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

(3) 成功基準の設定

地震の特徴が内部事象出力時レベル 2 P R A で設定した成功基準に与える影響について考慮し、地震出力運転時レベル 2 P R A の成功基準を設定する。

地震によるSSCの損傷状態を考慮する必要があることから、内部事象出力時レベル2 P R Aにおいて受動的安全設備であり静的故障をモデル化しないことから成功基準を設定していない静的触媒式水素再結合装置（P A R）については、地震出力運転時レベル2 P R Aにおいて地震による損傷を考慮し、成功基準を設定する。なお、成功基準の設定については、参考資料に示す。

その他の成功基準については、内部事象出力時レベル2 P R Aと同様のものを採用する。

(4) 事故シーケンスの分析

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

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2 P R A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、格納容器又は放射性物質の閉じ込め機能に関連する機器が機能喪失し、炉心損傷後に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

内部事象出力運転時レベル2 P R Aの検討に加えて、地震による影響を考慮して、P D S ごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全設備等の緩和設備の動作状態、事故進展の途上で発生する物理化学現象の種類及び緩和手段を分析する。

(a) 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P D Sを考慮し、重要な物理化学現象を抽出し、その発生条件及び発

事後の事故進展を検討した結果を第 3.1.3.2.1.5.2 表に示す。

(b) 事故の緩和手段の分析

事故の緩和及び格納容器機能喪失防止に係る実施可能な緩和手段を分析し、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 2 P R A で期待する緩和手段の地震出力運転時レベル 2 P R A での扱いについて検討した結果を第 3.1.3.2.1.5.3 表に示す。

b. イベントツリーの作成

地震出力運転時レベル 2 P R A では、地震出力運転時レベル 1 P R A の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。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図を第 3.1.3.2.1.5.1 図に示す。

(a) 格納容器イベントツリー

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格納容器機能喪失頻度の評価を行うイベントツリーである。

「3.1.3.2.1.5(4)a. 事故シーケンスの特徴分析」において、シビアアクシデント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が整理された。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。作成した地震時の格納容器イベントツリーを第 3.1.3.2.1.5.2 図に示す。なお、第 3.1.3.2.1.5.2 図については参考資料に示す。

(5) 事故進展解析の実施

炉心損傷及び原子炉容器破損等の事象の発生時期、プラントの熱水力挙動並びにシビアアクシデント現象による格納容器負

荷を解析すると共に、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを求めることを目的として、各 P D S 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

事故進展解析の対象とする事故シーケンスは、P D S ごとに、その P D S を代表する事故シーケンスを選定する。

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 2 P R A と同様である。内部事象出力運転時レベル 2 P R A 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 P D S の炉心損傷頻度で上位 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第 3.1.3.2.1.5.4 表にまとめる。なお、第 3.1.3.2.1.5.4 表については参考資料に示す。

A E I、S E W、S E I、S L W、S L I、T E I 以外の P D S については、内部事象出力運転時レベル 2 P R A で選定した代表事故シーケンスと一致する事故シーケンスが、上位 5 位までの事故シーケンスに含まれている。また、A E I、S E W、S E I、S L W、S L I、T E I についても、これらの P D S の上位の事故シーケンスと代表事故シーケンスの事故進展が同等となる。又は、代表事故シーケンスがより厳しい事故シーケンスであることから地震出力運転時レベル 2 P R A の観点からも内部事象出力運転時レベル 2 P R A で選定した代表事故シーケンスは妥当であると考えられる。

(6) 格納容器機能喪失頻度の定量化

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

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 2 P R A の「3.1.3.1.1.3(5)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」で設定した考え方と同様である。

ここでは、内部事象出力運転時レベル 2 P R A から分岐確

率の考え方を変更したヘディングについてのみ記載する。地震出力運転時レベル2 P R A の分岐確率の設定方法は、P A R の考え方を除き、内部事象出力運転時レベル2 P R A の分岐確率の設定と同様であり、水素燃焼（H P 3）のみ変更となる。

(a) 水素燃焼（H P 3）

原子炉容器破損後長期に、格納容器内において水素燃焼が発生し、格納容器破損に至った場合、失敗とする。

内部事象出力運転時レベル2 P R A では、P A R は完全に独立した静的な機器であるため、P A R の機能喪失の確率は無視できるとしてP A R の機能喪失は考慮していない。一方、地震出力運転時レベル2 P R A ではP A R の構造損傷を考慮する。

b. 格納容器機能喪失頻度の解析

上記の通りの手順でモデルを定量化した結果、地震による管理放出を含まないC F F は 3.0×10^{-7} （／炉年）となり、全炉心損傷頻度に対する条件付格納容器機能喪失確率（C C F P）は 0.58 となった。地震動加速度区分別、P D S 別、格納容器機能喪失モード別の評価結果を以下に示す。

(a) P D S 別の格納容器機能喪失頻度

加速度区分及びP D S 別の格納容器機能喪失頻度を第 3.1.3.2.1.5.5 表に示す。P D S 別の炉心損傷頻度の傾向と同様に、P D S 別の格納容器機能喪失頻度においても、T E D による格納容器機能喪失頻度が 1.6×10^{-7} （／炉年）で最大となった。

(b) 格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度

加速度区分及び格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度を第 3.1.3.2.1.5.6 表に示す。加速度区分1～4（0.2～1.2G）、「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」（ δ モード）の格納容器機能喪失頻度が最も高く、加速度

区分5（1.2～1.5G）以上の区分では「格納容器隔離失敗」（ β モード）、「格納容器過温破損」（ τ モード）が高くなった。全体では、「格納容器隔離失敗」（ β モード）が 9.1×10^{-8} （／炉年）で最大となり、次いで「格納容器過温破損」（ τ モード）が 8.9×10^{-8} （／炉年）となった。なお、格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度についての考察は参考資料に示す。

(c) 格納容器健全性が維持される頻度の評価結果

炉心損傷後に格納容器健全性が維持される頻度は、格納容器健全（設計漏えい）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、 1.5×10^{-7} （／炉年）である。

また、炉心損傷後にフィルタベントにより放射性物質が管理放出される頻度は、 4.4×10^{-8} （／炉年）である。

c. 重要度解析

(a) 手法

地震出力運転時レベル1 P R Aと同様の手法を用いて、地震出力運転時レベル2 P R Aの重要度解析を行った。

(b) 結果

加速度区分7までの格納容器機能喪失頻度のF V重要度を第3.1.3.2.1.5.7表に示す。なお、第3.1.3.2.1.5.7表及びF V重要度評価結果についての考察は参考資料に示す

(7) 放出カテゴリーの分類及び発生頻度の定量化

a. 放出カテゴリーの分類

「3.1.3.1.1.3.(6) 放出カテゴリーの分類及び発生頻度の定量化」において、地震時に特有な事象も考慮して、放出カテゴリーを分類した。放出カテゴリーを選定した際の考慮事項を第3.1.3.1.1.3.24表に示す。また、選定された放出カテゴリーと格納容器機能喪失モードとの対応表を第3.1.3.1.1.3.25表に示す。第3.1.3.1.1.3.24表及び第3.1.3.1.1.3.25表を踏まえて、第3.1.3.2.1.5.2図に示すように、格納容器イベントツリーで同

定されたすべ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の定量化

放出カテゴリ別の発生頻度を第 3.1.3.2.1.5.8 表に示す。格納容器の状態は、健全（設計漏えい）の寄与が 29.8%で最も高かった。次に、格納容器破損のうち、その他の分類による放出カテゴリ（F 3 C）の寄与が 26.4%と高かった。

格納容器破損のうち、その他の分類による放出カテゴリ（F 3 C）が最も高い理由は、格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度が大きい「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」及び「格納容器過温破損」の格納容器機能喪失モードがこの放出カテゴリに含まれるためである。また、放射性物質管理放出（F 7）の寄与割合は 9.1%であった。

(8) 不確実さ解析及び感度解析

a. 不確実さ解析

格納容器機能喪失頻度の定量化を踏まえ、地震ハザード、SSCのフラジリティ、ランダム故障及び人的過誤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格納容器機能喪失頻度の平均値及び不確実さ幅を示す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、「3.1.3.1.1.2(7)d. 不確実さ解析」に示す。

加速度区分別及び加速度区分7までを合計した不確実さ解析結果を第 3.1.3.2.1.5.9 表及び第 3.1.3.2.1.5.3 図に、格納容器機能喪失モード別の不確実さ解析結果を第 3.1.3.2.1.5.10 表及び第 3.1.3.2.1.5.4 図に、並びに放出カテゴリ別の不確実さ解析結果を第 3.1.3.2.1.5.11 表及び第 3.1.3.2.1.5.5 図に示す。全格納容器機能喪失頻度の不確実さ幅を示すエラーファクタは約 24 となった。

加速度区分ごとでは、加速度が低い区分3以下の区分では、区分1（0.8～1.0G）の約 11 がエラーファクタの最大値であり、比較的エラーファクタが小さい結果となった。この区分

では、地震による機器の損傷確率が小さく、ランダム故障による全格納容器機能喪失頻度への寄与が高いため、ランダム故障や人的過誤の不確かさが結果に寄与する。

また、地震損傷の寄与が表れはじめる区分4以上の区分では、区分4（1.0～1.2G）で約39、区分5（1.2～1.5G）で約470、及び区分6（1.5～1.6G）で約7400とエラーファクタが増加する結果となった。その主な要因として地震による条件付き損傷確率の不確かさが考慮されることに加えて、加速度が大きい区分では、地震ハザードデータの不確かさ幅が大きくなることがある。

b. 感度解析

地震出力運転時レベル1 P R Aと同様に、以下について感度解析を実施した。

(a) 特重施設及び3系統目蓄電池を無効にした感度解析

イ 手法

特重施設及び3系統目蓄電池によるリスク低減効果を把握することを目的として、地震出力運転時レベル2のベースケースのモデルを用いて、特重無効ケースの格納容器機能喪失頻度を算出した。

ロ 結果

特重無効ケースとベースケースの格納容器機能喪失頻度を第3.1.3.2.1.5.12表及び第3.1.3.2.1.5.6図に示す。なお、第3.1.3.2.1.5.12表、第3.1.3.2.1.5.6図及び感度解析結果についての考察は参考資料に示す。

3.1.3.2.1.6 ソースターム評価

(1) 放出カテゴリのソースターム評価

放出カテゴリごとに解析の対象とする代表的な事故シーケンスを選定し、格納容器健全及び放射性物質管理放出の放出カテゴリについてはソースターム解析、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

「3.1.3.1.1.3(6) 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化」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、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した。地震PRAにおける代表的な事故シーケンスは、「3.1.3.1.1.4.(1)a. 評価対象事故シーケンスの選定」と同様であり、さらに地震特有の放出カテゴリとして、格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損））及び格納容器破損（外的）の代表事故シーケンスを参考資料に示す。

b. ソースタームの評価

「3.1.3.1.1.4(1)b. ソースタームの評価」に同じ。

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ことにより、Cs-137の放出量が100TBqを超える事故シーケンスの発生頻度を求めた。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整理したものを第3.1.3.2.1.6.1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 3.0×10^{-7} （/炉年）となった。

(2) 不確実さ解析及び感度解析

「3.1.3.1.1.4(2) 不確実さ解析及び感度解析」に同じ。

第 3.1.3.2.1.1.1 表 地震 P R A を実施するために収集した情報及び主な情報源

	P R A 評価作業		情 報	主な情報源
1	プラントの設計・運転の把握		P R A 実施にあたり必要とされる設計、 運転管理に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 耐震計算書 プラント・ウォークダウン 国内外の震害情報
2	確率論的地震ハザード評価		対象サイト周辺地域での地震発生様式を 考慮し、震源モデルの設定に係る震源特 性や、地震動伝播モデルの設定に係わる 地震動伝播特性に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 文献調査結果 地質調査結果 気象庁地震カタログ
3	建屋・機器フラジリティ評価		プラント固有の建屋・機器の耐力評価並 びに応答評価に関する情報	耐震バックチェック報告書、工事計画認可申請 書、J E A G、既往の電共研、耐専報告書、J N E S 加振試験報告書、J S M E 等
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	原子炉設置許可申請書
		b) 事故シーケンスの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	<ul style="list-style-type: none"> 安全系等のシステム使用条件 システムの現実的な性能 運転員による緩和操作 	<ul style="list-style-type: none"> 上記 1 の情報源 既往の P R A 情報 人間信頼性解析に関する報告書
		c) システムのモデル化	<ul style="list-style-type: none"> 対象プラントに即した機器故障モー ド、運転形態 地震動による機能喪失のモデル化 	
		d) 事故シーケンスの定量化	評価結果の妥当性を確認できる情報	

第 3.1.3.2.1.1.2 表 地震による炉心損傷に至る事故シナリオのスクリーニング結果 (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りを有する事故シナリオ		
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PRAにて評価する。	地震PRAで考慮
② 本震による炉心損傷事故に間接的に繋がりを有する事故シナリオ		
1. 安全機能を有するSSC以外の屋内SSCの損傷		
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"> ・格納容器ポーラクレーンは落下防止装置を有する。万一落下防止装置が破損しても、リングガータの内径はクレーン内径より小さいため物理的にもクレーンが落下することはない。 ・仮に落下を想定しても、架台等の構造物があることから直接原子炉容器に衝突することはない。 	工学的判断により除外
耐震B、Cクラスの機器の損傷に伴うSクラス機器の損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震設計指針では、Sクラスの機器は、B、Cクラスの機器の破損によって波及的破損が生じないことを要求しており、耐震設計で考慮をされている。 ・プラント・ウォークダウンによりSクラス機器が波及的影響を受けないことを確認している。 	工学的判断により除外
タービンミサイルによる隣接原子炉建屋内関連設備への影響	・タービンミサイルの影響は発電用原子炉設置許可申請において評価・審査されており、万一、タービンの設計最大速度でミサイルとなった場合も原子炉格納容器を貫通しないことを確認している。	工学的判断により除外

第 3.1.3.2.1.1.2 表 地震による炉心損傷に至る事故シナリオのスクリーニング結果 (2 / 5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
2. 安全機能を有する S S C 以外の屋外 S S C の損傷		
排気筒等の転倒による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・ PWR の排気筒は原子炉格納容器に沿った、ステンレス製の軽量のダクト形状であり、万一損傷して落下しても建屋等を損傷させることはない。 	工学的判断により除外
斜面崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉施設周辺斜面の崩壊確率を評価し、影響を与える可能性のある建屋・機器等の損傷確率と比べ、小さいことを確認している。 	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"> ・ 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・機器等の損傷確率と比べ、小さいことを確認している。 	工学的判断により除外
送電網の鉄塔等の損傷に伴う外部電源喪失への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震 P R A では外部電源の脆弱性を米国事例に基づく保守的な想定で考慮する。 	地震 P R A で考慮
安全上重要な S S C の冷却に使用可能な給水源の停止に伴う冷却水枯渇の影響	<ul style="list-style-type: none"> ・ 安全上重要な設備の冷却用水源（海水取水設備、原子炉補機冷却水サージタンク、燃料取替用水タンク等）の脆弱性については地震 P R A で考慮する。 	地震 P R A で考慮

第 3.1.3.2.1.1.2 表 地震による炉心損傷に至る事故シナリオのスクリーニング結果 (3 / 5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
3. 地震時特有の現象による運転操作の阻害及び地震時の安全機能への人的過誤の影響		
地震前 (設計、製作、組立、検査等) のミス	<ul style="list-style-type: none"> ・設計、製作、組立、検査等のミスは、設計、据付段階における品質管理プログラムでの適正管理及び工事計画認可申請等で確認されている。 ・万一、これらのミスがあったとしても、多重性を備えた設備のすべてに同様のミスを犯す可能性は小さく、また、地震PRAでは保守的に多重設備の損傷の完全相関を想定する。 	工学的判断により除外
地震時、地震後の人的過誤	<ul style="list-style-type: none"> ・地震により原子炉はトリップされ、プラントは長期炉心冷却モードに移行する。この安全停止のための運転員操作は地震収束後であり運転員の操作は可能である。 ・地震により炉心損傷に至るような事象が発生したとしても、地震PRAで期待する運転員による緩和操作は可能である。 ・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て、人的過誤確率を算出した。 	地震PRAで考慮
変圧器等の碍子類の損傷によるサイト電源の停電に伴うバックアップ操作の支障	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用母線及び常用母線からの給電ができない場合のバックアップ操作 (ディーゼル発電機の起動等) は、事故時操作所則に従い、中央制御室近傍で操作可能である。 	地震PRAで考慮
構内通行支障、要員への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・プラント・ウォークダウンにより、内部事象PRAで、期待している現場操作のアクセス性を確認することで現場操作に期待した。 ・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・操作への阻害の影響を考慮して、現場操作の人的過誤確率を算出した。 	地震PRAで考慮

第 3.1.3.2.1.1.2 表 地震による炉心損傷に至る事故シナリオのスクリーニング結果（4 / 5）

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
二次部材の損傷等の従業員への影響	・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。	除外
③その他の事故シナリオ		
1. 余震による地震動の安全機能への影響		
本震直後の余震による炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・確率論的地震ハザード評価では余震を除外し、本震で発生頻度が評価されている。また、本震を上回るような余震の可能性は低い。 ・本震後、原子炉はトリップされ、事故時操作所則に従い安全停止に移行するため、余震が発生したとしても影響はない。 ・地震PRA学会標準では余震の評価手法が例示されてはいるが、系統的な評価手法は確立されておらず、今後の課題とする。 	余震による影響は今後の課題であるが、影響が大きいのは本震である。
2. 経年変化を考慮した場合の影響		
経年変化を考慮した場合の炉心損傷への影響	・予防保全やPLM評価で設計想定以上の劣化が予測された場合は補修や交換がなされる。	工学的判断により除外
3. 複数基が立地するサイトにかかる事故シナリオ		
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	・本評価では単一ユニットの評価を対象としているため、評価対象外とする。	対象外
4. 緊急時対策所における緊急時の復旧対応にかかる事故シナリオ		
劣悪な環境等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	・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、モデル対象外とした。	対象外

第 3.1.3.2.1.1.2 表 地震による炉心損傷に至る事故シナリオのスクリーニング結果（5 / 5）

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
5. 事故シナリオの分析及び選定にかかるシビアアクシデント対策の考慮		
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	<ul style="list-style-type: none"> 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PRAにて定量化を行う。 	地震PRAで考慮
6. 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	<ul style="list-style-type: none"> プラント敷地内に活断層が確認されていないこと、及び、敷地に比較的近く規模が大きい断層の活動に伴い生じる地盤の傾斜について、決定論的評価により影響度が小さいことを確認したことから、工学的判断に基づき定量化の対象外とした。 	対象外
7. 地震起因における火災、溢水、津波にかかる事故シナリオ		
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	<ul style="list-style-type: none"> 本評価では、地震随件事象は評価対象外とする。 	対象外

第 3.1.3.2.1.1.3 表 地震による格納容器機能喪失に至る事故シナリオのスクリーニング結果

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本体の損傷	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋の損傷及び格納容器本体の損傷（ライナー部以外）は地震出力時レベル 1 P R Aにおいて考慮する。 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する。 	地震 P R Aで考慮
地震動による格納容器耐力の低下	<ul style="list-style-type: none"> 地震荷重を受けた格納容器の耐力は、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。 	工学的判断により除外
地震動による格納容器隔離の失敗	<ul style="list-style-type: none"> 緩和手段に係る機器の地震動による損傷を考慮する。 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する。 	地震 P R Aで考慮
地震動による格納容器圧力抑制機能の喪失	緩和手段に係る機器の地震動による損傷を考慮する。	地震 P R Aで考慮
地震動による格納容器からの崩壊熱除去機能の喪失	緩和手段に係る機器の地震動による損傷を考慮する。	地震 P R Aで考慮
地震動による放射性物質抑制機能の喪失	緩和手段に係る機器の地震動による損傷を考慮する。	地震 P R Aで考慮
地震動によるその他の緩和手段の喪失	緩和手段に係る機器の地震動による損傷を考慮する。	地震 P R Aで考慮

第 3.1.3.2.1.2.1 表 領域震源モデルの諸元
 (a) 萩原 (1991) による領域震源モデルの諸元

領域名	構造区		b 値	発生頻度	震源深さ
K2	西南日本内帯南部	近畿三角地域	0.89	0.62	各領域で震源深さの頻度分布を求め、正規分布でモデル化する。 (正規分布によるモデル化が困難な場合は深さ 3km~18km の一様分布とする。)
L1	西南日本内帯北部	中部山地	0.86	0.47	
L2		中国山地	0.92	0.86	
M	西南日本内帯沿海部		0.62	0.17	

(b) 垣見ほか (2003) による領域震源モデルの諸元

領域名	構造区	b 値	発生頻度	震源深さ
10C2	中部山岳	0.87	0.50	各領域で震源深さの頻度分布を求め、正規分布でモデル化する。 (正規分布によるモデル化が困難な場合は深さ 3km~18km の一様分布とする。)
10C3	近畿三角帯	0.85	0.87	
10C4	西近畿	0.81	0.27	
10D1	能登・若狭沖海域	0.82	0.92	

第 3.1.3.2.1.2.2 表 地震動評価に用いる地下構造モデル

No.	P波速度 (km/s)	S波速度 (km/s)	密度 (g/cm ³)	層厚 (km)	上面深度 (km)	Q _s	減衰定数 (%)
1	4.6	2.2	2.7	0.18	0.00	16.67	3.0
2	4.7	2.3	2.7	0.19	0.18	100.00	0.5
3	4.8	2.4	2.7	0.14	0.37	100.00	0.5
4	5.0	2.5	2.7	0.14	0.51	100.00	0.5
5	5.1	2.6	2.7	0.13	0.66	100.00	0.5
6	5.2	2.7	2.7	0.04	0.79	100.00	0.5
7	5.3	2.8	2.7	0.04	0.83	100.00	0.5
8	5.4	2.9	2.7	0.14	0.87	100.00	0.5
9	5.5	3.0	2.7	0.11	1.01	100.00	0.5
10	5.6	3.1	2.7	1.83	1.12	100.00	0.5
11	5.7	3.2	2.7	0.05	2.95	100.00	0.5
12	6.1	3.6	2.7	—	3.00	100.00	0.5

第 3.1.3.2.1.2.3 表 考慮した認識論的不確実さ

		認識論的不確実さ	偶然的不確実さ
特定震源モデル	主要活断層 (A)	<ul style="list-style-type: none"> 地震規模評価式 アスペリティ位置※ (ただし、FO-A～FO-B～熊川断層では断層長さと同層傾斜角に加え、断層モデルを用いた手法における短周期の地震動レベル、すべり角及び破壊伝播速度の不確実さについて考慮する) 	<ul style="list-style-type: none"> 断層モデルを用いた手法における破壊開始点
	主要活断層 (B)	<ul style="list-style-type: none"> 地震規模評価式 	—
領域震源モデル		<ul style="list-style-type: none"> 最大地震規模 領域区分モデルの選択 	<ul style="list-style-type: none"> 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） 領域内での一様な地震発生の仮定（距離の確率密度を考慮）
地震動伝播モデル		<ul style="list-style-type: none"> 地震動評価手法（FO-A～FO-B～熊川断層では距離減衰式に加え断層モデルを用いた手法も考慮） 距離減衰式での内陸補正の考慮の有無 (ただし、特定震源モデルでは距離減衰式のばらつきの値に関する不確実さについて考慮する) 	<ul style="list-style-type: none"> 距離減衰式のばらつき

※アスペリティ位置の不確実さは偶然的不確実さと考えられるが、地震ハザード評価においては、断層面のモデル化におけるアスペリティ位置の違いをロジックツリーの分岐として考慮しているため、ここでは認識論的不確実さに分類した

第 3.1.3.2.1.2.4 表 主要断層モデル(A)の諸元
F O - A ~ F O - B ~ 熊川断層

震源断層	断層長さ (km)	傾斜角 (°)	アスペリティ	Xeq (km)	M 松田(1975)	M 武村(1998)	M 入倉・三宅(2001)と Takemura et al.(1990)	活動度	年発生頻度 (回/年)
F O - A ~ F O - B 断層	35.3	90	近傍上端	10.3	7.4	7.5	7.2	B	8.92E-05
			近傍下端	14.8					
			遠方上端	20.0					
			遠方下端	20.8					
			考慮せず	14.8					
		75	近傍上端	9.8	7.4	7.5	7.3		
			近傍下端	14.5					
			遠方上端	19.7					
			遠方下端	20.4					
			考慮せず	14.3					
F O - A ~ F O - B ~ 熊川断層	63.4	90	近傍上端	11.0	7.8	8.0	7.7	B	4.96E-05
			近傍下端	15.2					
			遠方上端	19.3					
			遠方下端	19.9					
			Asp 一塊	10.6					
			Asp 一塊横長	10.4					
			考慮せず	14.9					
		75	近傍上端	10.7	7.8	8.0	7.7		
			近傍下端	15.0					
			遠方上端	19.0					
			遠方下端	19.6					
			Asp 一塊	10.2					
			Asp 一塊横長	10.0					
			考慮せず	14.5					

上林川断層

震源断層	断層長さ (km)	傾斜角 (°)	アスペリティ	Xeq (km)	M 松田(1975)	M 武村(1998)	M 入倉・三宅(2001)と Takemura et al.(1990)	活動度	年発生頻度 (回/年)
上林川断層	39.5	90	近傍上端	30.2	7.5	7.6	7.3	B	7.97E-05
			近傍下端	32.1					
			遠方上端	38.0					
			遠方下端	39.1					
			考慮せず	35.7					

第 3.1.3.2.1.2.5 表 主要断層モデル(B)の諸元

No	断層名	断層長さ (km)	Xeq (km)	M 松田 (1975)	M 武村(1998)	M 入倉・三宅(2001)と Takemura et al.(1990)	活動度	年発生頻度 (回/年)
1	熊川断層	23	18.7	7.1	7.2	6.8	B	1.37E-04
2	郷村断層	34	63.3	7.4	7.5	7.2	B	9.26E-05
3	山田断層	33	47.7	7.4	7.5	7.1	B	9.54E-05
4	三方断層	27	30.9	7.2	7.3	7.1	B	1.17E-04
5	ウツロギ峠北方一 池河内断層	24	44.7	7.1	7.3	7.0	B	1.31E-04
6	大陸棚外縁～ B～野坂断層	49	35.1	7.7	7.8	7.4	B	6.42E-05
7	花折断層	58	43.3	7.8	7.9	7.6	B	5.43E-05
8	琵琶湖西岸断層系	60	42.2	7.8	7.9	7.7	A	5.04E-04
9	濃尾地震断層系	80	94.7	8.0	8.1	7.8	B	3.93E-05
10	敦賀断層	23	37.4	7.1	7.2	6.9	B	1.37E-04
11	安島岬沖～和布一 干飯崎沖～ 甲楽城断層	76	67.2	8.0	8.1	8.1	B	4.14E-05
12	C断層	18	37.2	6.9	7.0	6.9	B	1.75E-04
13	有馬・高機構造線	45	81.5	7.6	7.7	7.4	B	6.99E-05
14	F _{GA3} 東部断層	29	54.7	7.3	7.4	7.0	B	1.09E-04
15	柳ヶ瀬断層	31	50.8	7.3	7.4	7.1	B	1.02E-04
16	甲楽城沖断層～浦 底断層～池河内断 層～柳ヶ瀬山断層	36	44.4	7.4	7.5	7.3	B	8.74E-05

第 3.1.3.2.1.2.6 表 ロジックツリーで考慮した分岐の根拠と重みの考え方

		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 (A)	断層長さ※ ¹	F O - A ~ F O - B 断層			当社調査結果に基づく	地震発生の可能性に明確な差があると考えられるため、F O - A ~ F O - B 断層を 9/10 とし、F O - A ~ F O - B ~ 熊川断層を 1/10 として設定
			F O - A ~ F O - B ~ 熊川断層				
		断層傾斜角※ ¹	90°			基準地震動の策定と同様の基本ケースと不確かさを考慮	基本ケースである 90° を 2/3 とし、不確かさケースである西 75° を 1/3 として設定
			西 75°				
	地震規模評価式	主要活断層 (B)	断層モデルを用いた手法における評価ケース※ ¹	基本震源モデル			基準地震動の策定と同様の基本ケースと不確かさを考慮
短周期の地震動レベル平均×1.5 倍							
すべり角 30°							
破壊伝播速度 $V_r=0.87\beta$							
アスペリティ遠方下端他							
地震規模評価式	主要活断層 (B)		松田 (1975)			断層長さや断層面積から地震規模を算出する複数の評価式を選定	各評価式に優劣をつけず、等重みとして設定
			武村 (1998)				
			入倉・三宅 (2001) と Takemura et al. (1990)				
領域震源モデル	領域区分モデルの選択	萩原マップ			地震 P R A 学会標準を参照し、複数の地震地体構造マップを選定	各評価モデルに優劣をつけず、等重みとして設定	
		垣見マップ					
	最大地震規模	萩原マップ	L2 領域	M7.3		地震カタログに記載されている過去の複数の地震における最大マグニチュードの中央値及び上下限値を選定	信頼性が高いと考えられる中央値を 1/2 とし、上下限値をそれぞれ 1/4 として設定 (10C4 領域では下限値と中央値が同じ M6.9 のため、重みは 3/4 として設定)
				M7.5			
				M7.6			
		垣見マップ	10C3 領域	M7.4			
				M7.5			
				M7.8			
	10C4 領域	M6.9					
		M7.0					
地震動評価手法※ ¹		距離減衰式			基準地震動の策定と同様に断層モデルを用いた手法も考慮	各評価式に優劣をつけず、等重みとして設定	
		断層モデルを用いた手法					
		距離減衰式での内陸補正の有無	内陸補正有				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内陸地殻内地震の特徴を踏まえた補正を考慮
内陸補正無							
距離減衰式のばらつき※ ²		$\beta=0.35$			文献におけるばらつきの幅を不確かさとして考慮	文献におけるばらつきの幅 ($\beta=0.35\sim 0.45$) において中央値を 1/2 とし、上下限値をそれぞれ 1/4 として設定	
		$\beta=0.40$					
		$\beta=0.45$					

※¹ : F O - A ~ F O - B ~ 熊川断層についてのみ考慮

※² : 特定震源モデルのみ考慮

第 3.1.3.2.1.3.1 表 建屋・機器選定のステップ（1 / 2）

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

第 3.1.3.2.1.3.1 表 建屋・機器選定のステップ（2 / 2）

ステップ	内容（地震PRA）		
	建 屋	屋外重要土木構築物	機 器
2-1	内部事象PRAの結果に以下の追加を検討 ・地震で損傷した際に起因事象を発生させる建屋／土木構築物／機器 ・起因事象発生後に事象を緩和させる建屋／土木構築物／機器		
	[考え方]：①地震動による安全上重要な建物、構築物、配管等の大型静的機器の損傷に伴い、緩和設備によって事象の進展を抑制できず、炉心損傷に至る建屋／土木構築物／機器を追加 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原子炉建屋、格納容器、特重建屋等を追加 ②追加なし	[対象]： ①海水取水ライン構造物を追加 ②追加なし	[対象]： ①原子炉容器、炉内構造物、燃料 ②電気盤(メタルクラッドスイッチギア、原子炉盤)等を追加
2-2	内部事象PRAの結果から以下の削除を検討 ・起因事象発生後に事象を緩和させる建屋／土木構築物／機器		
	[考え方]：地震が発生した場合に期待できない建屋／土木構築物／機器を削除		
	[対象]：削除なし	[対象]：削除なし	[対象]：タービンバイパス弁等を削除
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建屋／土木構築物／機器の検討		
	[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基に、地震PRAの実施に当たって確認が必要な機器を抽出し、以下の観点から影響機器の有無を確認 ・倒壊により被害を受けないか ・周辺機器の損傷時、周辺機器の保有水による影響はないか 等		
	[対象]：追加なし	[対象]：追加なし	[対象]：追加なし

第 3.1.3.2.1.3.2 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	届出書に記載する SSC 名	Median (G)	β_R	β_U	HCLPF (G)
原子炉建屋	原子炉建屋(インナーコンクリート)	2.42	0.25	0.15	1.26
原子炉格納容器	原子炉格納容器(ライナー部以外)	3.52	0.19	0.15	2.02
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	蒸気発生器 (格納容器バイパス)	2.48	0.20	0.19	1.32
Excess LOCA	炉内計装引出管	4.83	0.31	0.31	1.74
大破断 LOCA	制御棒駆動装置	2.82	0.25	0.25	1.26
中破断 LOCA	再生熱交換器	3.12	0.20	0.20	1.64
小破断 LOCA	加圧器 (安全弁及び逃がし弁用管台)	2.42	0.09	0.23	1.45
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	主蒸気系配管	3.86	0.28	0.27	1.59
主給水管破断	主給水系配管	3.76	0.25	0.25	1.68
原子炉建屋補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水ポンプ	5.30	0.09	0.26	3.03
外部電源喪失	外部電源系	0.30	0.25	0.50	0.09
ATWS	制御棒クラスタ	2.69	0.09	0.23	1.61
低圧注入 低圧再循環	余熱除去ポンプ	5.37	0.09	0.26	3.02
蓄圧注入	蓄圧タンク	2.43	0.20	0.20	1.27
高圧注入 高圧再循環	高圧注入ポンプ	11.05	0.09	0.15	7.44
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	5.37	0.09	0.26	3.02
代替再循環	格納容器再循環サンプ水位計 (広域)	4.47	0.14	0.23	2.46
2 次系強制冷却	主蒸気逃がし弁	4.57	0.25	0.25	2.05
格納容器内自然対流冷却(CCW) 格納容器内自然対流冷却(SWS)	格納容器再循環ダクト	3.77	0.31	0.31	1.38
原子炉トリップ	原子炉トリップ遮断器盤	3.49	0.23	0.27	1.56
補助給水	タービン動補助給水ポンプ	2.26	0.09	0.15	1.52
加圧器逃がし弁強制開	加圧器逃がし弁	4.57	0.25	0.25	2.05
非常用所内交流電源	メタルクラッドスイッチギア	2.63	0.19	0.21	1.37
空冷式非常用発電装置	空冷式非常用発電装置 信号処理盤	1.99	0.11	0.17	1.25
恒設代替低圧注水ポンプ	恒設代替低圧注水ポンプ	9.62	0.09	0.17	6.35
大容量ポンプの確立	原子炉補機冷却水冷却器	2.05	0.09	0.17	1.37
主蒸気隔離	主蒸気隔離弁	3.34	0.14	0.19	1.98
静的水素再結合装置	静的触媒式水素再結合装置	4.81	0.09	0.23	2.88

第 3.1.3.2.1.3.3 表 考慮する不確かさ要因の例

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

第 3.1.3.2.1.3.4 表 損傷限界点の現実的な値 (地震 P R A 学会標準)

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

第 3.1.3.2.1.3.7 表 物性値 (原子炉建屋)

部位	使用材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰定数 h (%)
原子炉格納容器 (PCCV)	コンクリート : Fc=44.1(N/mm ²) (Fc=450kgf/cm ²) 鉄筋 : SD40 (SD390 相当)	2.90×10 ⁴	1.21×10 ⁴	3
内部コンクリート (I/C) 原子炉周辺建屋 (E/B)RC 部	コンクリート : Fc=29.4(N/mm ²) (Fc=300kgf/cm ²) 鉄筋 : I/C SD40 (SD390 相当) E/B SD35 (SD345 相当)	2.43×10 ⁴	1.01×10 ⁴	5
原子炉周辺建屋 (E/B)S 部	鉄骨 : SM50 (SM490 相当)	2.05×10 ⁵	7.90×10 ⁴	2
蒸気発生器(S/G)	SQV2A (部材番号 52)	1.80×10 ⁵	6.92×10 ⁴	水平 : 3 鉛直 : 1
	SQV2B (部材番号 53~ 59)	1.85×10 ⁵	7.12×10 ⁴	水平 : 3 鉛直 : 1

第 3.1.3.2.1.3.8 表 物性値 (制御建屋)

建物・構築物	使用材料	ヤング係数 E (N/mm ²)	せん断 弾性係数 G (N/mm ²)	減衰 定数 h (%)
制御建屋(C/B) (RC 造)	コンクリート : Fc=29.4(N/mm ²) (Fc=300kgf/cm ²) 鉄筋 : SD35 (SD345 相当)	2.43×10 ⁴	1.01×10 ⁴	5

第 3.1.3.2.1.3.10 表 現実的な物性値の評価方法

物性値		現実的な物性値の評価方法
構造材料定数	コンクリート強度 F_c	平均値：1.4×設計基準強度 変動係数：0.13(地震PRA学会標準)
	コンクリートの 減衰定数 h	平均値：5% 変動係数：0.25(地震PRA学会標準)
	鉄筋の降伏強度 soy	平均値：1.1×規格降伏点 変動係数：0.0(考慮しない)
地盤材料定数	地盤のせん断波速度 V_s	平均値：設計値 変動係数：0.10(地震PRA学会標準)

第 3.1.3.2.1.3.12 表 地盤ばね定数と減衰係数（原子炉建屋）

	方向	ばね定数	減衰係数
底面 スウェイばね K_S	NS	2.98×10^9 (kN/m)	3.34×10^7 (kN·s/m)
	EW	3.07×10^9 (kN/m)	3.58×10^7 (kN·s/m)
底面 ロッキングばね K_R	NS	6.61×10^{12} (kN·m/rad)	2.40×10^{10} (kN·m·s/rad)
	EW	4.43×10^{12} (kN·m/rad)	1.26×10^{10} (kN·m·s/rad)

第 3.1.3.2.1.3.14 表 地盤モデルの設定（制御建屋）

項目	設定
地盤モデル	3次元 FEM モデル
地盤の物性値	第 3.1.3.2.1.3.5 表に示す地盤物性値を用いる。

第 3.1.3.2.1.3.17 表 現実的応答評価用モデルで用いる諸元と物性値の関係

		物性値			
		Fc	h	Vs	soy
RC 部	ヤング係数 E	○	—	—	—
	せん断弾性係数 G	○	—	—	—
	減衰定数 h	—	○	—	—
	復元力特性 $Q \cdot \gamma$	○	—	—	○
	復元力特性 $M \cdot \phi$	○	—	—	○
地盤ばね	ばね値	—	—	○	—
	減衰	○	—	○	—

第 3.1.3.2.1.3.18 表 2点推定法による解析ケース

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

第 3.1.3.2.1.3.19 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 (N/mm ²)	平均値：1.4×設計基準強度(23.5) 変動係数：0.13（地震PRA学会標準）
地盤の初期せん断剛性 G ₀ (N/mm ²) (地盤のせん断波速度 V _s (m/s))	平均値：P S 検層結果に基づき設定(V _s =360m/s) 変動係数：0.1（地震PRA学会標準）

第 3.1.3.2.1.3.20 表 解析ケース

解析 ケース	入力レベル	コンクリート強度 F _c (N/mm ²)	地盤のせん断波速度 V _s (m/s)
1	模擬地震動×1	32.9 (平均値)	360 (平均値)
2	模擬地震動×1	28.6 (-1σ)	360 (平均値)
3	模擬地震動×1	37.2 (+1σ)	360 (平均値)
4	模擬地震動×1	32.9 (平均値)	324 (-1σ)
5	模擬地震動×1	32.9 (平均値)	396 (+1σ)
6	模擬地震動×6.5	32.9 (平均値)	360 (平均値)
7	模擬地震動×7.0	32.9 (平均値)	360 (平均値)
8	模擬地震動×7.5	32.9 (平均値)	360 (平均値)
9	模擬地震動×8.0	32.9 (平均値)	360 (平均値)

第 3.1.3.2.1.3.21 表 現実的耐力及び現実的応答の不確かさ要因の整理

評価方法		偶然的不確かさ (β_R)	認識論的不確かさ (β_U)
機器配管系	現実的耐力	<ul style="list-style-type: none"> 機能試験データの統計的精度 	<ul style="list-style-type: none"> 試験データの統計的精度
	現実的応答	<ul style="list-style-type: none"> 水平・上下地震荷重組み合わせ方法 モード合成法 	<ul style="list-style-type: none"> 床応答スペクトル 解析モデルの評価法

第 3.1.3.2.1.3.22 表 建屋応答係数

建屋	方向	係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
格納容器	水平(NS)	中央値	1.45	0.99	1.00	1.44
		β_R	-	0.07	0.00	0.07
		β_U	-	-	0.15	0.15
	水平(EW)	中央値	1.45	0.99	1.00	1.44
		β_R	-	0.07	0.00	0.07
		β_U	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.10	0.99	1.03	1.12
		β_R	-	0.07	0.02	0.07
		β_U	-	-	0.15	0.15
原子炉建屋 (I/C)	水平(NS)	中央値	1.11	0.99	1.00	1.10
		β_R	-	0.09	0.00	0.09
		β_U	-	-	0.15	0.15
	水平(EW)	中央値	1.05	0.99	1.00	1.04
		β_R	-	0.09	0.00	0.09
		β_U	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.08	0.99	1.01	1.08
		β_R	-	0.07	0.02	0.07
		β_U	-	-	0.15	0.15
原子炉建屋 (E/B)	水平(NS)	中央値	1.05	0.99	1.00	1.04
		β_R	-	0.09	0.00	0.09
		β_U	-	-	0.15	0.15
	水平(EW)	中央値	1.05	0.99	1.00	1.04
		β_R	-	0.09	0.00	0.09
		β_U	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.08	0.99	1.01	1.08
		β_R	-	0.07	0.02	0.07
		β_U	-	-	0.15	0.15
制御建屋 (C/B)	水平(NS)	中央値	1.05	0.99	1.00	1.04
		β_R	-	0.08	1.2E-04	0.08
		β_U	-	-	0.15	0.15
	水平(EW)	中央値	1.05	0.99	1.00	1.04
		β_R	-	0.08	1.3E-04	0.08
		β_U	-	-	0.15	0.15
	鉛直	中央値	1.07	0.99	1.02	1.08
		β_R	-	0.06	0.025	0.07
		β_U	-	-	0.15	0.15

第 3.1.3.2.1.3.23 表 原子炉補機冷却水冷却器の耐震性評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕 度
胴板	SGV410	1 次応力	334	135	2.47
支持脚	SS400	組合せ 1 次	255	56	4.55
基礎ボルト	SS400	引張応力	160	81	1.98

第 3.1.3.2.1.4.1 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 (0.4~0.8G)	加速度区分 3 (0.8~1.0G)	加速度区分 4 (1.0~1.2G)	加速度区分 5 (1.2~1.5G)	加速度区分 6 (1.5~1.6G)	加速度区分 7 (1.6~1.7G)
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	—	—	—	—	9.5E-03	4.4E-02	6.9E-02
原子炉格納容器損傷	—	—	—	—	—	—	—
原子炉建屋損傷	—	—	—	—	1.8E-02	6.3E-02	9.4E-02
大破断 LOCA を上回る 規模の LOCA	—	—	—	—	8.1E-03	4.0E-02	6.4E-02
大破断 LOCA	—	—	—	—	1.9E-02	6.6E-02	9.6E-02
中破断 LOCA	—	—	—	—	—	—	1.6E-02
小破断 LOCA	—	—	—	—	3.2E-03	4.7E-02	8.3E-02
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	—	—	—	9.9E-03	7.3E-02	1.9E-01	2.7E-01
主給水管破断	—	—	—	—	1.8E-03	2.1E-02	4.0E-02
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	4.2E-04	1.0E-03	1.3E-03	1.3E-03	1.3E-03	1.3E-03	1.3E-03
原子炉補機冷却機能の 全喪失	4.5E-04	1.1E-03	1.3E-03	1.3E-03	3.1E-02	1.8E-01	3.3E-01
外部電源喪失	4.0E-01	8.1E-01	9.7E-01	9.9E-01	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00
ATWS	—	—	—	2.4E-04	5.8E-03	2.5E-02	6.8E-02
主給水流量喪失	1.0E+00						

第 3.1.3.2.1.4.2 表 損傷状態 bin の定義 (1 / 4)

損傷状態 Bin	対応する加速度区分	プラント状態の想定	本評価における設定		入力条件への響 ×：著しい悪化 △：悪化 □：限定的な悪化 -：考慮不要
bin1	該当なし	プラントの安全系 SSC 又は運転に必要な非安全系 SSC への損傷はない。居住棟や事務棟などの非安全系かつ耐震性のない SSC への限定的な被害が見られる。	地震加速度 / SSC 損傷	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉自動トリップ未発生となる地震動レベル。 運転員操作に影響を及ぼすような SSC 損傷は発生しない 	—
			アクセス性	<ul style="list-style-type: none"> 非安全系の限定的な被害でありアクセスルートに影響はない。 	—
			ストレスレベル	<ul style="list-style-type: none"> 内の事象 PRA の範囲であり地震による運転員への影響はない。 	—
			人的リソース	<ul style="list-style-type: none"> 影響無し 	—

第 3.1.3.2.1.4.2 表 損傷状態 bin の定義 (2 / 4)

損傷状態 Bin	対応する加速度区分	プラント状態の想定	本評価における設定		入力条件への響 ×：著しい悪化 △：悪化 □：限定的な悪化 -：考慮不要
bin2	区分 1(0.2G~0.4G) 区分 2(0.4G~0.8G)	プラントの安全系 SSC、又は運転に必要であり、丈夫かつ工業用の非安全系 SSC への損傷はない。プラント運転にとって重要でない非安全系の SSC、及び特高開閉所への被害が見られる (=外部電源喪失は起きている)。吊り下げ式天井のパネルが落下している。	地震加速度 / SSC 損傷	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉自動トリップが発生する地震動レベル。 外的事象向けの手順書や有効性評価の想定を超えない地震動レベル。 主給水系/外部電源系は耐震性が低く損傷している。 警報は耐震性が低く損傷している。 	× (警報)
			アクセス性	<ul style="list-style-type: none"> 固縛していない柵や現場機材等の転倒により現場へのアクセス性は悪化するが程度は軽微。 	□
			ストレスレベル	<ul style="list-style-type: none"> 事故時手順書と外的事象時の手順書を並行して確認している。 	×
			人的リソース	<ul style="list-style-type: none"> パトロール※に要員が割かれ、SA 対策に必要な最低限の人数しか確保されない。ただし、時間経過 (パトロール完了) 後は人員の状況は回復している。 	□

※地震事象発生後のプラント設備の健全性を確認するためのパトロール

第 3.1.3.2.1.4.2 表 損傷状態 bin の定義 (3 / 4)

損傷状態 Bin	対応する 加速度区分	プラント状態の想定	本評価における設定		入力条件への響 ×：著しい悪化 △：悪化 □：限定的な悪化 -：考慮不要
bin3	区分 3(0.8G~1.0G) 区分 4(1.0G~1.2G) 区分 5(1.2G~1.5G) 区分 6(1.5G~1.6G) 区分 7(1.6G~1.7G)	広範囲の非安全系の SSC と、一部の安全系 SSC への損傷が見られる。多数の振動トリップとリセットが必要な警報が発信している。	地震加速度 /SSC 損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・ Ss 基準地震動の最大加速度を超える状況であることから設計想定外となる事象の発生を考慮する地震動レベル。 ・ S クラス機器の損傷により SBO 等が発生している可能性がある。 	× (警報)
			アクセス性	耐震性の低い建屋 (タービン建屋等) の壁の崩落や、アクセスルート上におけるドアの固着等のアクセスを阻害する要因により、特殊な工具の使用やルートの迂回が必要となる。	△
			ストレスレベル	損傷状態 bin2 と同じ。	×
			人的リソース	パトロール※に要員が割かれ、SA 対策に必要な最低限の人数しか確保されない。パトロールに要する時間は地震の影響を受けるものの、時間経過 (パトロール完了) 後は人員の状況は回復している。	△

※地震事象発生後のプラント設備の健全性を確認するためのパトロール

第 3.1.3.2.1.4.2 表 損傷状態 bin の定義 (4 / 4)

損傷状態 Bin	対応する加速度区分	プラント状態の想定	本評価における設定		入力条件への響 ×：著しい悪化 △：悪化 □：限定的な悪化 -：考慮不要
bin4	該当なし	安全系と非安全系の SSC へ甚大な被害がもたらされている。特に、この損傷状態 bin はクリフエッジ効果の影響を受けやすい外的事象において、考慮が必要である。	地震加速度 / SSC 損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・ S_s 基準地震動の最大加速度の 2 倍以上であり複数の事故シナリオの発生や不確実さの増加により手順書や訓練の想定を超える事態が発生する可能性がある地震動レベル。 ・ 耐震性の高い建屋や主要な盤が損傷している可能性がある。 	× (警報)
			アクセス性	<ul style="list-style-type: none"> ・ 安全系設備に甚大な被害がもたらされており、アクセスルートは著しく悪化していることから現場へのアクセスは不可能となる。(中央制御室操作は実施可能) 	×
			ストレスレベル	<ul style="list-style-type: none"> ・ 損傷状態 bin3 と同じ。 	×
			人的リソース	<ul style="list-style-type: none"> ・ パトロール※に要員が割かれ、SA 対策に必要な最低限の人数しか確保されない。時間経過 (パトロール完了) 後においても回復しない。 	×

※地震事象発生後のプラント設備の健全性を確認するためのパトロール

第 3.1.3.2.1.4.3 表 地震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)	1.2E-03
区分 2 (0.4G~0.8G)	1.9E-04
区分 3 (0.8G~1.0G)	9.8E-06
区分 4 (1.0G~1.2G)	3.3E-06
区分 5 (1.2G~1.5G)	1.6E-06
区分 6 (1.5G~1.6G)	2.2E-07
区分 7 (1.6G~1.7G)	1.5E-07

第 3.1.3.2.1.4.4 表 地震加速度区分別の炉心損傷頻度

加速度区分	地震平均発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合
区分 1 (0.2G~0.4G)	1.2E-03	1.2E-07	24.3%
区分 2 (0.4G~0.8G)	1.9E-04	6.7E-08	13.1%
区分 3 (0.8G~1.0G)	9.8E-06	4.1E-09	0.8%
区分 4 (1.0G~1.2G)	3.3E-06	4.9E-09	1.0%
区分 5 (1.2G~1.5G)	1.6E-06	1.2E-07	24.2%
区分 6 (1.5G~1.6G)	2.2E-07	8.9E-08	17.4%
区分 7 (1.6G~1.7G)	1.5E-07	1.0E-07	19.4%
合計		5.1E-07	100.0%

第 3.1.3.2.1.4.5 表 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合
2次冷却系からの除熱機能喪失	1.5E-07	29.2%
全交流動力電源喪失	1.7E-07	33.7%
原子炉補機冷却機能喪失	6.1E-08	11.8%
原子炉格納容器の除熱機能喪失	2.9E-10	< 0.1%
原子炉停止機能喪失	4.0E-09	0.8%
E C C S 注水機能喪失	4.7E-08	9.2%
E C C S 再循環機能喪失	2.4E-09	0.5%
原子炉建屋損傷	4.6E-08	9.1%
原子炉格納容器損傷	ε	< 0.1%
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	3.0E-08	5.8%
合計	5.1E-07	100.0%

ε : カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.1.4.7 表 プラント損傷状態ごとの炉心損傷頻度

プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合
AED	2.9E-08	5.7%
AEW	3.3E-09	0.6%
AEI	1.5E-08	2.9%
ALC	ε	<0.1%
SED	1.3E-08	2.6%
SEW	1.0E-11	<0.1%
SEI	1.6E-10	<0.1%
SLW	1.8E-08	3.4%
SLI	4.0E-11	<0.1%
SLC	4.7E-10	<0.1%
TED	2.7E-07	52.6%
TEW	2.9E-09	0.6%
TEI	8.5E-08	16.6%
G	3.0E-08	5.8%
B	4.6E-08	9.1%
合計	5.1E-07	100.0%

ε : カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.1.4.9 表 炉心損傷頻度の不確実さ解析結果

加速度区分	炉心損傷頻度 (／炉年)				エラー ファクタ
	5%値	50%値	95%値	平均値	
区分 1 (0.2G～0.4G)	5.0E-09	4.4E-08	2.8E-07	8.5E-08	7.5E+00
区分 2 (0.4G～0.8G)	5.5E-09	2.6E-08	1.4E-07	4.7E-08	5.1E+00
区分 3 (0.8G～1.0G)	1.1E-10	1.7E-09	9.4E-09	3.1E-09	9.2E+00
区分 4 (1.0G～1.2G)	9.4E-12	1.3E-09	1.9E-08	4.5E-09	4.5E+01
区分 5 (1.2G～1.5G)	3.7E-12	3.5E-08	5.4E-07	1.2E-07	3.8E+02
区分 6 (1.5G～1.6G)	1.0E-14	1.5E-08	5.7E-07	8.5E-08	7.5E+03
区分 7 (1.6G～1.7G)	6.1E-15	9.4E-09	7.8E-07	9.4E-08	1.1E+04
合計	1.9E-08	1.8E-07	2.2E-06	4.5E-07	1.1E+01

第 3.1.3.2.1.5.1 表 格納容器機能喪失モードの整理

項目	放出	原子炉格納容器の状態	格納容器機能喪失モード	記号	概要		
格納容器機能喪失モード分類	漏えい	格納容器健全	格納容器健全	ϕ	原子炉格納容器が健全に維持されて事故が収束		
			放射性物質管理放出	ϕ	フィルタベントの実施		
	早期放出	格納容器バイパス	格納容器健全	蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損） ^(注1)	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	
				温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 ^(注1)			
		格納容器隔離失敗	格納容器健全	格納容器隔離失敗	β	事故後に原子炉格納容器の隔離に失敗	
				炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失	原子炉格納容器損傷（座屈以外） ^(注2)	χ	地震による原子炉格納容器損傷（座屈以外） 地震による原子炉建屋損傷に伴う格納容器機能喪失
		原子炉建屋損傷 ^(注2)					
		格納容器破損	格納容器破損	早期格納容器破損	原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損
					水素燃焼（原子炉容器破損前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損前）によって原子炉格納容器が破損
					水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって原子炉格納容器が破損
					原子炉容器外水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって原子炉格納容器が破損
					格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損
					格納容器直接接触	μ	原子炉格納容器の構造物へ熔融炉心が直接接触して原子炉格納容器が破損
		後期放出	格納容器破損	後期格納容器破損	水素燃焼（原子炉容器破損後後期）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後後期）によって原子炉格納容器が破損
					ベースマツト溶融貫通	ε	熔融炉心・コンクリート相互作用でベースマツトが溶融貫通
	格納容器過温破損				τ	原子炉格納容器の貫通部が過温で破損	
	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損				δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が破損	
	水蒸気蓄積による格納容器先行破損				θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損	

(注 1) g モードには「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）」と「温度誘因蒸気発生器伝熱管破損」が含まれるが、g モードの名称は「蒸気発生器伝熱管破損」とする。

(注 2) χ モードには「原子炉格納容器損傷（座屈以外）」と「原子炉建屋損傷」が含まれるが、 χ モードの名称は「炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失」とする。

第 3.1.3.2.1.5.2 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)	・プラント損傷状態で定義される蒸気発生器伝熱管破損	gモードによる格納容器機能喪失
炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失	・プラント損傷状態で定義される炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失	χ モードによる格納容器機能喪失
格納容器先行破損	・プラント損傷状態で定義される格納容器先行破損	θ モードによる格納容器機能喪失
配管クリープ破損	・1次系高压 (高温側配管、サージライン破損)	1次系減圧
温度誘因蒸気発生器伝熱管破損	・1次系高压 (温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)	gモードによる格納容器機能喪失
原子炉容器内水蒸気爆発	・溶融炉心が原子炉容器下部ヘッドへ落下 ・1次系低圧	α モードによる格納容器機能喪失の可能性
水素燃焼	・水素濃度4vol%上方、6vol%側方、8vol%下方伝播 ・水蒸気濃度55vol%以下	γ 、 γ' 、 γ'' モードによる格納容器機能喪失の可能性
原子炉容器破損	・炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出
溶融物分散放出	・原子炉容器破損時に1次系高压	溶融炉心の原子炉下部キャビティ外への放出
原子炉下部キャビティ内水量	・燃料取替用水が格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の接触
原子炉容器外水蒸気爆発	・原子炉容器破損時に溶融炉心が重力落下 ・溶融炉心落下質量大	η モードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器雰囲気直接加熱	・溶融物分散放出あり	σ モードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器直接接触	・溶融物分散放出あり	μ モードによる格納容器機能喪失の可能性
溶融炉心冷却	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内に溶融炉心落下	溶融炉心・コンクリート相互作用の継続
ベースマット溶融貫通	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内の溶融炉心冷却に失敗	ε モードによる格納容器機能喪失
格納容器過温破損	・原子炉容器破損 ・格納容器内への注水なし	τ モードによる格納容器機能喪失
格納容器過圧破損	・崩壊熱による水蒸気生成 ・非凝縮性ガス生成	δ 、 θ モードによる格納容器機能喪失

第 3.1.3.2.1.5.3 表 地震出力時レベル 2 P R A でモデル化する緩和手段

内的事象出力時レベル 2 P R A で期待する緩和手段		地震事象出力時 レベル 2 P R A でのモデル化	備考
緩和手段	緩和設備		
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	○	同上
	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)	○	同上
1 次系 強制減圧	加圧器逃がし弁 (制御用空気系使用)	○	同上
	加圧器逃がし弁 (窒素ポンペ (SA) 使用)	○	同上
炉心への注水	非常用炉心冷却設備	○	同上
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)	○	同上
	恒設代替低圧注水ポンプ	○	同上
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)	○	同上
格納容器内注水 (格納容器内液相)	可搬式代替低圧注水ポンプ	○	同上
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)	○	同上
	原子炉格納容器水素燃料装置	○	同上
水素濃度制御	静的触媒式水素再結合装置 (PAR)	○	同上
電源の確保	外部電源の回復	×	地震により外部 電源が喪失した 場合の回復操作 には期待しない。
	空冷式非常用発電装置	○	耐震性あり

第 3.1.3.2.1.5.5 表 プラント損傷状態別の格納容器機能喪失頻度

プラント 損傷状態	区分 1	区分 2	区分 3	区分 4	区分 5	区分 6	区分 7	区分 7 まで 合計
	0.2G~0.4G	0.4G~0.8G	0.8G~1.0G	1.0G~1.2G	1.2G~1.5G	1.5G~1.6G	1.6G~1.7G	0.2G~1.7G
AED	ε	ε	ε	ε	3.5E-09	8.8E-09	1.6E-08	2.8E-08
AEW	ε	ε	ε	ε	5.8E-10	6.3E-10	5.3E-10	1.7E-09
AEI	ε	ε	ε	ε	6.5E-10	5.9E-10	4.9E-10	1.7E-09
ALC	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
SED	1.2E-10	3.2E-11	2.1E-12	3.5E-11	6.3E-10	3.2E-09	5.3E-09	9.4E-09
SEW	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
SEI	8.0E-12	ε	ε	ε	ε	ε	ε	8.0E-12
SLW	1.1E-09	4.2E-10	3.3E-11	7.8E-12	1.8E-09	1.3E-09	6.3E-10	5.3E-09
SLI	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
SLC	3.5E-10	1.0E-10	5.3E-12	1.2E-12	1.4E-11	ε	ε	4.7E-10
TED	1.7E-08	9.2E-09	8.4E-10	2.2E-10	4.6E-08	4.1E-08	4.6E-08	1.6E-07
TEW	3.6E-10	1.9E-10	7.9E-12	ε	2.9E-10	1.5E-10	9.0E-11	1.1E-09
TEI	5.0E-09	3.1E-09	1.7E-10	5.3E-10	2.7E-09	5.1E-10	1.8E-10	1.2E-08
G	ε	ε	ε	ε	1.3E-08	8.1E-09	9.0E-09	3.0E-08
B	ε	ε	ε	ε	2.4E-08	1.1E-08	1.1E-08	4.6E-08
合計	2.4E-08	1.3E-08	1.1E-09	8.0E-10	9.3E-08	7.5E-08	9.0E-08	3.0E-07

ε : カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.1.5.6 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	区分 1	区分 2	区分 3	区分 4	区分 5	区分 6	区分 7	区分 7 まで 合計
	0.2G~0.4G	0.4G~0.8G	0.8G~1.0G	1.0G~1.2G	1.2G~1.5G	1.5G~1.6G	1.6G~1.7G	0.2G~1.7G
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	ε	ε	ε	ε	8.7E-13	ε	ε	8.7E-13
β (格納容器隔離失敗)	3.1E-09	1.3E-09	8.9E-11	1.4E-10	1.5E-08	2.7E-08	4.3E-08	9.1E-08
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損前))	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	2.5E-11	2.0E-11	9.5E-13	3.9E-12	1.4E-11	ε	ε	6.4E-11
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長期))	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	1.3E-08	9.1E-09	4.2E-10	4.7E-10	7.1E-09	4.5E-09	3.2E-09	3.8E-08
ε (ベースマット溶融貫通)	3.3E-10	2.0E-10	7.7E-12	ε	2.6E-10	1.5E-10	1.2E-10	1.1E-09
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	3.5E-10	1.0E-10	5.3E-12	1.2E-12	1.4E-11	ε	ε	4.7E-10
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	4.7E-11	2.2E-11	ε	ε	8.1E-12	2.2E-12	ε	8.0E-11
σ (格納容器雰囲気直接加熱) ^注	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
ζ (蒸気発生器伝熱管破損)	3.4E-10	1.7E-10	9.0E-12	2.9E-11	1.3E-08	8.1E-09	9.0E-09	3.1E-08
τ (格納容器過温破損)	6.8E-09	2.1E-09	5.2E-10	1.4E-10	3.3E-08	2.4E-08	2.2E-08	8.9E-08
μ (格納容器直接接触)	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
χ (炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失)	ε	ε	ε	ε	2.4E-08	1.1E-08	1.1E-08	4.6E-08
合計	2.4E-08	1.3E-08	1.1E-09	8.0E-10	9.3E-08	7.5E-08	9.0E-08	3.0E-07
ϕ (放射性物質管理放出)	2.3E-08	1.1E-08	5.6E-10	1.2E-09	6.0E-09	1.2E-09	3.9E-10	4.4E-08

ε : カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.1.5.8 表 放出カテゴリ別の格納容器機能喪失頻度

格納容器の状態		分類	放出カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)	割合
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	蒸気発生器 伝熱管破損	F1	7.8E-10	0.2%
		蒸気発生器伝熱管 破損 (複数本破損)	F2	3.0E-08	6.1%
	格納容器 破損	エナジェティック	F3A	1.4E-10	<0.1%
		先行破損	F3B	4.7E-10	<0.1%
		その他	F3C	1.3E-07	26.4%
		地震による格納容器 先行機能喪失	F4	4.6E-08	9.6%
	隔離失敗	—	F5	9.1E-08	18.7%
健全 (設計漏えい)	—	F6	1.5E-07	29.8%	
放射性物質管理放出	—	F7	4.4E-08	9.1%	
合計※			—	4.9E-07	100.0%

※全放出カテゴリの合計は各放出カテゴリの発生頻度の単純和である。このため、全炉心損傷頻度とは一致しないことがある。

第 3.1.3.2.1.5.9 表 格納容器機能喪失頻度の不確かさ解析結果
(加速度区分別)

加速度区分	格納容器機能喪失頻度 (／炉年)				エラー ファクタ
	5%値	50%値	95%値	平均値	
区分 1 (0.2G～0.4G)	4.7E-10	6.3E-09	5.5E-08	1.5E-08	1.1E+01
区分 2 (0.4G～0.8G)	6.1E-10	3.7E-09	2.6E-08	7.7E-09	6.5E+00
区分 3 (0.8G～1.0G)	3.1E-11	4.9E-10	2.2E-09	7.7E-10	8.5E+00
区分 4 (1.0G～1.2G)	1.7E-12	2.3E-10	2.6E-09	6.5E-10	3.9E+01
区分 5 (1.2G～1.5G)	1.8E-12	2.4E-08	4.0E-07	8.5E-08	4.7E+02
区分 6 (1.5G～1.6G)	8.3E-15	1.3E-08	4.5E-07	7.1E-08	7.4E+03
区分 7 (1.6G～1.7G)	5.3E-15	8.5E-09	6.9E-07	8.5E-08	1.1E+04
合計	2.8E-09	7.1E-08	1.6E-06	2.7E-07	2.4E+01

第 3.1.3.2.1.5.10 表 格納容器機能喪失頻度の不確かさ解析結果
(格納容器機能喪失モード別)

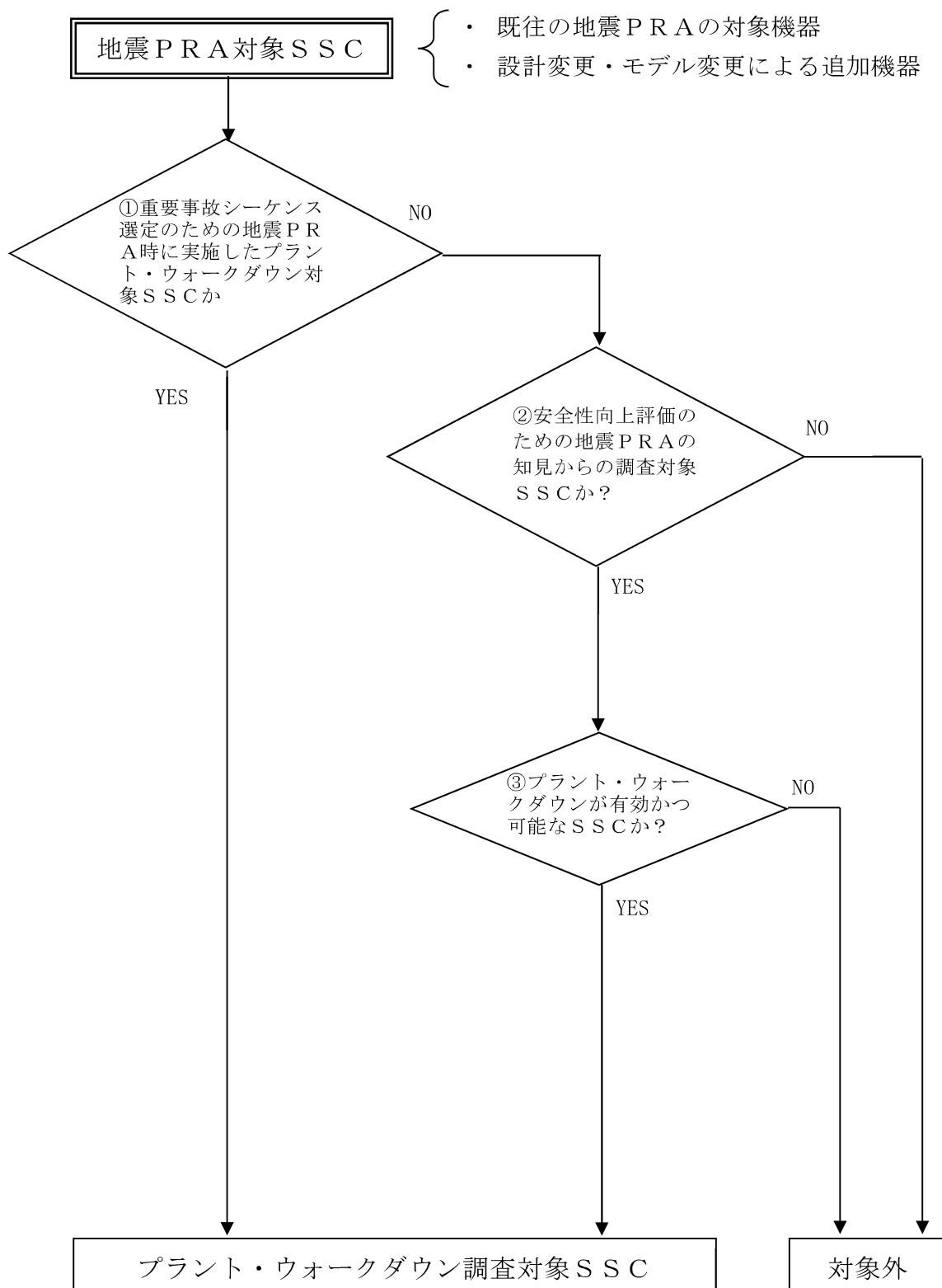
格納容器機能喪失モード	格納容器機能喪失頻度 (／炉年)				エラー ファクタ
	5%値	50%値	95%値	平均値	
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	3.2E-19	2.0E-14	3.4E-12	8.5E-13	3.2E+03
β (格納容器隔離失敗)	4.9E-10	1.4E-08	4.9E-07	8.5E-08	3.2E+01
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損前))	—	—	—	—	—
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	1.1E-12	2.0E-11	2.2E-10	6.1E-11	1.4E+01
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長期))	—	—	—	—	—
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	1.0E-09	1.0E-08	1.2E-07	2.7E-08	1.1E+01
ε (ベースマット溶融貫通)	2.7E-11	3.1E-10	3.5E-09	8.4E-10	1.1E+01
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.0E-12	1.4E-10	1.3E-09	3.5E-10	1.6E+01
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	3.1E-12	2.6E-11	2.4E-10	6.8E-11	8.7E+00
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	—	—	—	—	—
g (蒸気発生器伝熱管破損)	2.0E-11	1.4E-09	1.1E-07	2.8E-08	7.4E+01
τ (格納容器過温破損)	4.2E-10	1.5E-08	3.9E-07	8.1E-08	3.1E+01
μ (格納容器直接接触)	—	—	—	—	—
χ (炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失)	5.9E-13	5.6E-09	2.0E-07	4.5E-08	5.9E+02
合計	2.8E-09	7.1E-08	1.6E-06	2.7E-07	2.4E+01

第 3.1.3.2.1.5.11 表 格納容器機能喪失頻度の不確実さ解析結果
(放出カテゴリ別)

放出 カテゴリ	格納容器機能喪失頻度 (／炉年)				エラー ファクタ
	5%値	50%値	95%値	平均値	
F1	1.4E-11	2.1E-10	2.7E-09	7.3E-10	1.4E+01
F2	6.1E-15	6.9E-10	1.1E-07	2.7E-08	4.2E+03
F3A	6.0E-12	5.3E-11	4.3E-10	1.3E-10	8.5E+00
F3B	5.0E-12	1.4E-10	1.3E-09	3.5E-10	1.6E+01
F3C	1.7E-09	3.0E-08	5.1E-07	1.1E-07	1.7E+01
F4	5.9E-13	5.6E-09	2.0E-07	4.5E-08	5.9E+02
F5	4.9E-10	1.4E-08	4.9E-07	8.5E-08	3.2E+01
F6	7.9E-09	5.5E-08	4.1E-07	1.2E-07	7.2E+00
F7	2.3E-09	2.0E-08	1.3E-07	3.8E-08	7.5E+00

第 3.1.3.2.1.6.1 表 放出カテゴリごとの Cs-137 放出量評価結果

格納容器の状態		分類	放出 カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)	Cs137 放出量 (TBq)
格納 容器 機能 喪失	格納容器 バイパス	蒸気発生器 伝熱管破損	F1	7.8E-10	>100
		蒸気発生器伝熱管 破損（複数本破損）	F2	3.0E-08	>100
	格納容器 破損	エナジェティック	F3A	1.4E-10	>100
		先行破損	F3B	4.7E-10	>100
		その他	F3C	1.3E-07	>100
		地震による格納容器 先行機能喪失	F4	4.6E-08	>100
	隔離失敗	—	F5	9.1E-08	>100
健全（設計漏えい）	—	F6	1.5E-07	約 1.6	
放射性物質管理放出	—	F7	4.4E-08	約 0.89	



第 3.1.3.2.1.1.1 図 プラント・ウォークダウン調査SSCの選定フロー

大飯4号機 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 : _____ 年 月 日

実施者 : _____

第 3.1.3.2.1.1.2 図 プラント・ウォークダウンチェックシート (1 / 3)

SSC名： _____

A) 耐震安全性の確認

対象SSC本体の評価

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

アンカーボルト・基礎溶接部評価

	Y	N	U	N/A
1. 図面（外形図・耐震計算書等）と外見上の相違は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 周辺のコンクリート部を含めて外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 締め付け強度は適切に管理されている（ゆるみ止め対策がされているか等）	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

二次的影響について

	Y	N	U	N/A
1. 周辺の耐震クラスが低いSSC等の倒壊・落下により被害を受けない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 倒壊により被害を与えうる周辺の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無い	<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無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
5. 周辺に仮置の火災源は無い	<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

第 3.1.3.2.1.1.2 図 プラント・ウォークダウンチェックシート (2 / 3)

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"/>

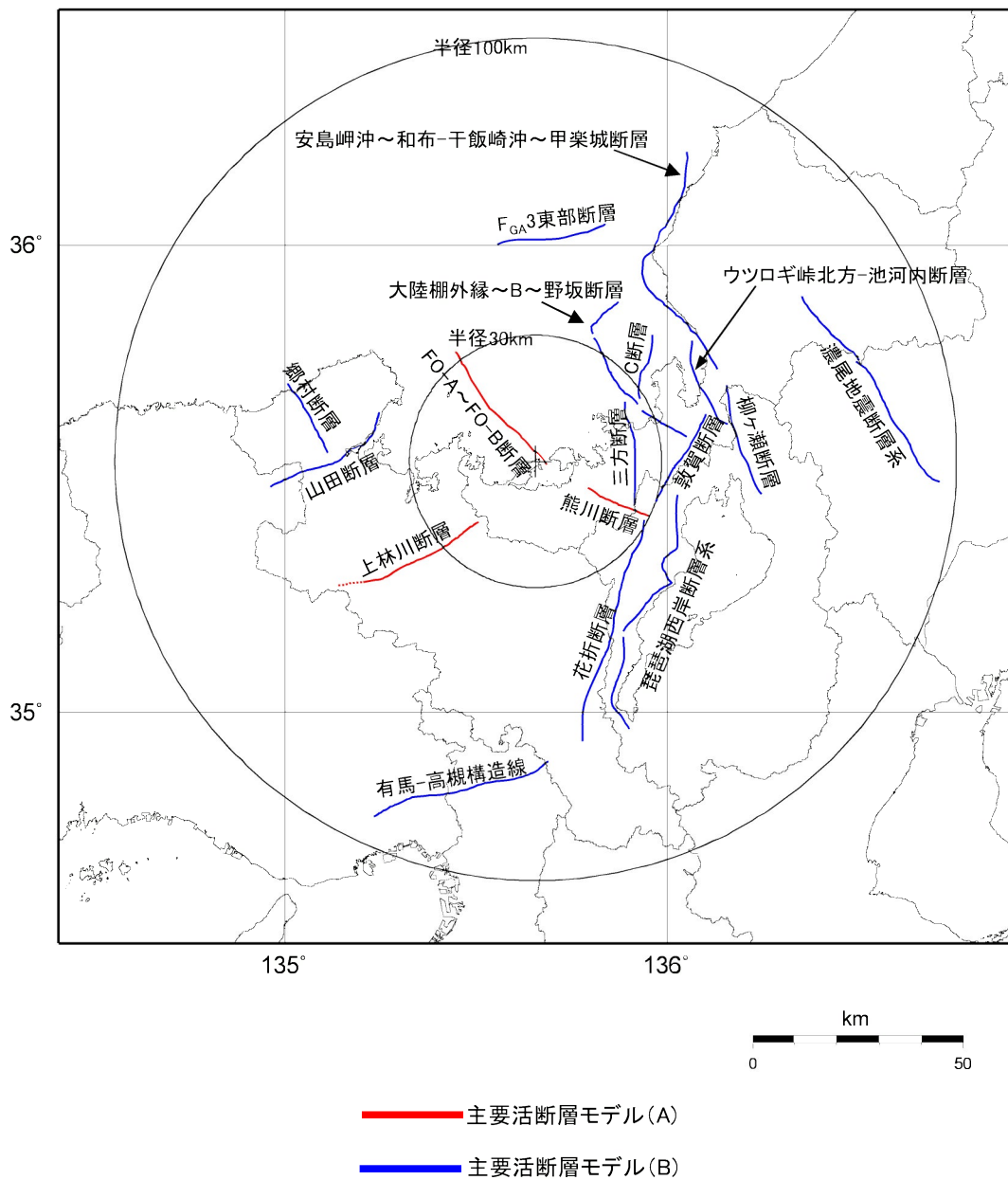
C) 地震PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認

	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"/>

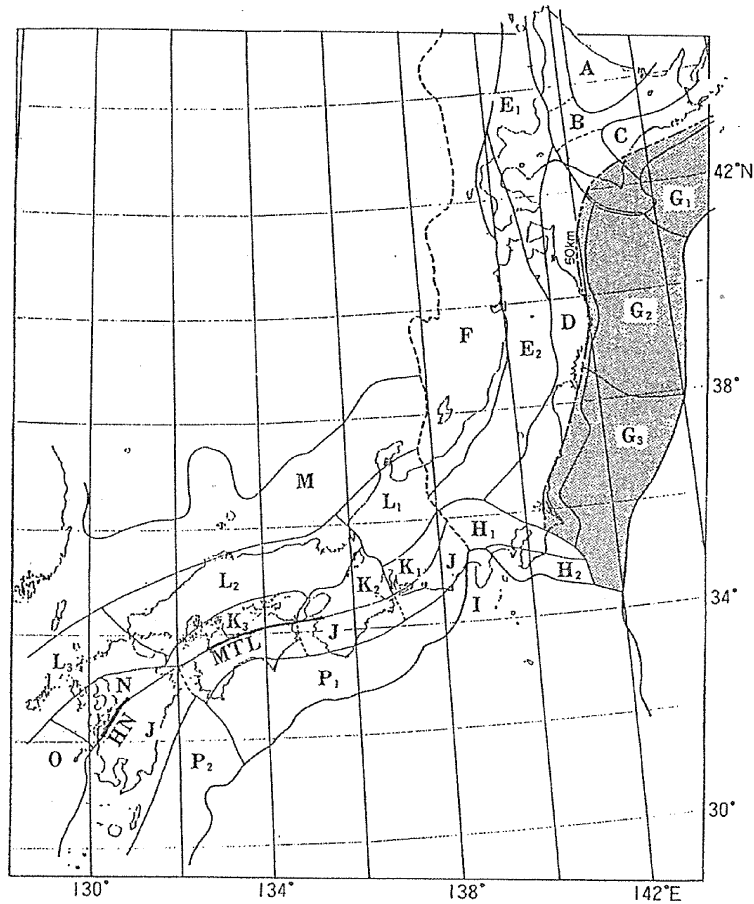
地震PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件
前提条件 :
確認結果 :

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

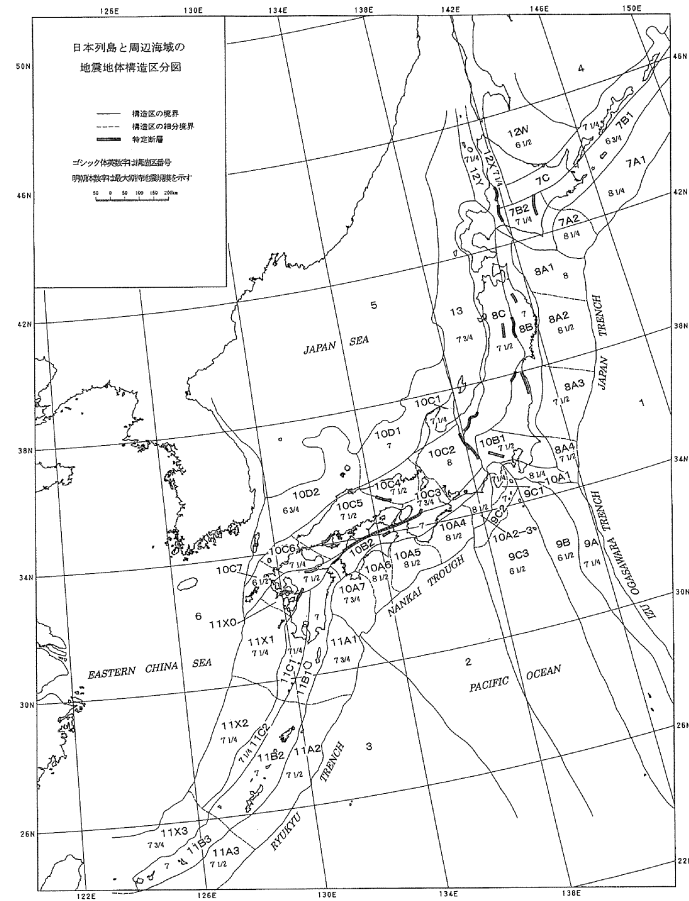
第 3.1.3.2.1.1.2 図 プラント・ウォークダウンチェックシート (3 / 3)



第 3.1.3.2.1.2.1 図 敷地周辺の主な活断層

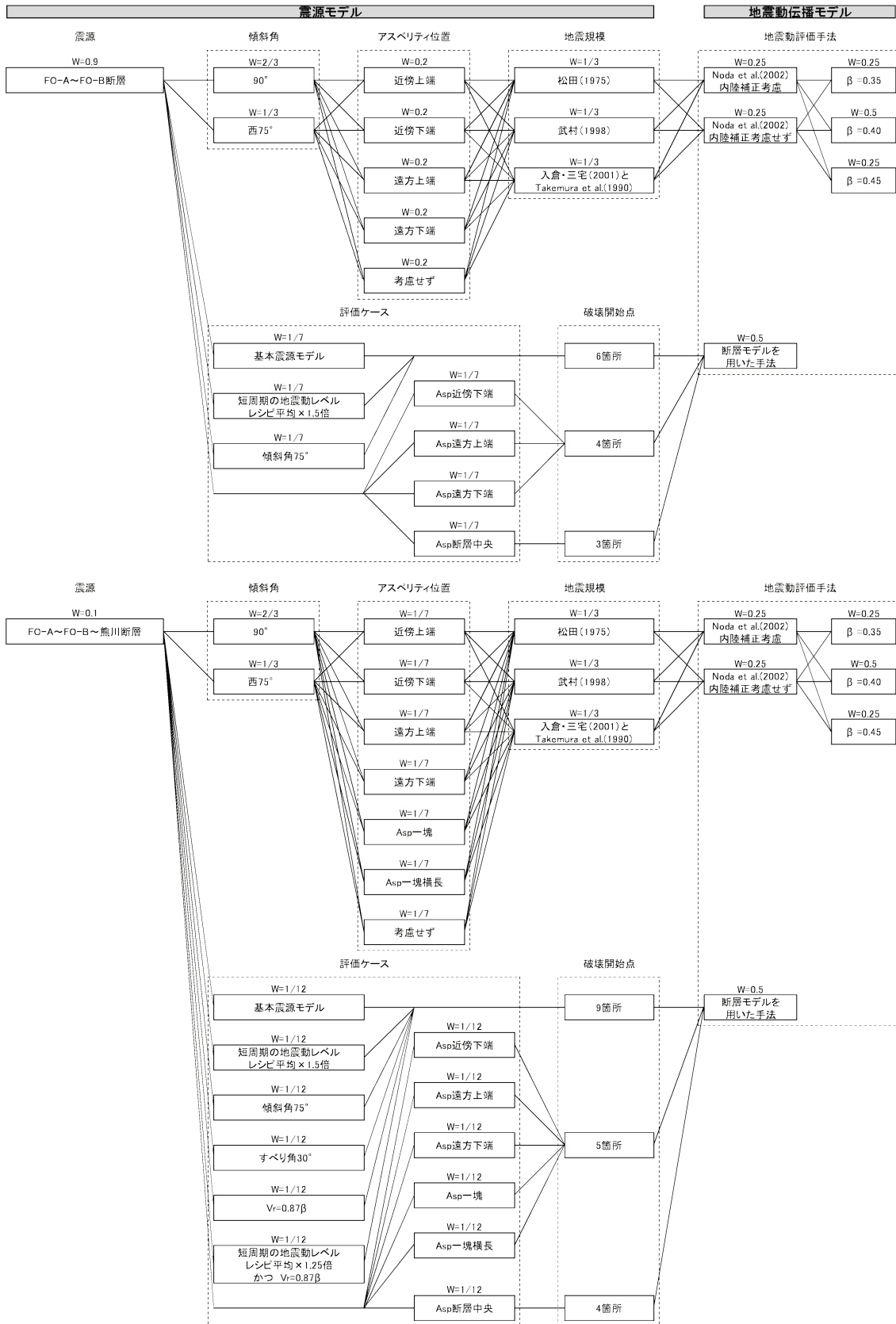


萩原(1991)による地震地体構造区分図
対象領域：K2、L1、L2、M



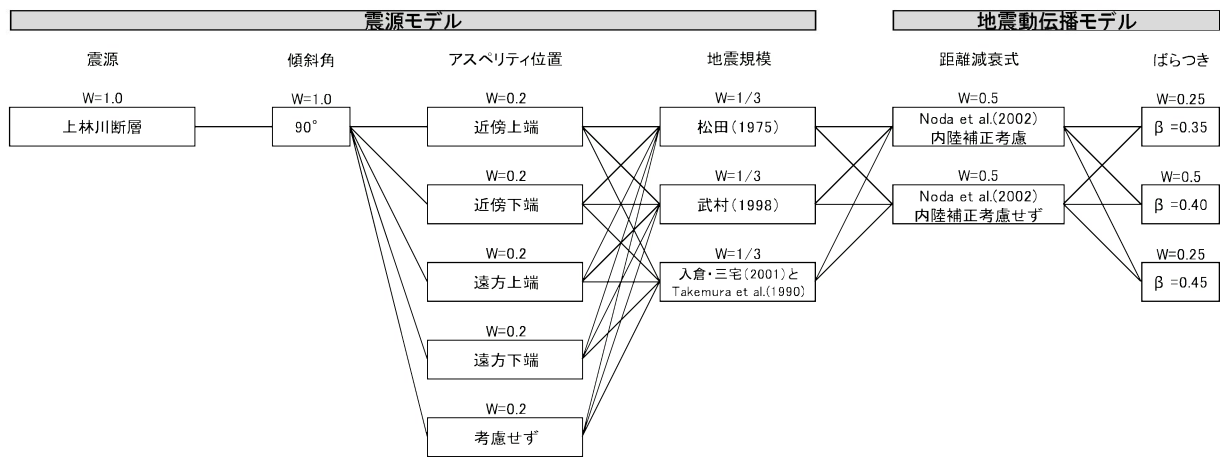
垣見ほか(2003)による地震地体構造区分図
対象領域：10C2、10C3、10C4、10D1

第 3.1.3.2.1.2.2 図 萩原(1991)及び垣見ほか(2003)による領域区分



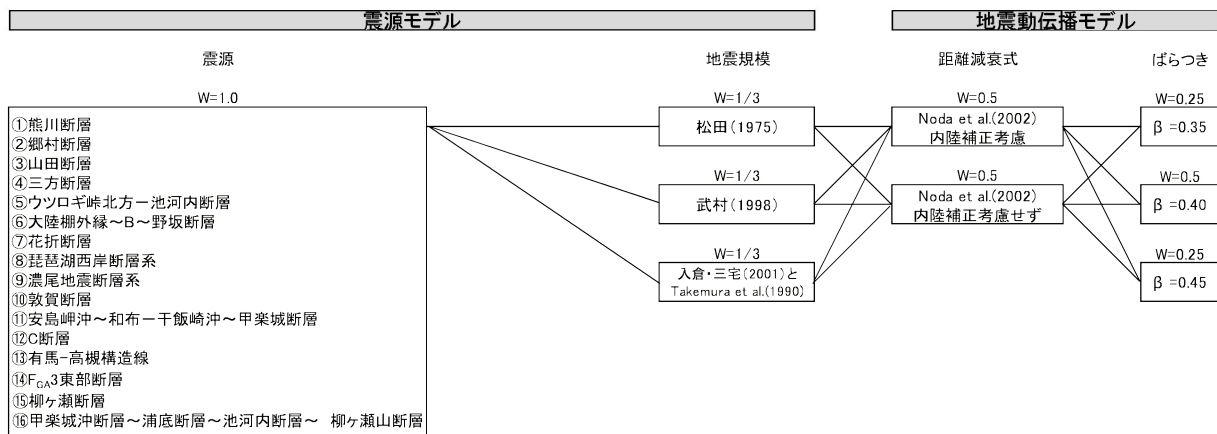
(a) FO-A~FO-B~熊川断層

第 3.1.3.2.1.2.3 図(1) 主要活断層モデル(A)のロジックツリー

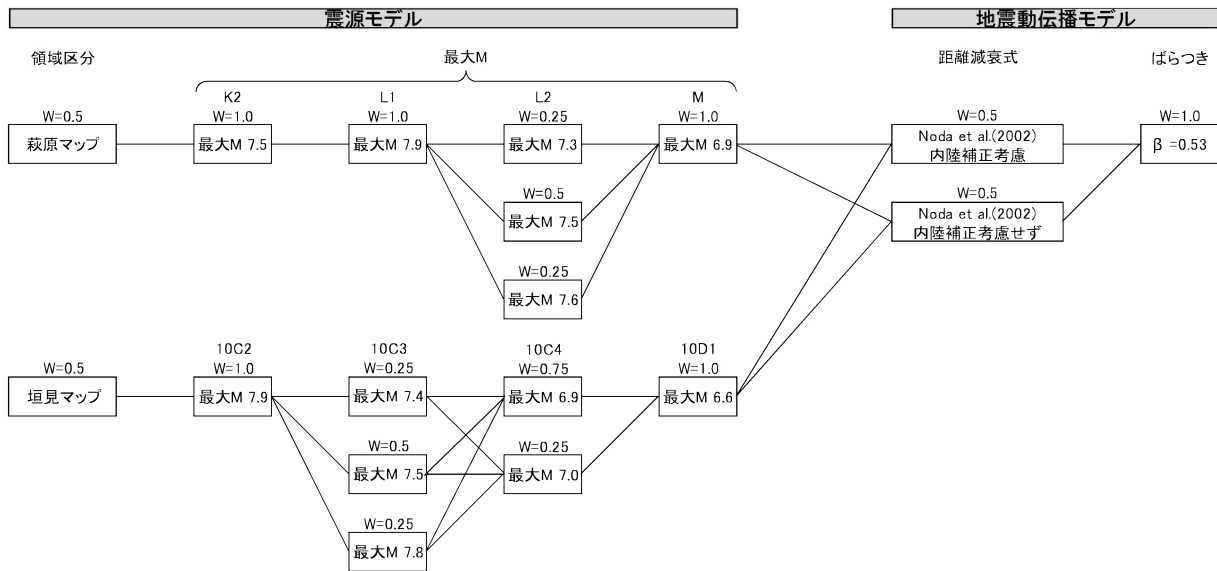


(b) 上林川断層

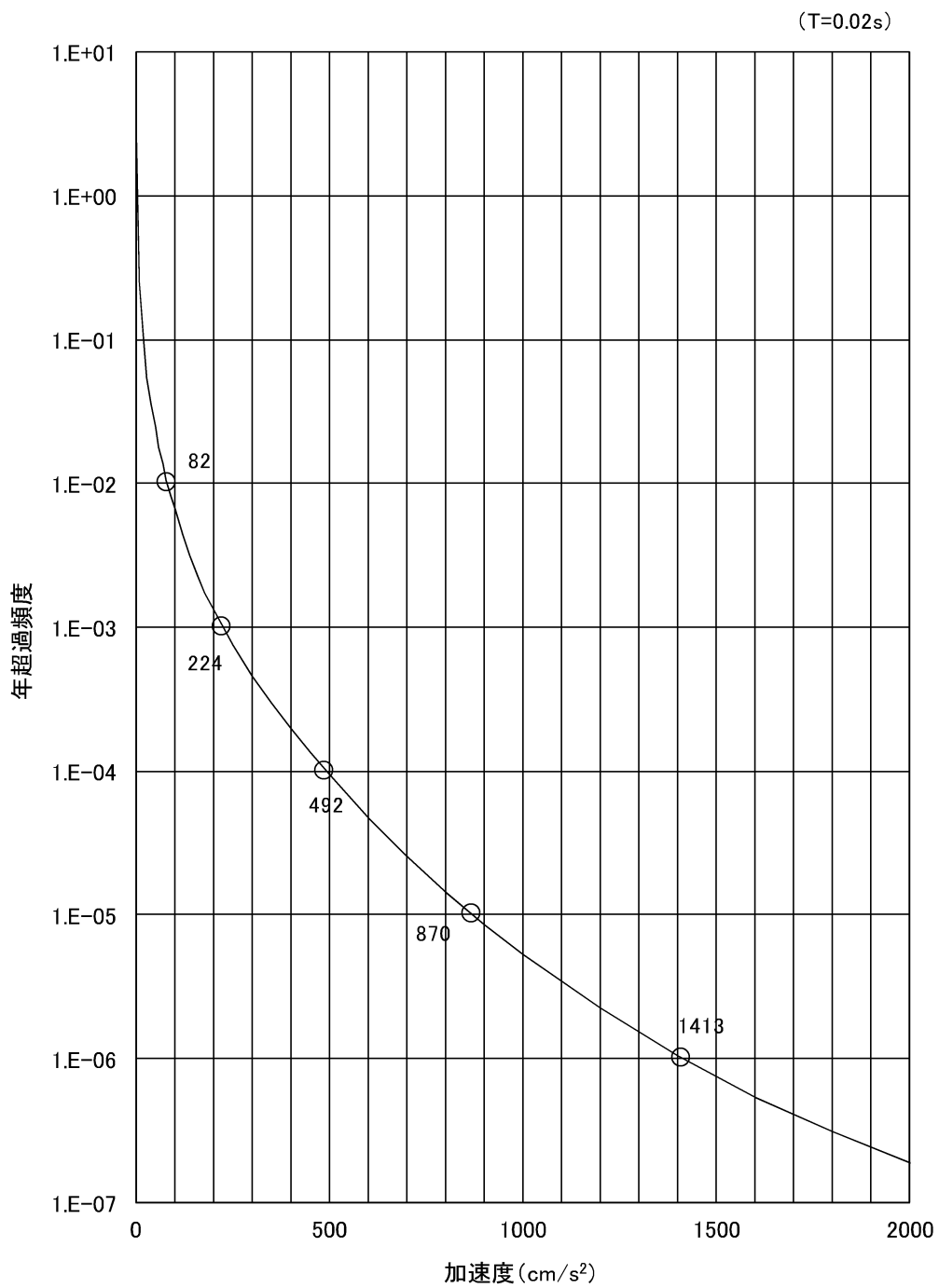
第 3.1.3.2.1.2.3 図(2) 主要活断層モデル(A)のロジックツリー



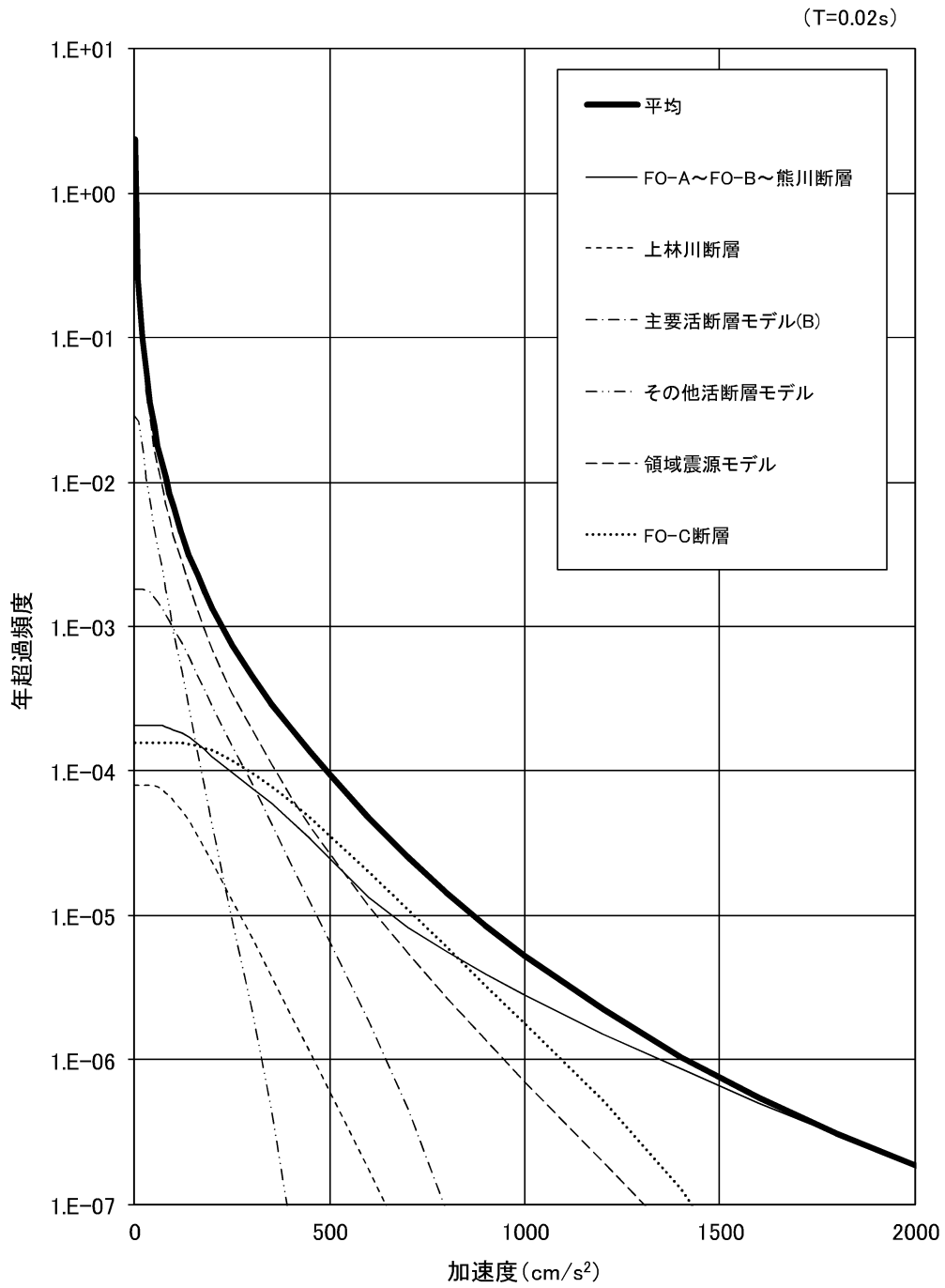
第 3.1.3.2.1.2.4 図 主要活断層モデル(B)のロジックツリー



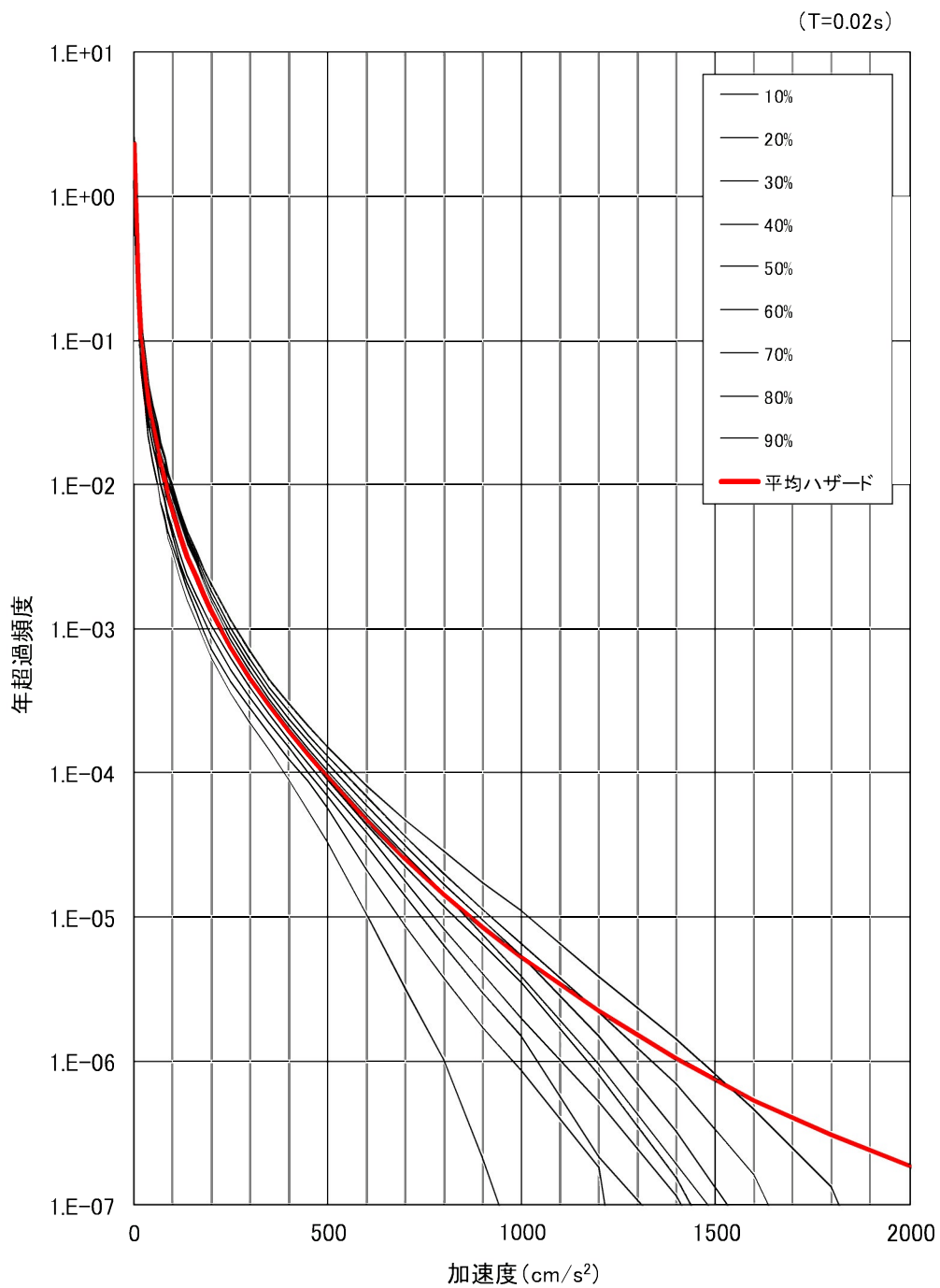
第 3.1.3.2.1.2.5 図 領域震源モデルのロジックツリー



第 3.1.3.2.1.2.6 図 平均地震ハザード曲線 (周期 0.02 秒)

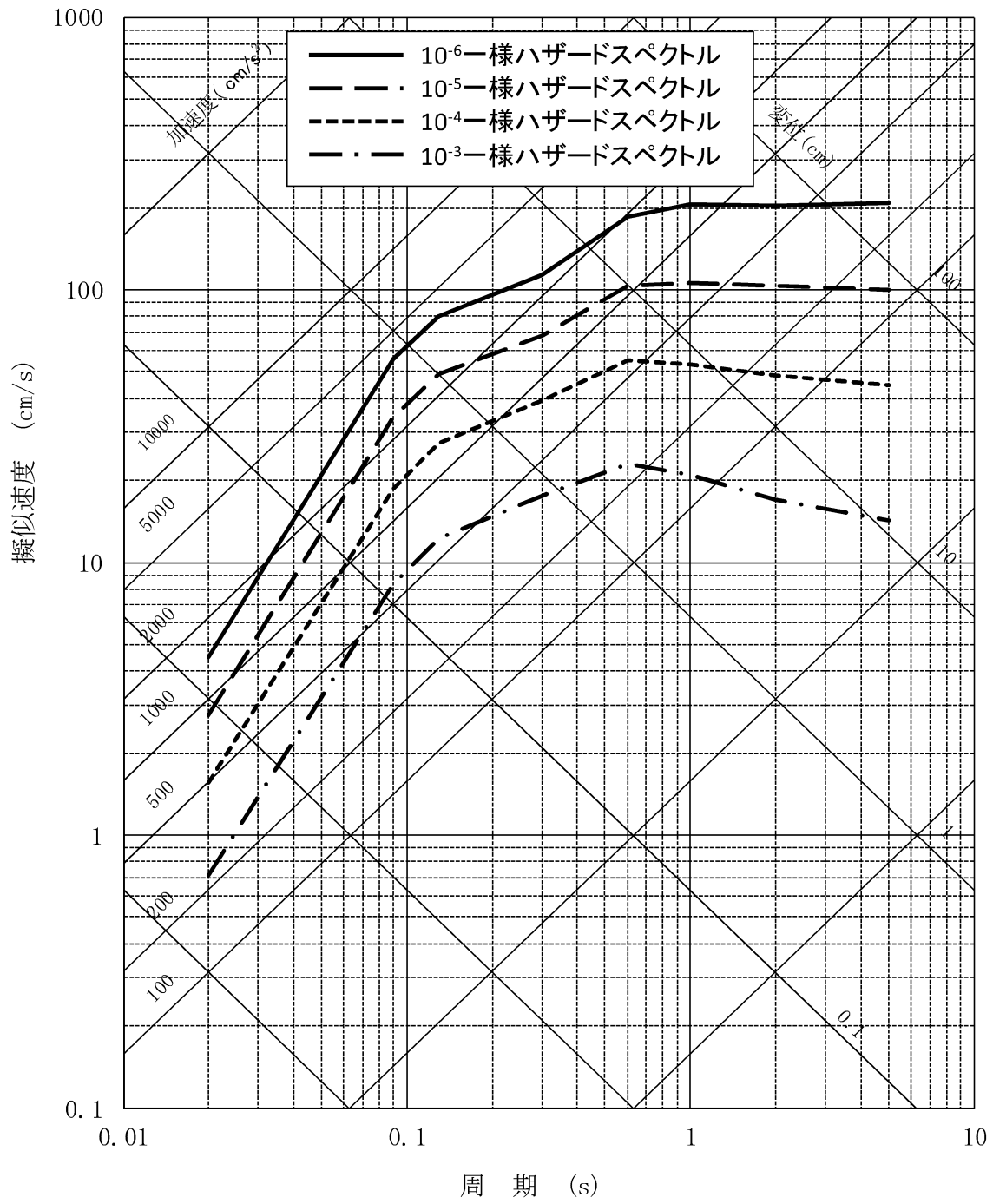


第 3.1.3.2.1.2.7 図 震源ごとのハザード曲線 (周期 0.02 秒)

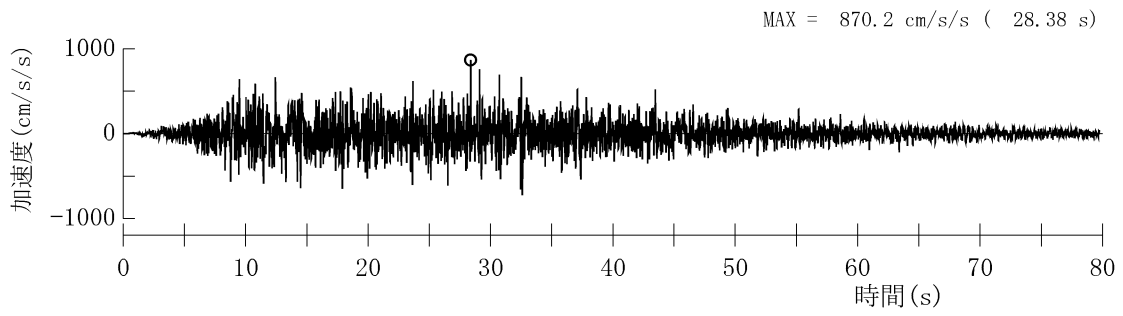


第 3.1.3.2.1.2.8 図 フラクタイル地震ハザード曲線 (周期 0.02 秒)

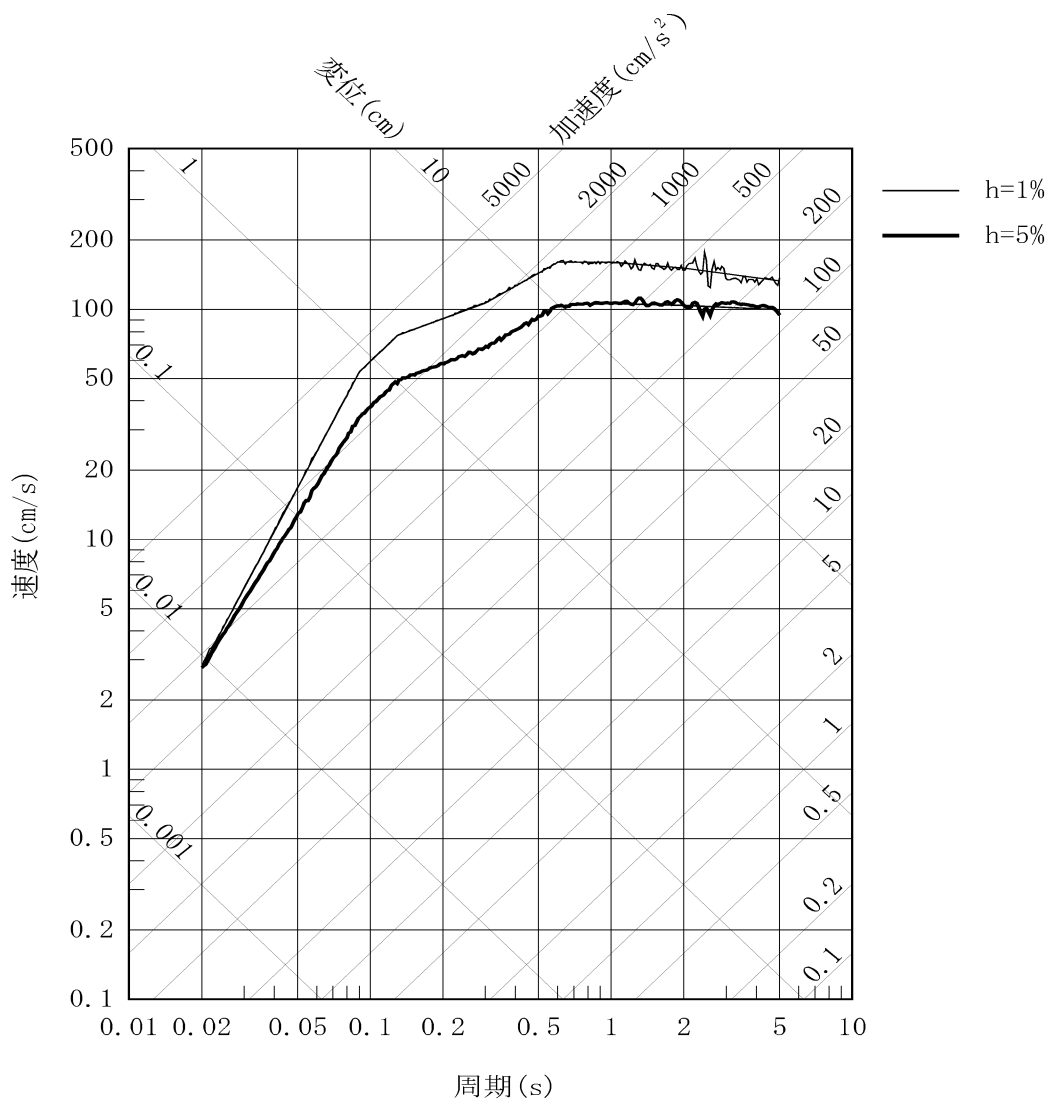
h=0.05



第 3.1.3.2.1.2.9 図 一様ハザードスペクトル

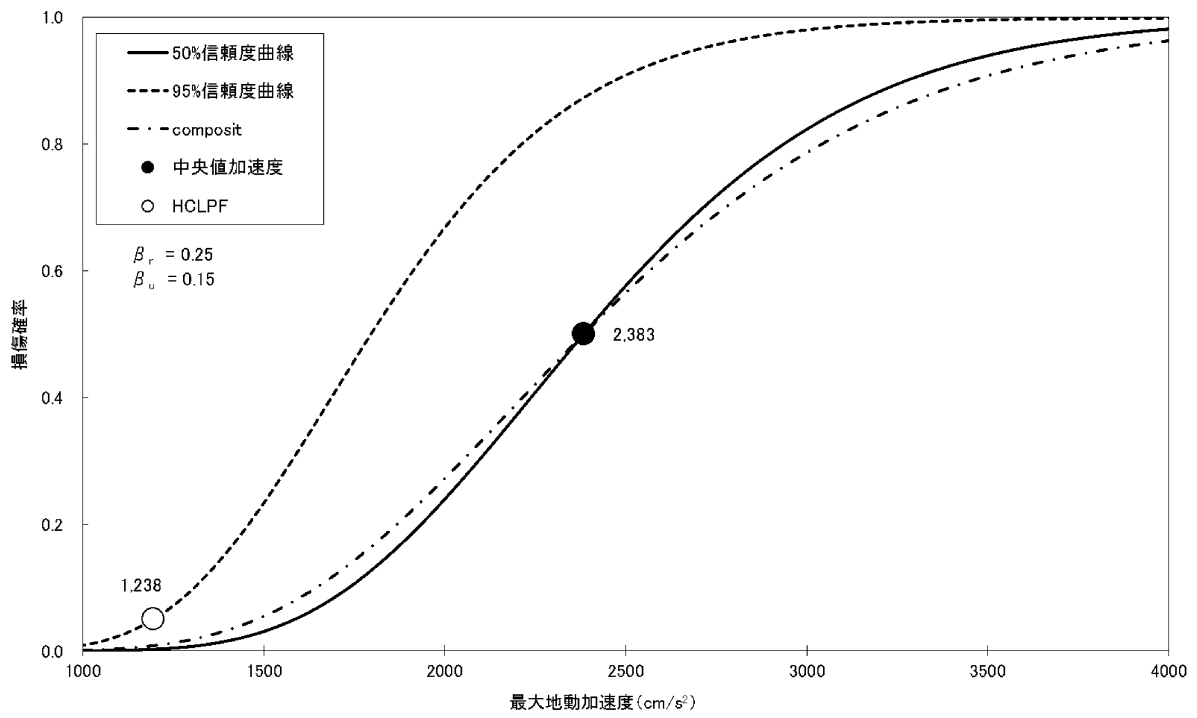


(1) 加速度時刻歴波形

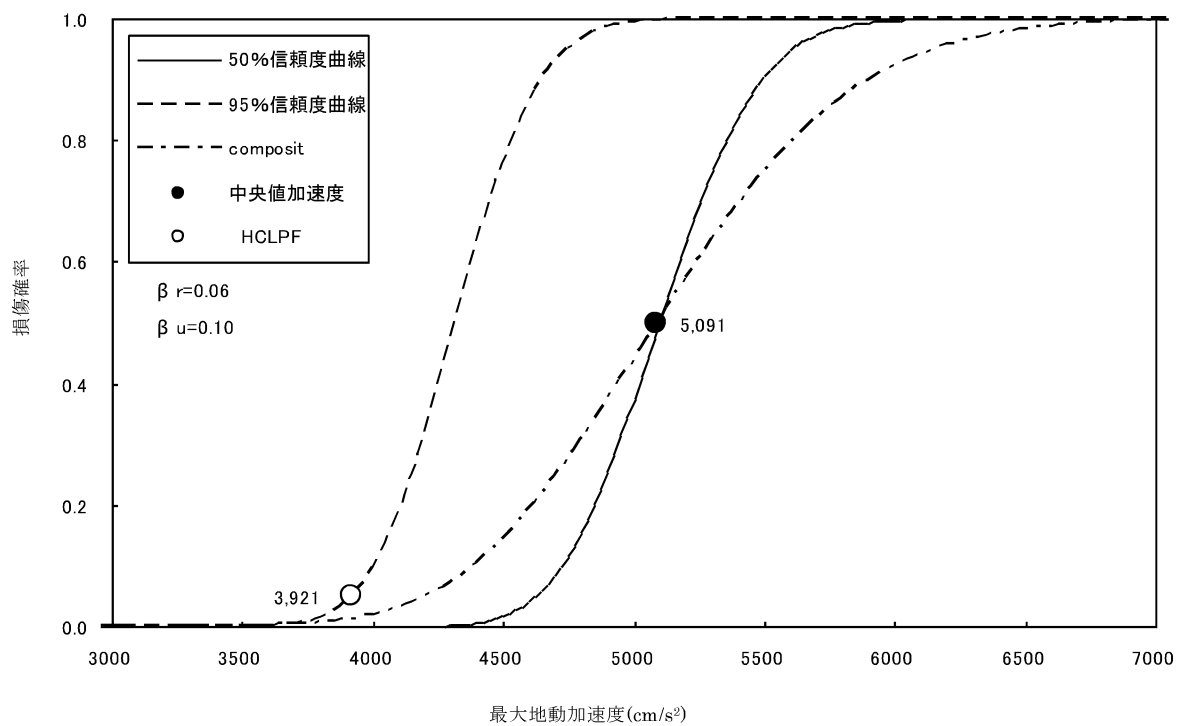


(2) 加速度応答スペクトル(h=1,5%)

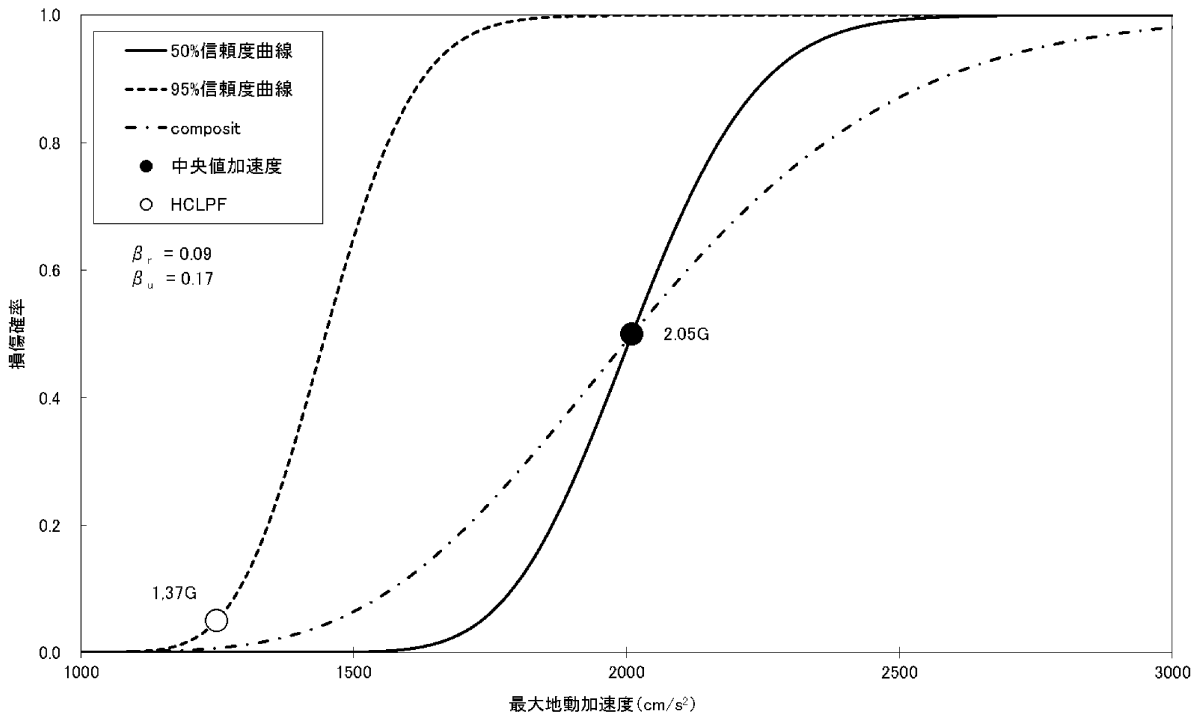
第 3.1.3.2.1.2.10 図 年超過確率 10^{-5} 一様ハザードスペクトル
適合模擬地震動



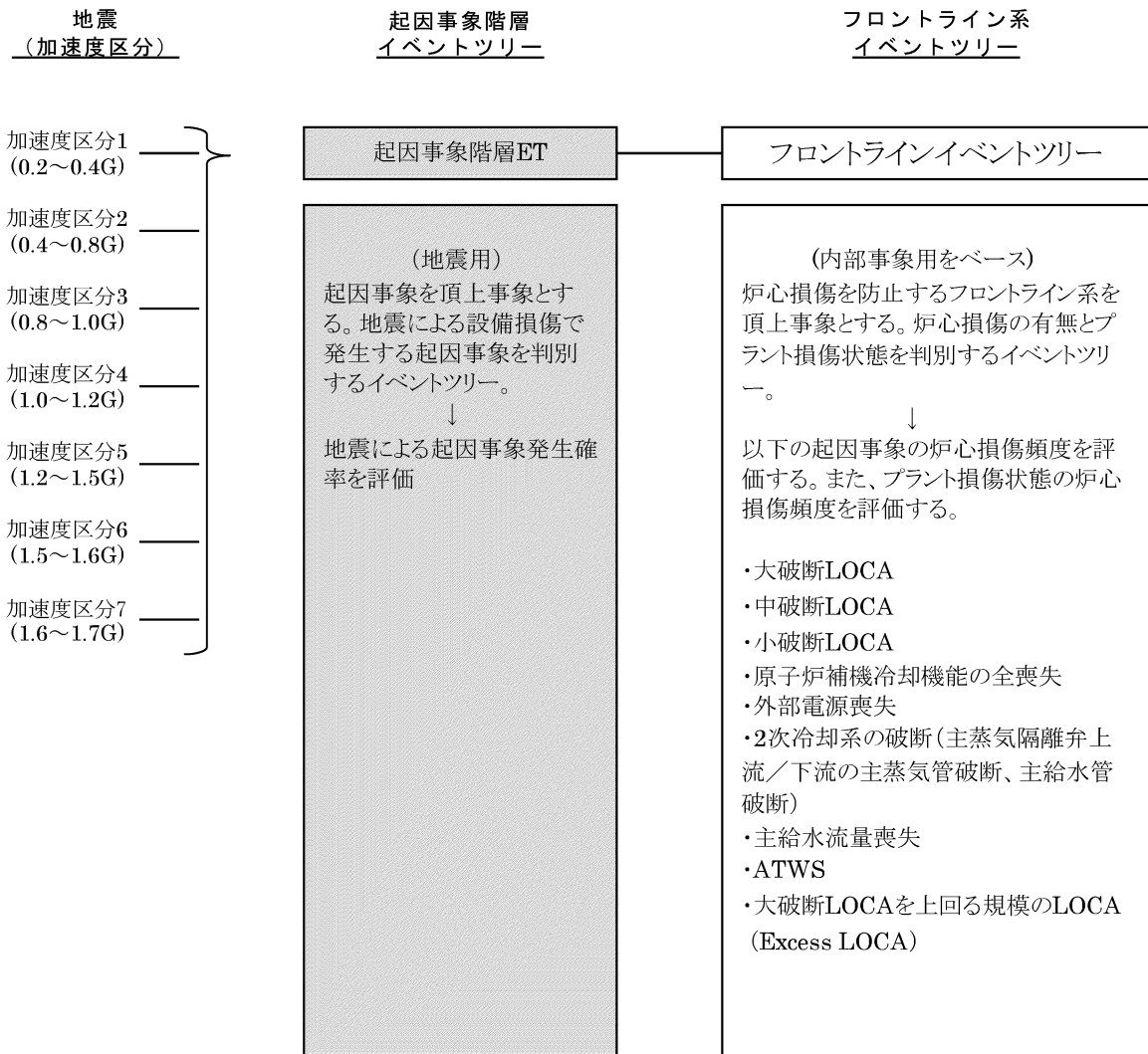
第 3.1.3.2.1.3.12 図 建屋フラジリティ曲線 (原子炉建屋)



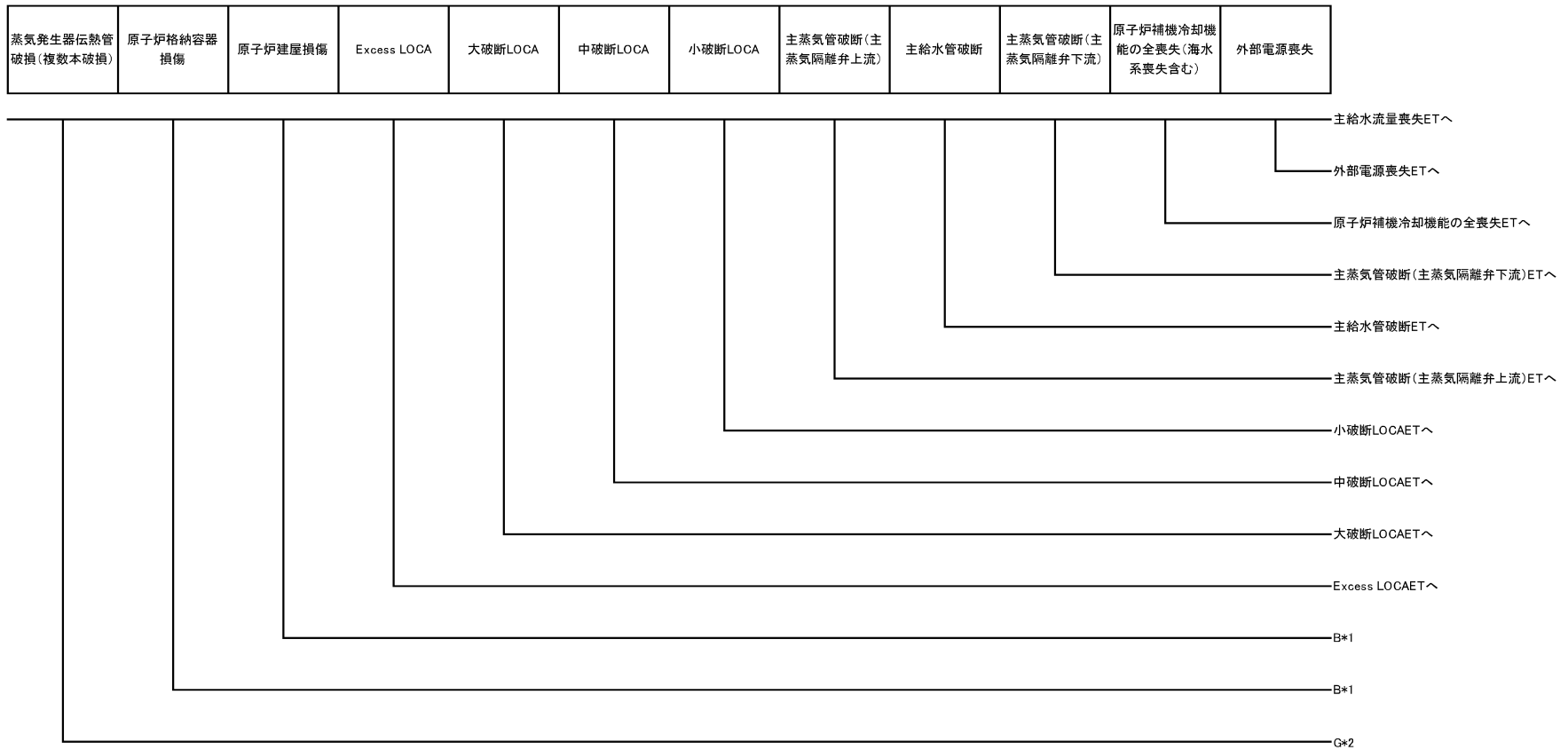
第 3.1.3.2.1.3.16 図 海水ポンプ室 フラジリティ曲線



第 3.1.3.2.1.3.17 図 原子炉補機冷却水冷却器 フラジリティ曲線



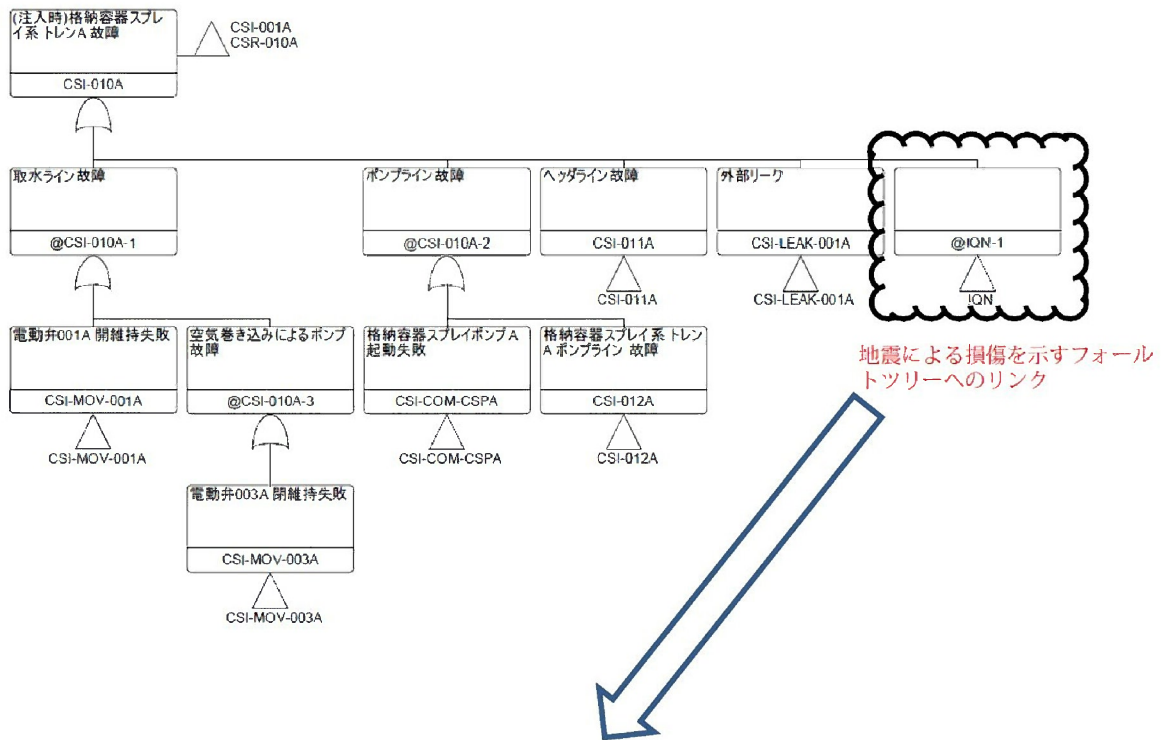
第 3.1.3.2.1.4.1 図 地震システム解析モデル



*1 B:地震動による原子炉建屋損傷及び格納容器損傷(ライナー部以外)

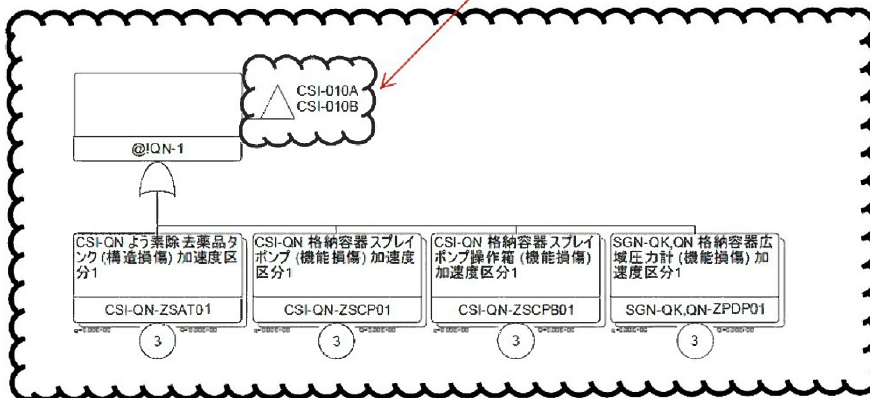
*2 G:地震動による蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)

第 3.1.3.2.1.4.2 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

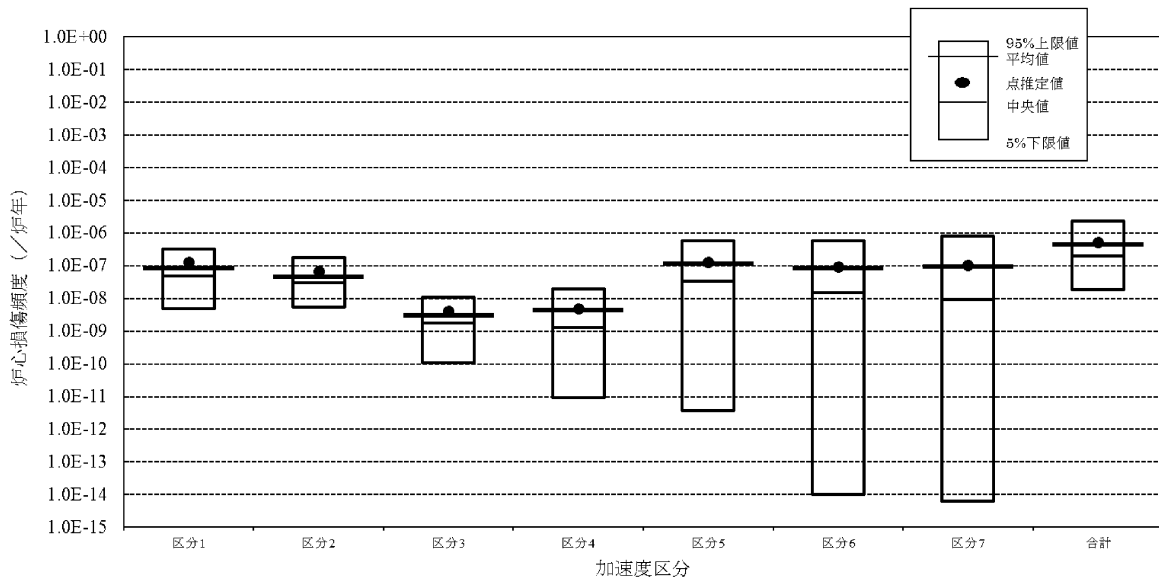
地震による損傷では、A系統もB系統も同時に損傷すること（完全相関）を想定しているため、A系統およびB系統の両方のフォールトツリーにリンクしている。



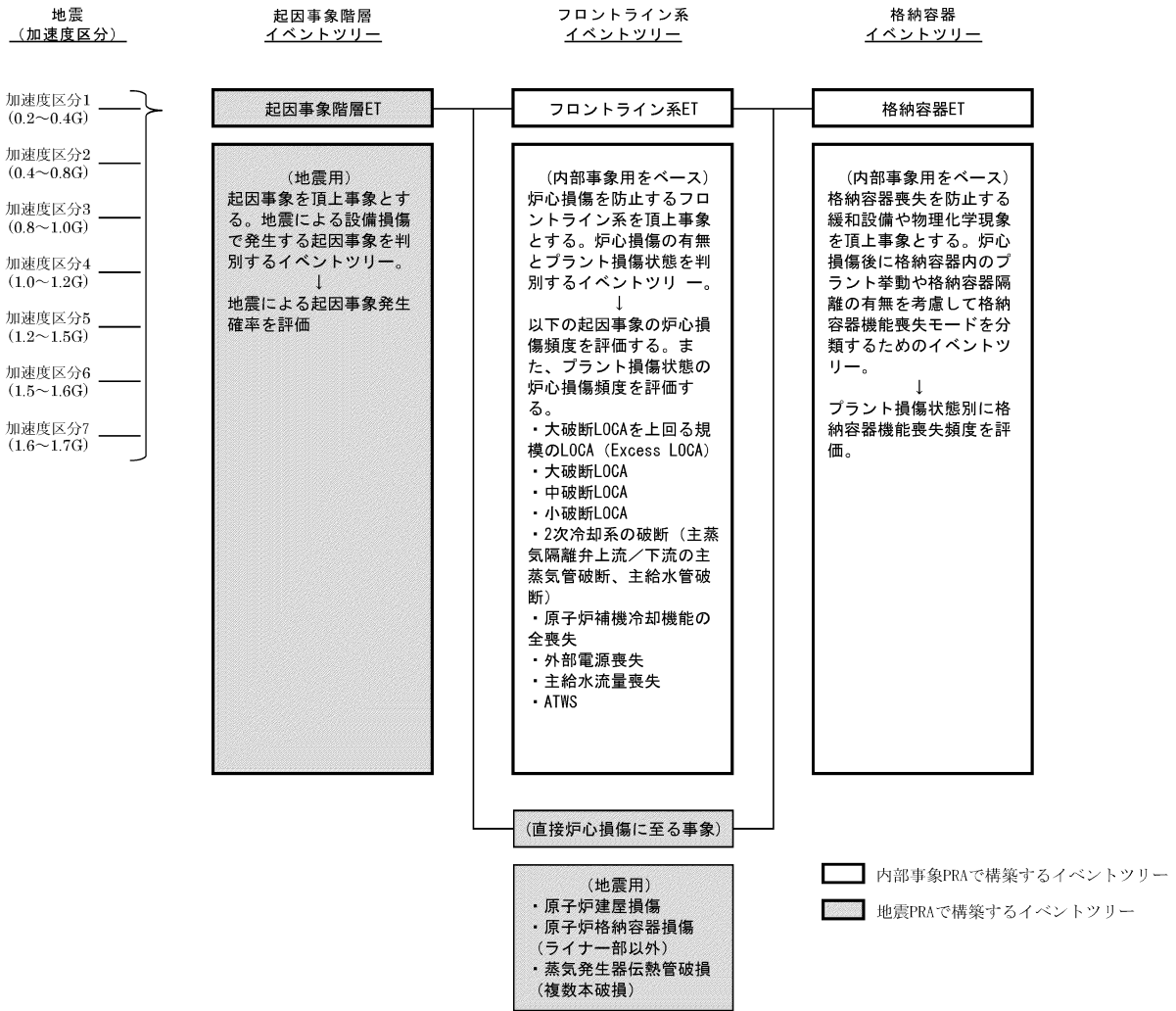
地震による損傷を示すフォールトツリー

 : 地震PRAで新たに追加した部分

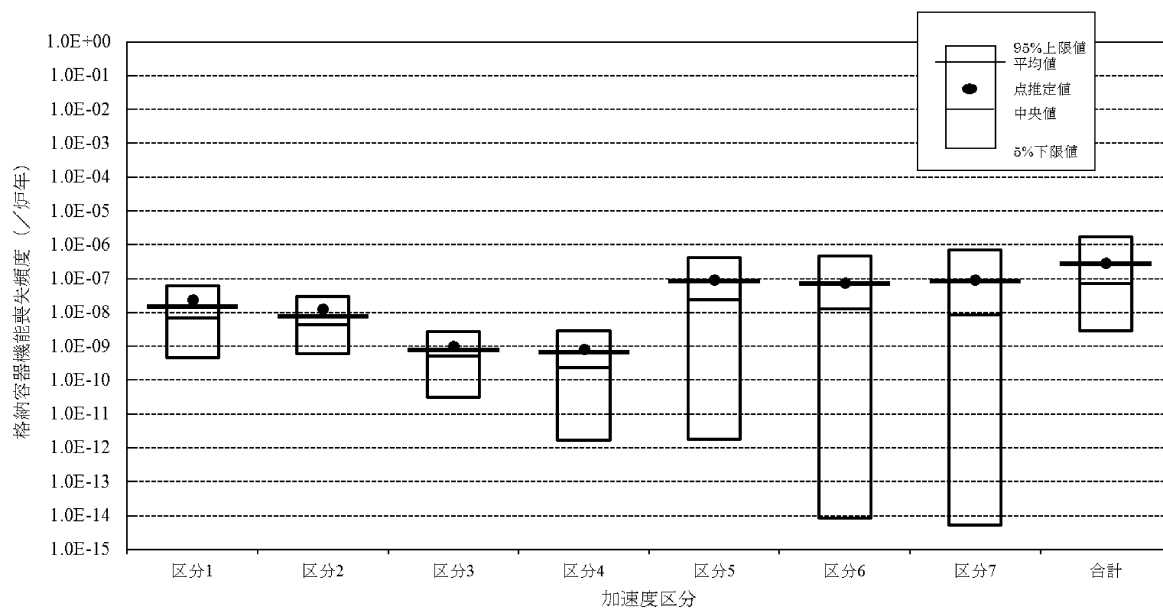
第 3.1.3.2.1.4.15 図 地震 P R A フォールトツリーの構築例



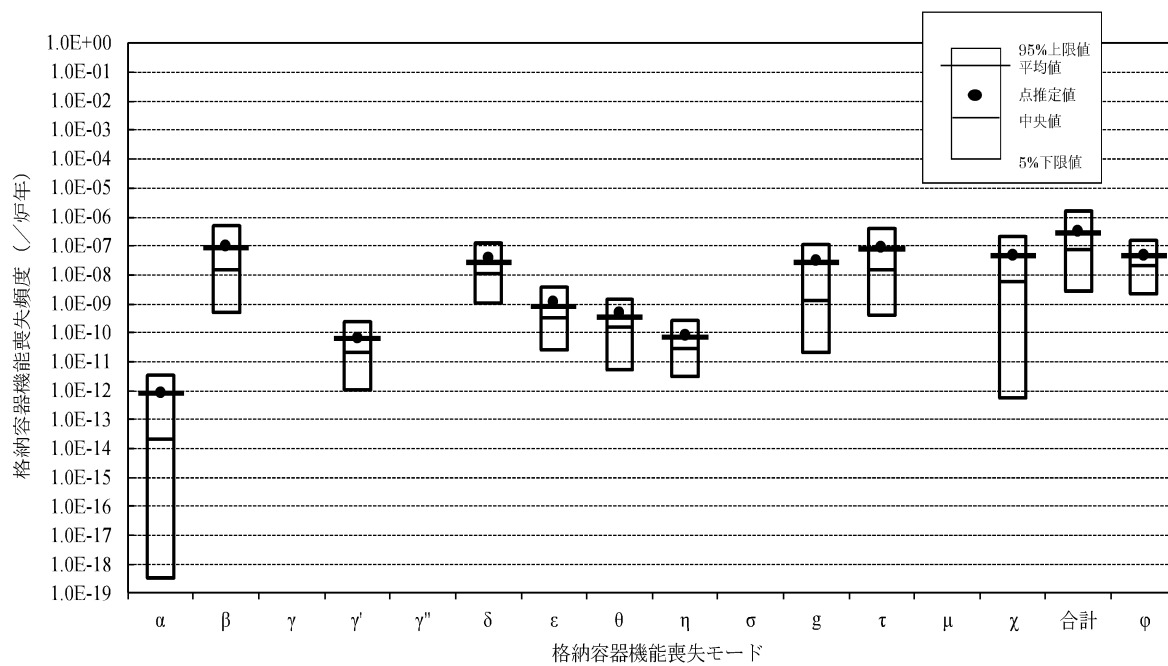
第 3.1.3.2.1.4.16 図 炉心損傷頻度の不確実さ解析結果



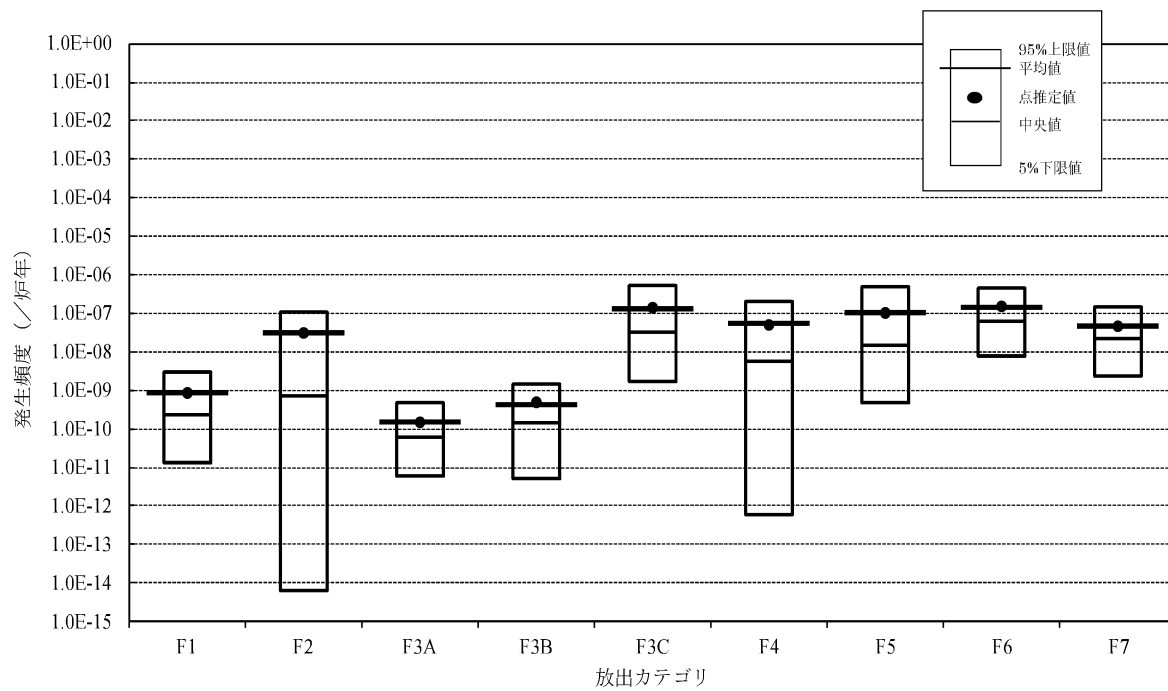
第 3.1.3.2.1.5.1 図 地震出力時レベル 2 P R A システム解析モデル



第 3.1.3.2.1.5.3 図 格納容器機能喪失頻度の不確実さ解析結果
(加速度区分別)



第 3.1.3.2.1.5.4 図 格納容器機能喪失頻度の不確実さ解析結果
(格納容器機能喪失モード別)



第 3.1.3.2.1.5.5 図 格納容器機能喪失頻度の不確実さ解析結果
(放出カテゴリ別)

3.1.3.2.2 津波出力運転時P R A（レベル1，2）

津波出力運転時P R A（以下「津波P R A」という。）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：2016」（以下「津波P R A学会標準」という。）及び「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル2 P R A編）：2021」を参考に評価を実施した。

3.1.3.2.2.1 評価に必要な情報の収集及び分析

内部事象出力運転時P R Aの「3.1.3.1.1.1(1) 発電用原子炉の情報収集」における収集及び分析に加え、以下を実施した。

(1) 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P R Aでは、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建屋・構築物、システム及び機器（以下「SSC」という。）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P R A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P R A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。

津波P R A実施のために収集した情報及び主な情報源を第3.1.3.2.2.1.1表に示す。

b. プラント・ウォークダウン

(a) 実施目的

津波P R Aでは、SSCの設置位置や建屋開口部シール等の情報を基に津波シナリオを想定しており、図面上の情報から想定したシナリオの妥当性確認や、図面では確認が

困難な情報の取得を目的として、プラント・ウォークダウンを実施した。

(b) 実施計画

津波PRAにおいて調査対象とするSSC及び建屋開口部シールを第3.1.3.2.2.1.1図のフローに従い選定し、第3.1.3.2.2.1.2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PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認

(c) 結果

プラント・ウォークダウンの結果、津波PRAの実施に必要なとなる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。

(2) 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事故シナリオを抽出すると共に、残った事故シナリオを対象に、津波襲来時に起因事象が誘発される可能性のある設備及びその際に期待する緩和設備を抽出する。また、それらの内容を津波高さ別に整理する。

a. 本評価における仮定

本評価における事故シナリオの同定は、主に以下の仮定に基づき実施している。

- ・地震（余震含む）がSSCに及ぼす影響は考慮せず、津波の影響のみ評価する。

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

b. 事故シナリオの概括的な分析・設定

事故シナリオの概括的な分析・設定では、津波P R A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P R Aで評価対象となる事故シナリオを整理するにあたり、対象とする起因事象及びS S C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、本プラント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P R A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実施要否について、以下に検討結果を示す。

(a) 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、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。

(b) 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。ただし、被水・没水による機能損傷が先行する場合は除外するなど、個々のSSCに対してフラジリティ評価の実施要否を検討する。

また、安全設備・機器を有している建物内に設置されているSSCや、津波対策により波力を直接受けることがないように構築物が設けられた屋外SSCについては、波力を直接受けることは考え難く、波力の影響はないと考えられるため、フラジリティ評価対象外とする。

(c) 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のSSCとなる。ただし、その影響が波力に対して軽微である場合には、波力に包含されるものとして取り扱う。

(d) 浮力

浮力は、流体中におかれた物体に働く力であり、SSCが水没することで発生し、SSCへの影響は波力と同様に構造的な損壊又は機能喪失となるような損傷である。したがって、屋外に設置されているSSCや建物・構築物が、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、屋内に津波が浸水した場合には、S

SSCが水没することで屋外のSSCと同様の影響があるので、これらについてもフラジリティ評価対象となる。ただし、被水・没水による機能損傷が先行する場合や、浮力の影響が基礎部の耐力（基礎ボルトの引張強さ等）に対して軽微である場合には、フラジリティ評価対象外とする。

(e) 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、海水取水のポンプ（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。

(f) 漂流物衝突

漂流物による衝撃力では、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、屋外に設置されたほとんどのSSCがフラジリティ評価対象となる。ただし、被水・没水による機能損傷が先行するケースや、漂流物が到達する可能性等も考慮して、個々のSSCに対するフラジリティ評価対象を検討する。

(g) 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、海水取水ポンプ取水口の閉塞、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、海水取水ポンプ（海水ポンプ及び循環水ポンプ）が対象となる。

(h) 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・構造物が対象となり、防潮堤等の構造物や取水口では、洗掘によるコンクリート構造物の破壊・転倒により損傷する事故シナリオが考えられる。ただし、被水・没水による機能損傷が先行するケースや、基礎の状況による洗掘発生の有無等も考慮して、個々のSSCに対するフラジリティ評価対象を検討する。

上記の検討結果を踏まえ、津波PRAでフラジリティ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 3.1.3.2.2.1.2 表に示す。

c. 起回事象の分析

b.項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。分析にあたっては、内部事象出力運転時レベル1 PRAにおける起回事象の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PRAの評価対象となる起回事象を分類・設定する。その際には、以下の3つの観点で実施する。

- ① 国内のPWRプラント共通の観点でのスクリーニング
- ② 本プラントにおける設備配置関係やフラジリティ評価結果の観点でのスクリーニング
- ③ 事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

起回事象を選定する際は、内部事象出力運転時レベル1 PRAにおいて除外した起回事象も含めた上で、評価対象とするか検討を行った。

まず、起回事象全67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3.1.3.2.2.1.3表に示す。①のスクリーニングに続いて、押し津波と引き津波それぞれについて、②及び③の観点でス

クリーニングを実施した。検討内容及び選定結果を第 3.1.3.2.2.1.4 表及び第 3.1.3.2.2.1.5 表に示す。本スクリーニングの結果、押し津波における起因事象として選定したのは以下の事象である。

- ・外部電源喪失
- ・原子炉補機冷却海水系の全喪失
- ・複数の信号系損傷（津波特有の事象）

また、引き津波におけ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とする海水ポンプ及び循環水ポンプへの影響のみに留まり限定的である。

また、引き津波の場合、サイト内の他の設備・機器が津波により損傷しておらず、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は第 1 回届出の「3.1.3.2.2.4(7)g. 感度解析等」及び「3.1.3.2.2.5(8)b. 感度解析等」にて確認している。

d. 津波シナリオ区分の設定

津波シナリオを作成するにあたり、津波 P R A 特有の設備や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あたり、本評価では以下を仮定している。

- ・海水ポンプエリアの防護壁の高さは **E.L.+8.0m** であり、**E.L.+8.0m** を超える津波高さでは海水ポンプエリアが浸水し、海水ポンプが損傷すると仮定する。
- ・1次系建屋の開口部シールの施工高さは **E.L.+11.4m** までと想定する。したがって、**E.L.+11.4m** 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。

津波シナリオ区分の区分分けの高さの根拠について、第 3.1.3.2.2.1.6 表に示す。また、設定した津波シナリオ区分を第 3.1.3.2.2.1.7 表に示す。

3.1.3.2.2.2 確率論的津波ハザード評価

津波 P R A 学会標準及び土木学会（2011）⁽¹⁾を参考に、確率論的津波ハザード評価を実施した。

(1) 波源モデルの設定

津波発生モデルとしては、以下に示す波源を想定した。

なお、太平洋側に想定されるプレート間地震及び海洋プレート内地震については、確率論的津波ハザード評価への影響はない。また、海底地すべり及び陸上地すべりによる津波については、発生頻度を設定することが難しいため、評価に含めていない。

① 日本海東縁部の断層

地震の発生履歴や地質学的知見、地震調査研究推進本部（2003）⁽²⁾等の知見を基に活動域区分を設定した。

また、行政機関の波源モデルとして、秋田県が日本海東縁部で想定している波源モデルも考慮した。

② 海域活断層

発電所敷地前面海域及び敷地周辺海域において、後期更新世以降の活動を考慮する断層のうち、発電所に影響が大きいと考えられるものを検討対象断層とした。

また、行政機関による波源モデルとして、福井県が想定している若狭海丘列付近断層及び越前堆列付近断層の波源モデルも考慮した。

③ 領域震源（背景的地震）

海域活断層として特定されていない震源により津波が生じる場合を想定し、領域震源（背景的地震）を考慮した。

領域震源の活動域の区分は、萩原（1991）⁽³⁾及び垣見ほか（2003）⁽⁴⁾による領域区分を用いた。

各波源の位置を第 3.1.3.2.2.2.1 図～第 3.1.3.2.2.2.3 図に示す。

(2) 津波伝播モデルの設定

津波に伴う水位変動の評価は、非線形長波理論に基づき、差分スキームとして **Staggered Leap-frog** 法を採用した平面二次元モデルによる津波シミュレーションプログラムを用いて実施した。

また、波源モデルによる海底地殻変動量としては、**Mansinha and Smylie**（1971）⁽⁵⁾の方法により計算される海底面の鉛直変位分布を用いた。津波シミュレーションにおける計算条件及び計算モデルを第 1.2.7.2.1 表、第 1.2.7.2.2 図に示す。

(3) ロジックツリーの作成

ロジックツリーについては、波源ごとに、地震発生モデル、津波高推定モデル及び津波高推定値のばらつき分布を考慮して設定した。各波源のロジックツリーの分岐については、土木学会（2011）⁽¹⁾に基づいて設定した。

ロジックツリーの分岐の重みは、日本海東縁部の断層及び領域震源に関しては、土木学会及び専門家へのアンケート結果に基づいて、専門家活用水準2として設定した。海域活断層に関する分岐の重みについては、調査結果等の各断層の個別の情報を踏まえて、専門家活用水準1として設定した。

日本海東縁部の断層については、土木学会（2011）⁽¹⁾に基づく設定の他に、秋田県の波源モデルについての分岐を設け、発生頻度については、土木学会（2011）⁽¹⁾のE1-3領域及びE3領域の全体破壊に相当するものとして、土木学会（2011）⁽¹⁾を参考に設定した。

海域活断層については、複数の活断層の連動が考えられる場合には、個々の連動ケースの分岐を設定した。分岐の重みについては、確率論的地震ハザード評価のロジックツリーにおける設定と同様に、等重みを原則とし、可能性に明確な差があると考えられるものについては9:1として設定した。また、海域活断層の発生頻度については、土木学会（2011）⁽¹⁾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。

領域震源（背景的地震）については、確率論的地震ハザード評価の領域震源モデルと同様に、地震規模と発生頻度の関係式にはG-R式を用いることとし、最大マグニチュードに幅がある場合には、その中央値、上限値及び下限値をロジックツリーに展開した。

作成したロジックツリーを第3.1.3.2.2.2.4図～第3.1.3.2.2.2.17図に示す。

(4) ハザード曲線の作成

以上のモデルにより評価した平均津波ハザード曲線及び波源別の内訳を第3.1.3.2.2.2.18図に、フラクタイル津波ハザード曲線を第3.1.3.2.2.2.19図に示す。

なお、敷地内の建屋、構築物、機器等の脆弱性評価の

基準となるハザードとして利用するため、ハザード評価地点として3, 4号機海水ポンプ室前地点を選定した。

(5) フラジリティ評価用入力津波の作成

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 E.L.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。

【参考文献】

- (1) 土木学会（2011）：確率論的津波ハザード解析の方法,津波評価部会,原子力土木委員会
- (2) 地震調査研究推進本部（2003）：日本海東縁部の地震活動の長期評価について,地震調査研究推進本部,地震調査委員会
- (3) 萩原尊禮編（1991）：日本列島の地震,鹿島出版会
- (4) 垣見俊弘・松田時彦・相田勇・衣笠善博（2003）：日本列島と周辺海域の地震地体構造区分,地震第2輯,第55巻,p.389-406
- (5) Mansinha,L.and D.E.Smylie（1971）：The displacement field of inclined faults, Bulletin of the Seismological Society of America, Vol.61, No.5, p.1433-1440

3.1.3.2.2.3 フラジリティ評価

(1) 評価対象と損傷モードの設定

a. 評価対象機器の選定

「3.1.3.2.2.1(2) 事故シナリオの同定」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3.1.3.2.2.3.1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 3.1.3.2.2.3.2 表に示す。また、本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 3.1.3.2.2.3.3 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と遡上による不確かさを考慮している。

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

- ・屋外設置の海水ポンプ、循環水ポンプに関する被水・没水
- ・屋外設置の動的・電氣的機器及び可搬・仮設機器に関する被水・没水
- ・屋内設置の動的・電氣的機器に関する被水・没水

(2) フラジリティ評価手法

本評価では基本的に安全係数法をベースとした評価方法を適用する。

a. 安全係数法

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。

$$Am = F \times Ad \quad (\text{式 1})$$

ここで、

Am : 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)

Ad : 基準津波の最大波高

$$F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} = \underbrace{\frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}}}_{\text{応答に関する係数}} \times \underbrace{\frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}}}_{\text{耐力に関する係数}} \quad (\text{式 2})$$

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

ここで、

F_{ER} : 機器応答に関する係数

F_{TR} : 遡上応答に関する係数

F_{EC} : 耐力に関する係数

(式 1) の安全係数 (裕度) は、(式 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) と現実的な耐力に対する設計応答値の割合 (耐力に関する安全係数) に分離して評価する。ただし、入力 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可能性があることから、(式 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、機器自身の応答に関わる応答の係数を機器応答係数 (F_{ER})、津波の遡上に関わる水位の応答の係数を遡上応答係数 (F_{TR}) と呼ぶ。

上記により算出された Am により損傷確率は次式のように表される。

$$F(A) = \Phi \left\{ \frac{\ln\left(\frac{A}{Am}\right) + \beta_{CU} \cdot X}{\beta_{CR}} \right\} \quad (\text{式 4})$$

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

$$\begin{aligned}\beta_{cR} &= \sqrt{(\beta_{R-s})^2 + (\beta_{R-r})^2} \\ \beta_{cU} &= \sqrt{(\beta_{U-s})^2 + (\beta_{U-r})^2}\end{aligned}\quad (\text{式 5})$$

β_{R-s} : 現実的耐力の偶然的不確かさ

β_{R-r} : 現実的応答の偶然的不確かさ

β_{U-s} : 現実的耐力の認識論的不確かさ

β_{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 β_{cR} と β_{cU} の二乗和平方根 β_c を用いた以下の式により表される。

$$F(A) = \Phi \left\{ \frac{\ln\left(\frac{A}{A_m}\right)}{\beta} \right\} \quad (\text{式 6})$$

ただし、

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

信頼度に応じたフラジリティ曲線のイメージを第 3.1.3.2.2.3.1 図に示す。

(3) フラジリティ評価結果

a. 屋外設置設備の被水・没水に関するフラジリティ評価結果

屋外設置設備の被水・没水に関するフラジリティ評価結果について以下に示す。ここでは、設置高さ **E.L.+13.0m** の機器を代表として評価内容を示す。なお、このフラジリティ評価では、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 **E.L.** に設置されている機器は同じフラジリティを得るこ

ととなる。

(a) 耐力係数 F_{EC}

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

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

なお、fragility 評価用基準津波は、設計基準津波高さではなく fragility 評価における計算用として便宜的に設定したものであり、ここでは **10m** を設定した。

fragility 評価の計算上、この値を変化させても fragility 結果は変化しない。

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、本係数は以下の通りとなる。

$$F_s = 1.30$$

$$\beta_U = 0.0$$

$$\beta_R = 0.0$$

(b) 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。

実現象として津波の遡上を考慮した場合、遡上高さが海岸線における波高の 2 倍を超えるような結果にな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波高の 2 倍と想定した場合、その不確実さは $\beta_c = 0.30$ となる。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と、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 0.3 を β_U と β_R に等分する。

$$F_{TR} = 1.0$$

$$\beta_U = 0.21$$

$$\beta_R = 0.21$$

$$(\beta_C = 0.30)$$

(c) 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 E.L. 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実性は考慮しない。

$$F_{ER} = 1.0$$

$$\beta_C = 0.0$$

(d) フラジリティ評価結果

(a)～(c)の各係数を纏めると、被水・没水に関するフラジリティは以下のようなになる。また、得られたフラジリティ曲線を第 3.1.3.2.2.3.2 図に示す。

$$Am = F_S \times F_{TR} \times F_{ER} \times Ad$$

$$= (1.30 \times 1.0 \times 1.0) \times (10.0)$$

$$= 13.0 \text{ (m)}$$

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

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

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

$$= 13.0 \times \exp(-1.65 \times (0.21 + 0.21))$$

$$= 6.50 \text{ (m)}$$

この結果は、海岸線における波高が 13.0m の場合に、設置高さ E.L. + 13.0m の機器が津波の遡上により損傷する確率が 50%であることを示す。また、海岸線における波高が 6.5m の場合に、津波の遡上により損傷する確率は 95%信頼度で 5%である。

以上から、代表的な機器のフラジリティ評価結果をまとめると第 3.1.3.2.2.3.1 表のようになる。

b. 屋内設置設備の被水・没水に関するフラジリティ評価結果

屋内設備の被水・没水に関するフラジリティは、建屋開口部シールのフラジリティにより評価する。屋内設置設備に関するフラジリティ評価の概念を、第 3.1.3.2.2.3.3 図に示す。

ここで、建屋下層にある貫通部シールを代表として評価した。

(a) 強度に関する係数 F_s

現実的耐力として、評価対象部位の止水性能（何メートルの静水圧に耐えるか）を用い、設計応答値としてフラジリティ評価用津波水位（に相当する静水圧）を用いる。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。

$$F_s = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}} = \frac{23.6}{10.0} = 2.36$$

$$\beta_U = 0.0$$

$$\beta_R = 0.0$$

なお、ここではフラジリティ評価用の津波高さとして 10m を設定した。

(b) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

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

$$F_\mu = 1.0$$

$$\beta_U = 0.0$$

$$\beta_R = 0.0$$

(c) 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、実現象として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 $\beta_c=0.30$ 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と、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 0.3 を β_U と β_R に等分する。

$$F_{TR}=1.0$$

$$\beta_U=0.21$$

$$\beta_R=0.21$$

$$(\beta_c=0.30)$$

(d) 水位上昇に関する係数 F_{FL}

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と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。

$$F_{FL} = 1.0$$

$$\beta_U=0.0$$

$$\beta_R=0.0$$

(e) 貫通部シールのフラジリティ評価結果

(a)～(d)の各係数を纏めると、フラジリティは以下のようになる。

$$\begin{aligned} A_m &= F_S \times F_\mu \times F_{TR} \times F_{FL} \times A_d \\ &= (2.36 \times 1.0 \times 1.0 \times 1.0) \times (10) \\ &= 23.6(\text{m}) \end{aligned}$$

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

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

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_U + \beta_R)) \\ &= 23.6 \times \exp(-1.65 \times (0.21 + 0.21)) \\ &= 11.8(\text{m}) \end{aligned}$$

ここで、評価対象機器の設置 E.L. (X 点) に津波水位が達しない限り、貫通部シールの損傷有無にかかわらず当該機器の損傷は発生しない (損傷確率=0)。一方で、E.L.+11.4m (Y点) 以上の津波の場合、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、シールの損傷確率は1とする。津波水位がこの両者の E.L. の中間であれば、評価対象機器の損傷は津波波力によるシールの損傷に関わるフラジリティに依存することになる。

以上から、本評価における被水・没水のフラジリティを下記のように示す。また、フラジリティ曲線は第3.1.3.2.2.3.4 図のようになる。

$$0 < A < X \quad P = 0$$

$$X \leq A < 11.4 \quad A_m = 23.6, \beta_r = \beta_u = 0.21,$$

$$\text{HCLPF} = 11.8$$

$$11.4 \leq A \quad P = 1$$

X: 機器設置 E.L. (m)

ただし、津波高さが E.L.8.0m に達するまで、貫通部シール設置位置に水が流入しないため、設置 EL が 8.0m より低い機器の場合は、X=8.0m とする。

A: 津波高さ(m)

P: 損傷確率

(4) 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。

3.1.3.2.2.4 炉心損傷頻度評価

(1) 起因事象の発生頻度の評価

「3.1.3.2.2.1(2)c. 起因事象の分析」の結果から、本評価で選定した起因事象は以下の3事象である。

- ・ 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（津波特有の事象）

津波PRAにおいては、水密化された範囲の建屋（以下、「1次系建屋」という。）内への浸水有無によってシナリオが異なる。

なお、津波PRA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、「3.1.3.2.2.4(7)a. 津波シナリオ区分別の津波発生頻度」に示す。

(2) 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PRAと津波PRAでは相違がないため、内部事象出力運転時PRAで設定した成功基準を用いる。

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。

(3) 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構成を概念的に第3.1.3.2.2.4.1図に示す。各イベントツリーの概要は以下のとおり。

(a) 津波浸水イベントツリー

津波浸水イベントツリーは、サイト内への浸水有無及び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。本評価における津波浸水イベントツリーを第3.1.3.2.2.4.2図に示す。

(b) 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。

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対象とする。対象とする起因事象は、事象の発生高さ及び事象進展イベントツリーで記載する起因事象発生後に期待する緩和系の類似性等から、事象進展の厳しい順に設定する。
- ・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、事象の発生高さ及び事象進展イベントツリーで記載する起因事象発生後に期待する緩和系の類似性等から、事象進展の厳しい順に設定する。

起因事象イベントツリー（1次系建屋内浸水有り）の分岐の考え方を以下に示す。

- ・2つ以上の起因事象の組合せを考慮しても、その後の事象進展イベントツリーで記載する起因事象発生後に期待する緩和系の類似性等から、事象進展の厳しい事象に代表可能（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とする。

- ・複数の信号系損傷が発生する高さ(15.8m)以上の津波の襲来時は、1次系建屋内に津波が浸水して、重要な設備・機器が複数損傷し、直接炉心損傷となるため、他の起回事象との組合せの分岐を設定しない。

なお、起回事象イベントツリー(1次系建屋内浸水無し)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3.1.3.2.2.4.3図及び第3.1.3.2.2.4.4図に示す。

(c) 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炉心損傷発生頻度の評価を行うイベントツリーである。津波PRAでは、起回事象の発生要因は内部事象と異なるが、起回事象発生後の事象進展は内部事象と同じであり、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。

一方、津波PRAで独自に考慮する起回事象(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かか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であるため、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第3.1.3.2.2.4.5図～第3.1.3.2.2.4.7図に示す。なお、第3.1.3.2.2.4.5図～第3.1.3.2.2.4.7図については参考資料に示す。

(d) 事故シーケンスの最終状態の分類

事故シーケンスの最終状態の分類及び事故シーケンスグループの分類は、内部事象出力運転時レベル 1 P R A の「3.1.3.1.1.2(3)a.(c) 事故シーケンスの最終状態の分類」と同様である。

b. プラント損傷状態の分類

P D S 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 P R A の考え方に基づき、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 P R A の評価対象に含まれていない津波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 P R A 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 L O C A の発生の有無に応じて、S E D 又は T E D に分類する。

一方、内部事象出力運転時 P R A では評価対象に含まれていたが津波時に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 P D S は津波時には考慮しない。

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 P D S の分類を整理した結果を第 3.1.3.2.2.4.1 表に示す。

(4) 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 3.1.3.2.2.4.8 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。

(a) 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。

(b) 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。

(c) 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P R Aフォールトツリーをベースとして、津波により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。

(d) 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S S Cの許容温度以下の室温が維持されれば、S S Cへの影響は無い。津波P R Aの使命時間7日間を考慮し、損傷により7日以内に室温がS S Cの許容温度を超える換気空調系については、換気空調系の機能損傷によりS S Cの損傷に至るとして、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P R Aと同様の従属性を考慮する。

(5) 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 P R A と同様のパラメータを設定する。

(6) 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 P R A と同様に HRA Calculator を用いた CBDTM/THERP（認知（診断）過誤確率を CBDTM、操作過誤確率を THERP で算出。）及び HCR/ORE/THERP（認知（診断）過誤確率を HCR/ORE、操作過誤確率を THERP で算出。）により評価しているが、津波 P R A においては、内部事象出力運転時 P R A 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. 起回事象発生前人的過誤

起回事象発生前の人的過誤については、内部事象出力運転時 P R A での想定が試験や点検等による戻し忘れであり、事象発生の起因が津波であっても変わることはないので、内部事象出力運転時 P R A と同様の評価とする。

b. 起回事象発生後人的過誤

起回事象発生後の人的過誤は、内部事象出力運転時 P R A の人的過誤確率をベースに、津波時の環境状態や S S C の損傷状態の変化がもたらす運転員の認知・診断/操作への影響を反映した評価を行う。津波時における HRA Calculator 手法では、人的過誤確率はプラントの損傷規模に基づき定義された津波規模のグループ（以下、損傷状態 **bin** という。）ごとに算出する。各損傷状態 **bin** は、津波シナリオ区分に対応して設定する。津波 P R A における津波シナリオ区分と損傷状態 **bin** の対応を第 3.1.3.2.2.4.2 表に示す。

(7) 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発生頻度を第 3.1.3.2.2.4.3 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あたっては、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。

(a) 損傷確率がフラジリティ曲線となる機器

損傷確率がフラジリティ曲線となる機器については、機器のフラジリティ評価結果 (Am 、 β_R 、 β_U) を入力データとして、計算プログラム RiskSpectrum® HazardLite を用いて津波シナリオ区分別の機器損傷確率を算出する。例として、外部電源関連設備である主変圧器の被水・没水の津波シナリオ区分別の損傷確率を第 3.1.3.2.2.4.4 表に示す。

(b) 損傷確率がステップ状に立ち上がる機器

損傷確率がステップ状に立ち上がる機器については、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 3.1.3.2.2.4.5 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 ni 種類の事故シーケンス ji 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 ji 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、各津波シナリオ区分 i で発生する事故シーケンス ji の発生頻度 CDF_{ij} の、全津波シナリオ区分で発生する全事故シーケンスの総和である。すなわち、次式

で求められる。

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

上記の手法で、計算プログラム RiskSpectrum® PSA を用いて算出し、内部事象出力運転時 P R A で設定した稼働率を乗じ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 3.7×10^{-9} (／炉年) となった。津波シナリオ区分別及び 1 次系建屋浸水有無別の炉心損傷頻度を第 3.1.3.2.2.4.6 表に示す。

(a) 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では、割合の高い順に、津波シナリオ区分 4、津波シナリオ区分 3、津波シナリオ区分 2 となり、津波高さが海水ポンプエリアの防護壁の高さ以上となるこれら 3 つの津波シナリオ区分の炉心損傷頻度で全炉心損傷頻度の殆どを占めた。このことから、海水ポンプエリアの防護壁が津波対策として有効であることが分かった。

また、全炉心損傷頻度に対する 1 次系建屋内浸水無しの炉心損傷頻度の割合は 26.8% となった。特に、1 次系建屋の開口部シールの効果に期待できる津波シナリオ区分 2 及び区分 3 においては、1 次系建屋内への浸水有りの炉心損傷頻度が、1 次系建屋への浸水無しの炉心損傷頻度よりも 1 桁程度小さくなっており、1 次系建屋の開口部シールも津波対策として有効であることが分かった。なお、各津波シナリオ区分の炉心損傷頻度についての考察は参考資料に示す。

(b) 起因事象別の炉心損傷頻度

起因事象別の炉心損傷頻度を第 3.1.3.2.2.4.7 表に示す。なお、第 3.1.3.2.2.4.7 表及び起因事象別の炉心損傷頻度に

についての考察は参考資料に示す。

(c) 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炉心損傷頻度を第 3.1.3.2.2.4.8 表に示す。なお、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度についての考察は参考資料に示す

(d) P D S 別の炉心損傷頻度

P D S 別の炉心損傷頻度を第 3.1.3.2.2.4.9 表に示す。

なお、P D S 別の炉心損傷頻度についての考察は参考資料に示す。

e. 重要度解析

津波 P R A で評価した S S C 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 (F V) 重要度を評価した (重要度は津波 P R A 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)。F V 重要度の定義については、「3.1.3.1.1.2(7)c. 重要度解析」に示す。

津波による機器損傷の F V 重要度の評価結果を第 3.1.3.2.2.4.10 表に示す。なお、第 3.1.3.2.2.4.10 表及び F V 重要度評価結果についての考察は参考資料に示す

f. 不確実さ解析

炉心損傷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炉心損傷頻度の平均値及び不確実さ幅を示すエラーファクタ (E F) を評価した。エラーファクタの定義については、「3.1.3.1.1.2(7)d. 不確実さ解析」に示す。

不確実さ解析結果を第 3.1.3.2.2.4.11 表及び第 3.1.3.2.2.4.9 図に示す。

全炉心損傷頻度のエラーファクタは 4.4×10^8 となり、内部事象出力運転時レベル 1 P R A 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。

g. 感度解析等

(a) 特重施設及び 3 系統目蓄電池を無効にした感度解析

特重施設及び 3 系統目蓄電池によるリスク低減効果を把握することを目的として、点推定評価（以下、「ベースケース」という。）のモデルを用いて、特重施設及び 3 系統目蓄電池を無効にした場合（以下、「(特重無効ケース)」という。）の炉心損傷頻度を算出した。特重対策については内部事象出力運転時レベル 1 P R A で考慮しているものと同様であり、第 3.1.3.1.1.1.5 表に示す。ベースケースと特重無効ケースの比較した結果として、第 3.1.3.2.2.4.12 表に津波シナリオ区分別ごとの炉心損傷頻度を示す。なお、第 3.1.3.2.2.4.12 表及び感度解析結果の考察については参考資料に示す。

3.1.3.2.2.5 格納容器機能喪失頻度評価

(1) プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

a. プラント損傷状態の分類

「3.1.3.2.2.4(3)b. プラント損傷状態の分類」に示す。

b. プラント損傷状態ごとの発生頻度

「3.1.3.2.2.4(7)d.(d) プラント損傷状態別の炉心損傷頻度」に示す。

(2) 格納容器機能喪失モードの設定

津波時に特有な事象を考慮して、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。

津波時に特有な事象は、津波 P R A の評価上の仮定（津波 P R A では津波が引いた状態の評価とする、津波による原子炉格納容器自体の損傷は考慮しない、原子炉格納容器内には津波が流入しないものとする）より、津波による S S C 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 P R

Aと相違はない。

原子炉格納容器外部での津波による機器等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や格納容器スプレイ機能の喪失、サポート系であれば電源機能や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P R A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P R Aで考慮されている。

したがって、内部事象出力運転時P R A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P R A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P R Aと同じである。ただし、津波出力運転時P R Aで対象外とした事故シーケンスのうち、蒸気発生器伝熱管破損及びインターフェイスシステムL O C Aの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L O C A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。

以上から、津波出力運転時P R Aの格納容器機能喪失モードの設定結果を第3.1.3.2.2.5.1表に示す。

(3) 成功基準の設定

格納容器機能喪失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P R Aと津波P R Aでは相違がないため、内部事象出力運転時P R Aで設定した成功基準を用いる。

(4) 事故シーケンスの分析

内部事象出力運転時レベル2 P R Aの検討に加えて津波による影響を考慮し、P D Sごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全設備等の緩和設備の動作状態及びシビアアクシデント時の物理化学現象の発生状態を分析して、こ

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作成する。

a. 事故シーケンスの特徴分析

(a) 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を、各PDSを考慮して抽出し、発生条件及び発生後の事故進展を検討する。

津波時の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と相違なく、抽出される重要な物理化学現象、その発生条件及び発生後の事故進展については、基本的に内部事象出力運転時レベル2PRAと同様である。

ただし、格納容器機能喪失モードの設定と同様に、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のうち、津波事象において対象外とされた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）と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）に関連した物理化学現象については、津波出力運転時レベル2PRAでは発生しない。検討した結果を第3.1.3.2.2.5.2表に示す。

(b) 事故の緩和手段の分析

事故の緩和及び格納容器機能喪失防止に係る実施可能な緩和手段を分析し、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3.1.3.2.2.5.3表に示す。

なお、津波時に考慮する津波高さや1次系建屋への浸水

の有無によって、緩和設備の損傷等が一意的に決まり、考慮する条件によっては期待できない緩和手段があるが、本項目では期待する緩和手段全てを記載している。

b. 格納容器イベントツリーの作成

格納容器イベントツリーは、炉心損傷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物理化学現象の発生確率から、格納容器機能喪失頻度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1 P R Aでの炉心損傷時の P D S は、内部事象出力運転時レベル2 P R Aにおいて対象としている P D S に包含され、かつ、津波出力運転時レベル2 P R Aでの評価対象機器への津波の影響（津波による機器損傷）はフォールトツリーでモデル化する。したがって、津波出力運転時レベル2 P R Aにおける格納容器イベントツリーは、内部事象出力運転時レベル2 P R Aと同じ格納容器イベントツリーを活用する。格納容器イベントツリーを第 3.1.3.2.2.5.1 図に示す。なお、第 3.1.3.2.2.5.1 図については参考資料に示す。

格納容器機能喪失頻度を定量化するために、「3.1.3.2.2.4 炉心損傷頻度評価」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。イベントツリーのリンクのイメージ図を第 3.1.3.2.2.5.2 図に示す。

c. 従属性のモデル化

「3.1.3.1.1.3(3)c. 従属性のモデル化」に示す。

(5) 事故進展解析の実施

プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損等の事象の発生時期、シビアアクシデント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事を目的として、各 P D S 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と同じである。内部事象出力運転時レベル2PRAで選定した代表事故シーケンスの津波時での妥当性について、第3.1.3.2.2.5.4表に示す津波時の各PDSの炉心損傷頻度の上位カットセットを参考に確認した。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。なお、第3.1.3.2.2.5.4表については参考資料に示す。

(6) 格納容器機能喪失頻度の定量化

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評価するが、その設定方法については内部事象出力運転時PRA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。

また、津波フラジリティ、ランダム故障及び人的過誤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、格納容器機能喪失頻度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 ni 種類の事故シーケンス ji 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 及び事故シーケンス ji 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。

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

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 ji 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。

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

上記の手法で、計算プログラム RiskSpectrum® PSA を用いて算出し、内部事象出力運転時 P R A で設定した稼働率を乗じて全格納容器機能喪失頻度を算出する。

c. 格納容器機能喪失頻度の解析

P D S ごとに格納容器イベントツリーの定量化を行い、津波による格納容器機能喪失頻度を算出した。津波シナリオ区分別及び 1 次系建屋の浸水有無別、P D S 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。

(a) 津波シナリオ区分別及び 1 次系建屋へ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格納容器機能喪失頻度を第 3.1.3.2.2.5.5 表に示す。管理放出を含まない C F F は 3.1×10^{-9} (／炉年) となり、全炉心損傷頻度の 3.7×10^{-9} (／炉年) と比較して微減し、条件付き格納容器機能喪失確率 (C C F P) は 0.83 となった。これは、津波によって格納容器機能喪失に至る主要シーケンスのうち、炉心損傷に至るまでに機能喪失する設備が炉心損傷防止・格納容器機能喪失防止の観点で共通であり、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

いる緩和設備が機能喪失している可能性が高いためである。

また、1次系建屋内浸水無しの格納容器機能喪失頻度の割合は11.2%となった。1次系建屋内への浸水有無別の傾向については津波出力時レベル1 P R Aと同様であり、津波高さが海水ポンプエリアの防護壁の高さを超えるシナリオ区分2及び区分3において、1次系建屋内への浸水有りの場合の方が1桁程度小さくなっており、1次系建屋の開口部シールが格納容器機能喪失防止の観点からも津波対策として有効であることが分かった。

(b) P D S 別の格納容器機能喪失頻度

P D S 別の格納容器機能喪失頻度を第3.1.3.2.2.5.6表に示す。なお、プラント損傷状態別の格納容器機能喪失頻度についての考察は参考資料に示す。

(c) 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格納容器機能喪失頻度を第3.1.3.2.2.5.7表に示す。格納容器機能喪失モードの β （格納容器隔離失敗）の寄与が支配的となり管理放出を含まないC F Fの90.1%を占め、次いで、 τ （格納容器過温破損）の寄与が6.5%、 δ （水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）の寄与が3.3%であった。なお、格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度についての考察は参考資料に示す。

(d) 格納容器健全性が維持される頻度の評価結果

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、 3.6×10^{-10} （/炉年）である。また、フィルタベントにより格納容器健全を維持し、放射性物質管理放出を行う頻度は、 1.6×10^{-10} （/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1 P R Aと同様

の手法を用いてF V重要度を評価した。F V重要度の定義については、「3.1.3.1.1.3(5)c. 重要度解析」に示す。

評価結果を第3.1.3.2.2.5.8表に示す。なお、第3.1.3.2.2.5.8表及びF V重要度評価結果についての考察は参考資料に示す。

(7) 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、P D S、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

「3.1.3.1.1.3(6) 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化」において、津波時に特有な事象を考慮して、放出カテゴリを分類した。分類に当たっては、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。外的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、津波による蒸気発生器伝熱管破損はないと仮定しているため、分類された事故シーケンスはない。また、格納容器破損（外的）(F4)について、津波による原子炉建屋及び原子炉格納容器の損傷はないと仮定しているため、分類された事故シーケンスはない。

したがって、津波出力運転時レベル2 P R Aの放出カテゴリの分類では、内的事象出力運転時レベル2 P R A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等はない。

b. 放出カテゴリごとの発生頻度の定量化

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3.1.3.2.2.5.9表に示す。

放出カテゴリのうち、隔離失敗の分類による放出カテゴリ(F 5)の寄与が77.0%で最も高かった。これは、格納容器

機能喪失モード別の発生頻度が大きい「格納容器隔離失敗」(βモード)がこの放出カテゴリに含まれているためである。また、放射性物質管理放出(F7)の寄与は4.4%であった。

(8) 不確実さ解析及び感度解析等

a. 不確実さ解析

格納容器機能喪失頻度の定量化結果を踏まえ、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、格納容器機能喪失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、「3.1.3.1.1.2(7)d. 不確実さ解析」に示す。

格納容器機能喪失モード別の不確実さ解析結果を第3.1.3.2.2.5.10表及び第3.1.3.2.2.5.3図に示す。また、放出カテゴリ別の不確実さ解析結果を第3.1.3.2.2.5.11表及び第3.1.3.2.2.5.4図に示す。

全格納容器機能喪失頻度のエラーファクタは 4.1×10^8 となり、内の事象出力時レベル2 P R Aと比べると非常に不確実さが大きくなる。その主な要因としては津波ハザードデータの不確実さ幅が非常に大きいことが挙げられる。

b. 感度解析等

津波出力運転時レベル1 P R Aと同様に、以下について解析を実施した。

(a) 特重施設及び3系統目蓄電池を無効にした感度解析

イ 手法

特重施設及び3系統目蓄電池によるリスク低減効果を把握することを目的として、津波出力運転時レベル2のベースケースのモデルを用いて、特重無効ケースの格納容器機能喪失頻度を算出した。

ロ 結果

特重無効ケースとベースケースの格納容器機能喪失頻

度を第 3.1.3.2.2.5.12 表に示す。なお、第 3.1.3.2.2.5.12 表については参考資料に示す。

3.1.3.2.2.6 ソースターム評価

(1) 放出カテゴリのソースターム評価

放出カテゴリごとに解析の対象とする代表的な事故シーケンスを選定し、格納容器健全及び管理放出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

津波出力時 P R A では、建屋又は格納容器の津波による直接損傷は考慮しておらず、事故進展は内的出力時 P R A で考慮している範囲に収まると考えられることから、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の選定に当たっても特別な要素の考慮は不要である。したがって、津波出力時 P R A における代表的な事故シーケンスは、「3.1.3.1.1.4.(1)a. 評価対象事故シーケンスの選定」と同様である。

b. ソースタームの評価

「3.1.3.1.1.4.(1)b. ソースタームの評価」に同じ。

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ことにより、Cs-137 の放出量が 100TBq を超える事故シーケンスの発生頻度を求めた。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整理したものを第 3.1.3.2.2.5.13 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 3.1×10^{-9} (／炉年)

となった。

(2) 不確かさ解析及び感度解析

「3.1.3.1.1.4(2) 不確かさ解析及び感度解析」に同じ。

第 3.1.3.2.2.1.1 表 評価に必要な情報及び主な情報源

	P R A 作業	情 報	主な情報源
1	プラントの設計・運転の把握	P R A 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"> ・海水ポンプウエル全体図、海水ポンプ室竣工図等 ・プラント・ウォークダウン ・津波被害事例（東北地方太平洋沖地震の情報等）
2	確率論的津波ハザード評価	対象サイトに影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・文献調査結果 ・地質調査結果
3	建屋・機器フラジリティ評価	プラント固有の建屋・機器の耐力評価並びに応答評価に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・上記 1 の情報源 ・過去の津波遡上に関する文献
4	事故シーケンス評価	a)事故シナリオの分析と起因事象の分類	津波時に想定されるプラント状態
		b)事故シーケンスの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	<ul style="list-style-type: none"> ・安全系等のシステム使用条件 ・システムの現実的な性能 ・運転員による緩和操作
		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
			<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉設置許可申請書 ・上記 1 の情報源 ・既往の P R A 情報 ・人間信頼性解析に関する報告書

第 3.1.3.2.2.1.2 表 津波による損傷・機能喪失要因、対象 S S C の種類及びフラジリティ評価対象の要否 (1 / 5)

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となる S S C の種類 (主要な S S C)	フラジリティ評価対象要否検討結果	
被水・没水	<ul style="list-style-type: none"> 動的 (電氣的) 設備 (電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等) 	フラジリティ評価対象。	○
波力	<ul style="list-style-type: none"> 動的 (電氣的) 設備 (電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等) 	屋外設置の設備 ; フラジリティ評価対象。 (ただし、「被水・没水」のフラジリティ評価結果で代表可能なため、当該要因に対するフラジリティ評価は実施しない。)	△
		屋内設置の設備 ; 当該損傷要因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。	×
	<ul style="list-style-type: none"> 静的設備 (タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等) 	屋外設置の設備 ; フラジリティ評価対象。 (ただし、「波力」を直接受けることが無いように構築物を設けた設備は対象外とする。)	△
		屋内設置の設備 ; 当該損傷要因の影響はないと考えられるため、フラジリティ評価対象外とする。	×
<ul style="list-style-type: none"> 建屋開口部建具 (扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 	開口部の止水対策 (シール) をフラジリティ評価対象とする。	○	

○ : フラジリティ評価対象、△ : S S C ごとにフラジリティ評価対象 / 対象外を判断、× : フラジリティ評価対象外

第 3.1.3.2.2.1.2 表 津波による損傷・機能喪失要因、対象 S S C の種類及びフラジリティ評価対象の要否 (2 / 5)

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となる S S C の種類 (主要な S S C)	フラジリティ評価対象要否検討結果	
波力	<ul style="list-style-type: none"> ・建物・構築物 (海水取水口も含む) 	評価対象となる建屋・構築物は、一般的な家屋・ビル等とは異なり、遮へいや耐震設計の要求から鉄筋コンクリート造で数十 cm ～ 1m 程度の厚さの躯体 (外壁) を有した強固な設計がされており、開口部からの建屋内への浸水が発生するより前に津波波力により損傷しないと考えられる。したがって、建屋・構築物については、フラジリティ評価対象外とする。	×
	<ul style="list-style-type: none"> ・防潮堤・防波堤 	大飯発電所には津波対策としての防潮堤・防波堤は設置されていないため、フラジリティ評価では考慮しない。	×
流体力	「波力」と同じ。	「波力」と同じ。 (ただし、影響が「波力」に対して軽微であると考えられる場合には、「波力」に包含されるものとして取り扱う。)	△
浮力	<ul style="list-style-type: none"> ・動的 (電氣的) 設備 (電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等) 	屋外設置の設備；フラジリティ評価対象。 (ただし、「被水・没水」のフラジリティ評価結果で代表可能なため、当該要因に対するフラジリティ評価は実施しない。)	△
		屋内設置の設備；屋外設備と同じ。(ただし、建屋浸水時のみ。)	△
	<ul style="list-style-type: none"> ・静的設備 (タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等) 	屋外設置の設備；フラジリティ評価対象。	○
		屋内設置の設備；屋外設備と同じ。(ただし、建屋浸水時のみ。)	○

○：フラジリティ評価対象、△：S S C ごとにフラジリティ評価対象/対象外を判断、×：フラジリティ評価対象外

第 3.1.3.2.2.1.2 表 津波による損傷・機能喪失要因、対象 S S C の種類及びフラジリティ評価対象の要否 (3 / 5)

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となる S S C の種類 (主要な S S C)	フラジリティ評価対象要否検討結果	
漂流物衝突	・動的 (電氣的) 設備 (電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等)	屋外設置の設備 ; フラジリティ評価対象。 (ただし、「被水・没水」フラジリティ評価結果で代表可能なため、当該要因に対するフラジリティ評価は実施しない。)	△
		屋内設置の設備 ; 直接的に建屋内の設備に衝突する訳ではないため、フラジリティ評価対象外とする。	×
	・静的設備 (タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等)	屋外設置の設備 ; フラジリティ評価対象。 (ただし、衝突可能性等も考慮し、フラジリティ評価の実施要否を検討する。)	△
		屋内設置の設備 ; 直接的に建屋内の設備に衝突する訳ではないため、フラジリティ評価対象外とする。	×
	・建屋開口部建具 (扉、シール等の浸水対策を実施した建具等)	建屋開口部建具の面積は想定される漂流物に対して大きくないため、津波発生確率・漂流物の発生確率・到達確率に衝突時の損傷確率を考慮すると、漂流物衝突により影響を受ける確率は極めて小さいものと考えられる。したがって、建屋開口部建具はフラジリティ評価対象外とする。	×
	・建物・構築物 (海水取水口も含む)	評価対象となる建屋・構築物は、一般的な家屋・ビル等とは異なり、遮へいや耐震設計の要求から鉄筋コンクリート造で数十 cm ~ 1m 程度の厚さの躯体 (外壁) を有した強固な設計がされており、開口部からの建屋内への浸水が発生するより前に漂流物衝突により損傷しないと考えられる。したがって、建屋・構築物については、フラジリティ評価対象外とする。	×

○ : フラジリティ評価対象、△ : S S C ごとにフラジリティ評価対象 / 対象外を判断、× : フラジリティ評価対象外

第 3.1.3.2.2.1.2 表 津波による損傷・機能喪失要因、対象 S S C の種類及びフラジリティ評価対象の要否（4 / 5）

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となる S S C の種類（主要な S S C）	フラジリティ評価対象要否検討結果	
漂流物衝突	・防潮堤・防波堤	大飯発電所には津波対策としての防潮堤・防波堤は設置されていないため、フラジリティ評価では考慮しない。	×
引き津波による水位低下	・海水取水のポンプ（海水ポンプ、循環水ポンプ）	フラジリティ評価対象。（他の要因と異なり、ある特定のマイナス水位（許容最低水位）に対する評価となる。）	○
海底砂移動	・海水取水のポンプ（海水ポンプ、循環水ポンプ）	フラジリティ評価対象。	○
洗掘	・動的（電氣的）設備（電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等）	屋外設置の設備；フラジリティ評価対象。 （ただし、「被水・没水」のフラジリティ評価結果で代表可能なため、当該要因に対するフラジリティ評価は実施しない。）	△
		屋内設置の設備；当該損傷要因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。	×
	・静的設備（タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等）	屋外設置の設備；静的設備のうち、タンクのみがフラジリティ評価対象とする。 （ただし、基礎の状況等も考慮し、フラジリティ評価の実施要否を検討する。）	△
		屋内設置の設備；当該損傷要因の影響はないと考えられるため、フラジリティ評価対象外とする。	×

○：フラジリティ評価対象、△：S S C ごとにフラジリティ評価対象／対象外を判断、×：フラジリティ評価対象外

第 3.1.3.2.2.1.2 表 津波による損傷・機能喪失要因、対象 S S C の種類及びフラジリティ評価対象の要否 (5 / 5)

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となる S S C の種類 (主要な S S C)	フラジリティ評価対象要否検討結果	
洗掘	・建物・構築物 (海水取水口も含む)	安全上重要な建屋・構築物は一般建築物に比べて基礎面積が大きいこと、地表面から基礎底面までの深さが大きいことを考えると、洗掘により建屋・構築物が傾斜や倒壊に至ることが考えられない。したがって、建屋・構築物はフラジリティ評価対象外とする。	×
	・防潮堤・防波堤	大飯発電所には津波対策としての防潮堤・防波堤は設置されていないため、フラジリティ評価では考慮しない。	×

○ : フラジリティ評価対象、△ : S S C ごとにフラジリティ評価対象 / 対象外を判断、× : フラジリティ評価対象外

第 3.1.3.2.2.1.3 表 起回事象の分析結果（スクリーニング①）（1 / 14）

起回事象	スクリーニング①の結果 (スクリーニング②の対象 要否)	検討内容
原子炉容器破損	×	原子炉容器は格納容器内にあり、海水の流入がないため、波力を直接受けることは考え難く、影響は受けないと考えられる。したがって、当該事象は対象外とする。
大破断 LOCA	×	当該事象の発生要因となる配管は格納容器内にあり、海水の流入がないため、波力を直接受けることは考え難く、影響は受けないと考えられる。したがって、当該事象は対象外とする。
中破断 LOCA	×	大破断 LOCA と同様であり、当該事象は対象外とする。
小破断 LOCA	×	大破断 LOCA と同様であり、当該事象は対象外とする。
極小 LOCA	×	大破断 LOCA と同様であり、当該事象は対象外とする。
加圧器逃がし弁 ／安全弁 LOCA	○	津波が原因で制御回路が誤動作し、加圧器逃がし弁が誤開して再閉止できない場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
インターフェイス システム LOCA (余熱除去系)	×	津波が原因で制御回路が誤動作し、余熱除去ポンプ吸込側ラインの電動弁が誤開した場合には、当該事象が発生する可能性がある。しかし、国内 PWR プラントでは、余熱除去ポンプ入口隔離弁は出力運転時には No Fuse Breaker (NFB) を切り引き運用としているため、津波が原因で制御回路が誤動作する可能性はなく、当該弁は誤開することはない。 また、当該事象の発生要因となる余熱除去ポンプ低温側注入ラインの逆止弁、余熱除去ポンプ高温側注入ラインの逆止弁は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、影響は受けないと考えられる。したがって、当該事象は対象外とする。

スクリーニング①：（国内の PWR）プラント共通の観点でのスクリーニング

○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）

スクリーニング②：個別プラント（大飯 4 号機）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でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表 起回事象の分析結果（スクリーニング①）（2 / 14）

起回事象	スクリーニング①の結果 (スクリーニング②の対象 要否)	検討内容
インターフェイスシステム LOCA（充てん／抽出のアンバランス）	×	津波が原因で充てんポンプの故障に加えて、抽出オリフィス隔離及び格納容器隔離が実施できなかった場合は当該事象が発生する可能性がある。しかし、津波がプラントに影響を与える可能性がある場合には、原子炉は自動トリップする、又は津波到達までに原子炉を手動停止している可能性が高く、トリップ成功している場合は、1次系の圧力が低下しており、流出量が低下する。そのため、十分な時間余裕があり、津波発生時に充てん系が故障し、さらに抽出オリフィス隔離弁や格納容器隔離弁による隔離にも失敗する可能性は小さい（稀有）と考えられる。したがって、当該事象は対象外とする。
インターフェイスシステム LOCA（余熱除去系と充てん／抽出のアンバランス以外）	×	電動弁や逆止弁の複数の機器の誤開や内部リークの組み合わせで、低圧設計部に冷却材が流出した場合は当該事象が発生する可能性がある。しかし、津波時に弁の誤開や内部リークが同時に発生する可能性は小さい（稀有）と考えられる。冷却器の伝熱管損傷に伴う ISLOCA については、冷却器は建屋内にあり、波力を直接受けることは考え難く、津波による損傷は発生しないと考えられる。したがって、当該事象は対象外とする。
1次冷却材ポンプシールリーク	○	津波により充てんポンプ、又は関連する電源設備等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
主給水流量の全喪失	○	津波により主給水ポンプ、復水ポンプ、又は関連する電源設備が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。

スクリーニング①：（国内のPWR）プラント共通の観点でのスクリーニング

○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表 起回事象の分析結果（スクリーニング①）（3 / 14）

起回事象	スクリーニング①の結果 (スクリーニング②の対象 要否)	検討内容
主給水流量の部 分喪失	○	津波により主給水ポンプ、復水ポンプ、又は関連する電源設備が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
負荷の喪失（タ ービントリップ 信号有）	×	大津波警報等により運転員が手動停止することも考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合は内的事象出力時PRAの範疇となる。一方、津波がプラントに影響を与える可能性がある場合には、原子炉は自動トリップする、又は津波到達までに原子炉を手動停止している可能性が高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合には、その影響別に起回事象を分類可能である。したがって当該事象は対象外とする。
負荷の喪失（タ ービントリップ 信号無）	×	大津波警報等により運転員が手動停止することも考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合は内的事象出力時PRAの範疇となる。一方、津波がプラントに影響を与える可能性がある場合には、原子炉は自動トリップする、又は津波到達までに原子炉を手動停止している可能性が高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合には、その影響別に起回事象を分類可能である。したがって当該事象は対象外とする。
主蒸気隔離弁の 誤閉止（1 or 2 or 3弁）	○	津波により主蒸気隔離弁、又は関連する電源設備等が損傷し、主蒸気隔離弁の1弁又は2弁又は3弁が誤閉止した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。

スクリーニング①：（国内のPWR）プラント共通の観点でのスクリーニング

○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表 起回事象の分析結果（スクリーニング①）（4 / 14）

起回事象	スクリーニング①の結果 (スクリーニング②の対象 要否)	検討内容
主蒸気隔離弁の 誤閉止（全弁）	○	津波により主蒸気隔離弁、又は関連する電源設備が損傷し、主蒸気隔離弁全弁が誤閉止した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
過渡事象（ター ビントリップ 有）（加圧器逃 がし弁の作動 無）	○	津波により循環水ポンプ、復水器真空ポンプ、又は関連する電源設備が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。ただし、過渡事象の発生要因はタービントリップおよび加圧器逃がし弁の作動有無により細分化していないため、本スクリーニング以降は過渡事象として取り扱う。
過渡事象（ター ビントリップ 無）（加圧器逃 がし弁の作動 有）	○	津波により循環水ポンプ、復水器真空ポンプ、又は関連する電源設備が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。ただし、過渡事象の発生要因はタービントリップおよび加圧器逃がし弁の作動有無により細分化していないため、本スクリーニング以降は過渡事象として取り扱う。
過渡事象（ター ビントリップ 無）（加圧器逃 がし弁の作動 無）	○	津波により循環水ポンプ、復水器真空ポンプ、又は関連する電源設備が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。ただし、過渡事象の発生要因はタービントリップおよび加圧器逃がし弁の作動有無により細分化していないため、本スクリーニング以降は過渡事象として取り扱う。

スクリーニング①：（国内のPWR）プラント共通の観点でのスクリーニング

○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表 起回事象の分析結果（スクリーニング①）（5 / 14）

起回事象	スクリーニング①の結果 (スクリーニング②の対象 要否)	検討内容
主給水管破断	×	主給水管は格納容器内、又は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、津波による損傷は発生しないと考えられる。又、津波が原因で制御回路が誤動作し、主給水管破断相当の事象が発生するような弁は無い。したがって、当該事象は対象外とする。
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁 上流)	○	主蒸気管は格納容器内、又は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、津波による損傷は発生しないと考えられる。しかし、津波により主蒸気逃がし弁、又は関連する電源設備が損傷し、主蒸気逃がし弁が誤開して再閉止できなかった場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁 下流)	○	主蒸気管は格納容器内、又は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、津波による損傷は発生しないと考えられる。しかし、津波により関連する電源設備が損傷し、タービンバイパス弁が誤開して再閉止できなかった場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
蒸気発生器伝熱 管破損	×	蒸気発生器伝熱管は格納容器内にあり、海水の流入がないため、波力を直接受けることは考え難く、津波による損傷は発生しないと考えられる。したがって、当該事象は対象外とする。
主蒸気安全弁の 誤開（1弁）	×	主蒸気安全弁は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、津波による損傷は発生しないと考えられる。したがって、当該事象は対象外とする。

スクリーニング①：（国内のPWR）プラント共通の観点でのスクリーニング

○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表 起回事象の分析結果（スクリーニング①）（6 / 14）

起回事象	スクリーニング①の結果 (スクリーニング②の対象 要否)	検討内容
主蒸気安全弁の 誤開（2弁以上）	×	主蒸気安全弁は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、津波による損傷は発生しないと考えられる。したがって、当該事象は対象外とする。
主蒸気逃がし弁 の誤開（1弁）	×	津波により主蒸気逃がし弁、又は関連する電源設備が損傷し、主蒸気逃がし弁が誤開して再閉止できなかった場合には、当該事象が発生する可能性がある。しかし、この影響は主蒸気管破断（主蒸気隔離弁上流）で考慮しているため、当該事象は対象外とする。
主蒸気逃がし弁 の誤開（2弁以 上）	×	津波により主蒸気逃がし弁、又は関連する電源設備が損傷し、主蒸気逃がし弁が誤開して再閉止できなかった場合には、当該事象が発生する可能性がある。しかし、この影響は主蒸気管破断（主蒸気隔離弁上流）で考慮しているため、当該事象は対象外とする。
タービンバイパ ス弁の誤開（2弁 以上）	×	津波によりタービンバイパス弁、又は関連する電源設備が損傷し、タービンバイパス弁が誤開して再閉止できなかった場合には、当該事象が発生する可能性がある。しかし、この影響は主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）で考慮しているため、当該事象は対象外とする。
外部電源喪失	○	津波により変圧器等の外部電源設備が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
常用系高圧交流 母線の喪失	○	津波により常用系高圧交流母線に関連する電気盤が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
常用系低圧交流 母線の喪失	○	津波により常用系低圧交流母線に関連する電気盤が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。

スクリーニング①：（国内のPWR）プラント共通の観点でのスクリーニング

○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表 起回事象の分析結果（スクリーニング①）（7 / 14）

起回事象	スクリーニング①の結果 (スクリーニング②の対象 要否)	検討内容
常用系直流母線の喪失	○	津波により常用系直流母線に関連する電気盤が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
常用系計装用母線の喪失	○	津波により常用系計装用母線に関連する電気盤が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
計装制御設備故障による加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA	×	津波が原因で計装制御設備が誤動作し、加圧器逃がし弁が誤開して再閉止できない場合には、当該事象が発生する可能性がある。計装制御設備故障は加圧器逃がし弁／安全弁 LOCAを引き起こす1つの要因であり、その影響は加圧器逃がし弁／安全弁 LOCAで考慮しているため、当該事象は対象外とする。
計装制御設備故障による負荷の喪失（タービントリップ有）	×	大津波警報等により運転員が手動停止することも考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合は内の事象出力時PRAの範疇となる。一方、津波がプラントに影響を与える可能性がある場合には、原子炉は自動トリップする、又は津波到達までに原子炉を手動停止している可能性が高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合には、その影響別に起回事象を分類可能である。計装制御設備故障は負荷の喪失（タービントリップ有）を引き起こす1つの要因であり、その影響は負荷の喪失（タービントリップ有）で考慮しているため、当該事象は対象外とする。

スクリーニング①：（国内のPWR）プラント共通の観点でのスクリーニング

○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表 起回事象の分析結果（スクリーニング①）（8 / 14）

起回事象	スクリーニング①の結果 (スクリーニング②の対象 要否)	検討内容
計装制御設備故障による過渡事象（タービントリップ無） （加圧器逃がし弁の作動有）	×	津波により循環水ポンプ、復水器真空ポンプの計測制御設備が誤動作した場合には、当該事象が発生する可能性がある。計装制御設備故障は過渡事象（タービントリップ無）（加圧器逃がし弁の作動有）を引き起こす1つの要因であり、その影響は過渡事象（タービントリップ無）（加圧器逃がし弁の作動有）で考慮しているため、当該事象は対象外とする。
計装制御設備故障による過渡事象（タービントリップ無） （加圧器逃がし弁の作動無）	×	津波により循環水ポンプ、復水器真空ポンプの計測制御設備が誤動作した場合には、当該事象が発生する可能性がある。計装制御設備故障は過渡事象（タービントリップ無）（加圧器逃がし弁の作動無）を引き起こす1つの要因であり、その影響は過渡事象（タービントリップ無）（加圧器逃がし弁の作動無）で考慮しているため、当該事象は対象外とする。
計装制御設備故障による ECCS 誤起動	○	津波により充てんポンプ等の計測制御設備が誤動作した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。

スクリーニング①：（国内のPWR）プラント共通の観点でのスクリーニング

○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表 起回事象の分析結果（スクリーニング①）（9 / 14）

起回事象	スクリーニング①の結果 (スクリーニング②の対象 要否)	検討内容
計装制御設備故障による主給水流量の全喪失	×	津波により主給水ポンプ、復水ポンプの計測制御設備が誤動作した場合には、当該事象が発生する可能性がある。計装制御設備故障は主給水流量の全喪失を引き起こす1つの要因であり、その影響は主給水流量の全喪失で考慮しているため、当該事象は対象外とする。
計装制御設備故障による主給水流量の部分喪失	×	津波により主給水ポンプ、復水ポンプの計測制御設備が誤動作した場合には、当該事象が発生する可能性がある。計装制御設備故障は主給水流量の部分喪失を引き起こす1つの要因であり、その影響は主給水流量の部分喪失で考慮しているため、当該事象は対象外とする。
計装制御設備故障による主蒸気隔離弁の誤閉止 (1 or 2 or 3 弁)	×	津波により主蒸気隔離弁の計測制御設備が誤動作し、主蒸気隔離弁の1弁、又は2弁、又は3弁が誤閉止した場合には、当該事象が発生する可能性がある。計装制御設備故障は主蒸気隔離弁の誤閉止（1 or 2 or 3 弁）を引き起こす1つの要因であり、その影響は主蒸気隔離弁の誤閉止（1 or 2 or 3 弁）で考慮しているため、当該事象は対象外とする。
計装制御設備故障による主蒸気隔離弁の誤閉止 (全弁)	×	津波により主蒸気隔離弁の計測制御設備が誤動作し、主蒸気隔離弁全弁が誤閉止した場合には、当該事象が発生する可能性がある。計装制御設備故障は主蒸気隔離弁の誤閉止（全弁）を引き起こす1つの要因であり、その影響は主蒸気隔離弁の誤閉止（全弁）で考慮しているため、当該事象は対象外とする。

スクリーニング①：（国内のPWR）プラント共通の観点でのスクリーニング

○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表 起因事象の分析結果（スクリーニング①）（10 / 14）

起因事象	スクリーニング①の結果 (スクリーニング②の対象 要否)	検討内容
計装制御設備故障によるタービンバイパス弁の誤開（2弁以上）	×	津波によりタービンバイパス弁の計測制御設備が誤動作し、タービンバイパス弁が誤開して再閉止できなかつた場合には、当該事象が発生する可能性がある。計装制御設備故障はタービンバイパス弁の誤開（2弁以上）を引き起こす1つの要因であり、その影響はタービンバイパス弁の誤開（2弁以上）で考慮しているため、当該事象は対象外とする。
制御用空気系の部分喪失	○	津波により制御用空気圧縮機が損傷し、制御用空気系の1ヘッダへの圧縮空気供給機能が喪失した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
制御用空気系の全喪失	○	津波により制御用空気圧縮機が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
原子炉補機冷却水系の部分喪失 (A or B ヘッダ喪失)	○	津波により原子炉補機冷却水ポンプ、又は関連する電源設備が損傷し、原子炉補機冷却水系のA又はBヘッダへの給水機能が喪失した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
原子炉補機冷却水系の部分喪失 (C ヘッダ喪失)	○	津波により原子炉補機冷却水ポンプ、又は関連する電源設備が損傷し、原子炉補機冷却水系のCヘッダへの給水機能が喪失した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。

スクリーニング①：（国内のPWR）プラント共通の観点でのスクリーニング

○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表 起因事象の分析結果（スクリーニング①）（11 / 14）

起因事象	スクリーニング①の結果 (スクリーニング②の対 象要否)	検討内容
原子炉補機冷却水 系の全喪失	○	津波により原子炉補機冷却水ポンプ、又は関連する電源設備が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
原子炉補機冷却海 水系の部分喪失	○	津波により海水ポンプ、又は関連する電源設備が損傷し、1ヘッダへの給水機能が喪失した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
原子炉補機冷却海 水系の全喪失	○	津波により海水ポンプ、又は関連する電源設備が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
安全系高圧交流母 線の部分喪失	○	津波により安全系高圧交流母線に関連する電気盤の1系列が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
安全系高圧交流母 線の全喪失	○	津波により安全系高圧交流母線に関連する電気盤が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
安全系低圧交流母 線の部分喪失	○	津波により安全系低圧交流母線に関連する電気盤の1系列が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。

スクリーニング①：（国内のPWR）プラント共通の観点でのスクリーニング

○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表 起因事象の分析結果（スクリーニング①）（12 / 14）

起因事象	スクリーニング①の結果 (スクリーニング②の対象 要否)	検討内容
安全系低圧交流 母線の全喪失	○	津波により安全系低圧交流母線に関連する電気盤が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
安全系直流母線 の部分喪失	○	津波により安全系直流母線に関連する電気盤の 1 系列が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
安全系直流母線 の全喪失	○	津波により安全系直流母線に関連する電気盤が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
安全系計装用母 線の部分喪失	○	津波により安全系計装用母線に関連する電気盤の 1 系列が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
安全系計装用母 線の全喪失	○	津波により安全系計装用母線に関連する電気盤が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
中央制御室空調 系の喪失	○	津波により中央制御室空調系の機器、又は関連する電源設備が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。

スクリーニング①：（国内のPWR）プラント共通の観点でのスクリーニング

○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表 起因事象の分析結果（スクリーニング①）（13 / 14）

起因事象	スクリーニング①の結果 (スクリーニング②の対象 要否)	検討内容
安全補機開閉器 室空調系の部分 喪失	○	津波により安全補機開閉器室空調系の機器、又は関連する電源設備が損傷し、安全補機開閉器室空調系の1ヘッダへの圧縮空気供給機能が喪失した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
安全補機開閉器 室空調系の全喪 失	○	津波により安全補機開閉器室空調系の機器、又は関連する電源設備が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
空調用冷水系の 部分喪失	○	津波により空調用冷水ポンプ、又は関連する電源設備が損傷し、1ヘッダへの給水機能が喪失した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
空調用冷水系の 全喪失	○	津波により空調用冷水ポンプ、又は関連する電源設備が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。
手動停止	×	大津波警報等により運転員が手動停止することも考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には、内の事象出力時PRAの範疇となる。一方、津波がプラントに影響を与える可能性がある場合には、原子炉は自動トリップする、又は津波到達までに原子炉を手動停止できる可能性も高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも、その影響別に起因事象を分類可能である。したがって、当該事象は対象外とする。

スクリーニング①：（国内のPWR）プラント共通の観点でのスクリーニング

○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.3 表 起因事象の分析結果（スクリーニング①）（14 / 14）

起因事象	スクリーニング①の結果 (スクリーニング②の対象 要否)	検討内容
ATWS1（ター ビントリップが 必要な事象）	×	原子炉の停止機能は要求される使命時間が短いので、実際の津波を想定した場合には、「要因となった地震」、又は「津波警報を受けての手動停止」として達成される機能と考えられる。しかしながら、トリップの有無に関わらず、これらの機能喪失シーケンスは内的事象、地震のイベントツリーで代表されることから、津波においては対象外とする。
ATWS2（ター ビントリップが 不要な事象）	×	原子炉の停止機能は要求される使命時間が短いので、実際の津波を想定した場合には、「要因となった地震」、又は「津波警報を受けての手動停止」として達成される機能と考えられる。しかしながら、トリップの有無に関わらず、これらの機能喪失シーケンスは内的事象、地震のイベントツリーで代表されることから、津波においては対象外とする。
津波特有の事象	○	上述の他の起因事象以外に、津波により直接的に炉心損傷に至る事象等を津波特有の事故シナリオとして対象となる可能性がある。

スクリーニング①：（国内のPWR）プラント共通の観点でのスクリーニング

○：スクリーニング②が必要な事象、×：スクリーニング②が不要（スクリーニング①により評価対象外となった事象）

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

第 3.1.3.2.2.1.4 表 起回事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（1 / 12）

起回事象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の対象要否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
加圧器逃がし弁 ／安全弁LOC A	○	1次系建屋内へ浸水した場合、加圧器逃がし弁に関連する電気盤（設置高さ；15.8m）が被水・没水により誤動作し、当該弁が誤開に至って当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、複数の信号系損傷が発生しており、当該事象は複数の信号系損傷に包絡されるため、対象外とする。
1次冷却材ポンプ シールリーク	○	1次系建屋へ浸水した場合、充てんポンプ（設置高さ；10.0m）が損傷し、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、必ず外部電源喪失が発生しており、当該事象は外部電源喪失に包絡されるため、対象外とする。
主給水流量の全 喪失	○	タービン建屋に設置されている復水ポンプ（設置高さ；-3.65m）が損傷した場合、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、必ず外部電源喪失が発生しており、当該事象は外部電源喪失に包絡されるため、対象外とする。

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波PRA対象起回事象、×：評価対象外起回事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起回事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表 起回事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（2 / 12）

起回事象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の対象要否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
主給水流量の部分喪失	×	主給水流量の全喪失の代表である復水ポンプは全て同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
主蒸気隔離弁の誤閉止（1 or 2 or 3弁）	×	主蒸気隔離弁の誤閉止（全弁）の代表である主蒸気隔離弁全弁に関連する電気盤は全て同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
主蒸気隔離弁の誤閉止（全弁）	○	1次系建屋へ浸水した場合、主蒸気隔離弁に関連する電気盤(15.8m)が被水・没水により誤動作し、当該弁が誤閉止に至って当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、複数の信号系損傷が発生しており、当該事象は複数の信号系損傷に包絡されるため、対象外とする。

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波PRA対象起回事象、×：評価対象外起回事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起回事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表 起回事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（3 / 1 2）

起回事象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の対象要否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
過渡事象	○	屋外に設置されている循環水ポンプ（設置高さ；10.1m）、又はタービン建屋に設置されている復水器真空ポンプ（設置高さ；6.3m）が損傷した場合、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、必ず外部電源喪失が発生しており、当該事象は外部電源喪失に包絡されるため、対象外とする。
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	○	1次系建屋内へ浸水した場合、主蒸気逃がし弁に関連する電気盤（設置高さ；15.8m）が被水・没水により誤動作し、当該弁が誤開に至って当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、複数の信号系損傷が発生しており、当該事象は複数の信号系損傷に包絡されるため、対象外とする。
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	○	タービン建屋内に設置されているタービンバイパス弁に関連する電気盤が被水・没水により誤動作し、当該弁が誤開に至って、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、必ず外部電源喪失が発生しており、当該事象は外部電源喪失に包絡されるため、対象外とする。

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波PRA対象起回事象、×：評価対象外起回事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起回事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表 起回事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（4 / 12）

起回事象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の対象要否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
外部電源喪失	○	屋外に設置されている主変圧器等（設置高さ；13.5m）の外部電源設備、又はタービン建屋に設置されている常用系メタルクラッドスイッチギア（設置高さ；6.35m）が損傷した場合、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は屋外機器、又はタービン建屋機器の損傷で発生する可能性があるため、評価対象とする。
常用系高圧交流母線の喪失	○	タービン建屋内に設置されている常用系メタルクラッドスイッチギア（設置高さ；6.35m）が損傷した場合に、当該事象が発生する可能性がある。したがって当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、必ず外部電源喪失が発生しており、当該事象は外部電源喪失に包絡されるため、対象外とする。
常用系低圧交流母線の喪失	○	海水ポンプエリア内に設置されている海水ポンプ室コントロールセンタ（設置高さ；5.6m）等が損傷した場合に、当該事象が発生する可能性がある。したがって当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、必ず原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生しており、当該事象は原子炉補機冷却海水系の全喪失に包絡されるため、対象外とする。

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波PRA対象起回事象、×：評価対象外起回事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起回事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表 起回事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（5 / 12）

起回事象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の対象可否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
常用系直流母線の喪失	○	海水ポンプエリア内に設置されている海水ポンプ電気室直流分電盤（設置高さ：5.6m）等が損傷した場合に、当該事象が発生する可能性がある。したがって当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、必ず原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生しており、当該事象は原子炉補機冷却海水系の全喪失に包絡されるため、対象外とする。
常用系計装用母線の喪失	○	海水ポンプエリア内に設置されている海水ポンプ室計装用電源盤（設置高さ：5.6m）等が損傷した場合に、当該事象が発生する可能性がある。したがって当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、必ず原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生しており、当該事象は原子炉補機冷却海水系の全喪失に包絡されるため、対象外とする。
計装制御設備故障によるECCS誤起動	○	充てんポンプ等の誤起動に関する計測制御設備が損傷した場合には当該事象が発生する可能性がある。したがって当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、必ず原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生しており、当該事象は原子炉補機冷却海水系の全喪失に包絡されるため、対象外とする。

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波PRA対象起回事象、×：評価対象外起回事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起回事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表 起回事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（6 / 12）

起回事象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の対象要否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
制御用空気系の部分喪失	×	制御用空気系の全喪失の代表である CT 収納盤は両トレン同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
制御用空気系の全喪失	○	1次系建屋へ浸水した場合、CT収納盤（設置高さ；3.5m）が損傷し、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生しており、当該事象は原子炉補機冷却海水系の全喪失に包絡されるため、対象外とする。
原子炉補機冷却水系の部分喪失 (A or Bヘッダ)	×	原子炉補機冷却水系の全喪失の代表である原子炉補機冷却水ポンプは、同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波PRA対象起回事象、×：評価対象外起回事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起回事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表 起回事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（7 / 12）

起回事象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の 対象要否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング ③の結果	スクリーニング③の検討内容
原子炉補機冷却水系の部分喪失（C ヘッダ）	○	1次系建屋へ浸水した場合、原子炉補機冷却水戻り母管連絡弁が高さ7.0mに設置されており、原子炉補機冷却水戻り母管連絡弁が損傷することにより当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生しており、当該事象は原子炉補機冷却海水系の全喪失に包絡されるため、対象外とする。
原子炉補機冷却水系の全喪失	○	1次系建屋へ浸水した場合原子炉補機冷却水ポンプ（設置高さ；8.7m）が損傷し、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生しており、当該事象は原子炉補機冷却海水系の全喪失に包絡されるため、対象外とする。
原子炉補機冷却海水系の部分喪失	×	原子炉補機冷却海水系の全喪失の代表である海水ポンプは全トレン同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波PRA対象起回事象、×：評価対象外起回事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起回事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表 起回事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（8 / 12）

起回事象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の対象要否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
原子炉補機冷却海水系の全喪失	○	屋外に設置されている海水ポンプ（設置高さ；4.65m）が損傷した場合、当該事象が発生する可能性がある。	○	当該事象は屋外機器の損傷で発生する可能性があるため、評価対象事象となる。
安全系高圧交流母線の部分喪失	×	安全系高圧交流母線の全喪失の代表である、メタルクラッドスイッチギアは両トレン同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
安全系高圧交流母線の全喪失	○	1次系建屋へ浸水した場合、メタルクラッドスイッチギア（設置高さ；15.8m）が損傷し、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、複数の信号系損傷が発生しており、当該事象は複数の信号系損傷に包絡されるため、対象外とする。
安全系低圧交流母線の部分喪失	×	安全系低圧交流母線の全喪失の代表である、パワーセンタは全トレン同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波PRA対象起回事象、×：評価対象外起回事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起回事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表 起回事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（9 / 12）

起回事象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の対象要 否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
安全系低圧交流母線の全喪失	○	1次系建屋へ浸水した場合、パワーセンタ（設置高さ；15.8m）が損傷し、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、複数の信号系損傷が発生しており、当該事象は複数の信号系損傷に包絡されるため、対象外とする。
安全系直流母線の部分喪失	×	安全系直流母線の全喪失の代表である、直流分電盤は両トレン同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
安全系直流母線の全喪失	○	1次系建屋へ浸水した場合、直流分電盤（設置高さ；15.8m）が損傷し、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、複数の信号系損傷が発生しており、当該事象は複数の信号系損傷に包絡されるため、対象外とする。
安全系計装用母線の部分喪失	×	安全系計装用母線の全喪失の代表である、計装用電源盤は両トレン同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波PRA対象起回事象、×：評価対象外起回事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起回事象

第 3.1.3.2.2.1.4 表 起因果象の検討内容及び選定結果（押し津波）（10 / 12）

起因果象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の対象要 否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
安全系計装用母線の全喪失	○	1次系建屋へ浸水した場合、計装用電源盤（設置高さ；15.8m）が損傷し、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、複数の信号系損傷が発生しており、当該事象は複数の信号系損傷に包絡されるため、対象外とする。
中央制御室空調系の喪失	×	室温評価結果より、中央制御室の室温維持機能喪失後7日間時点でも機器が損傷に至らないため、当該事象は対象外とする。	N/A	—
安全補機開閉器室空調系の部分喪失	×	安全系補機開閉器室空調系の全喪失の代表であるCT収納盤は両トレン同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波PRA対象起因果象、×：評価対象外起因果象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因果象

第 3.1.3.2.2.1.4 表 起因果象の検討内容及び選定結果（押し津波）（11 / 12）

起因果象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の対象要否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
安全補機開閉器室 空調系の全喪失	○	1次系建屋へ浸水した場合、CT収納盤（設置高さ；3.5m）が損傷し、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生しており、当該事象は原子炉補機冷却海水系の全喪失に包絡されるため、対象外とする。
空調用冷水系の部分喪失	×	空調用冷水系の全喪失の代表であるCT収納盤は両トレン同一の高さに設置されているため、当該事象が発生する可能性はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波PRA対象起因果象、×：評価対象外起因果象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因果象

第 3.1.3.2.2.1.4 表 起因果象の検討内容及び選定結果（押し津波）（12 / 12）

起因果象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の対象要否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
空調用冷水系の全喪失	○	1次系建屋へ浸水した場合、CT収納盤（設置高さ；3.5m）が損傷し、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	×	当該事象が発生した時には、原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生しており、当該事象は原子炉補機冷却海水系の全喪失に包絡されるため、対象外とする。 また、空調用冷水系の全喪失後、ただちに室温が上昇し、各部屋の機器に影響を与えるわけではないため、評価対象起因果象は原子炉補機冷却水系の全喪失とし、そのサポート系の制御用空気系が必要となる機器の機能喪失として扱う。
津波特有の事象	○	津波により直接的に炉心損傷に至る事象として、1次系建屋の高さ15.8mでは、安全補機開閉器室が水没し、メタルクラッドスイッチギア、パワーセンタ等の電気盤が損傷するため、当該事象が発生する可能性がある。	○	当該事象は15.8m以上の津波が1次系建屋に浸水した場合に発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。なお、当該事象は複数の信号系損傷として扱う。

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波PRA対象起因果象、×：評価対象外起因果象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因果象

第 3.1.3.2.2.1.5 表 起回事象の検討内容及び選定結果（引き津波）（1 / 8）

起回事象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の対象要否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
加圧器逃がし弁 ／安全弁 L O C A	×	引き津波により、加圧器逃がし弁の制御回路の誤動作が発生することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
1 次冷却材ポンプ シールリーク	×	引き津波により、当該事象の要因となる充てんポンプが損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
主給水流量の全喪失	×	引き津波による、直接的に主給水流量喪失が発生する要因となる設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
主給水流量の部分喪失	×	引き津波による、直接的に主給水流量喪失が発生する要因となる設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
主蒸気隔離弁の誤閉止（1 or 2 or 3 弁）	×	引き津波により、主蒸気隔離弁（1or2or3弁）が誤閉止することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
主蒸気隔離弁の誤閉止（全弁）	×	引き津波により、主蒸気隔離弁（全弁）が誤閉止することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波 P R A 対象起回事象、×：評価対象外起回事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起回事象

第 3.1.3.2.2.1.5 表 起回事象の検討内容及び選定結果（引き津波）（2 / 8）

起回事象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の対象要否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
過渡事象	○	引き津波により、循環水ポンプ取水ピット内水位が規定値より低下して、循環水ポンプが故障した場合、又は循環水ポンプが故障する前に手動により当該ポンプを停止した場合に、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は、引き津波により発生する可能性があるため、評価対象事象とする。
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	×	引き津波により、当該事象相当の要因となる主蒸気逃がし弁の誤開が発生することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	×	引き津波により、当該事象相当の要因となるタービンバイパス弁の誤開が発生することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波PRA対象起回事象、×：評価対象外起回事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起回事象

第 3.1.3.2.2.1.5 表 起回事象の検討内容及び選定結果（引き津波）（3 / 8）

起回事象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の対象要否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
外部電源喪失	×	引き津波により、変圧器等の外部電源設備が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
常用系高圧交流母線の喪失	×	引き津波による、常用系母線の機能喪失が発生する設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
常用系低圧交流母線の喪失	×	引き津波による、常用系母線の機能喪失が発生する設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
常用系直流母線の喪失	×	引き津波による、常用系母線の機能喪失が発生する設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
常用系計装用母線の喪失	×	引き津波による、常用系母線の機能喪失が発生する設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
計装制御設備故障による ECCS 誤起動	×	引き津波により、計装制御設備が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—

スクリーニング②：個別プラント（大飯 4 号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波 P R A 対象起回事象、×：評価対象外起回事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起回事象

第 3.1.3.2.2.1.5 表 起因事象の検討内容及び選定結果（引き津波）（4 / 8）

起因事象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の対象要否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
制御用空気系の部分喪失	×	引き津波により、制御用空気圧縮機等の制御用空気系設備が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
制御用空気系の全喪失	×	引き津波により、制御用空気圧縮機等の制御用空気系設備が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
原子炉補機冷却水系の部分喪失 (A or Bヘッダ)	×	引き津波により、原子炉補機冷却水ポンプ等の原子炉補機冷却系設備が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波PRA対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.5 表 起回事象の検討内容及び選定結果（引き津波）（5 / 8）

起回事象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の 対象要否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング ③の結果	スクリーニング③の検討内容
原子炉補機冷却水系の部分喪失（C ヘッダ）	×	引き津波により、当該事象の要因となる 1 次冷却材ポンプサーマルバリア冷却ライン弁の誤閉が発生することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
原子炉補機冷却水系の全喪失	×	引津波により、原子炉補機冷却水ポンプ等の原子炉補機冷却系設備が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
原子炉補機冷却海水系の部分喪失	×	海水ポンプは全て同一の取水ピットから取水しており、その規定値は全て同一の高さであることから当該事象が発生することはない。したがって当該事象は対象外とする。	N/A	—

スクリーニング②：個別プラント（大飯 4 号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波 P R A 対象起回事象、×：評価対象外起回事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起回事象

第 3.1.3.2.2.1.5 表 起因事象の検討内容及び選定結果（引き津波）（6 / 8）

起因事象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の 対象要否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング ③の結果	スクリーニング③の検討内容
原子炉補機冷却 海水系の全喪失	○	以下のような場合に当該事象が発生する可能性がある。したがって当該事象は本スクリーニングでは除外しない。 ・引き津波により、海水取水ピットの水位が規定値より低下して、海水ポンプがキャビテーションにより故障した場合。 ・引き津波により、海水取水ピットの水位が規定値より低下して、海水ポンプのキャビテーション発生前の手動停止成功後、補機冷却水温度上昇抑制操作、又は当該ポンプの再起動に失敗した場合。	○	当該事象は、引き津波により発生する可能性があるため、評価対象事象とする。
安全系高圧交流 母線の部分喪失	×	引き津波による、安全系母線の機能喪失が発生する要因となる設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
安全系高圧交 流母線の全喪 失	×	引き津波による、安全系母線の機能喪失が発生する要因となる設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波PRA対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因事象

第 3.1.3.2.2.1.5 表 起回事象の検討内容及び選定結果（引き津波）（7 / 8）

起回事象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の対象要否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
安全系低圧交流母線の部分喪失	×	引き津波による、安全系母線の機能喪失が発生する要因となる設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
安全系低圧交流母線の全喪失	×	引き津波による、安全系母線の機能喪失が発生する要因となる設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
安全系直流母線の部分喪失	×	引き津波による、安全系母線の機能喪失が発生する要因となる設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
安全系直流母線の全喪失	×	引き津波による、安全系母線の機能喪失が発生する要因となる設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
安全系計装用母線の部分喪失	×	引き津波による、安全系母線の機能喪失が発生する要因となる設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
安全系計装用母線の全喪失	×	引き津波による、安全系母線の機能喪失が発生する要因となる設備への影響はない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
中央制御室空調系の喪失	×	引き津波により、中央制御室空調系が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—

スクリーニング②：個別ブランド（大飯4号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波PRA対象起回事象、×：評価対象外起回事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起回事象

第 3.1.3.2.2.1.5 表 起因事象の検討内容及び選定結果（引き津波）（8 / 8）

起因事象	スクリーニング②の結果 (スクリーニング③の対象要否)	スクリーニング②の検討内容	スクリーニング③の結果	スクリーニング③の検討内容
安全補機開閉器室空調系の部分喪失	×	引き津波により、安全補機開閉器室空調系が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
安全補機開閉器室空調系の全喪失	×	引き津波により、安全補機開閉器室空調系が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
空調用冷水系の部分喪失	×	引き津波により、空調用冷水系が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
空調用冷水系の全喪失	×	引き津波により、空調用冷水系が損傷することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—
津波特有の事象	×	引き津波により影響を受ける設備は、海水取水の設備と限定的であり、押し津波のように多数の設備が同時に機能を喪失することはない。したがって、当該事象は対象外とする。	N/A	—

スクリーニング②：個別プラント（大飯4号機）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でのスクリーニング

○：スクリーニング③が必要な事象、×：スクリーニング③が不要（スクリーニング②により評価対象外となった事象）

スクリーニング③：事象進展の類似性や包含性等を考慮したグルーピング

○：津波PRA対象起因事象、×：評価対象外起因事象、N/A：スクリーニング②により発生しない起因

第 3.1.3.2.2.1.6 表 津波シナリオ区分の区分分けの高さの根拠（1 / 2）

津波シナリオ区分	津波高さ範囲	区分分けの高さの根拠
区分 1	6.75m以上 8.0m未満	<p>当該区分の下限高さは、屋外の外部電源関連設備（4号主変圧器、4号所内変圧器、No2 予備変圧器、4HTr 集合端子箱）（設置高さ13.5m）のHCLPF高さであり、起因事象を誘発する機器のうち最もHCLPFが小さいことから評価開始高さとする。外部電源関連設備が被水・没水する場合は外部電源喪失が発生する。</p>
区分 2	8.0m 以上 9.7m未満	<p>当該区分の下限高さは、海水ポンプエリアの防護壁の高さであり、海水ポンプエリアへの浸水により、海水ポンプが被水・没水して原子炉補機冷却海水系の全喪失が必ず発生する。なお、当該区分の津波では、屋外の外部電源関連設備が被水・没水し、外部電源喪失が発生する場合（区分1と同様）は、全交流動力電源喪失が発生する。</p> <p>また、当該区分以上の津波で、海水管トレンチ経由で1次系建屋の開口部まで浸水し、1次系建屋の開口部のシールが損傷する場合には1次系建屋内へ浸水する。1次系建屋内へ浸水する場合、高圧注入ポンプ（設置高さ：3.5m）、余熱除去ポンプ（設置高さ：3.5m）、格納容器スプレイポンプ（設置高さ：3.5m）及びタービン動補助給水ポンプ（設置高さ：3.5m）等が被水・没水し、低圧注入系（注入時及び再循環時）、高圧注入系（注入時及び再循環時）、格納容器スプレイ系（注入時及び再循環時）、代替再循環、補助給水系（タービン動補補助給水ポンプ）等が機能喪失する。</p>
区分 3	9.7m 以上 11.4m未満	<p>当該区分の下限高さは、タービン建屋等の浸水口高さであり、タービン建屋の開口部には津波に耐え得る止水対策は施工されていないため、常用系メタルクラッドスイッチギア（設置高さ：6.35m）が被水・没水し、外部電源喪失が必ず発生する。</p> <p>区分2以上の津波で、原子炉補機冷却海水系の全喪失が必ず発生するため、当該区分の津波では、必ず全交流動力電源喪失が発生する。</p>
区分 4	11.4m以上 15.8m未満	<p>当該区分の下限高さは、1次系建屋の開口部にシールが施工されている上限であり、必ず1次系建屋へ浸水し、上限高さ未満の1次系建屋内設備が被水・没水する。</p>

第 3.1.3.2.2.1.6 表 津波シナリオ区分の区分分けの高さの根拠（2 / 2）

津波シナリオ区分	区分分けの高さ	区分分けの高さの根拠
区分 5	15.8m 以上	<p>当該区分の下限高さは、1 次系建屋内に設置されているメタルクラッドスイッチギア等が必ず被水・没水し、複数の信号系損傷が発生する高さである。さらに、その時点では既に計装用電源の喪失でパラメータ監視が不可能となっており、全交流動力電源喪失が発生する場合の現場での格納容器手動隔離の判断ができずに、格納容器隔離にも必ず失敗する。</p>

第 3.1.3.2.2.1.7 表 津波シナリオ区分 (1 / 8)

津波シナリオ 区分番号 (津波高さ範囲)	当該津波シナリオ区分 で評価対象とする起因 事象	当該津波シナリオ区分で 津波により新たに損傷する可能性のある主要な機器 (【】内に損傷・機能喪失要因の記載のないものは、【被水・没水】の意)		左記機器の 設置高さ※1	左記機器の HCLPF※2
1 (6.75m 以上 ～8.0m 未満)	外部電源喪失	屋外	軽油ドラム缶 α 【波力】	13m	6.5m
			4号主変圧器 No2 予備変圧器 4号所内変圧器 4HTr 集合端子箱	13.5m	6.75m
			仮設組立式水槽 α 【波力】 タンクローリー α 可搬式代替低圧注水ポンプ α 給油用ホース α 【波力】 取水ホース α 【波力】 取水ポンプ α 送水ホース α 【波力】 送水車 α 送水車燃料タンク α 【波力】 大容量ポンプ α 大容量ポンプ燃料タンク α 【波力】 燃料タンク(電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)) α 燃料補給用ポンプ α	14.0m	7.0m

※1 機器の設置高さについて：建屋内に設置されている機器のうち、各建屋の浸水口高さ（1次系建屋であれば 8.0m、タービン建屋等であれば 9.7m）以下に設置されている機器については、当該機器の設置高さではなく、事故シナリオ整理の観点で必要となる、機器の損傷しうる高さ（すなわち浸水口高さ）を記載する。

※2 機器の HCLPF について：評価対象範囲である津波高さの範囲内で、当該設備のフラジリティ関数がステップ状となる部分がある場合、HCLPF は算出できないため、「-」とする。

第 3.1.3.2.2.1.7 表 津波シナリオ区分 (2 / 8)

津波シナリオ 区分番号 (津波高さ範囲)	当該津波シナリオ区分 で評価対象とする起因 事象	当該津波シナリオ区分で 津波により新たに損傷する可能性のある主要な機器 (【】内に損傷・機能喪失要因の記載のないものは、【被水・没水】の意)		左記機器の 設置高さ※1	左記機器の HCLPF※2
1 (6.75m 以上 ～8.0m 未満) (前頁からの 続き)	外部電源喪失	屋外	所内変圧器中性点接地装置抵抗器盤 予備変圧器保護変流器盤 予備変圧器中性点接地装置抵抗器盤	14.3m	7.15m
			軽油ドラム缶 β 【波力】	23m	11.5m
			タンクローリー β タンクローリー γ 給油用ホース β 【波力】 給油用ホース γ 【波力】 大容量ポンプ β 大容量ポンプ燃料タンク β 【波力】	31.0m	15.5m
			特高開閉所 しゃ断器 130 CB 集合端子箱 しゃ断器 E20	32.0m	16.0m

※1 機器の設置高さについて：建屋内に設置されている機器のうち、各建屋の浸水口高さ（1次系建屋であれば 8.0m、タービン建屋等であれば 9.7m）以下に設置されている機器については、当該機器の設置高さではなく、事故シナリオ整理の観点で必要となる、機器の損傷しうる高さ（すなわち浸水口高さ）を記載する。

※2 機器の HCLPF について：評価対象範囲である津波高さの範囲内で、当該設備の脆弱性関数がステップ状となる部分がある場合、HCLPF は算出できないため、「-」とする。

第 3.1.3.2.2.1.7 表 津波シナリオ区分 (3 / 8)

津波シナリオ 区分番号 (津波高さ範囲)	当該津波シナリオ区分 で評価対象とする起因 事象	当該津波シナリオ区分で 津波により新たに損傷する可能性のある主要な機器 (【】内に損傷・機能喪失要因の記載のないものは、【被水・没水】の意)		左記機器の 設置高さ※1	左記機器の HCLPF※2
<p>1</p> <p>(6.75m 以上 ～8.0m 未満)</p> <p>(前頁からの 続き)</p>	<p>外部電源喪失</p>	<p>屋外</p>	<p>4号機 A-空冷式非常用発電装置 信号処理盤</p> <p>4号機 B-空冷式非常用発電装置 信号処理盤</p> <p>4号機 空冷式非常用発電装置 中継・接続盤</p> <p>仮設組立式水槽β【波力】</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプβ</p> <p>空冷式非常用発電装置α</p> <p>空冷式非常用発電装置β</p> <p>取水ホースβ【波力】</p> <p>取水ポンプβ</p> <p>送水ホースβ【波力】</p> <p>送水車β</p> <p>送水車燃料タンクβ【波力】</p> <p>燃料タンク(電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用))β</p> <p>燃料補給用ポンプβ</p> <p>燃料油サービスタンク(空冷式非常用発電装置)α【波力】</p> <p>燃料油サービスタンク(空冷式非常用発電装置)β【波力】</p>	<p>33.0m</p>	<p>16.5m</p>

※1 機器の設置高さについて：建屋内に設置されている機器のうち、各建屋の浸水口高さ（1次系建屋であれば 8.0m、タービン建屋等であれば 9.7m）以下に設置されている機器については、当該機器の設置高さではなく、事故シナリオ整理の観点で必要となる、機器の損傷しうる高さ（すなわち浸水口高さ）を記載する。

※2 機器の HCLPF について：評価対象範囲である津波高さの範囲内で、当該設備のフラジリティ関数がステップ状となる部分がある場合、HCLPF は算出できないため、「-」とする。

第 3.1.3.2.2.1.7 表 津波シナリオ区分 (4 / 8)

津波シナリオ 区分番号 (津波高さ範囲)	当該津波シナリオ区分 で評価対象とする起因 事象	当該津波シナリオ区分で 津波により新たに損傷する可能性のある主要な機器 (【】内に損傷・機能喪失要因の記載のないものは、【被水・没水】の意)		左記機器の 設置高さ※1	左記機器の HCLPF※2
1 (6.75m 以上 ~8.0m 未満) (前頁からの 続き)	外部電源喪失	屋外	可搬式代替低圧注水ポンプ γ 取水ホース γ 【波力】 取水ポンプ γ 送水ホース γ 【波力】 送水車 γ 送水車燃料タンク γ 【波力】 大容量ポンプ γ 大容量ポンプ燃料タンク γ 【波力】 燃料タンク(電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)) γ 燃料補給用ポンプ γ	62.0m	31.0m
		タービン 建屋等	タービン建屋等の開口部に到達しない		
		1次系建 屋内	1次系建屋の開口部に到達しない		

※1 機器の設置高さについて：建屋内に設置されている機器のうち、各建屋の浸水口高さ（1次系建屋であれば 8.0m、タービン建屋等であれば 9.7m）以下に設置されている機器については、当該機器の設置高さではなく、事故シナリオ整理の観点で必要となる、機器の損傷しうる高さ（すなわち浸水口高さ）を記載する。

※2 機器の HCLPF について：評価対象範囲である津波高さの範囲内で、当該設備のフラジリティ関数がステップ状となる部分がある場合、HCLPF は算出できないため、「-」とする。

第 3.1.3.2.2.1.7 表 津波シナリオ区分 (5 / 8)

津波シナリオ 区分番号 (津波高さ範囲)	当該津波シナリオ区分 で評価対象とする起因 事象	当該津波シナリオ区分で 津波により新たに損傷する可能性のある主要な機器 (【】内に損傷・機能喪失要因の記載のないものは、【被水・没水】の意)		左記機器の 設置高さ※1	左記機器の HCLPF※2	
2 (8.0m 以上～ 9.7m 未満)	外部電源喪失 原子炉補機冷却海水系 の全喪失	屋外	海水ポンプ 海水ポンプ現場操作箱	8.0m	—	
		タービン 建屋等	タービン建屋等の開口部に到達しない			
		1次系建 屋内	CT 収納盤 ディーゼル発電機室 差動式スポット型感知器 余熱除去ポンプ現場操作箱 余熱除去ポンプ 高圧注入ポンプ 格納容器スプレイポンプ タービン動補助給水ポンプ 燃料油移送ポンプ 原子炉補機冷却水供給母管圧力 原子炉補機冷却水戻り母管連絡弁 原子炉補機冷却水供給母管連絡弁 高圧注入ポンプミニマムフローライン第 2 止め弁	(8.0m : 各機 器の設置高さ は 8.0m 以下で あるが、浸水 口高さで代表 する)	—	

※1 機器の設置高さについて：建屋内に設置されている機器のうち、各建屋の浸水口高さ（1次系建屋であれば 8.0m、タービン建屋等であれば 9.7m）以下に設置されている機器については、当該機器の設置高さではなく、事故シナリオ整理の観点で必要となる、機器の損傷しうる高さ（すなわち浸水口高さ）を記載する。

※2 機器の HCLPF について：評価対象範囲である津波高さの範囲内で、当該設備の fragility 関数がステップ状となる部分がある場合、HCLPF は算出できないため、「-」とする。

第 3.1.3.2.2.1.7 表 津波シナリオ区分 (6 / 8)

津波シナリオ 区分番号 (津波高さ範囲)	当該津波シナリオ区分 で評価対象とする起因 事象	当該津波シナリオ区分で 津波により新たに損傷する可能性のある主要な機器 (【】内に損傷・機能喪失要因の記載のないものは、【被水・没水】の意)		左記機器の 設置高さ※1	左記機器の HCLPF※2
2 (8.0m 以上～ 9.7m 未満) (前頁からの 続き)	外部電源喪失 原子炉補機冷却海水系 の全喪失	1 次系建 屋内	原子炉補機冷却水ポンプ現場操作箱 原子炉補機冷却水ポンプ	8.7m	—
			原子炉補機冷却水冷却器海水止め弁	9.0m	—
3 (9.7m 以上～ 11.4m 未満)	外部電源喪失 原子炉補機冷却海水系 の全喪失	屋外	当該津波シナリオ区分での津波シナリオに影響する屋外機器は新たに損傷しない		
		タービン 建屋等	常用系メタルクラッドスイッチギア	(9.7m : 各機 器の設置高さ は 9.7m 以下で あるが、浸水 口高さで代表 する)	—
		1 次系建 屋内	空調用冷凍機 ディーゼル発電機二酸化炭素消火装置盤 ディーゼル発電機制御盤 余熱除去ポンプ RWS ピット及び再循環サンプ側入口弁 ディーゼル発電機 高圧注入流量計	10.0m	—

※1 機器の設置高さについて：建屋内に設置されている機器のうち、各建屋の浸水口高さ（1 次系建屋であれば 8.0m、タービン建屋等であれば 9.7m）以下に設置されている機器については、当該機器の設置高さではなく、事故シナリオ整理の観点で必要となる、機器の損傷しうる高さ（すなわち浸水口高さ）を記載する。

※2 機器の HCLPF について：評価対象範囲である津波高さの範囲内で、当該設備の fragility 関数がステップ状となる部分がある場合、HCLPF は算出できないため、「-」とする。

第 3.1.3.2.2.1.7 表 津波シナリオ区分 (7 / 8)

津波シナリオ 区分番号 (津波高さ範囲)	当該津波シナリオ区分 で評価対象とする起因 事象	当該津波シナリオ区分で 津波により新たに損傷する可能性のある主要な機器 (【】内に損傷・機能喪失要因の記載のないものは、【被水・没水】の意)		左記機器の 設置高さ※1	左記機器の HCLPF※2
3 (9.7m 以上～ 11.4m 未満) (前頁からの 続き)	外部電源喪失 原子炉補機冷却海水系 の全喪失	1 次系建 屋内	ディーゼル発電機コントロールセンタ 余熱除去冷却器出口流量調節弁 充てんポンプ入口燃料取替用水ピット側補給弁 1 次系シーケンス信号伝送盤 電動補助給水ポンプ室温度計 タービン動補助給水ポンプ起動盤 余熱除去冷却器冷却水止め弁 格納容器スプレイ冷却器冷却水止め弁 格納容器スプレイポンプ燃料取替用水ピット側入口止め弁 格納容器スプレイポンプ再循環サンプ側入口格納容器隔離弁 代替再循環ライン電動弁 高圧注入ポンプ燃料取替用水ピット側入口弁 高圧注入ポンプ格納容器再循環サンプ側入口格納容器隔離弁 電動補助給水ポンプ	10.0m	—
			原子炉補機冷却水供給母管圧力伝送器	10.1m	—

※1 機器の設置高さについて：建屋内に設置されている機器のうち、各建屋の浸水口高さ（1 次系建屋であれば 8.0m、タービン建屋等であれば 9.7m）以下に設置されている機器については、当該機器の設置高さではなく、事故シナリオ整理の観点で必要となる、機器の損傷しうる高さ（すなわち浸水口高さ）を記載する。

※2 機器の HCLPF について：評価対象範囲である津波高さの範囲内で、当該設備のフラジリティ関数がステップ状となる部分がある場合、HCLPF は算出できないため、「-」とする。

第 3.1.3.2.2.1.7 表 津波シナリオ区分 (8 / 8)

津波シナリオ 区分番号 (津波高さ範囲)	当該津波シナリオ区分 で評価対象とする起因 事象	当該津波シナリオ区分で 津波により新たに損傷する可能性のある主要な機器 (【】内に損傷・機能喪失要因の記載のないものは、【被水・没水】の意)		左記機器の 設置高さ※1	左記機器の HCLPF※2
4 (11.4m 以上 ～ 15.8m 未 満)	外部電源喪失 原子炉補機冷却海水系 の全喪失	屋外	当該津波シナリオ区分での津波シナリオに影響する屋外機器は新たに損傷しない		
		タービン 建屋等	GLBS 制御盤 1 次系シーケンス信号伝送盤	13.8m	—
		1 次系建 屋内	当該津波シナリオ区分での津波シナリオに影響する 1 次系建屋内機器は新たに損傷しない		
5 (15.8m 以上 ～)	複数の信号系損傷	屋外	当該津波シナリオ区分での津波シナリオに影響する屋外機器は新たに損傷しない		
		タービン 建屋等	当該津波シナリオ区分での津波シナリオに影響するタービン建屋等内機器は新たに損傷しない		
		1 次系建 屋内	メタルクラッドスイッチギア	15.8m	—

※1 機器の設置高さについて：建屋内に設置されている機器のうち、各建屋の浸水口高さ（1 次系建屋であれば 8.0m、タービン建屋等であれば 9.7m）以下に設置されている機器については、当該機器の設置高さではなく、事故シナリオ整理の観点で必要となる、機器の損傷しうる高さ（すなわち浸水口高さ）を記載する。

※2 機器の HCLPF について：評価対象範囲である津波高さの範囲内で、当該設備のフラジリティ関数がステップ状となる部分がある場合、HCLPF は算出できないため、「-」とする。

第 3.1.3.2.2.3.1 表 機器リストとフラジリティデータの例 (1 / 2)

屋外機器(被水・没水)	Am (m)	βr	βu	HCLPF(m)
空冷式非常用発電装置	33.0	0.21	0.21	16.5
主変圧器	13.5	0.21	0.21	6.75
海水ポンプ	8.0	0	0	8.0
循環水ポンプ	10.1	0	0	10.1

第 3.1.3.2.2.3.1 表 機器リストとフラジリティデータの例 (2 / 2)

屋内機器(被水・没水)	X ^{注)}	Y ^{注)}	Am (m)	βr	βu	HCLPF(m)
原子炉補機冷却水ポンプ	8.7	11.4	23.6	0.21	0.21	11.8
非常用ディーゼル発電機	10.0	11.4	23.6	0.21	0.21	11.8
メタルクラッドスイッチギア	-	-	15.8	0	0	15.8

注) X: 止水対策損傷時機能喪失高さ

Y: 止水対策健全時機能喪失高さ

第 3.1.3.2.2.3.2 表 各損傷・機能喪失要因に対するフラジリティ評価方針（1 / 4）

損傷・機能喪失要因	設置場所	対象機器	フラジリティ評価方針
被水・没水	屋外	動的（電氣的）設備 （電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等）	<ul style="list-style-type: none"> 対象機器が水に触れた時点で機能損傷すると想定し、現実的耐力＝設置 E.L.とする。なお、設置 E.L.の値は配置設計において厳密に設定されているため不確実さは考慮しない。
	屋内	動的（電氣的）設備	<ul style="list-style-type: none"> 機器の設置 E.L.に水位が達した時点で、対象機器が水に触れて機能損傷すると想定する。 建屋外郭部（貫通部）シールがない場合及びシールが損傷した場合には、建屋内に水が無制限に流入し、津波高さまで建屋内の水位が上昇すると想定する。 貫通部シールの波力に対するフラジリティを評価する。ただし、複数のシールが損傷することによる影響の組合せは考慮せず、1カ所のシールが破れれば、津波波高さまで建屋内の水位が上昇すると仮定する。

第 3.1.3.2.2.3.2 表 各損傷・機能喪失要因に対するフラジリティ評価方針（2 / 4）

損傷・機能喪失要因	設置場所	対象機器	フラジリティ評価方針
波力	屋外	<ul style="list-style-type: none"> ・動的（電氣的）設備 ・静的設備（タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等） 	<ul style="list-style-type: none"> ・動的・電氣的機器については、「被水・没水」による機能損傷が先行する（設置位置に水が到達した時点で機能損傷する）ため評価不要。 ・機器設置位置による波力の影響（津波が運動エネルギーをもって衝突するか）により評価要否を検討する。 すなわち、壁や建屋に囲まれている等、津波が運動エネルギーをもって衝突しないことが配置情報等から判断できる機器はフラジリティ評価対象外とする。 ・応答値（発生応力）の不確実さについては、津波PRA学会標準評価事例集の記載を参照する。
	屋内（建屋外郭部含む）	貫通部シール	<ul style="list-style-type: none"> ・評価方法は基本的に屋外設備と同様であるが、シールが耐え得る静水頭（水圧）に着目した評価とする。 ・建屋外郭の水密扉は、配置情報・PWDにより津波が運動エネルギーをもって衝突しないことが確認できたため、波力荷重については評価不要。 ・建屋内設置機器は建屋外郭により波力の影響を受けないため、評価不要。

第 3.1.3.2.2.3.2 表 各損傷・機能喪失要因に対するフラジリティ評価方針（3 / 4）

損傷・機能喪失要因	設置場所	対象機器	フラジリティ評価方針
漂流物衝突	屋外	・動的（電氣的）設備 ・静的設備	<ul style="list-style-type: none"> ・動的・電氣的機器については、「被水・没水」による機能損傷が先行する（設置位置に水が到達した時点で機能損傷する）ためフラジリティ評価対象外とする。 ・静的設備については、機器設置位置による漂流物衝突の影響（漂流物が運動エネルギーをもって衝突するか）により評価要否を検討する。すなわち、評価対象機器が壁や建屋によって囲まれている、海岸線から見て隠れる位置に設置されている等、漂流物が運動エネルギーをもって衝突しないことが配置情報等から判断できる場合はフラジリティ評価対象外とする。 <p>なお、漂流物衝突の影響を評価する際の発生応力の評価及びその不確かさについては、津波 P R A 学会標準評価事例集の記載を参照する。</p>
	屋内	なし	<ul style="list-style-type: none"> ・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、フラジリティ評価対象外。
引き津波によるポンプキャビテーション	屋外	海水取水のポンプ（海水ポンプ、循環水ポンプ）	<ul style="list-style-type: none"> ・対象機器の取水可能水位より海水面が低下した時点で、キャビテーションにより機能損傷すると想定し、現実的耐力＝取水可能水位とする。なお、取水可能水位の値は設計において厳密に設定されているため不確かさは考慮しない。
	屋内	なし	<ul style="list-style-type: none"> ・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、フラジリティ評価対象外。
洗掘	屋外	静的設備（タンク）	<ul style="list-style-type: none"> ・動的・電氣的機器については、「被水・没水」による機能損傷が先行する（設置位置に水が到達した時点で機能損傷する）ため評価不要。 ・基礎が舗装されているなどの理由により洗掘の影響が軽微なものの場合にはフラジリティ評価対象外とする。
	屋内	なし	<ul style="list-style-type: none"> ・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、フラジリティ評価対象外。

第 3.1.3.2.2.3.2 表 各損傷・機能喪失要因に対するフラジリティ評価方針（4 / 4）

損傷・機能喪失要因	設置場所	対象機器	フラジリティ評価方針
海底砂移動	屋外	海水取水のポンプ（海水ポンプ、循環水ポンプ）	・海水ポンプ・循環水ポンプについて砂の影響を評価する。ただし、取水口・ポンプの構造・設置条件から、砂による影響に対する裕度が非常に大きいと判断できる場合には、フラジリティ評価対象外とする。
	屋内	なし	・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、フラジリティ評価対象外。
浮力	屋外	静的機器	<ul style="list-style-type: none"> ・動的・電氣的機器については、「被水・没水」による機能損傷が先行する（設置位置に水が到達した時点で機能損傷する）ため評価不要。 ・浮力によるタンク基礎ボルトの引張応力を評価。 ・耐力については、地震と同様に限界耐力（物性値の中央値）を考慮する。
	屋内	<ul style="list-style-type: none"> ・動的（電氣的）設備 ・静的設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・動的・電氣的機器については、「被水・没水」による機能損傷が先行する（設置位置に水が到達した時点で機能損傷する）ため評価不要。 ・静的機器については、その自重と基礎ボルトの耐力（引張強さ）に比べて、浮力による荷重（水没を考慮すると津波波高に依存しない）が軽微であるのでフラジリティ評価対象外とする。
流体力	屋外	静的機器	<ul style="list-style-type: none"> ・動的・電氣的機器については、「被水・没水」による機能損傷が先行する（設置位置に水が到達した時点で機能損傷する）ため評価不要。 ・流体力による荷重は波力に比べて非常に軽微であるので、波力の影響に包絡されると考えフラジリティ評価対象外とする。
	屋内	なし	・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、フラジリティ評価対象外。

第 3.1.3.2.2.3.3 表 機器種別ごとのフラジリティ評価方針（1 / 2）

機器種類	フラジリティ評価方針	評価内容
屋内機器全般 (屋内全機器共通)	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 津波による水が建屋開口部から流入してくる形で浸水する（津波が衝突する形にならない）ため、波力・流体力・洗掘の影響は考慮する必要がない。 ▶ 建屋外壁により防護されるため、漂流物衝突の影響は考慮する必要がない。 	
静的機器 (動的機器の構造損傷含む)	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 機器に作用する浮力よりも自重・ボルト引張の方が強いため、浮力による損傷は考慮不要 ⇒バウンダリの喪失に至り得るフラジリティ評価対象の損傷モードが存在しない。 	フラジリティ評価対象外
動的機器	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 被水・没水で損傷 ⇒建屋開口部シールのフラジリティに依存する。 ⇒代表シール（一般的に E.L.の低い場所にあり損傷時の影響が最大となる最弱部シール）が損傷した時点で、全シールが同時に損傷するものと仮定。すなわち、津波波高の E.L. まで同時に水没するものと想定する。 	・被水・没水を評価
屋外機器全般 (屋外全機器共通)	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 機器設置位置の状況（津波に対する防護となり得る建屋・構造物等が周辺にあるか）を考慮して評価する損傷モードを設定する。 ▶ 貯留堰は損傷しないもの（必ず健全）と想定する。 	
海水ポンプ・循環水ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> ▶ 循環水ポンプ・海水ポンプは、ポンプ本体がコンクリートのピット内に設置されており、波力・漂流物衝突による影響を受けることがないため、波力・漂流物衝突の影響を受けない。 ▶ 循環水ポンプ・海水ポンプの設置位置では津波の遡上による不確実さを考慮しない（津波ハザードの不確実さに包絡）。 ▶ 海底砂移動は、海水取水ポンプ取水口の閉塞に着目し、設計基準津波による砂の堆積量の解析結果に基づきフラジリティを評価。なお、ポンプ軸受への砂混入については軸受に設けられた異物逃がし溝（砂の粒径より十分大きい）から砂を連続排出でき、海水系統への 	・被水・没水を評価

第 3.1.3.2.2.3.3 表 機器種別ごとのフラジリティ評価方針（2 / 2）

機器種類	フラジリティ評価方針	評価内容
海水ポンプ・循環水ポンプ	<p>砂混入については、最小流路幅より大きい粒子は海水ストレーナにより除去される。また、基準津波によるポンプ室前面における砂堆積量に対して、取水ピット底面からポンプ吸込口までの距離は非常に大きな余裕があり、ポンプの機能損傷・流路の閉塞が発生し得るような極めて多量の砂が来襲するような津波高さでは、ポンプの被水・没水による機能損傷が先行すると考えられる。以上のことから、フラジリティ評価では海底砂移動による影響は考慮しない。</p> <p>➤ 引き津波により、ある特定のマイナス水位（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と想定する。ただし、今回の評価では引き津波に対する評価を実施しないことから、フラジリティ評価の対象外とする。</p>	
海水ストレーナ	<p>➤ トレンチ（ピット）内に設定されているので、波力は作用しない（津波がエネルギーを持って衝突することはない）。</p>	フラジリティ評価対象外
屋外タンク	<p>➤ 非常に高い E.L.に設置されているため、フラジリティ評価の対象外とする（機器が損傷する津波高さが、必ず炉心損傷に至る津波高さよりも高くなることが自明であるため）。</p>	フラジリティ評価対象外
燃料油貯油槽	<p>➤ 地下設置のタンクであり、津波の影響を受けない。</p>	フラジリティ評価対象外
可搬・仮設機器	<p>➤ 動的・電氣的機器、静的機器にかかわらず、設置位置に津波が到達した時点で、津波で流出・作業員の接近困難等の理由により使用不能になるものと想定する。</p>	・被水・没水を評価
配管類	<p>➤ 屋外配管はトレンチ内（埋設含む）若しくは海岸線から見て建屋の陰になる位置にあるため、波力が作用することがない。</p>	フラジリティ評価対象外
ケーブルトレイ	<p>➤ ケーブル接続先の機器（電気盤・ポンプ等）が被水・没水で先に損傷するため、ケーブルトレイの評価は不要。</p>	フラジリティ評価対象外
上記以外の動的・電氣的設備	<p>➤ 設置位置に津波が到達した時点で、被水・没水により機能損傷すると想定する。（津波遡上に関する不確かさを考慮するため、フラジリティ曲線で表現される）</p> <p>➤ 機能損傷が先行するため、構造損傷は評価不要。</p>	・被水・没水を評価

第 3.1.3.2.2.4.1 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	格納容器内事故進展		
					燃料取替用水 ピット水の 格納容器への 移送	格納容器機 能喪失時期	格納容器内 熱除去手段
1	SED	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	SEW	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	SEI	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	SLW	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×
5	SLI	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○
6	SLC	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×
7	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
8	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
9	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○

第 3.1.3.2.2.4.2 表 損傷状態 bin の定義（津波 P R A）（1 / 3）

損傷状態 bin	対応する津波 シナリオ区分	プラント損傷 状態の想定	人的過誤事象に影響を及ぼす要因の想定		HFE条件への影響 ×：著しい悪化 △：悪化 □：限定的な悪化 -：考慮不要	
			津波高さ／ SSC損傷	アクセス性	ストレス レベル	人的 リソース
1	該当なし	プラントの安全系 SSC又は運転に必要な非安全系SSCへの 損傷はない。居住棟 や事務棟などの非安 全系かつ耐震性のな いSSCへの限定的な 被害が見られる。	津波高さ／ SSC損傷	・全機器のHCLPF高さ以下の津波であるため、津波による機器損傷は しないものとする。このため、津波PRAでは評価対象外の区分であ る。	—	
			アクセス性	・影響無し	—	
			ストレス レベル	・影響無し	—	
			人的 リソース	・影響無し	—	
2	【1次系建屋浸水無し】 ・区分1 (6.75m以上8.0m未満)	プラントの安全系 SSC、又は運転に必 要であり、丈夫かつ 工業用の非安全系 SSCへの損傷はな い。プラント運転に とって重要でない非 安全系のSSC、及び 特高開閉所への被害 が見られる（=外部 電源喪失は起きてい る）。吊り下げ式天 井のパネルが落下し ている。	津波高さ／ SSC損傷	・屋外に設置のSSC（特高開閉所等）が津波により損傷し、外部電源 喪失等の起因事象が発生する。1次系建屋への浸水は無いものとする。	—	
			アクセス性	・津波により屋外設置のSSCの損傷が一部発生するが、現場へのアク セス性の悪化程度は軽微とする。また1次系建屋内への浸水は無いた め、屋内のアクセスルートへの影響は無い。	1次系建屋外	□
			ストレスレ ベル	・事故時手順書と外的事象時の手順書を並行して確認している。	1次系建屋内	—
			人的リソー ス	・パトロール※に要員が割かれ、SA対策に必要な最低限の人数しか確 保されない。ただし、時間経過（パトロール完了）後は人員の状況は 回復している。	×	□

※津波事象発生後のプラント設備の健全性を確認するためのパトロール

第 3.1.3.2.2.4.2 表 損傷状態 bin の定義（津波 P R A）（2 / 3）

損傷状態 bin	対応する津波 シナリオ区分	プラント損傷 状態の想定	人的過誤事象に影響を及ぼす要因の想定		HFE条件への影響 ×：著しい悪化 △：悪化 □：限定的な悪化 -：考慮不要	
3	【1次系建屋浸水無し】 ・区分2 (8.0m以上9.7m未満) ・区分3 (9.7m以上11.4m未満)	広範囲の非安全系のSSCと、一部の安全系SSCへの損傷が見られる。多数の振動トリップとリセットが必要な警報が発信している。	津波高さ／SSC損傷	・タービン建屋への浸水や海水ポンプエリアの浸水が必ず発生し、外部電源喪失や原子炉補器冷却海水系の全喪失等の起因事象が発生する。1次系建屋への浸水は無いものとする。	—	
			アクセス性	・津波により屋外のアクセス性は悪化し、アクセルルート復旧のための工具の使用や迂回が必要になる。1次系建屋内への浸水はないため、当該建屋内のアクセルルートへの影響は無い	1次系建屋外	△
			ストレスレベル	・事故時手順書と外的事象時の手順書を並行して確認している。	—	
			人的リソース	・パトロール※に要員が割かれ、SA対策に必要な最低限の人数しか確保されない。ただし、パトロールに要する時間は津波の影響を受けるものの、時間経過（パトロール完了）後は人員の状況は回復している。	—	

※津波事象発生後のプラント設備の健全性を確認するためのパトロール

第 3.1.3.2.2.4.2 表 損傷状態 bin の定義（津波 P R A）（3 / 3）

損傷状態 bin	対応する津波シナリオ区分	プラント損傷状態の想定	人的過誤事象に影響を及ぼす要因の想定		HFE条件への影響 ×：著しい悪化 △：悪化 □：限定的な悪化 -：考慮不要	
4	【1次系建屋浸水有り】 ・区分2 (8.0m以上9.7m未満) ・区分3 (9.7m以上11.4m未満) ・区分4 (11.4m以上15.8m未満) ・区分5 (15.8m以上)	安全系と非安全系のSSCへ甚大な被害をもたらされている。特に、この損傷状態binはクリフェッジ効果の影響を受けやすい外的事象において、考慮が必要である。	津波高さ／SSC損傷	・1次系建屋の開口部シールが損傷し、1次系建屋内へ津波が流入し、建屋内の複数のSSC機器が損傷している。	—	
			アクセス性	・1次系建屋内の安全系設備にも甚大な被害をもたらされており、操作場所に依らずアクセスルート環境は著しく悪化していることから現場へのアクセスは不可能となる。	1次系建屋外	×
			ストレスレベル	・1次系建屋内へ津波が流入しているため、運転員のストレスレベルは著しく悪化している。	×	
			人的リソース	・津波により多数のSSCへ影響が出ており、パトロール※に要員が割かれ、SA対策に必要な最低限の人数しか確保されない。時間経過（パトロール完了）後においても人員の状況は改善されない。	□	

※津波事象発生後のプラント設備の健全性を確認するためのパトロール

第 3.1.3.2.2.4.3 表 津波シナリオ区分別の津波発生頻度

津波シナリオ 区分番号	津波高さ	津波発生頻度 (/年)
1	6.75m 以上～8.0m 未満	1.5E-07
2	8.0m 以上～9.7m 未満	3.4E-08
3	9.7m 以上～11.4m 未満	8.0E-09
4	11.4m 以上～15.8m 未満	3.0E-09
5	15.8m 以上～	1.6E-10

第 3.1.3.2.2.4.4 表 主変圧器の被水・没水の津波シナリオ区分別の損傷確率

津波シナリオ 区分番号	津波高さ	損傷確率
1	6.75m 以上～8.0m 未満	1.9E-2
2	8.0m 以上～9.7m 未満	7.0E-2
3	9.7m 以上～11.4m 未満	1.9E-1
4	11.4m 以上～15.8m 未満	4.1E-1
5	15.8m 以上～	7.6E-1

第 3.1.3.2.2.4.5 表 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

津波シナリオ 区分番号	津波高さ	損傷確率
1	6.75m 以上～8.0m 未満	0
2	8.0m 以上～9.7m 未満	1.0
3	9.7m 以上～11.4m 未満	1.0
4	11.4m 以上～15.8m 未満	1.0
5	15.8m 以上～	1.0

第 3.1.3.2.2.4.6 表 津波シナリオ区分別及び 1 次系建屋浸水有無別の炉心損傷頻度

津波シナリオ区分		津波発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)、割合			
			1 次系建屋 浸水有り	1 次系建屋 浸水無し	津波シナリオ区分別	
1	6.75~8.0m	1.5E-07	N/A	ε	ε	<0.1%
2	8.0~9.7m	3.4E-08	1.3E-11	5.0E-10	5.1E-10	13.9%
3	9.7~11.4m	8.0E-09	2.1E-11	4.9E-10	5.1E-10	13.8%
4	11.4~15.8m	3.0E-09	2.6E-09	N/A	2.6E-09	68.7%
5	15.8m~	1.6E-10	1.3E-10	N/A	1.3E-10	3.6%
全津波シナリオ区分の合計			2.7E-09	9.9E-10	3.7E-09	100.0%
			73.2%	26.8%		

ε : カットオフより小さい値

N/A : 発生せず

第 3.1.3.2.2.4.8 表 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	炉心損傷 頻度 (/炉年)	割合
2次冷却系からの除熱機能喪失	ε	<0.1%
全交流動力電源喪失	3.3E-09	88.3%
原子炉補機冷却機能喪失	3.0E-10	8.1%
原子炉格納容器の除熱機能喪失	ε	<0.1%
E C C S 注水機能喪失	ε	<0.1%
E C C S 再循環機能喪失	ε	<0.1%
複数の信号系損傷	1.3E-10	3.6%
合計	3.7E-09	100.0%

ε : カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.2.4.9 表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

プラント損傷状態	炉心損傷 頻度 (／炉年)	割合
SED	2.9E-10	7.7%
SEW	ε	<0.1%
SEI	ε	<0.1%
SLW	3.9E-11	1.1%
SLI	ε	<0.1%
SLC	ε	<0.1%
TED	3.4E-09	91.2%
TEW	ε	<0.1%
TEI	ε	<0.1%
合計	3.7E-09	100.0%

ε：カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.2.4.11 表 不確かさ解析結果

津波シナリオ区分番号		不確かさ解析結果				
		平均値 (/炉年)	下限値 (5%信頼度値) (/炉年)	中央値 (/炉年)	上限値 (95%信頼度値) (/炉年)	EF
1	(6.75m~8.0m)	—	—	—	—	—
2	(8.0m~9.7m)	3.8E-10	3.8E-28	8.1E-17	2.8E-09	2.7E+09
3	(9.7m~11.4m)	4.3E-10	2.3E-27	4.1E-18	3.6E-09	1.2E+09
4	(11.4m~15.8m)	2.5E-09	8.5E-26	7.3E-18	2.6E-08	5.5E+08
5	(15.8m~)	1.3E-10	8.5E-26	8.5E-26	1.3E-09	1.2E+08
合計		3.4E-09	1.7E-25	1.0E-16	3.3E-08	4.4E+08

ε : カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.2.5.1 表 格納容器機能喪失モードの設定

項目	放出	格納容器の状態		格納容器機能喪失モード	記号	概要	
格納容器機能喪失モード分類	漏えい	格納容器健全		格納容器健全	ϕ	格納容器が健全に維持されて事故が終息	
				放射性物質管理放出	ϕ	フィルタベントの実施	
	早期放出	格納容器バイパス		蒸気発生器伝熱管破損	g	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス	
				温度誘因蒸気発生器伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリープ破損による格納容器バイパス	
				インターフェイスシステム LOCA	ν	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス	
		格納容器隔離失敗		格納容器隔離失敗	β	事故後に格納容器の隔離に失敗	
		早期格納容器破損		原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損	
				水素燃焼（原子炉容器破損前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損前）によって格納容器が破損	
				水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損	
				原子炉容器外水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損	
				格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損	
				格納容器直接接触	μ	格納容器構造物へデブリが直接接触して格納容器が破損	
		後期放出	後期格納容器破損		水素燃焼（原子炉容器破損後長期）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長期）によって格納容器が破損
					ベースマット溶融貫通	ϵ	デブリ・コンクリート相互作用でベースマットが溶融貫通
	格納容器過温破損				τ	格納容器貫通部が過温で破損	
	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損				δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で格納容器が破損	
	水蒸気蓄積による格納容器先行破損				θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損	

(注) ハッチング箇所は、津波 PRA にて考慮していない格納容器機能喪失モード

第 3.1.3.2.2.5.2 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	・プラント損傷状態で定義される蒸気発生器伝熱管破損	gモードによる格納容器機能喪失
インターフェイスシステム LOCA	・プラント損傷状態で定義されるインターフェイスシステム LOCA	vモードによる格納容器機能喪失
格納容器先行破損	・プラント損傷状態で定義される格納容器先行破損	θモードによる格納容器機能喪失
配管クリープ破損	・1次系高圧（ホットレグ、サージライン破損）	1次系減圧
温度誘因蒸気発生器伝熱管破損	・1次系高圧（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損）	gモードによる格納容器機能喪失
原子炉容器内水蒸気爆発	・デブリが原子炉容器下部ヘッドへ落下 ・1次系低圧	αモードによる格納容器機能喪失の可能性
水素燃焼	・水素濃度 4%上方、6%側方、8%下方伝播 ・水蒸気濃度 55%以下	γ、γ'、γ''モードによる格納容器機能喪失の可能性
原子炉容器破損	・炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	デブリ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	デブリの原子炉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格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	デブリ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デブリが重力落下 ・デブリ落下質量大	ηモードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器雰囲気直接加熱	・溶融物分散放出あり	σモードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器直接接触	・溶融物分散放出あり	μモードによる格納容器機能喪失の可能性
デブリ冷却	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内にデブリ落下	デブリ・コンクリート相互作用の継続
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デブリ冷却に失敗	εモードによる格納容器機能喪失
格納容器過温破損	・原子炉容器破損 ・格納容器内への注水なし	τモードによる格納容器機能喪失
格納容器過圧破損	・崩壊熱による水蒸気生成 ・非凝縮性ガス生成	δ、θモードによる格納容器機能喪失

(注) ハッチング箇所は、津波PRAにて考慮していない格納容器機能喪失モード

第 3.1.3.2.2.5.3 表 津波出力運転時レベル 2 P R A でモデル化する緩和手段の分析 (1 / 3)

主要な緩和手段	関連設備	主要な目的	運転操作タイミング	熱水力・放射能雰 囲気条件下での 運転操作可能性	津波出力運転時レベ ル 2PRAでのモデル 化
格納容器隔離	格納容器隔離弁	・放射性物質放出防 止	・各種信号による自動作動 ・炉心損傷検知前に実施	可能	○
作業環境維持	アニュラス空気浄化系	・放射性物質放出緩 和	・各種信号による自動起動 ・所内電源及び外部電源喪失 判断後実施	可能	○
	中央制御室非常用循環 系 (外気との隔離に係るパウ ンダリのみ)		—(中央制御室換気系隔離信 号(M)信号による自動作動)	なし	○
1 次系強制減圧	加圧器逃がし弁 (制御用空気系使用)	・蒸気発生器伝熱管 の健全性維持 ・デブリの分散放出 防止	・炉心損傷検知後実施	可能	○
	加圧器逃がし弁 (窒素ポンベ(SA)使用)				○

第 3.1.3.2.2.5.3 表 津波出力運転時レベル 2 P R A でモデル化するシビアアクシデント対策 (2 / 3)

主要な緩和手段	関連設備	主要な目的	運転操作タイミング	熱水力・放射能雰 囲気条件下での 運転操作可能性	津波出力運転時レベ ル 2PRAでのモデル 化
炉心への注水	非常用炉心冷却設備	<ul style="list-style-type: none"> ・未臨界の維持 ・炉心損傷の進展防止と緩和 ・原子炉容器破損の防止及び遅延 	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却設備作動信号(S 信号)による自動起動 	可能	○
格納容器内注水 (原子炉下部キャ ビティ水張り)	格納容器スプレイポンプ (中央制御室における手 動起動)	<ul style="list-style-type: none"> ・デブリ冷却 ・格納容器圧力上昇抑制 ・放射性物質放出緩和 	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心損傷検知後実施 	可能	○
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)	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器破損防止 	<ul style="list-style-type: none"> ・最高使用圧力到達後実 施 	操作現場が高線 量下で操作不可 の場合がある。	○
格納容器内注水 (格納容器内液相 部への蓄熱)	恒設代替低圧注水ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力上昇抑 制 	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水枯渇後実 施 	操作現場が高線 量下で操作不可 の場合がある。	○
格納容器内自然 対流冷却 (海水通水)	格納容器再循環ユニット (海水通水)	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器破損防止 	<ul style="list-style-type: none"> ・事故後 24 時間後実施 	操作現場が高線 量下で操作不可 の場合がある。	○

第 3.1.3.2.2.5.3 表 津波出力運転時レベル 2 P R A でモデル化するシビアアクシデント対策 (3 / 3)

主要な緩和手段	関連設備	主要な目的	運転操作タイミング	熱水力・放射能雰 囲気条件下での 運転操作可能性	津波出力運転時レベ ル 2PRAでのモデル 化
水素濃度制御	原子炉格納容器水素燃 焼装置	・水素濃度低減(短期)	・S 信号による自動起動	可能	○
	静的触媒式水素再結合 装置(PAR)	・水素濃度低減(長期)	—(受動的安全設備)	なし	○
電源の確保	外部電源の回復	・交流電源の復旧	・所内電源及び外部電源 喪失判断後実施	操作現場が高線 量下で操作不可 の場合がある。	×
	空冷式非常用発電装置			可能	○

第 3.1.3.2.2.5.5 表 津波シナリオ区分別、1次系建屋浸水有無別の格納容器機能喪失頻度

津波シナリオ 区分番号 (津波高さ の範囲)	津波発生 頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)、割合					格納容器機能喪失頻度 (/炉年)、割合		条件付き 格納容器機能 喪失確率 (一)	格納容器機能喪失 頻度 (/炉年) 割合	
		1次系建屋 浸水有り	1次系建屋 浸水無し	津波シナリオ 区分別		1次系建屋 浸水有り	1次系建屋 浸水無し	津波シナリオ区分別			
1 (6.75m 以上 ～ 8.0m 未満)	1.5E-07	N/A	ε	ε	<0.1%	N/A	ε	—	ε	<0.1%	
2 (8.0m 以上 ～ 9.7m 未満)	3.4E-08	1.3E-11	5.0E-10	5.1E-10	13.9%	1.2E-11	1.5E-10	3.1E-01	1.6E-10	5.1%	
3 (9.7m 以上 ～ 11.4m 未満)	8.0E-09	2.1E-11	4.9E-10	5.1E-10	13.8%	2.1E-11	2.0E-10	4.3E-01	2.2E-10	7.2%	
4 (11.4m 以上 ～ 15.8m 未満)	3.0E-09	2.6E-09	N/A	2.6E-09	68.7%	2.6E-09	N/A	1.0E+00	2.6E-09	83.3%	
5 (15.8m 以上 ～)	1.6E-10	1.3E-10	N/A	1.3E-10	3.6%	1.3E-10	N/A	1.0E+00	1.3E-10	4.3%	
合計		2.7E-09	9.9E-10	3.7E-09	100.0%	2.7E-09	3.4E-10	8.3E-01	3.1E-09	100.0%	
		73.2%	26.8%			88.8%	11.2%				

N/A : 発生せず

第 3.1.3.2.2.5.6 表 プラント損傷状態別の格納容器機能喪失頻度

プラント 損傷状態	炉心損傷 頻度 (/炉年)	割合	条件付き 格納容器 機能喪失確率 (—)	格納容器 機能喪失 頻度 (/炉年)	割合
SED	2.9E-10	7.7%	2.9E-01	8.4E-11	2.7%
SEW	ε	<0.1%	—	ε	<0.1%
SEI	ε	<0.1%	—	ε	<0.1%
SLW	3.9E-11	1.1%	2.8E-02	1.1E-12	<0.1%
SLI	ε	<0.1%	—	ε	<0.1%
SLC	ε	<0.1%	—	ε	<0.1%
TED	3.4E-09	91.2%	8.8E-01	3.0E-09	97.2%
TEW	ε	<0.1%	—	ε	<0.1%
TEI	ε	<0.1%	—	ε	<0.1%
合計	3.7E-09	100.0%	8.3E-01	3.1E-09	100.0%

ε: カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.2.5.7 表 格納容器機能喪失モード別格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード	格納容器機能喪失 頻度 (／炉年)	割合
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	ε	<0.1%
β (格納容器隔離失敗)	2.8E-09	90.1%
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損前))	ε	<0.1%
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	ε	<0.1%
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長期))	ε	<0.1%
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過 圧破損)	1.0E-10	3.3%
ε (ベースマツト熔融貫通)	2.3E-12	<0.1%
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破 損)	ε	<0.1%
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	ε	<0.1%
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	ε	<0.1%
g (蒸気発生器伝熱管破損)	ε	<0.1%
τ (格納容器過温破損)	2.0E-10	6.5%
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1%
合計	3.1E-09	100.0%
ϕ (放射性物質管理放出)	1.6E-10	—

ε : カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.2.5.9 表 放出カテゴリ別発生頻度

格納容器の状態		分類	放出カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)	割合
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	—	F1	ε	<0.1%
	格納容器 破損	エナジェティック	F3A	ε	<0.1%
		先行破損	F3B	ε	<0.1%
		その他	F3C	3.0E-10	8.5%
	隔離失敗	—	F5	2.8E-09	77.0%
健全（設計漏えい）		—	F6	3.6E-10	10.1%
放射性物質管理放出		—	F7	1.6E-10	4.4%
合計*1				3.6E-09	100.0%

ε : カットオフより小さい値

*1 : 全放出カテゴリの合計は各放出カテゴリの発生頻度の単純和である。このため、全炉心損傷頻度とは一致しないことがある。

第 3.1.3.2.2.5.10 表 不確実さ解析結果（格納容器機能喪失モード別）

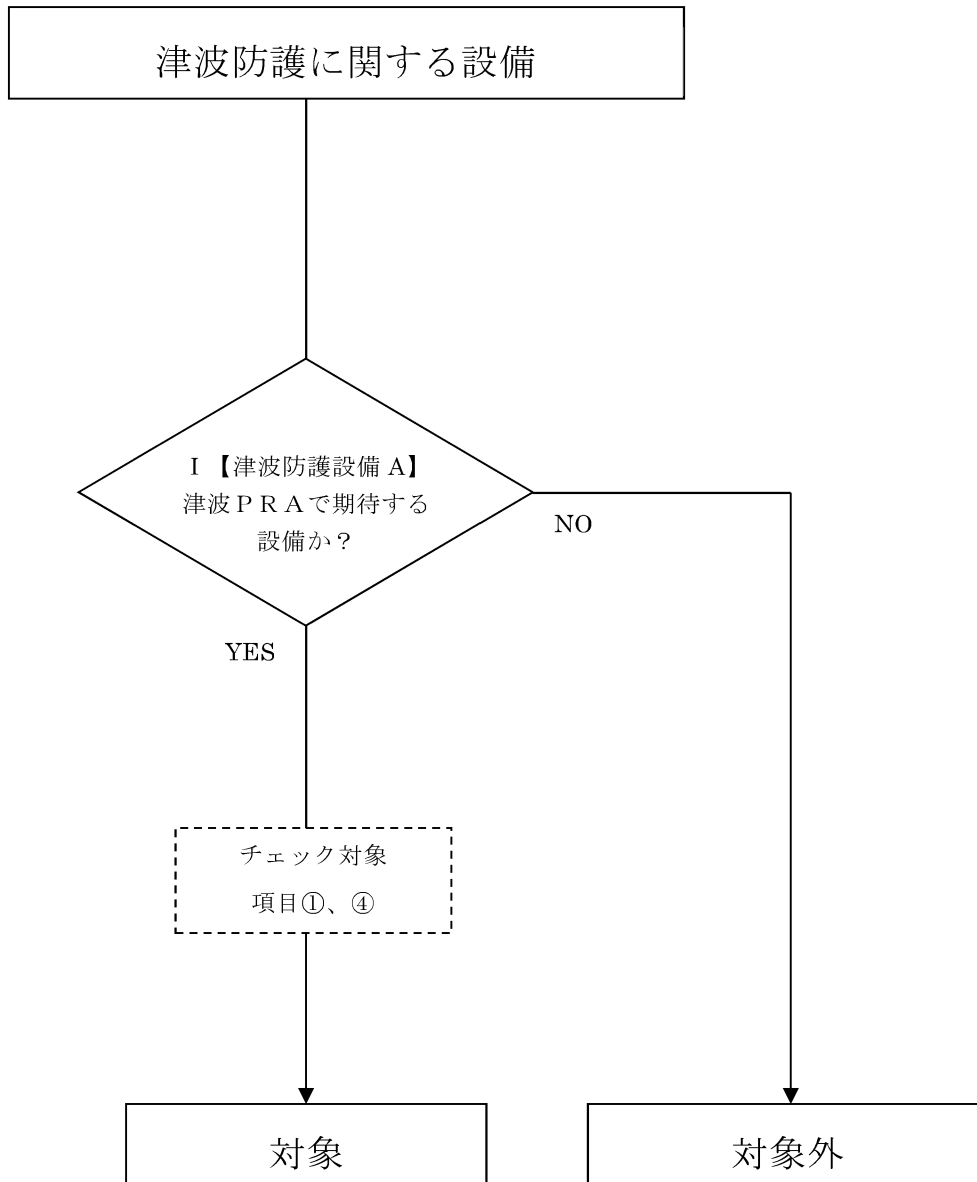
格納容器機能喪失モード	不確実さ解析結果				
	平均値 (/炉年)	下限値 (5%信頼度値) (/炉年)	中央値 (/炉年)	上限値 (95%信頼度値) (/炉年)	EF
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	—	—	—	—	—
β (格納容器隔離失敗)	2.7E-09	1.7E-25	8.3E-18	2.7E-08	4.0E+08
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損前))	—	—	—	—	—
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	—	—	—	—	—
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長期))	—	—	—	—	—
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	5.7E-11	6.8E-29	5.4E-18	2.8E-10	2.0E+09
ε (ベースマツト溶融貫通)	1.6E-12	2.7E-30	1.4E-19	1.1E-11	2.0E+09
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)	—	—	—	—	—
τ (格納容器過温破損)	1.4E-10	2.2E-28	2.8E-18	6.9E-10	1.8E+09
μ (格納容器直接接触)	—	—	—	—	—
合計	2.9E-09	1.7E-25	2.0E-17	2.8E-08	4.1E+08
ϕ (放射性物質管理放出)	1.4E-10	3.6E-28	6.2E-18	1.0E-09	1.7E+09

第 3.1.3.2.2.5.11 表 不確実さ解析結果 (放出カテゴリ別)

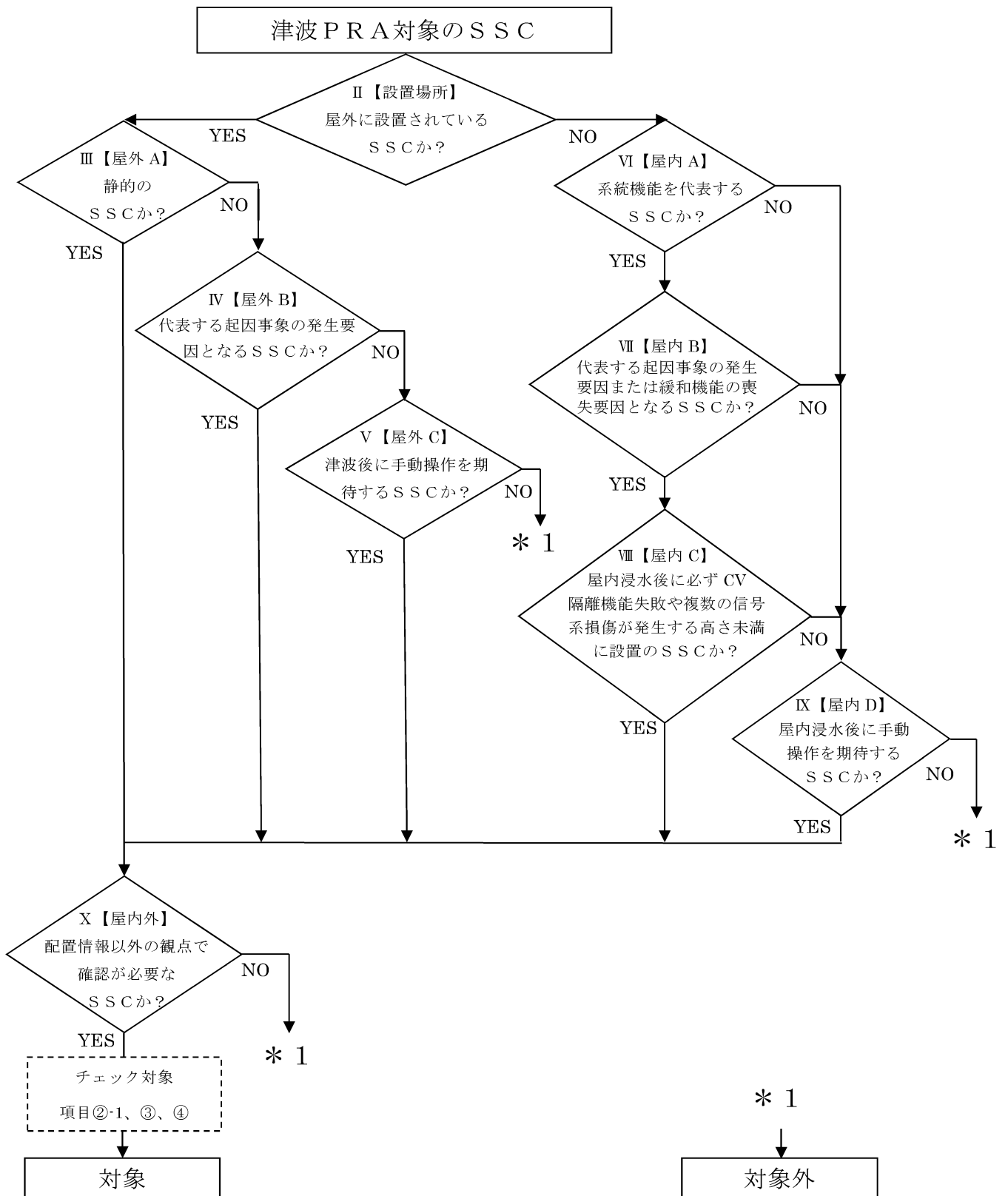
格納容器の状態		分類	放出 カテゴリ 記号	不確実さ解析結果				
				平均値 (/炉年)	下限値 (5%信頼度値) (/炉年)	中央値 (/炉年)	上限値 (95%信頼度値) (/炉年)	EF
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	—	F1	—	—	—	—	—
	格納容器 破損	エナジェティック	F3A	—	—	—	—	—
		先行破損	F3B	—	—	—	—	—
		その他	F3C	2.0E-10	3.6E-28	1.0E-17	1.1E-09	1.8E+09
	隔離失敗	—	F5	2.7E-09	1.7E-25	8.3E-18	2.7E-08	4.0E+08
健全 (設計漏えい)		—	F6	3.2E-10	7.7E-28	4.6E-17	2.5E-09	1.8E+09
放射性物質管理放出		—	F7	1.4E-10	3.6E-28	6.2E-18	1.0E-09	1.7E+09

第 3.1.3.2.5.13 表 放出カテゴリごとの Cs-137 放出量評価結果

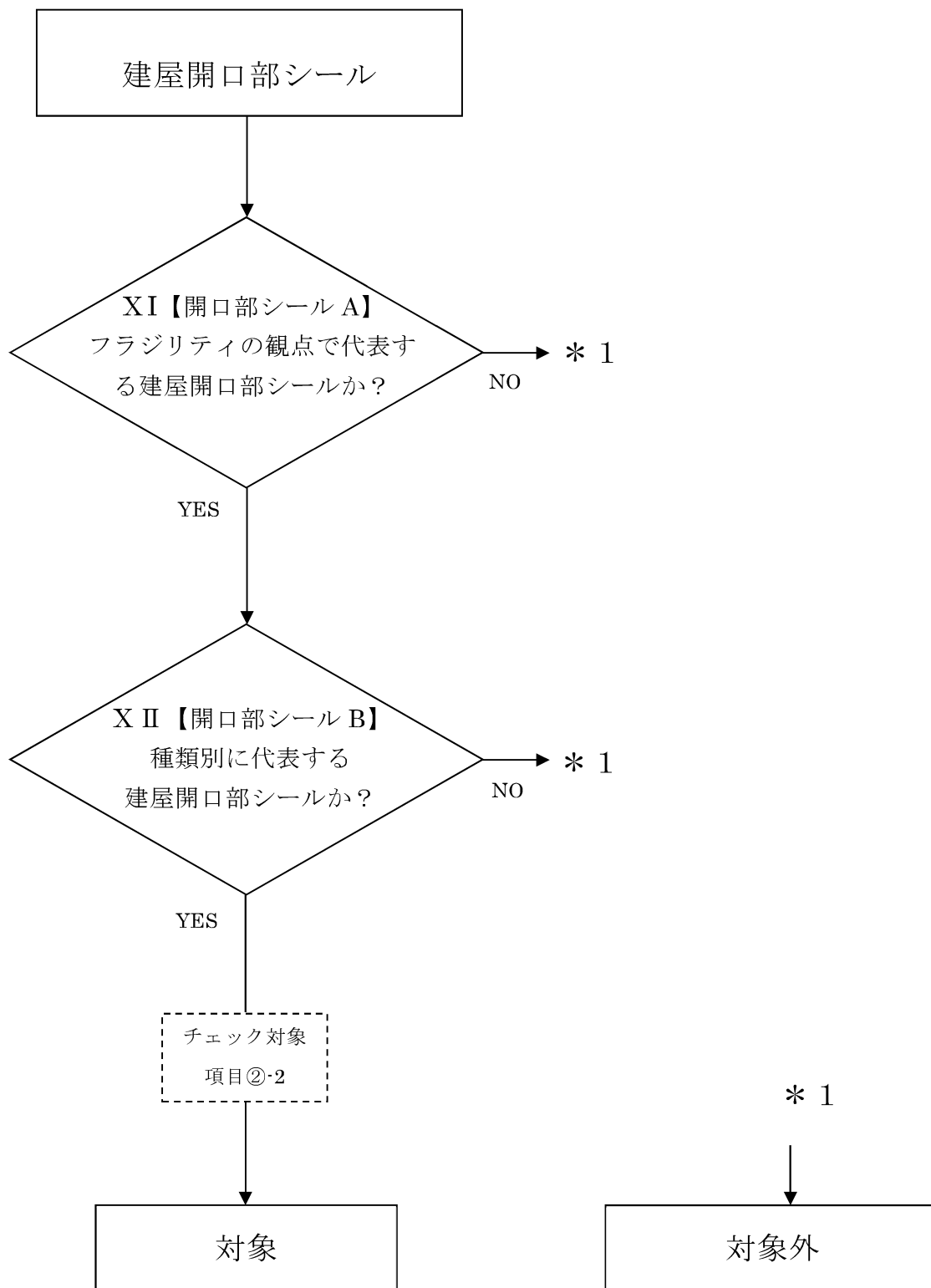
原子炉格納容器の状態		分類	放出 カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)	Cs137放出量 (TBq)
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	—	F1	ϵ	>100
	格納容器 破損	エナジェティック	F3A	ϵ	>100
		先行破損	F3B	ϵ	>100
		その他	F3C	3.0E-10	>100
隔離失敗	—	F5	2.8E-09	>100	
健全（設計漏えい）		—	F6	3.6E-10	約1.6
放射性物質管理放出		—	F7	1.6E-10	約0.89



第 3.1.3.2.2.1.1 図 プラント・ウォークダウン調査対象選定フロー（1 / 3）



第 3.1.3.2.2.1.1 図 プラント・ウォークダウン調査対象選定フロー (2 / 3)



第 3.1.3.2.2.1.1 図 プラント・ウォークダウン調査対象選定フロー (3 / 3)

津波No. _____ 機器番号: _____

大飯発電所 4号機 津波PRA/STプラント・ウォークダウンチェックシート

SSC種別 : _____
SSC名 : _____
機器番号 : _____
設置建屋 : _____
設置高さ : _____

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

総合評価（モデルへの反映方法、取り扱いについての記載）

実施日 : _____ 年 月 日

実施者 : _____

第 3.1.3.2.2.1.2 図 プラント・ウォークダウンチェックシート例（1 / 4）

津波No. _____ 機器番号: _____

① 津波防護設備の確認

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

② 影響を受ける可能性のあるSSCの確認

② 1 SSCに影響を与える波力・漂流物衝突・沈掘の確認

② 1 1 SSCに影響を与える波力の確認

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

特記事項
波力の影響；（受ける、受けない）
波力を緩和する設備等；（壁・堰、建屋、その他_____、無し）

② 1 2 SSCに影響を与える漂流物衝突の確認

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

特記事項
漂流物となりうる物体；（コンテナ、自動車、その他_____、無し）
漂流物の到達を阻害する設備等；（壁・堰、建屋、その他_____、無し）

② 1 3 SSCに影響を与える沈掘の確認

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

特記事項
沈掘の影響；（発生する、発生しない）
沈掘の発生を阻害する設備等；（壁・堰、建屋、その他_____、無し）

（記号の説明） Y：YES、 N：NO、 U：調査不可、 N/A：対象外

第 3.1.3.2.2.1.2 図 プラント・ウォークダウンチェックシート例（2 / 4）

津波No. _____ 機器番号: _____

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

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

②-2 建屋開口部シールの確認

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

特記事項
波力の影響; (受ける、受けない)
波力を緩和する設備等; (壁・堰、建屋、その他_____、無し)

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

特記事項
漂流物となりうる物体; (コンテナ、自動車、その他_____、無し)
漂流物の到達を阻害する設備等; (壁・堰、建屋、その他_____、無し)

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

第 3.1.3.2.2.1.2 図 プラント・ウォークダウンチェックシート例 (3 / 4)

津波No. _____ 機器番号: _____

③ 津波後のアクセス性及び現場操作の確認

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

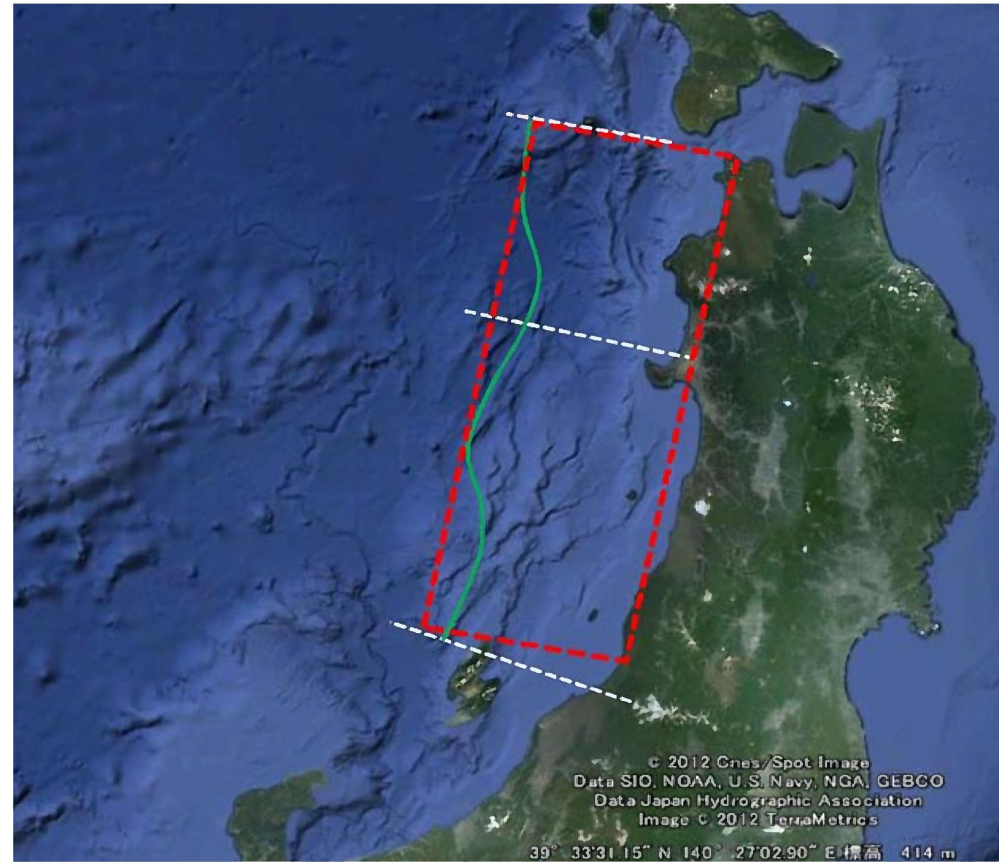
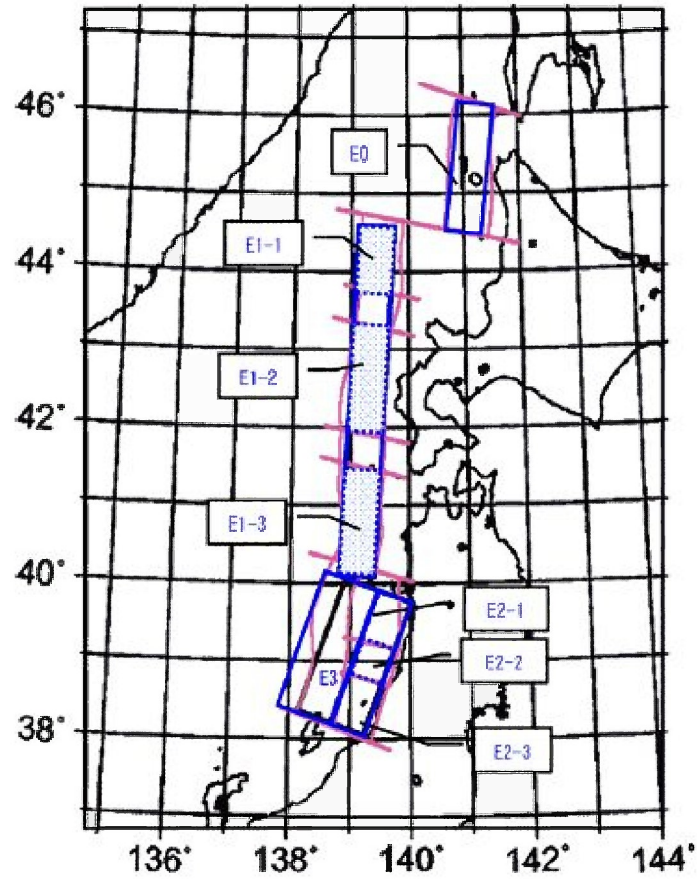
④ 津波PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認

	Y	N	U	N/A
1. モデル化の前提条件が適切である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

津波PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件
前提条件；
確認結果；

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

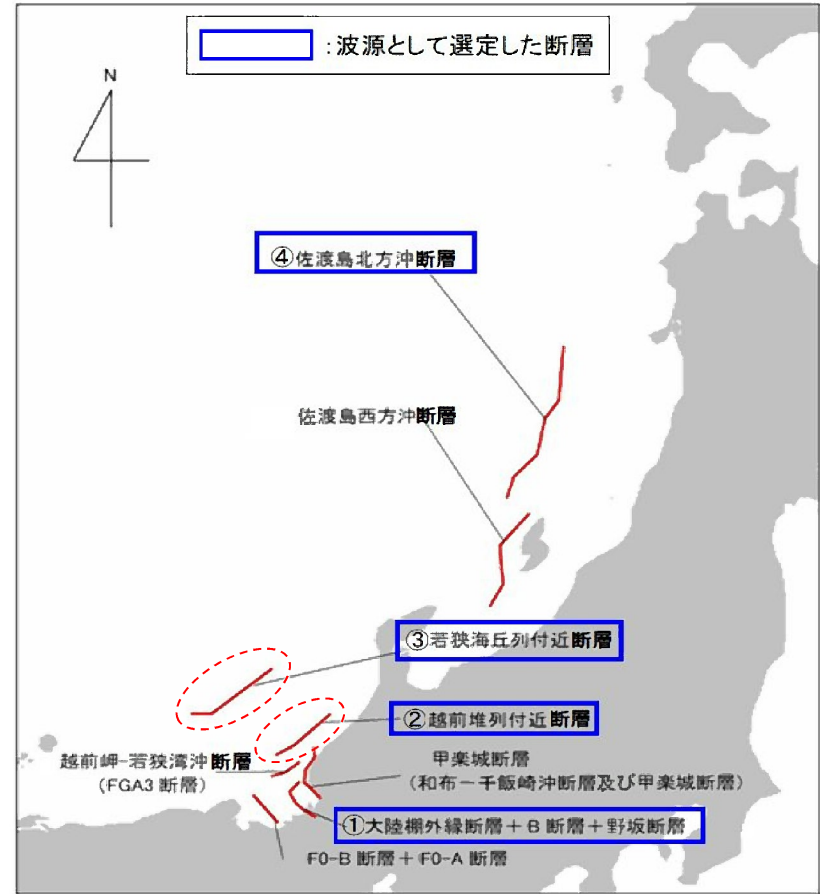
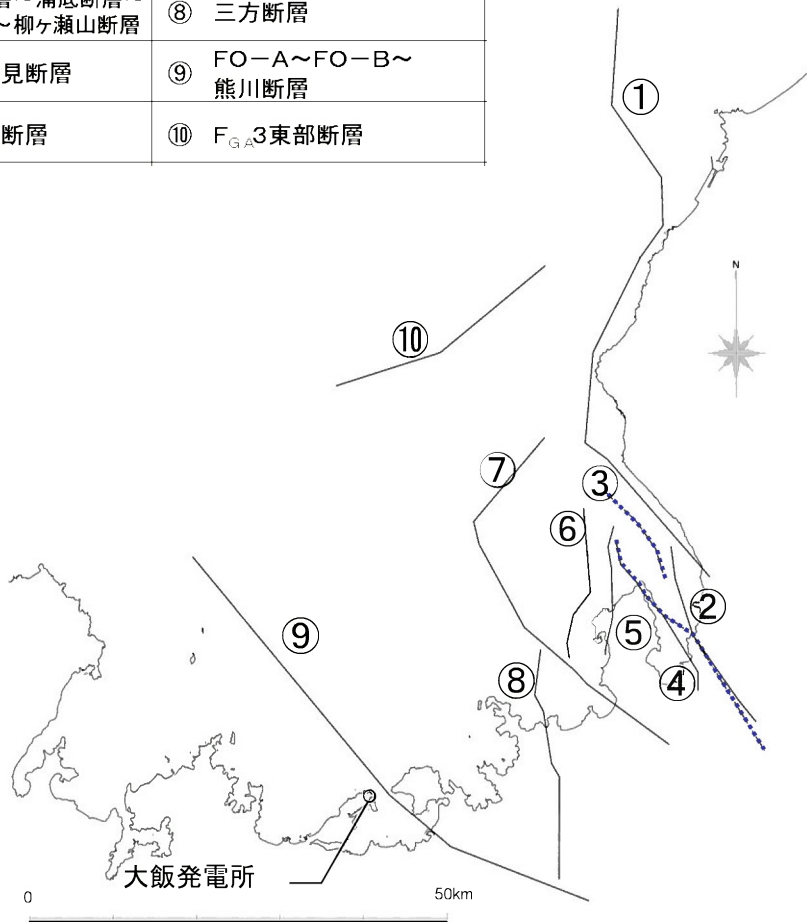
第 3.1.3.2.2.1.2 図 プラント・ウォークダウンチェックシート例 (4 / 4)



第 3.1.3.2.2.2.1 図 検討対象波源（日本海東縁部）

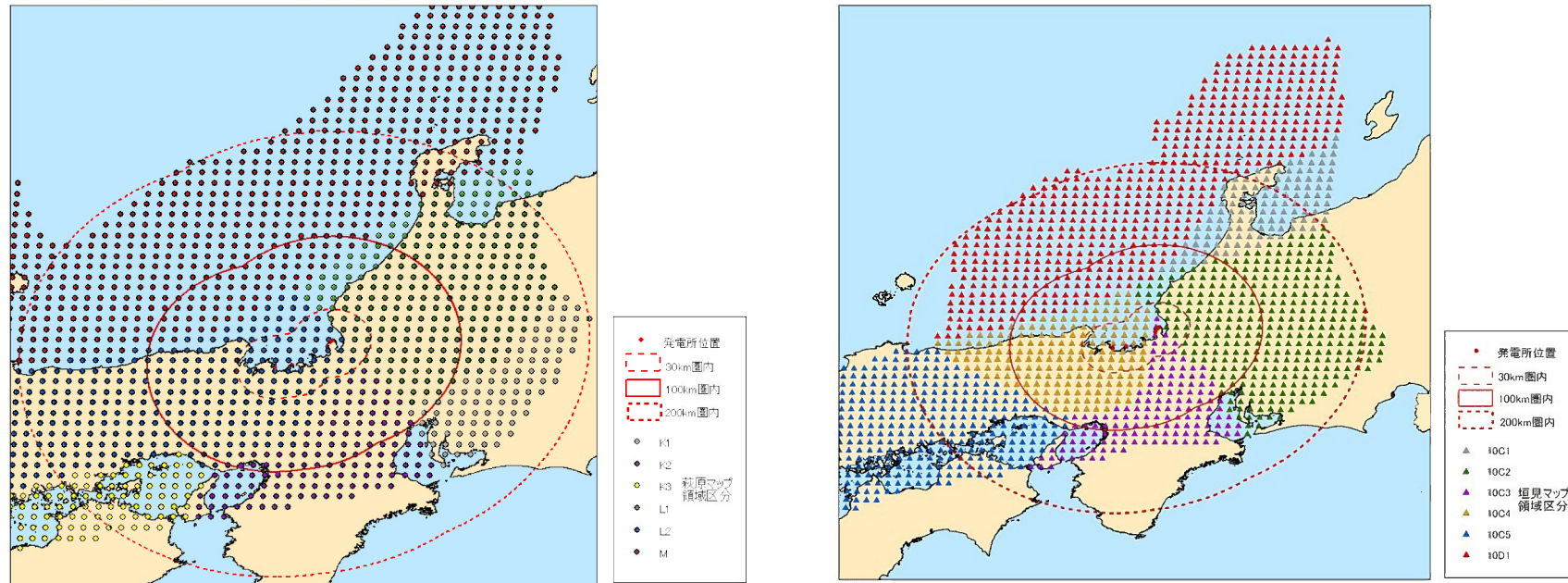
※左：地震調査研究推進本部（2003）⁽²⁾等に基づく活動域区分、右：秋田県の波源モデル

① 安島岬沖～和布一 千飯崎沖～甲楽城断層	⑥ C断層
② ウツロギ峠北方一 池河内断層	⑦ 大陸棚外縁～B～ 野坂断層
③ 甲楽城沖断層～浦底断層～ 池河内断層～柳ヶ瀬山断層	⑧ 三方断層
④ 浦底一内池見断層	⑨ FO-A～FO-B～ 熊川断層
⑤ 白木一丹生断層	⑩ F _{G,A} 3東部断層



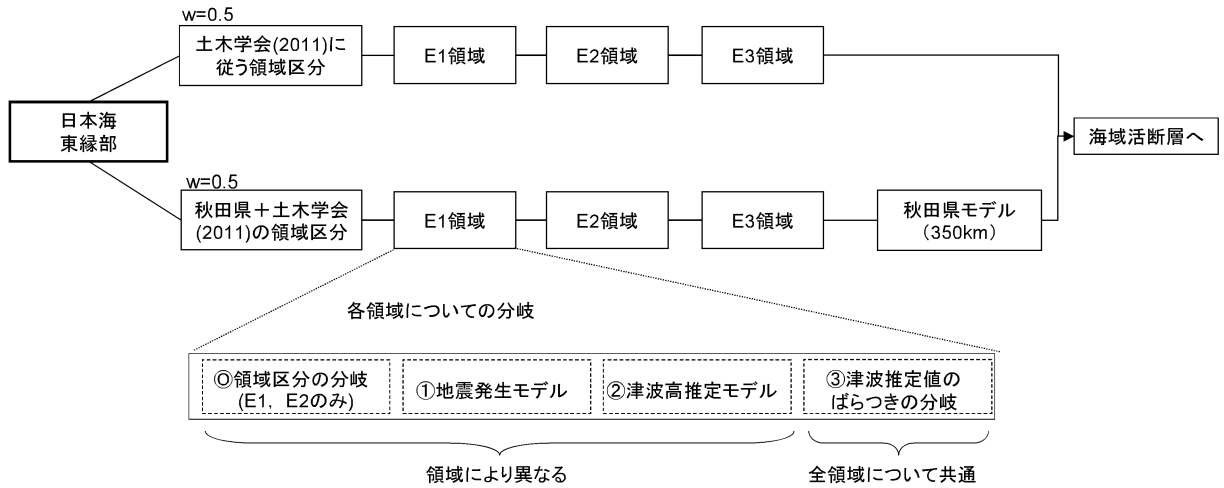
第 3.1.3.2.2.2 図 検討対象波源（海域活断層）

※左：敷地前面及び敷地周辺における検討対象断層、右：福井県の波源モデル

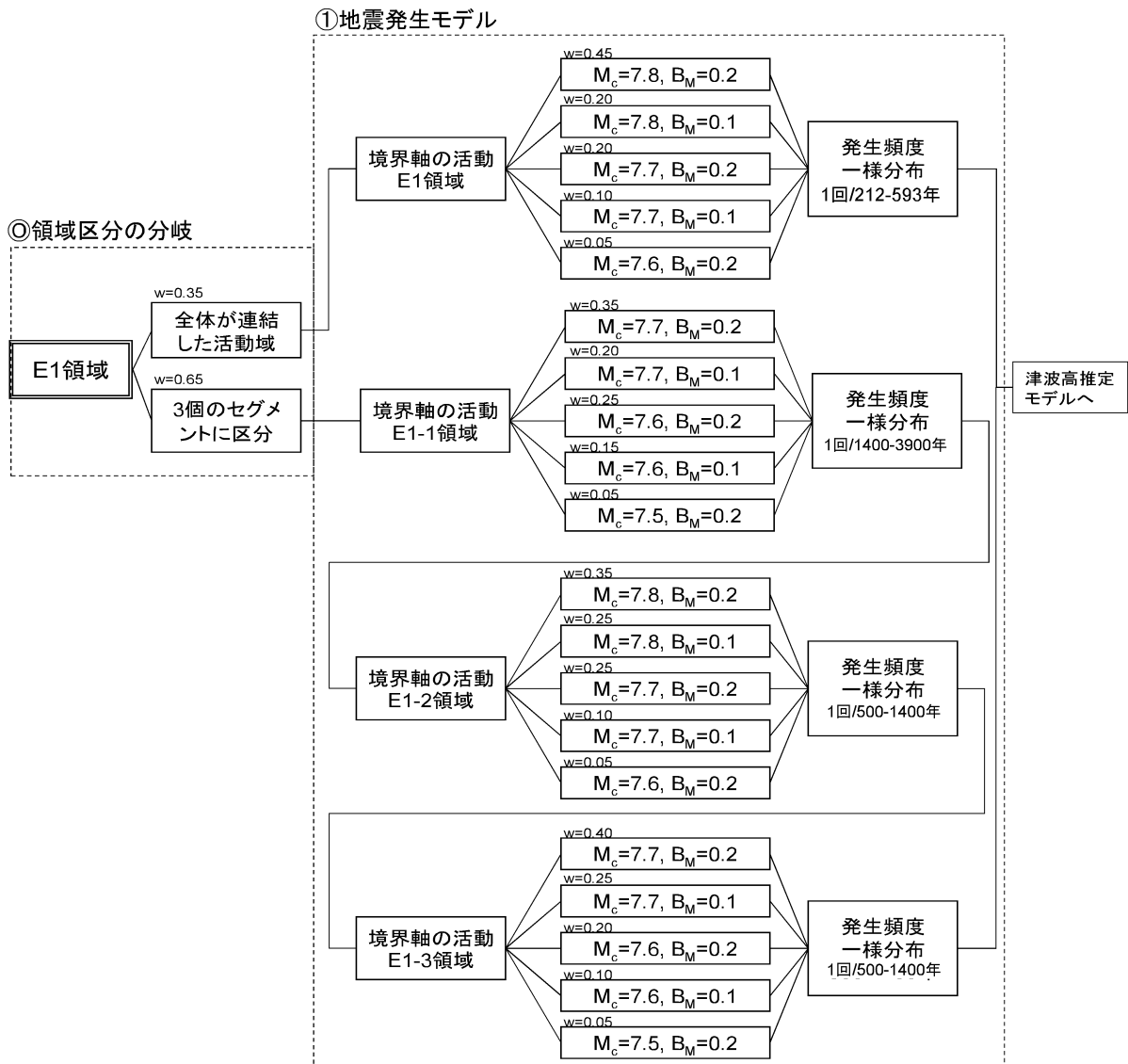


第 3.1.3.2.2.3 図 検討対象波源（領域震源）

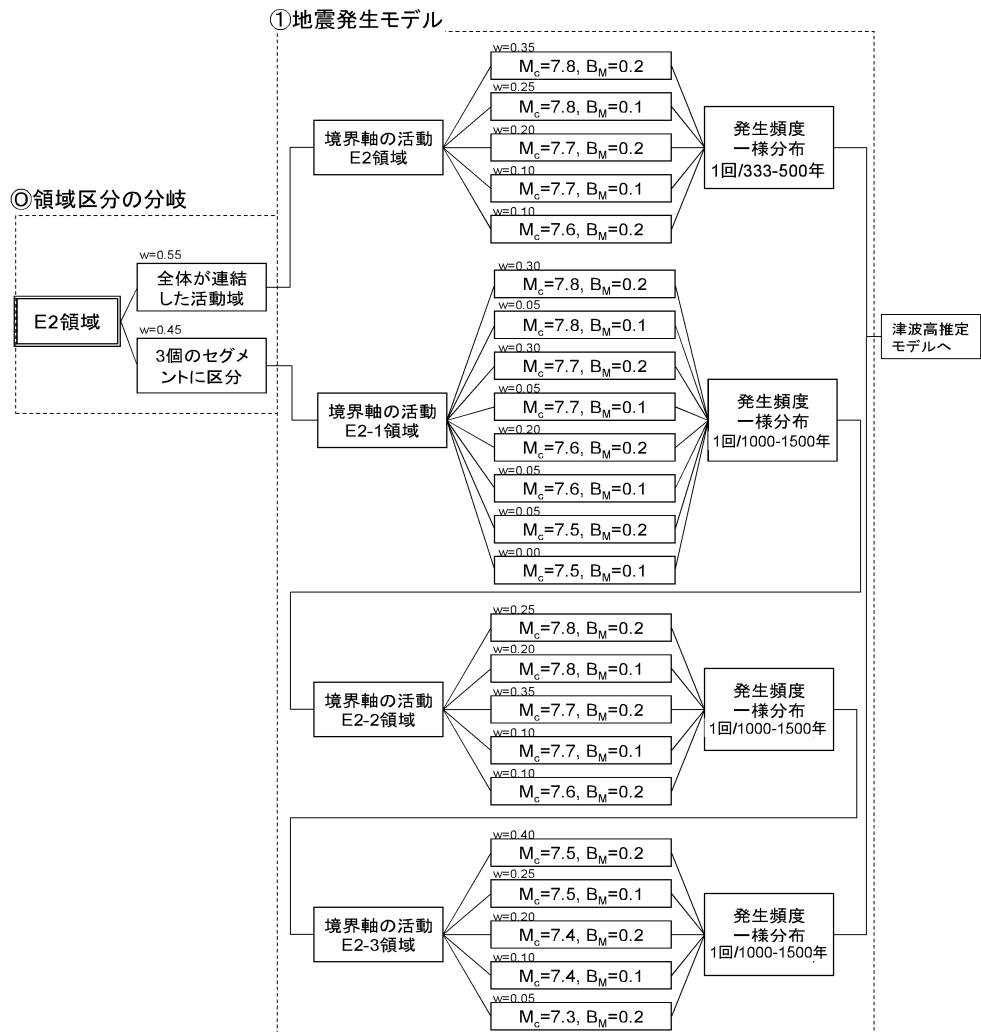
※左：萩原（1991）⁽³⁾による領域区分、右：垣見ほか（2003）⁽⁴⁾による領域区分



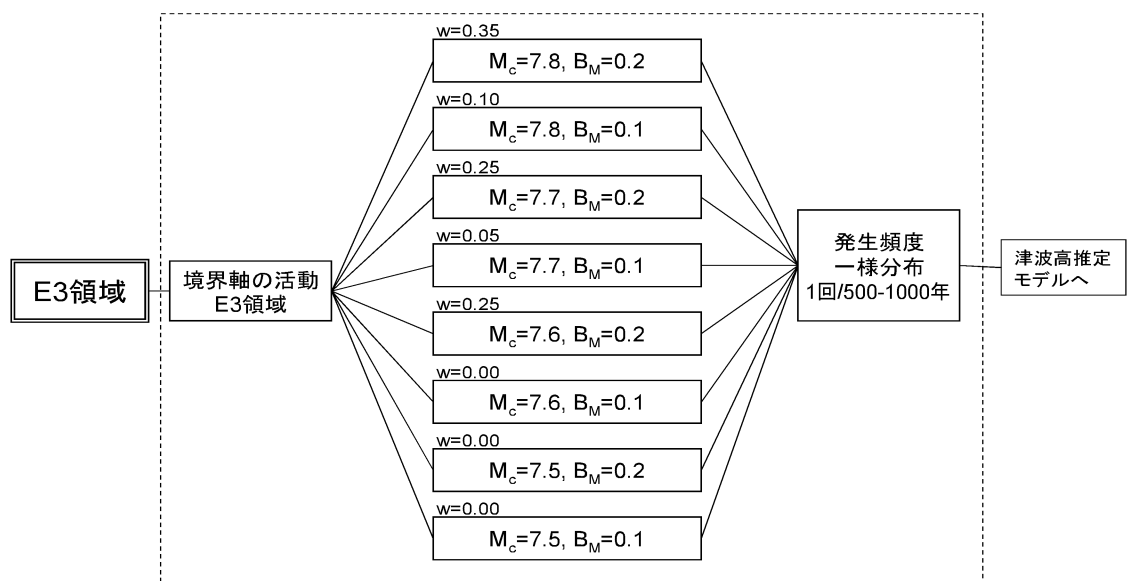
第 3.1.3.2.2.2.4 図 日本海東縁部のロジックツリー



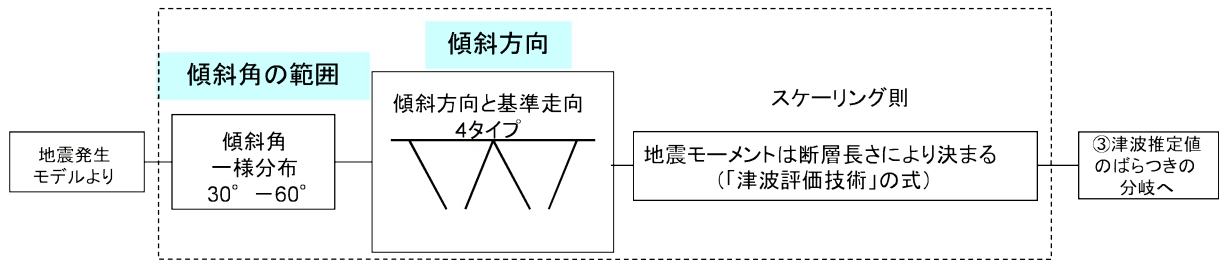
第 3.1.3.2.2.2.5 図 日本海東縁部（土木学会）の地震発生モデル（E1 領域）



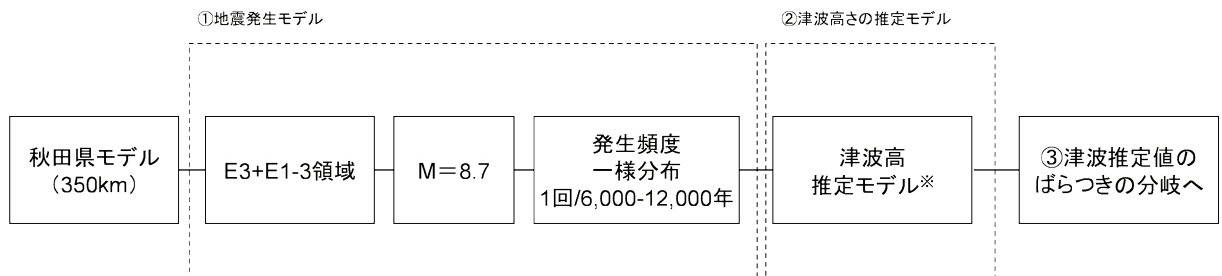
第 3.1.3.2.2.2.6 図 日本海東縁部（土木学会）の地震発生モデル（E2 領域）



第 3.1.3.2.2.2.7 図 日本海東縁部（土木学会）の地震発生モデル（E3 領域）

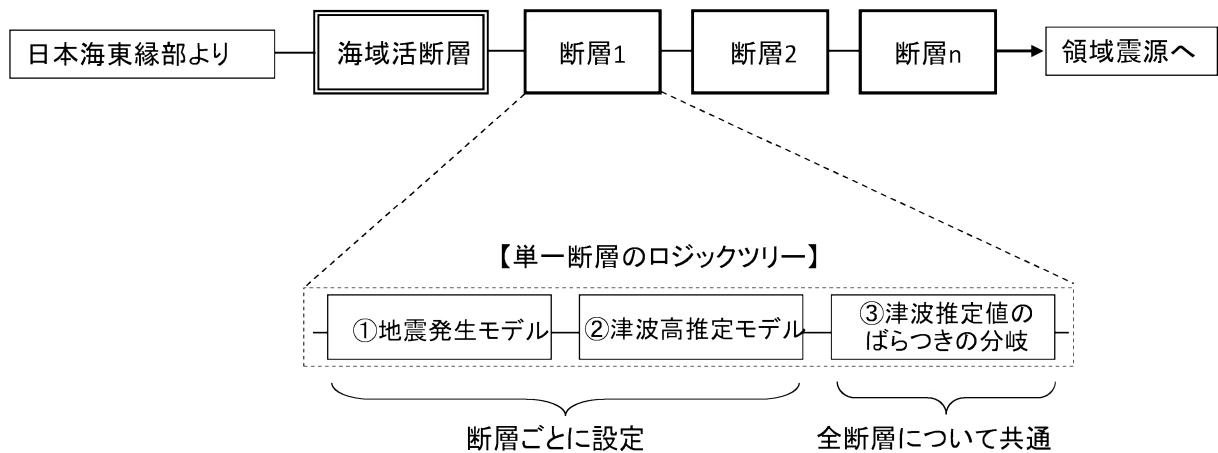


第 3.1.3.2.2.2.8 図 日本海東縁部（土木学会）の津波高推定モデル

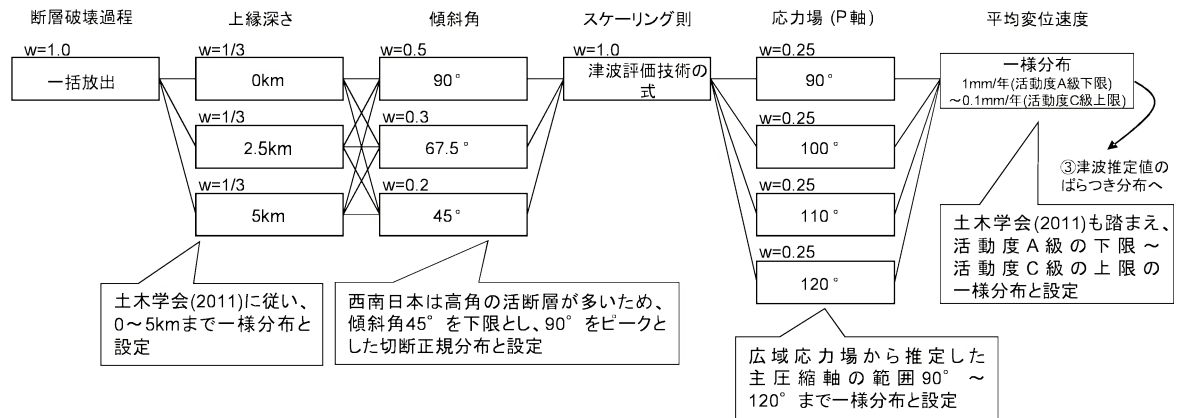


※秋田県の想定波源モデル

第 3.1.3.2.2.2.9 図 日本海東縁部（秋田県）の地震発生・津波高推定モデル

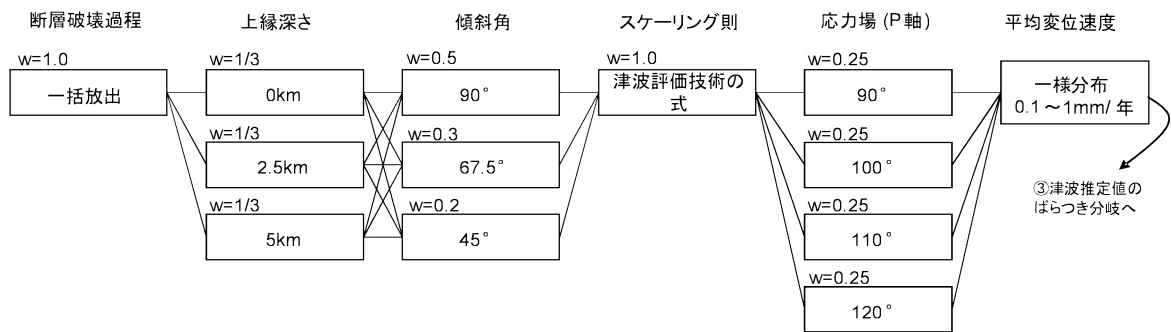


第 3.1.3.2.2.2.10 図 海域活断層のロジックツリー

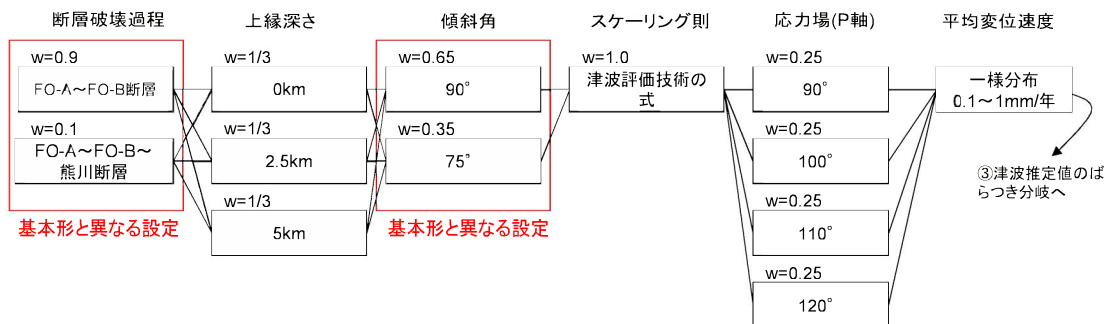


第 3.1.3.2.2.11 図 海域活断層の地震発生・津波高推定モデル (基本形)

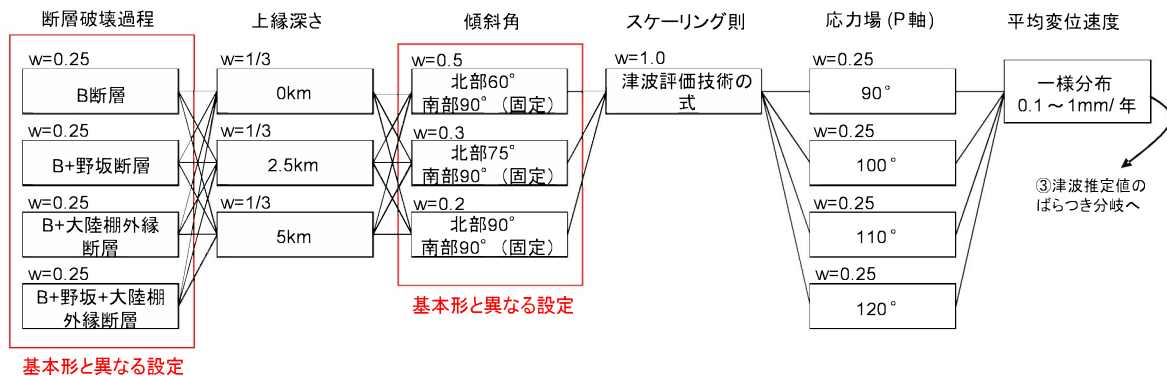
◆ F_{GA}3東部断層



◆ FO-A~FO-B断層~熊川断層

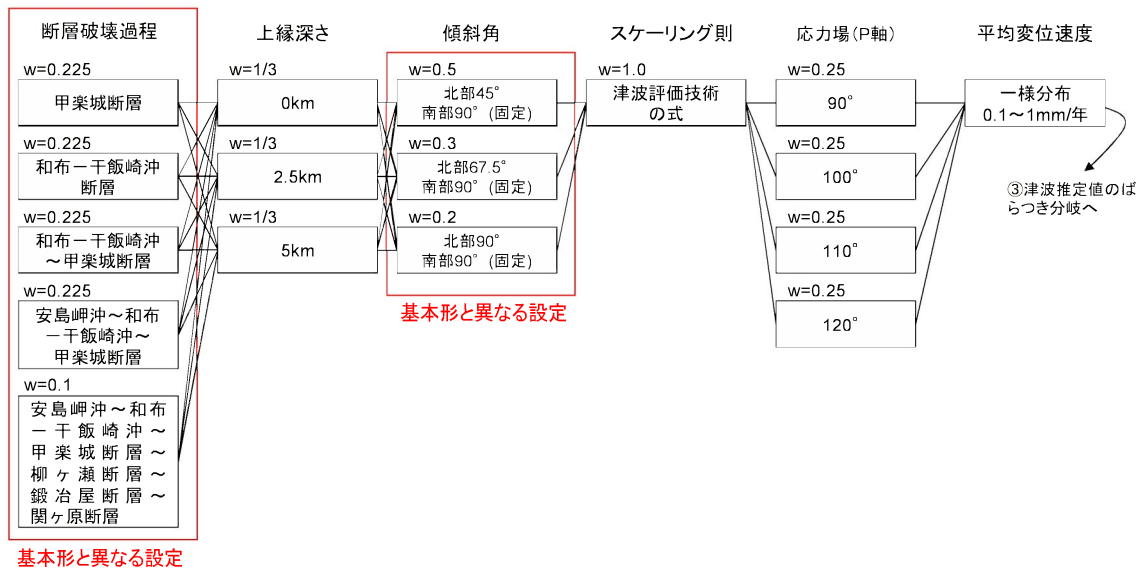


◆ 大陸棚外縁~B~野坂断層

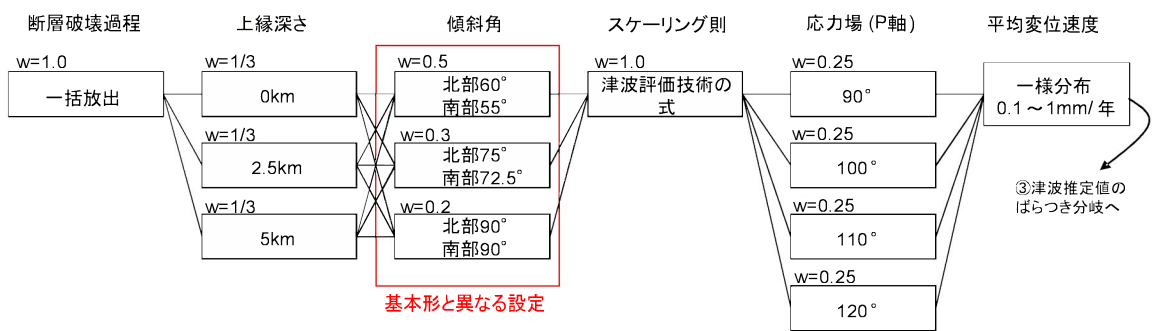


第 3.1.3.2.2.12 図 各海域活断層の地震発生・津波高推定モデル (1)

◆ 安島岬沖～和布一干飯崎沖～甲楽城断層～柳ヶ瀬断層～鍛冶屋断層～関ヶ原断層

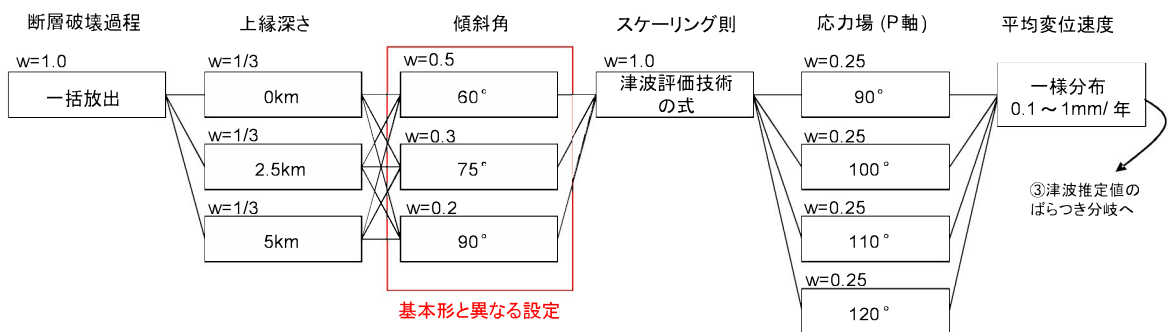


◆ C断層



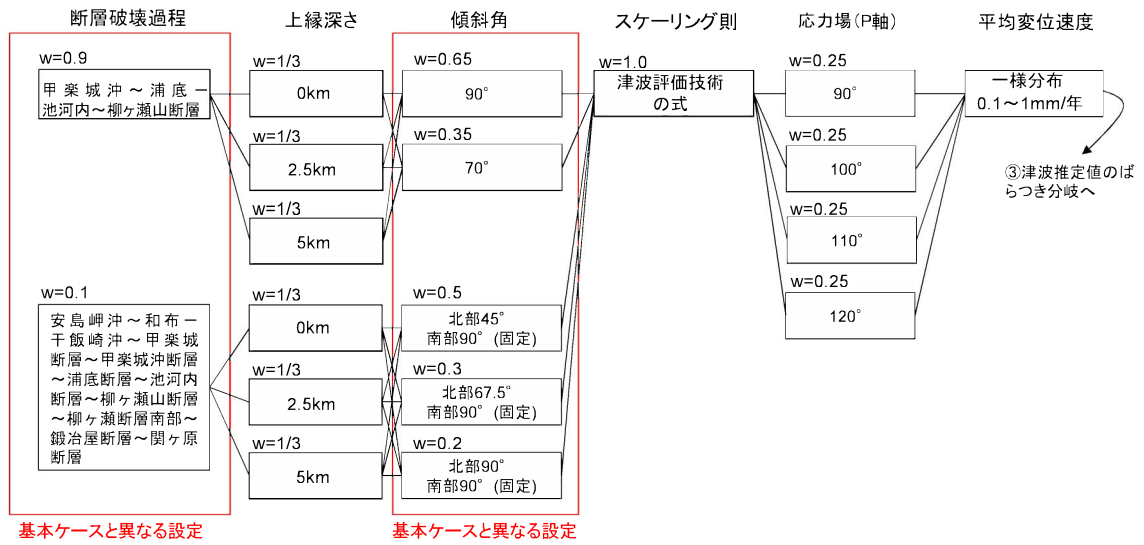
◆ 三方断層

◆ 白木一丹生断層

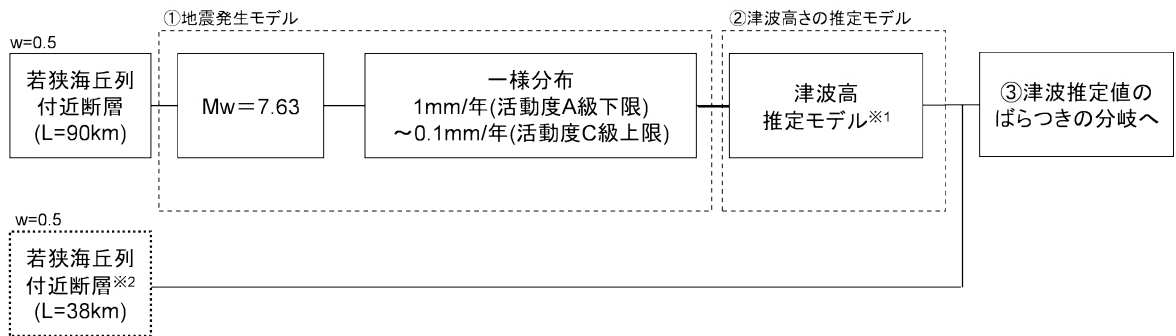


第 3.1.3.2.2.13 図 各海域活断層の地震発生・津波高推定モデル (2)

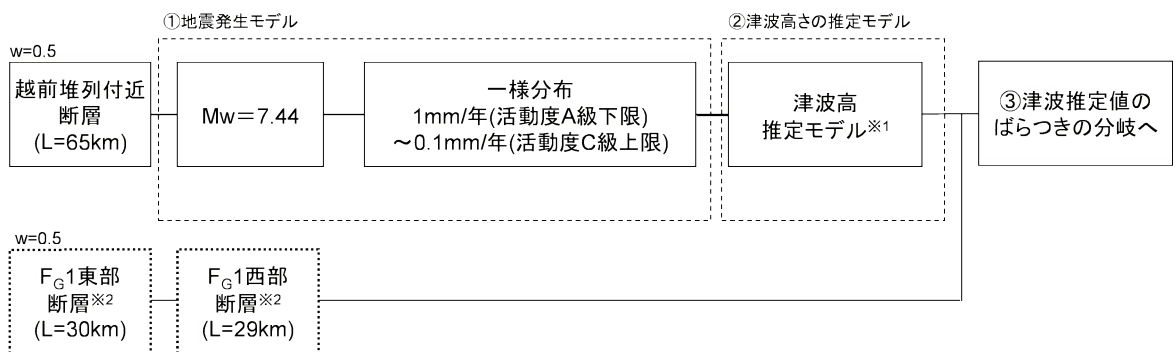
◆ 安島岬沖～和布一干飯崎沖～甲楽城断層～甲楽城冲断層～浦底断層～池河内断層～柳ヶ瀬山断層～柳ヶ瀬断層南部～鍛冶屋断層～関ヶ原断層



◆ 福井県モデル(若狭海丘列付近断層)



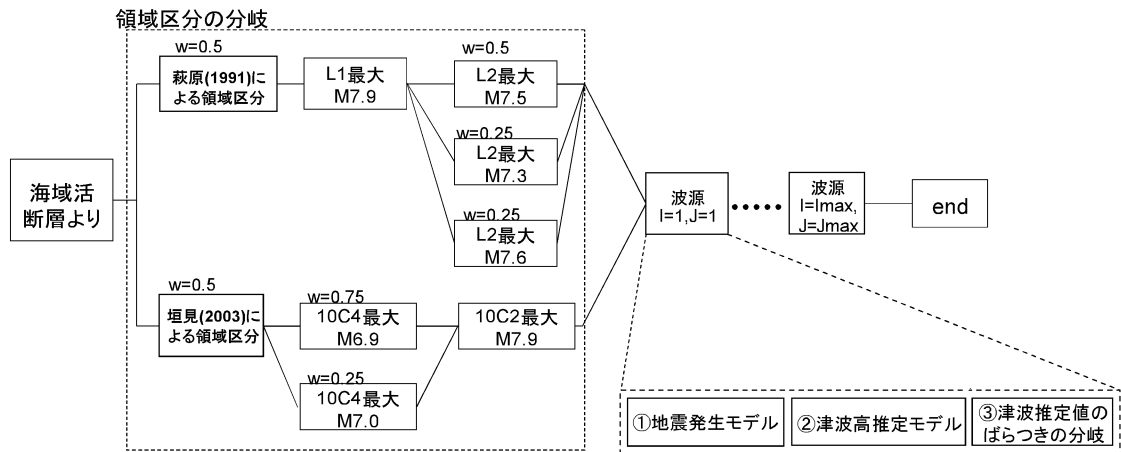
◆ 福井県モデル(越前堆列付近断層)



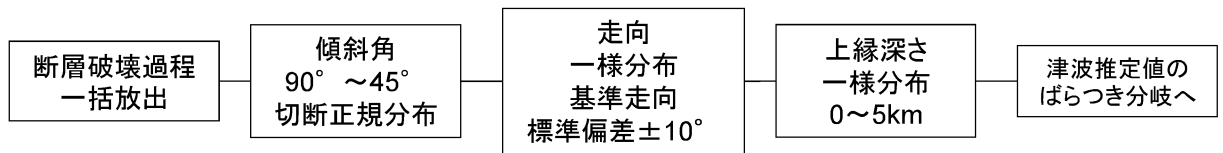
※1 福井県の想定波源モデル

※2 津波水位が小さく年超過確率への影響が小さいため、計算を省略する。

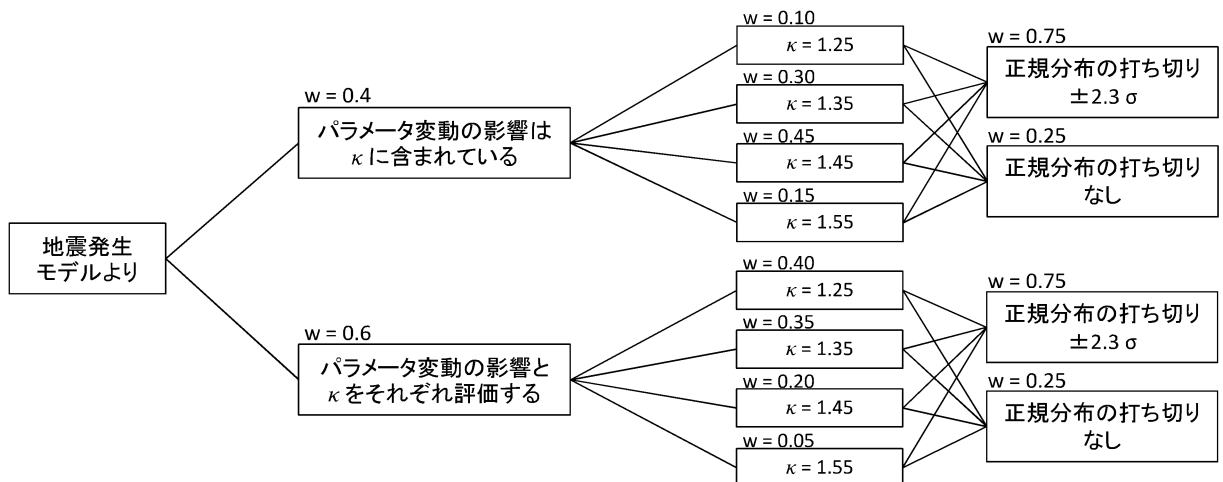
第 3.1.3.2.2.14 図 各海域活断層の地震発生・津波高推定モデル (3)



第 3.1.3.2.2.15 図 領域震源のロジックツリー

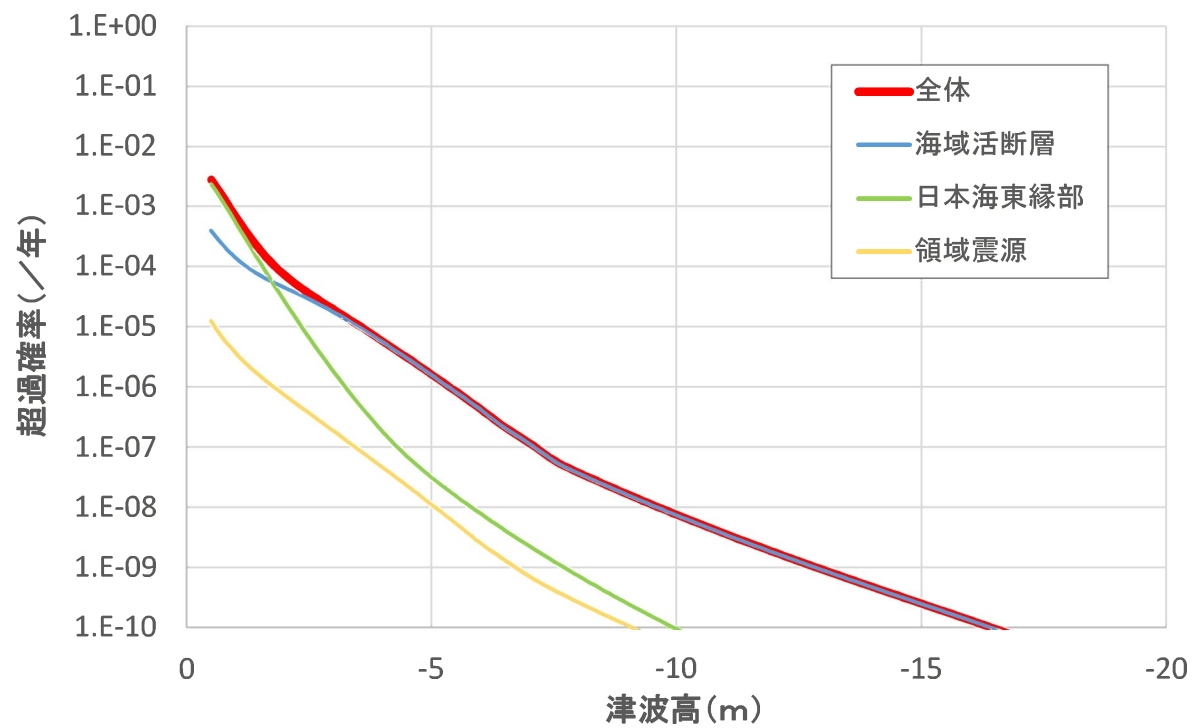
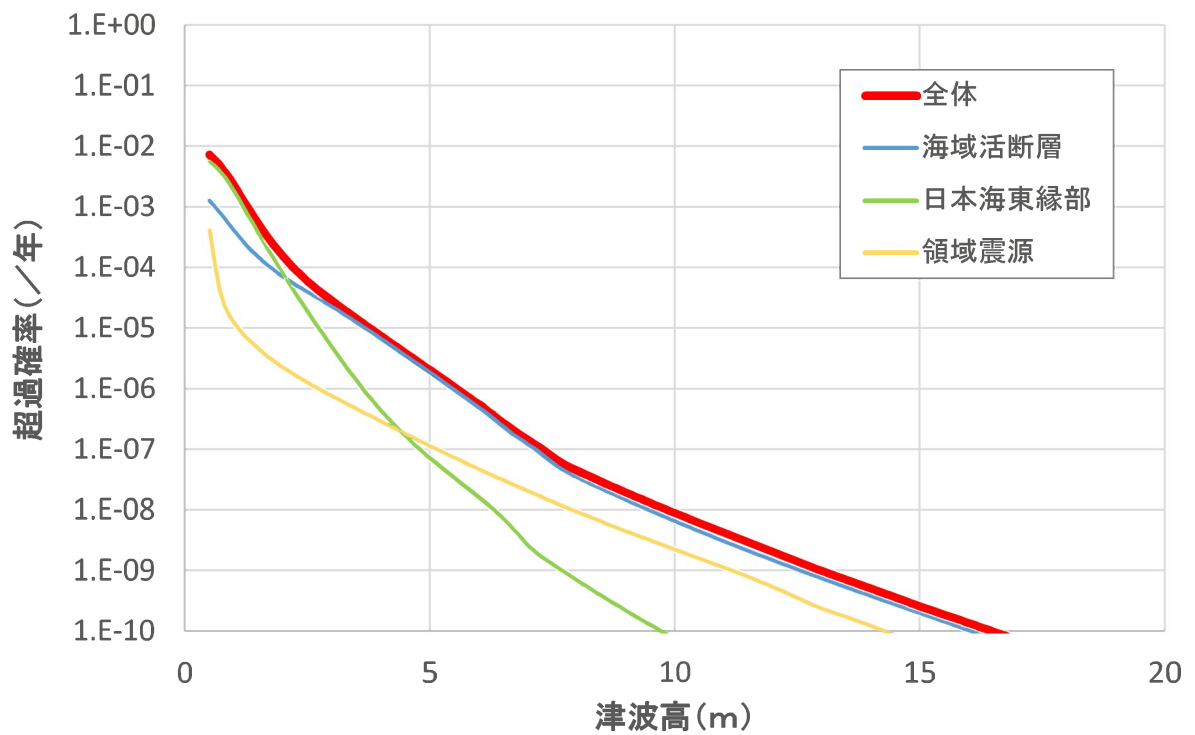


第 3.1.3.2.2.16 図 領域震源の地震発生・津波高推定モデル

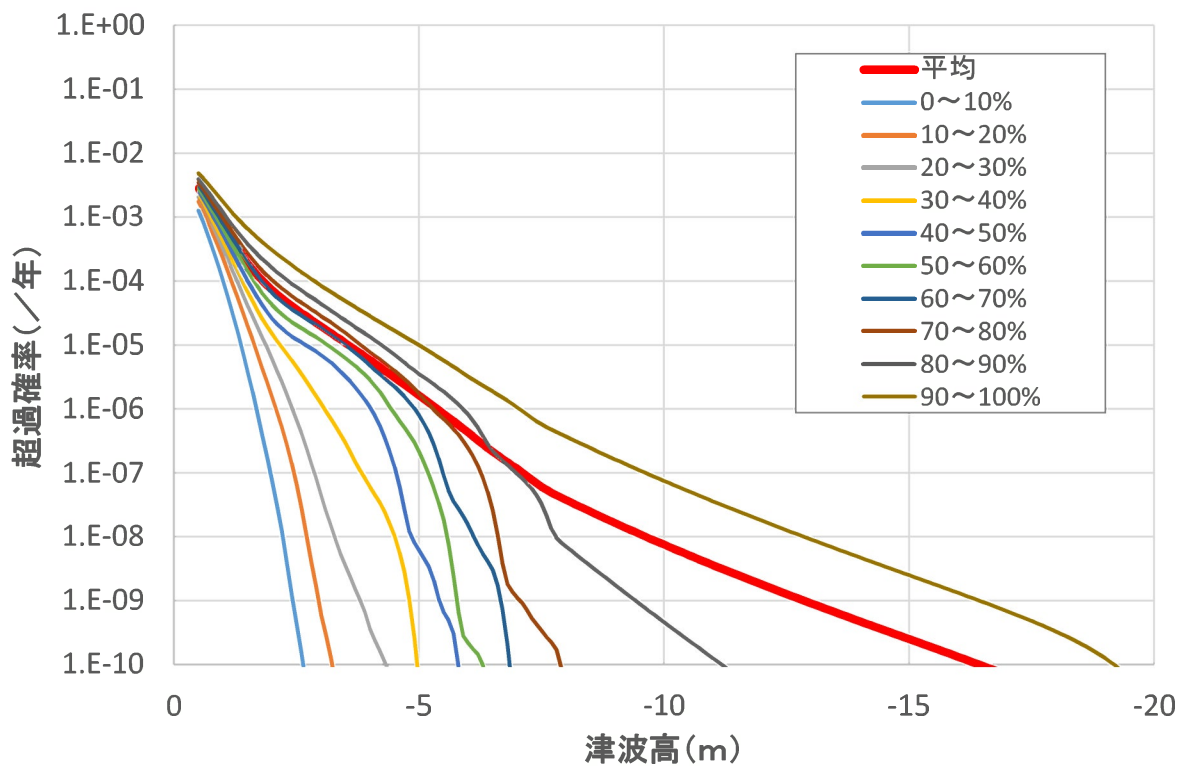
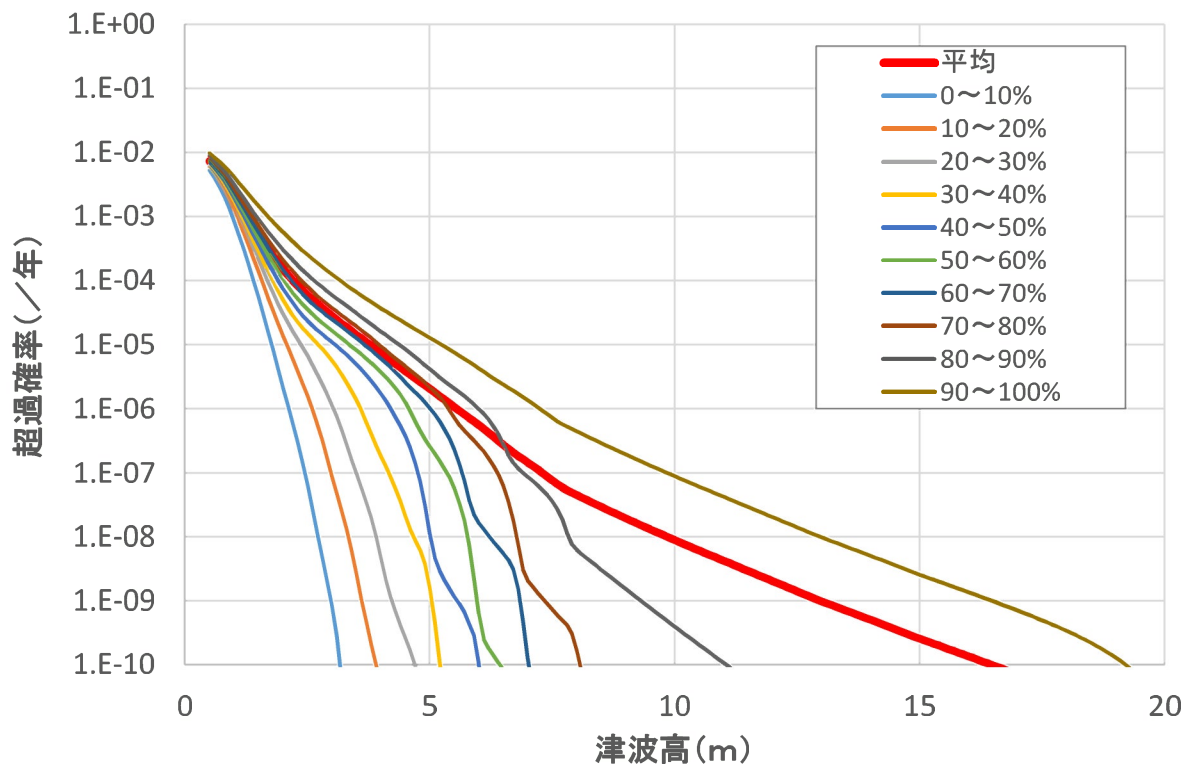


※日本海東縁部の場合は、土木学会（2011）⁽¹⁾に基づき、パラメータ変動の影響と κ をそれぞれ評価する分岐の中で走向について標準偏差 10° の正規分布を考慮する。

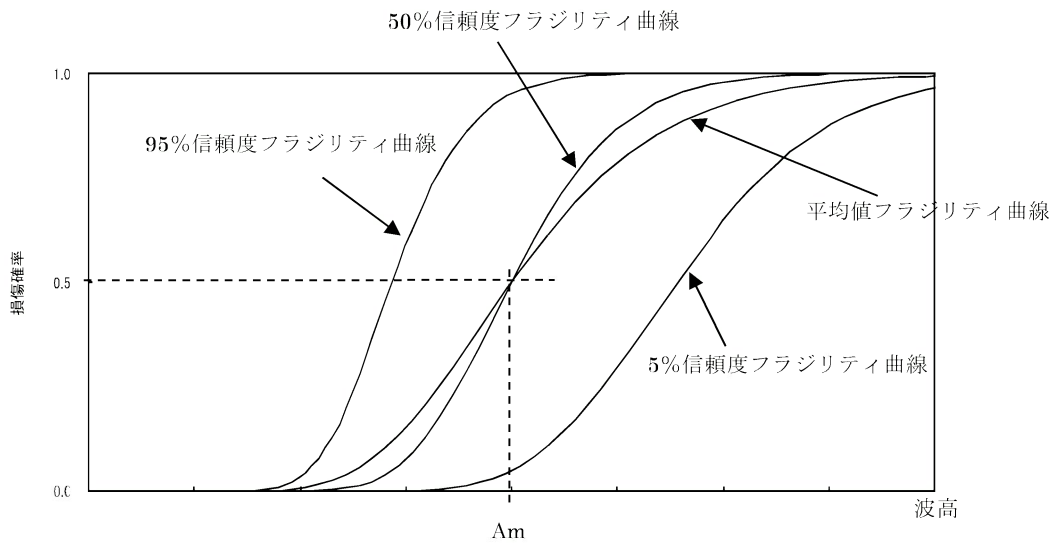
第 3.1.3.2.2.17 図 津波高推定値のばらつきの分岐
(日本海東縁部、海域活断層、領域震源)



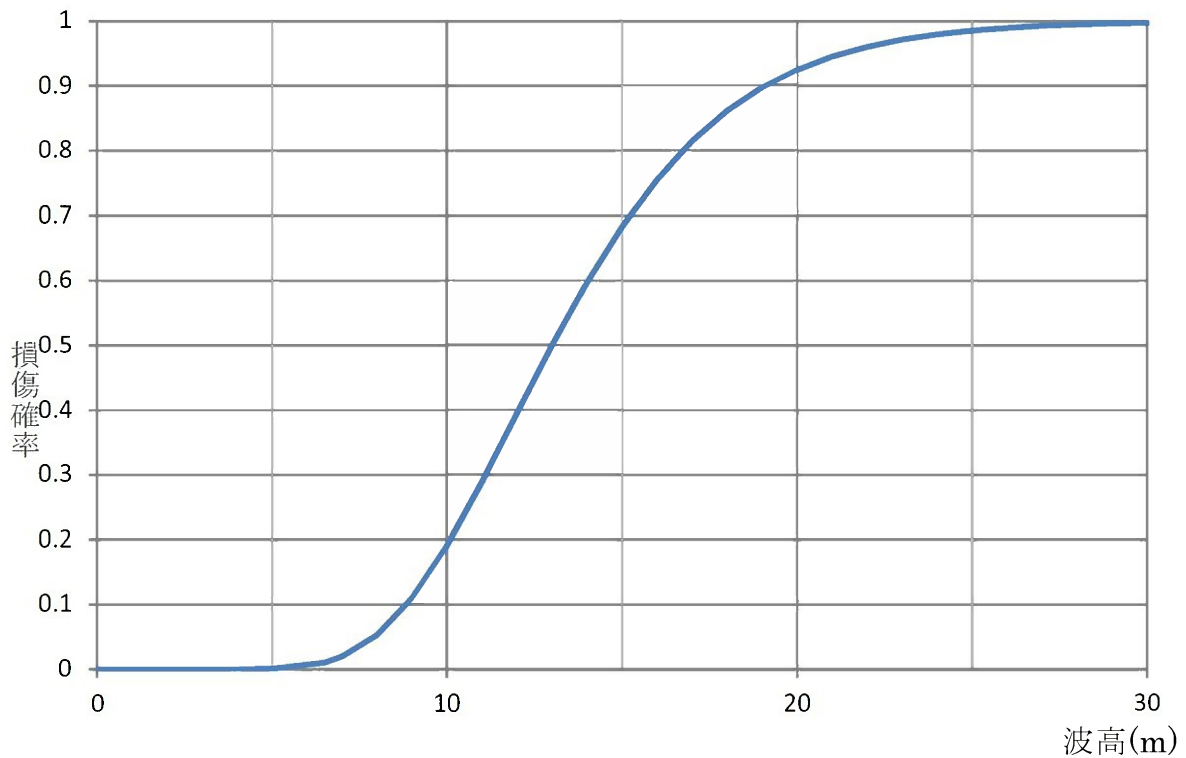
第 3.1.3.2.2.18 図 平均津波ハザード曲線及び波源別の内訳
 (上：水位上昇側、下：水位下降側)



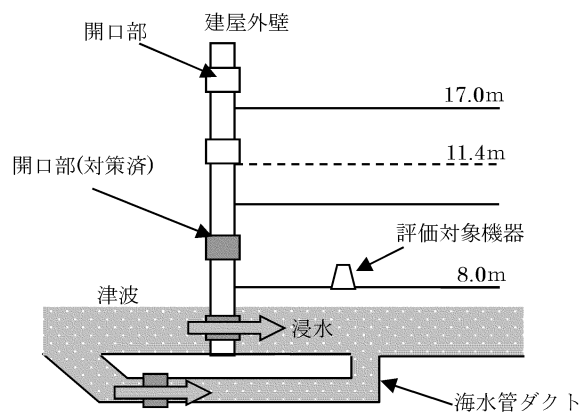
第 3.1.3.2.2.19 図 フラクタル津波ハザード曲線
 (上：水位上昇側、下：水位下降側)



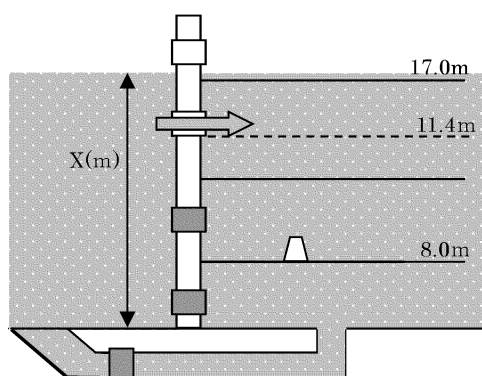
第 3.1.3.2.2.3.1 図 信頼度に応じたフラジリティ曲線のイメージ



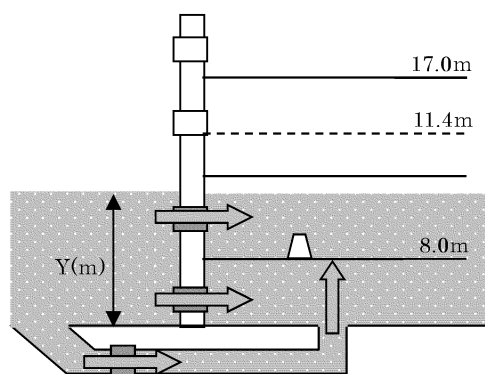
第 3.1.3.2.2.3.2 図 フラジリティ曲線 (被水・没水 (屋外)) : 設置 E.L.13.0m)



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

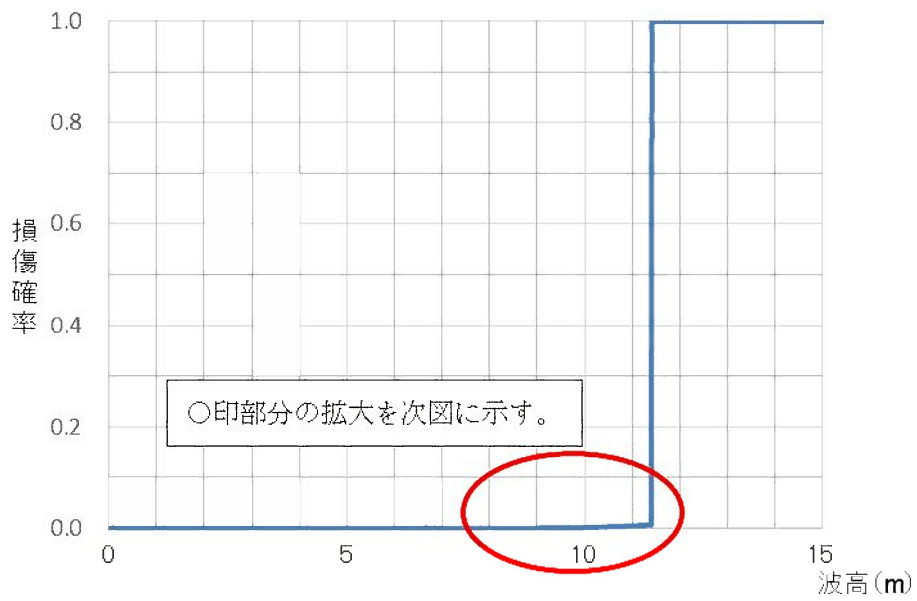


(2) : シールが損傷しない場合でも波高がシールのない E.L.以上（ここでは $X > 11.4\text{m}$ ）になると機器の水没に至る水量が流入する。

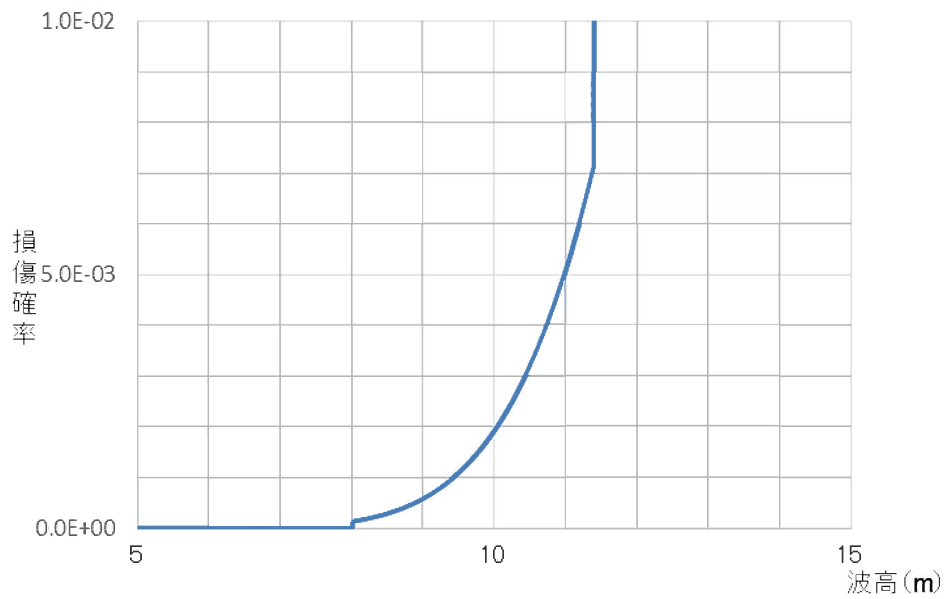


(3) : シールが損傷した場合には波高と同じ E.L.まで水位が上昇する。

第 3.1.3.2.2.3.3 図 屋内設置設備に関するフラジリティ評価の概念

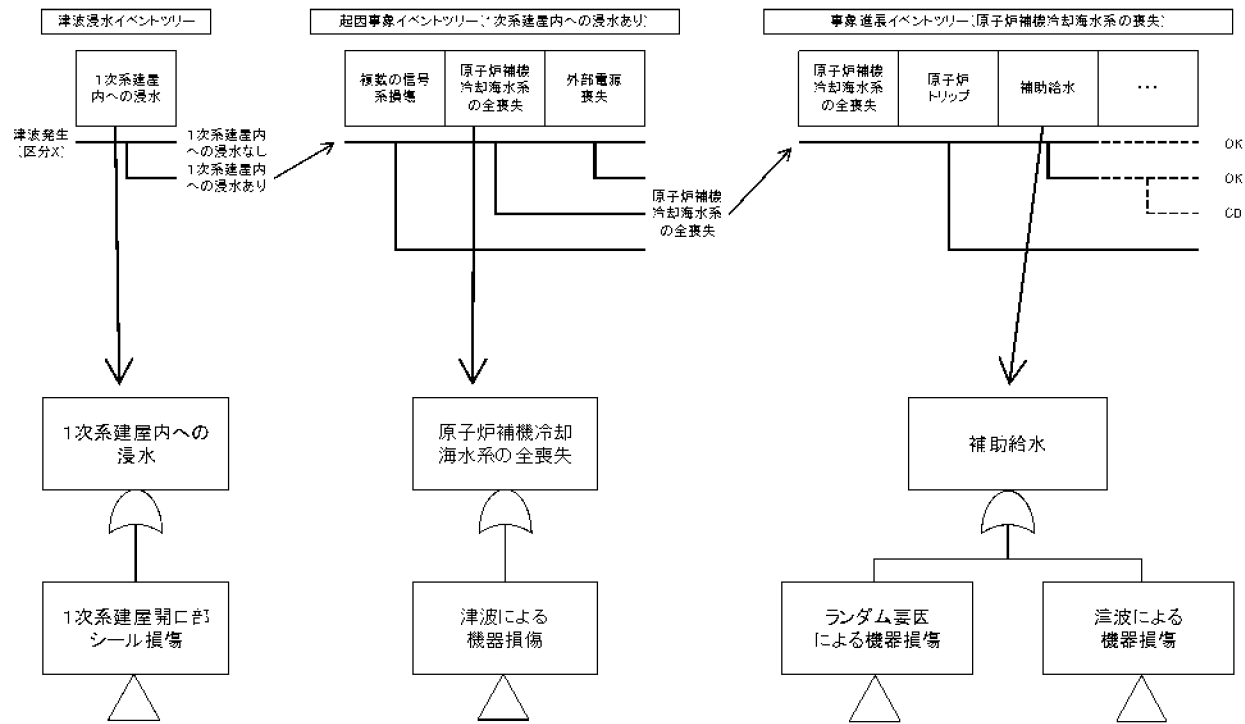


(1) 被水・没水（屋内）のフラジリティ曲線（例：設置 E.L.8.0m 以下）



(2) 被水・没水（屋内）のフラジリティ曲線（例：設置 E.L. 8.0m 以下）：拡大図

第 3.1.3.2.2.3.4 図 被水・没水（屋内）のフラジリティ曲線



第 3.1.3.2.2.4.1 図 津波出力運転時レベル 1 PRAにおけるシステム評価の流れ

津波発生	1次系建屋内への浸水	評価イベントツリー
津波発生		起因事象イベントツリー（1次系建屋内浸水無し）へ
		起因事象イベントツリー（1次系建屋内浸水有り）へ

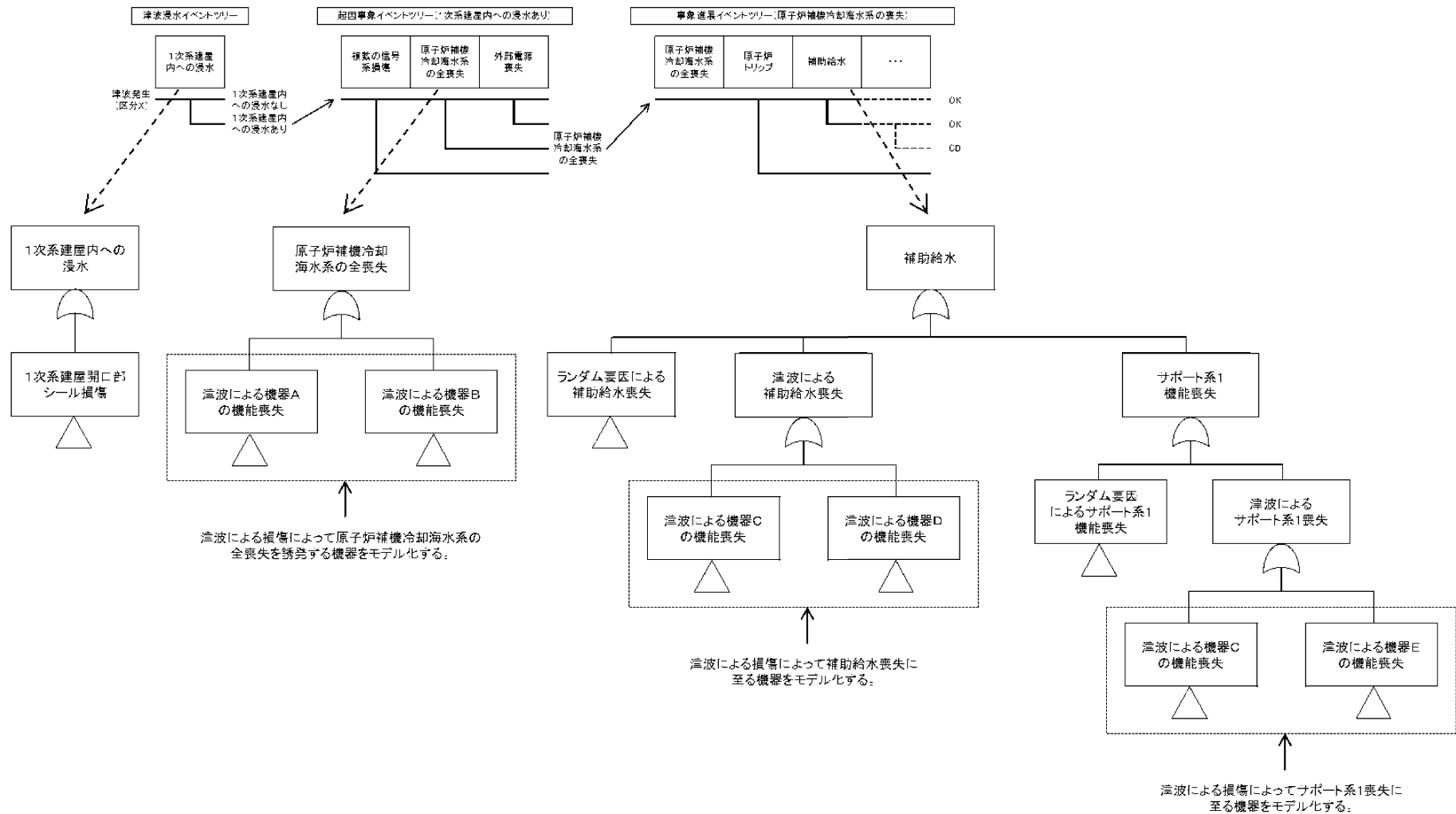
第 3.1.3.2.2.4.2 図 津波浸水イベントツリー

サイト内へ浸水 (1次系建屋内浸水有り)	1次系建屋内で発生する 起回事象	1次系建屋外で発生する 起回事象		評価イベントツリー
	複数の 信号系 損傷	原子炉補機 冷却海水系 の全喪失	外部電源 喪失	
				OK
				事象進展イベントツリー「外部電源喪失」へ
				事象進展イベントツリー「原子炉補機冷却海水系の全喪失」へ
				事象進展イベントツリー「外部電源喪失」へ
				事象進展イベントツリー「複数の信号系損傷」へ

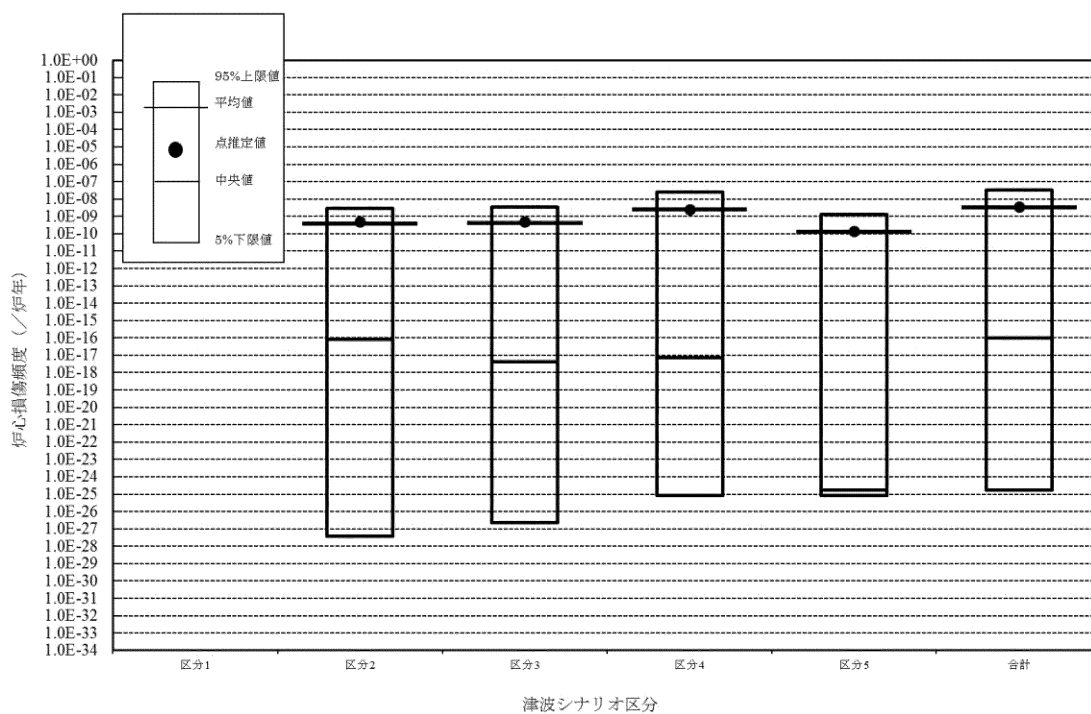
第 3.1.3.2.2.4.3 図 起回事象イベントツリー（1次系建屋内浸水有り）

サイト内へ浸水 (1次系建屋内浸水無し)	1次系建屋内で発生する 起回事象	1次系建屋外で発生する 起回事象		評価イベントツリー
	複数の 信号系 損傷	原子炉補機 冷却海水系 の全喪失	外部電源 喪失	
				OK
				事象進展イベントツリー「外部電源喪失」へ
				事象進展イベントツリー「原子炉補機冷却海水系の全喪失」へ
				事象進展イベントツリー「外部電源喪失」へ

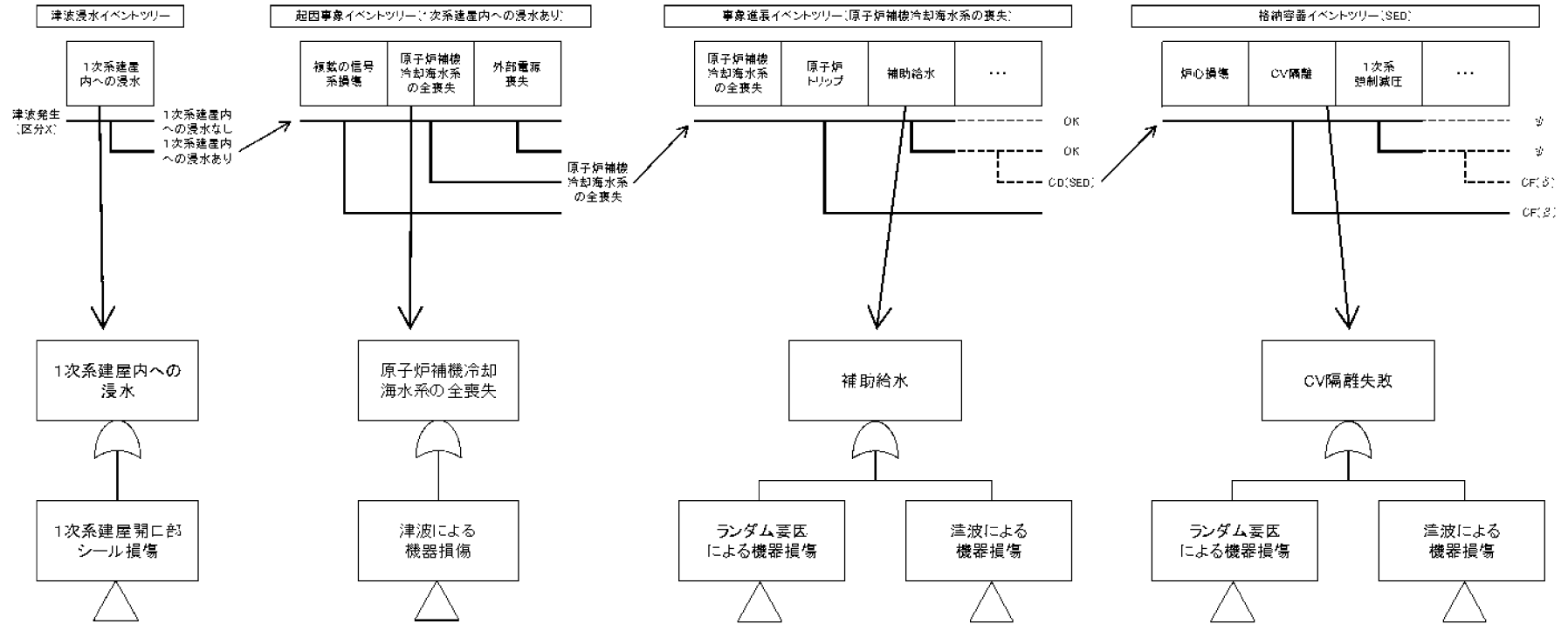
第 3.1.3.2.2.4.4 図 起回事象イベントツリー（1次系建屋内浸水無し）



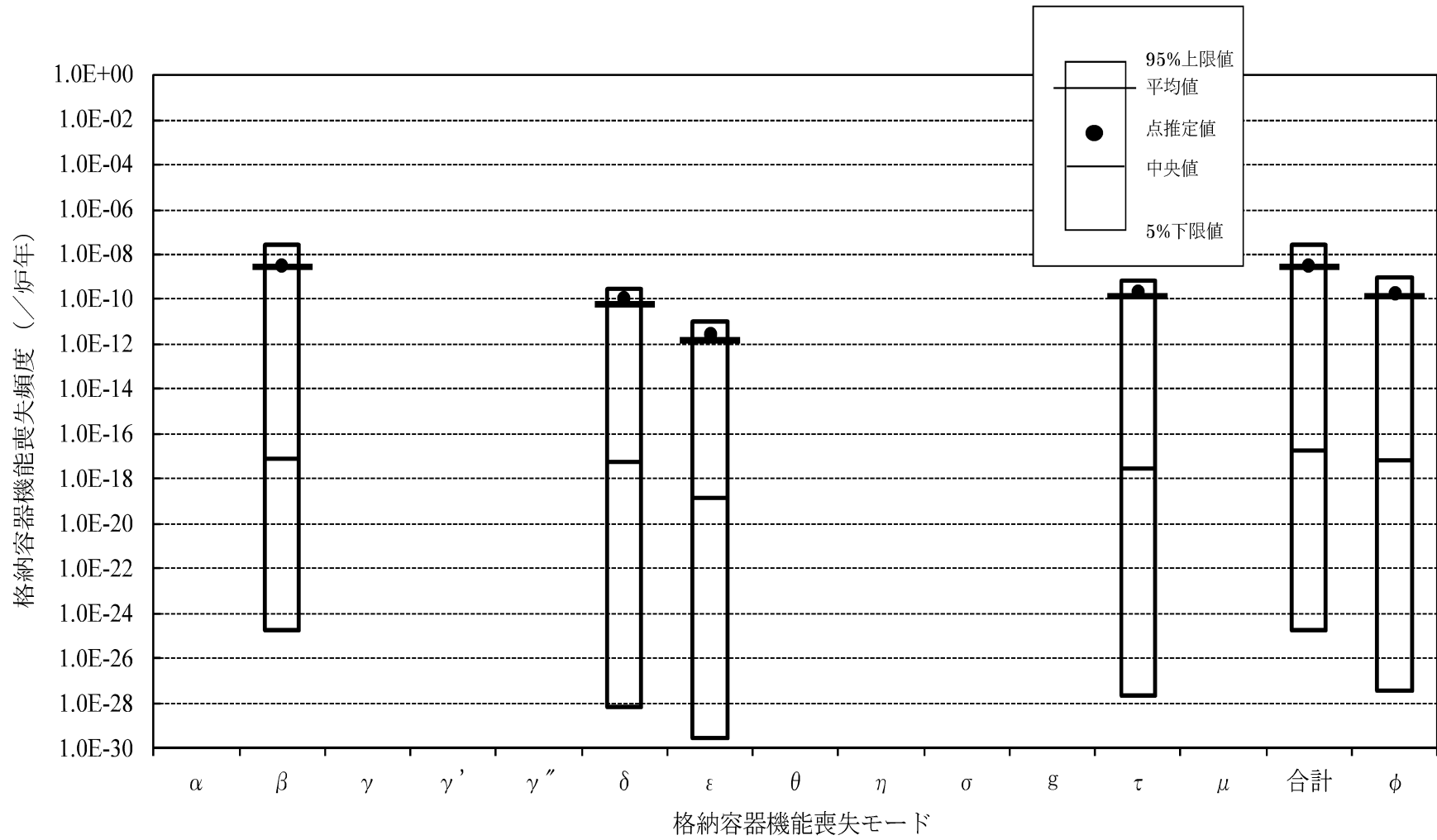
第 3.1.3.2.2.4.8 図 各イベントツリーのヘディングに設定するフォールトツリー



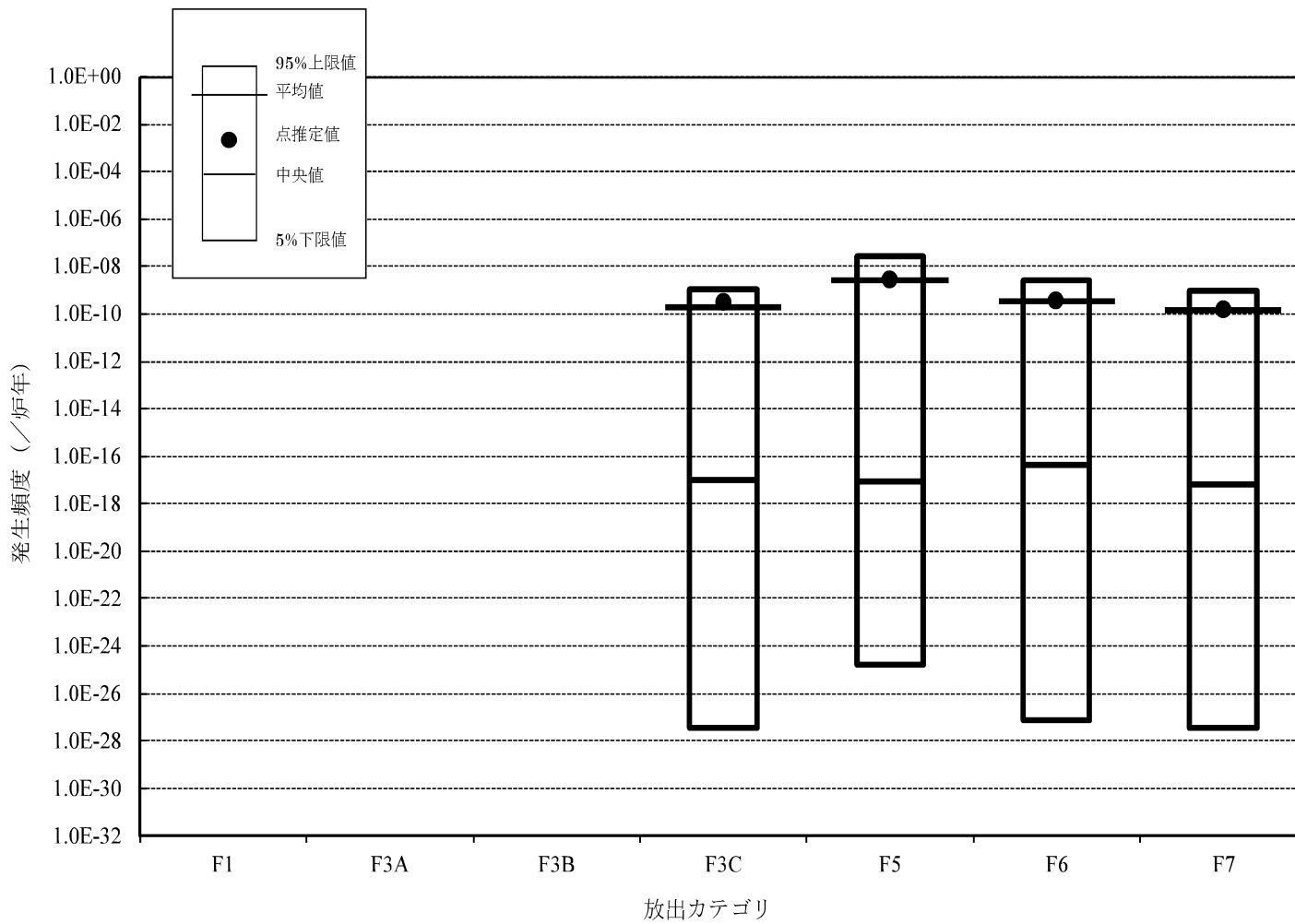
第 3.1.3.2.2.4.9 図 炉心損傷頻度の不確実さ解析結果



第 3.1.3.2.2.5.2 図 津波出力運転時レベル 2 PRAにおけるシステム評価の流れ



第 3.1.3.2.2.5.3 図 格納容器機能喪失頻度の不確実さ解析結果 (格納容器機能喪失モード別)



第 3.1.3.2.2.5.4 図 格納容器機能喪失頻度の不確実さ解析結果 (放出カテゴリ別)

3.1.3.3 被ばく評価

3.1.3.3.1 格納容器健全の場合（炉心損傷後において原子炉格納容器の機能が維持されている場合）

炉心損傷後において原子炉格納容器の機能が維持されている場合について、敷地等境界における実効線量評価を実施した。評価に当たっては、一般社団法人日本原子力学会が発行した「原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル3 P R A編）：2018（以下「レベル3 P R A学会標準」という。）」を参考とした。

(1) ソースタームの設定

「3.1.3.1.1.4(1) 放出カテゴリのソースターム評価」の第3.1.3.1.1.4.4表に示すソースターム評価の結果を使用した。

(2) 気象情報の収集

大気中に放出された放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度の計算に必要な、敷地を代表する気象情報（年間の風向、風速、大気安定度及び降水強度の時間別データ並びに季節ごとの混合層高さのデータ）を調査及び収集し、評価に用いる気象データ及び混合層高さの設定に活用した。

(3) 気象シーケンスの選定

大飯発電所の気象データを基に、年間の種々の気象条件を網羅するように気象シーケンスを選定した。

a. 評価に使用する気象データ

評価に使用する気象データは、大飯発電所における2010年1月～2010年12月の1年間における気象データを使用した。なお、当該データの使用に当たっては、風向風速データが不良標本の棄却検定により、2008年1月～2018年12月（2010年1月～2010年12月を除く）の10年間の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

b. 気象シーケンス

気象シーケンスは、年間8,760時間分の気象データを基に、第3.1.3.3.1.1図に示すとおり1時間ずつ開始点をずらした120

時間分の連続したデータを 1 セットとして作成した 8,760 通りの気象シーケンスを対象に評価を実施した。

(4) 大気拡散及び沈着の評価

大気中に放出された放射性物質の拡散及び地表面への沈着を評価し、放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度を計算した。大気拡散評価及び沈着評価の条件を第 3.1.3.3.1.1 表に示す。

a. 大気拡散評価

大気拡散評価には、気象条件に従い放射性物質の拡散及び沈着の計算ができる MACCS 2 コードを用いた。MACCS 2 コードには、MAAP コードで計算した核種グループ別の炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合を入力するが、MAAP コードが FP 等を 12 の核種グループに分けて計算するのに対して、MACCS 2 コードでは 9 の核種グループに分けて入力するため、第 3.1.3.3.1.2 図に示すとおり再分類して入力している。MACCS 2 コードに入力する核種グループ別の炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合を第 3.1.3.3.1.2 表に示す。

MACCS 2 コードでは、放射性物質の放出形態を考慮してプルームを最大 4 つまで分割することができる。また、拡散モデルはガウスプルームモデルであり、拡散中の放射性崩壊も考慮している。

本評価においては、プルームを 4 つに分割した。また、各プルームの放出期間中に大気安定度が変化する場合は、その瞬間の拡散幅を気象指針に合わせて連続的に変化させるとともに、各プルームの進行方向については、各放出開始時刻の風向に依存せず、評価点に向かって直進する保守的なモデルを使用した。

b. 沈着評価

MACCS 2 コードでは、プルームからの放射性物質の地表面への沈着を考慮した。沈着は、重力等による乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮し、沈着により放射性物質がプルームから除去されるものとした。

(5) 被ばく線量評価

原子炉格納容器内に放出された放射性物質、大気中に放出された放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度を基に、敷地等境界における被ばく線量を評価した。

a. 被ばく経路

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

以上より、被ばく経路は、以下の経路①～⑤を考慮する。

敷地等境界における被ばく線量評価の対象とする被ばく経路を、第3.1.3.3.1.3図及び第3.1.3.3.1.4図に示す。

(a) 被ばく経路① 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉格納容器内及びアニュラス部内に放出された放射性物質から直接的に敷地等境界に到達してくるガンマ線（以下「直接ガンマ線」という。）及び空気中で散乱されて敷地等境界に到達してくるガンマ線（以下「スカイシャインガンマ線」という。）による線量。

(b) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

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

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

大気中に放出され、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（以下「グランドシャインガンマ線」という。）による線量。

(d) 被ばく経路④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく

大気中に放出された放射性物質が拡散して生ずる放射性雲中の放射性物質の吸入摂取による線量。

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

大気中へ放出され、地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による線量。

b. 線量計算

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

被ばく経路①については、原子炉格納容器内及びアニュラス部内の線源強度及び外部遮蔽の条件を基に計算する。原子炉格納容器内の線源強度は、原子炉格納容器内の気相部及び液相部において、それぞれ均一に分布しているものとし、原子炉格納容器からの漏えいによる放射性物質の減少及びアニュラス部への放射性物質の移行を保守的に無視する。アニュラス部内の線源強度は、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした放射性物質が均一に分布しているものとする。また、計算に当たっては、施設の位置、遮蔽構造及び地形条件を適切に模擬し、線源からのガンマ線を評価可能なQADコード及びSCATTERINGコードを使用する。原子炉格納容器内及びアニュラス部内の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく線量の評価条件を第 3.1.3.3.1.3 表に示す。また、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉格納容器内及びアニュラス部内の積算線源強度を第 3.1.3.3.1.4 表に示す。

被ばく経路②から被ばく経路⑤については、大気拡散評価及び沈着評価を基にMACCS2コードを用いて評価する。

被ばく経路④及び被ばく経路⑤の吸入摂取による被ばく線量については、マスクの着用や安定よう素剤の服用は考慮しない。

大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく線量及び地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく線量の評価条件を第 3.1.3.3.1.5 表に示す。

c. 評価結果

炉心損傷後における原子炉格納容器の機能が維持されている場合の敷地等境界における累積出現確率ごとの小児実効線量の評価結果を第 3.1.3.3.1.5 図に示す。

第 3.1.3.3.1.5 図は、気象シーケンスごとに評価した実効線量の結果を、小さい値から順に並べたときの累積出現確率が 5% から 95% の実効線量の幅及び全気象シーケンスの評価結果の平均値を示している。全気象シーケンスの評価結果の平均値は約 13mSv となった。

被ばく経路別の全気象シーケンスの評価結果の平均値を第 3.1.3.3.1.6 表に示す。また、MACCS 2 コードの評価対象核種グループについて、放出放射エネルギー 0.5MeV 換算値及び I-131 等価量（小児実効線量係数換算）を第 3.1.3.3.1.7 表に、放出放射エネルギーの寄与割合の高い上位 5 核種を第 3.1.3.3.1.8 表に示す。

第 3.1.3.3.1.6 表に示すとおり、敷地等境界における実効線量に対して寄与が大きい被ばく経路は、吸入摂取による内部被ばくとなっており、内部被ばくへの寄与が大きいのは、第 3.1.3.3.1.7 表に示すとおり、大気中への放出放射エネルギー（I-131 等価量（小児実効線量係数換算））が大きいよう素類であると考えられる。

敷地等境界における被ばく線量評価では、炉心損傷後、格納容器が健全な場合に防護対策なしで敷地等境界に滞在した際の公衆の個人の被ばく線量を求めているが、実際には公衆に対する早期の防護対策が想定される。合計の実効線量に対して内部被ばくによる寄与が大きく占めることを踏まえると、内部被ばくの要因となるよう素に対する防護対策（屋内退避、安定よう

素剤の服用)を行うことで公衆の実効線量は大幅に低減すると考えられる。なお、屋内退避等の措置をとることで、外部被ばくに対してもさらなる影響低減が期待できる。

(6) 不確実さ解析及び感度解析

炉心損傷後における原子炉格納容器の機能が維持されている場合の敷地等境界における実効線量の不確実さ解析を実施した。また、被ばく線量評価において設定された影響の大きな仮定及び条件に対して感度解析を実施し、被ばく線量への影響を評価した。

a. 不確実さ解析

(a) 不確実さの評価対象パラメータの抽出及び設定

MACCS 2 コードに入力するパラメータのうち、敷地等境界における線量に対して影響が大きく、不確実さがあるパラメータとして、以下のパラメータを抽出した。

- ・ 湿性沈着係数
- ・ 乾性沈着速度
- ・ 呼吸率
- ・ 再浮遊係数

これらのパラメータに対して、第 3.1.3.3.1.9 表に示すとおり、不確実さの幅及び分布を設定した。また、MACCS 2 コードに入力するソースタームについては、「(5)c. 評価結果」に示すとおり、敷地等境界線量の内訳は、クラウド又はグラウンドによる被ばく経路からの線量が大きく占め、よう素の吸入摂取による内部被ばくによるものが大きいことから、ソースターム評価の不確実さについては、「3.1.3.1.1.4(2) 不確実さ解析及び感度解析」と同様、「高浜発電所 3 号機安全性向上評価 (第 1 回) 届出」のソースターム不確実さ解析のデータセットを引用することとし、解析 60 ケースのうち、よう素の放出量が最大、最小となるデータセットを用いる。

(b) 不確実さ解析結果

(a) で設定したパラメータの不確実さの幅及び分布並びにソ

ースターム評価の不確実さ解析結果について、モンテカルロ手法を用いてパラメータの組み合わせを設定し、MACCS 2コードに入力して実効線量の不確実さを評価した。不確実さ解析の結果、全気象シーケンスの評価結果の平均値は最小で約 10mSv、最大で約 25mSv となった。

b. 感度解析

(a) アニュラス空気浄化設備の起動時間に係る感度解析

被ばく線量評価において設定された影響の大きな仮定及び条件として、アニュラス空気浄化設備の起動時間がある。(5)の被ばく線量評価においては事故発生後 60 分後に起動するものとして評価を実施したが、感度解析では起動操作が 20 分遅れた場合を仮定した評価を実施した。感度解析の結果、全気象シーケンスの実効線量の平均値は約 18mSv となった。

(b) 原子炉格納容器貫通部での捕集効果及び風向効果を考慮した影響評価

イ 原子炉格納容器貫通部での捕集効果を考慮した評価条件

粒子状の放射性物質は、原子炉格納容器貫通部での捕集効果を考慮した場合、その放出量は低減する。このため、「3.1.3.1.1.4(2)a.(b)ロ 原子炉格納容器貫通部での捕集効果を考慮した感度解析」のソースターム評価結果を使用することとした。原子炉格納容器貫通部での捕集効果を考慮した場合における大気中への放出放射エネルギーを第 3.1.3.3.1.10 表に示す。

ロ 風向効果を考慮した評価条件

MACCS 2 コードでは、各放出開始時間の風向に依存せず評価点に向かって直進するプルームモデルを用いており、評価点方向に風が吹き続ける保守的な評価となっている。現実的には風向の出現頻度に応じて放射性物質が拡散するため、風向の影響について考慮することとした。

ハ 評価に使用する気象データ

評価に使用する気象データは、「3.1.3.3.2 管理放出が行われている場合」と同様に、大飯発電所における2020年1月～2020年12月の1年間における気象データを使用した。

感度解析の結果を第3.1.3.3.1.12表に示す。全気象シーケンスの実効線量の平均値のうち最大となる方位の線量は約2.0mSvとなった。

3.1.3.3.2 管理放出が行われている場合

炉心損傷後において管理放出が行われている場合について、敷地等境界における実効線量評価を実施した。評価に当たっては、一般社団法人日本原子力学会が発行した「原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル3 P R A編）：2018（以下「レベル3 P R A学会標準」という。）」を参考とした。

(1) ソースタームの設定

ソースタームの設定については参考資料に示す。

(2) 気象情報の収集

気象資料の収集については参考資料に示す。

(3) 気象シーケンスの選定

気象シーケンスの選定については参考資料に示す。

(4) 大気拡散及び沈着の評価

大気拡散及び沈着の評価については参考資料に示す。

(5) 被ばく線量評価

被ばく線量評価の詳細については参考資料に示す。

管理放出が行われている場合の敷地等境界における実効線量の結果を第 3.1.3.3.2.4 図に示す。全気象シーケンスの評価結果の平均値のうち最大となる方位の線量は約 **14mSv** となった。

被ばく経路別の全気象シーケンスの評価結果の平均値を第 3.1.3.3.2.6 表に示す。

敷地等境界における被ばく線量評価では、炉心損傷後、管理放出が行われている場合に防護対策なしで敷地等境界に滞在した際の公衆の個人の被ばく線量を求めているが、実際には公衆に対する早期の防護対策が想定される。合計の実効線量に対する希ガス類のクラウドシャインガンマ線による外部被ばくによる寄与が大きいことを踏まえると、外部被ばくに対する防護対策（屋内退避、避難）を行うことで公衆の実効線量は低減すると考えられる。

(6) 不確かさ解析及び感度解析

不確かさ解析及び感度解析については参考資料に示す。

第 3.1.3.3.1.1 表 大気拡散評価及び沈着評価の条件（格納容器健全）

項目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル (プルームは放出される時間の風向に従って、それ以後直進する)	気象指針 ^(注 1) を参考として、放射性雲は風下方向に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用
気象データ	大飯発電所における1年間の気象データ (2010.1~2010.12)	風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用
混合層高さ	400m	ゾンデ観測法、上限高度 1000m で測定した季節ごとの平均混合層高さのうち最小値 476m（春）を保守的に丸めた値を設定
建屋の投影面積	6,000m ²	設置許可申請書添付書類六に基づいて設定（地上放出のみ考慮）
形状係数	0.5	同上
放出高さ	排気筒放出：35m 地上放出：0m	放出高さについては、設計基準事故時の排気筒有効高さのうち、各方位の最小値を設定
放射性物質の放出源から評価点までの距離	620m	放出源から敷地等境界までの最短距離を設定
乾性沈着速度	0.3cm/s	NUREG/CR-4551Vol.2 ^(注 2) より設定
湿性沈着係数	$\Lambda = a \cdot R^b$ Λ：湿性沈着係数 R：降水強度（mm/h） a： 9.5×10^{-5} 、b：0.8	NUREG/CR-4551Vol.2 ^(注 2) より設定

(注 1) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（原子力安全委員会）

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

第 3.1.3.3.1.2 表 炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合（格納容器健全）
（事故後 7 日間積算）

核種グループ	放出割合
希ガス類	約 8.9×10^{-3}
よう素類	約 1.7×10^{-5}
Cs類	約 3.7×10^{-6}
Te類	約 2.4×10^{-6}
Sr類	約 6.5×10^{-8}
Ru類	約 7.9×10^{-8}
La類	約 8.6×10^{-10}
Ce類	約 6.2×10^{-9}
Ba類	約 9.4×10^{-8}

第 3.1.3.3.1.3 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく線量の評価条件（格納容器健全）

項目	評価条件	選定理由
原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布（原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果は無視する）	事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質はすべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定して設定
アニュラス部内線源強度分布	アニュラス部内に漏えいした放射性物質が均一に分布	アニュラス部が原子炉格納容器外に存在する場合、原子炉格納容器からアニュラス部内に漏えいした放射性物質は、アニュラス部内に均一に分布するものと仮定して設定
原子炉格納容器遮蔽厚さ	ドーム部及び円筒部それぞれの遮蔽厚さを設定 ドーム部：1,000mm 円筒部：1,200mm	設計値に施工誤差を考慮しドーム部 1,000mm、円筒部 1,200mm として設定
アニュラス遮蔽厚さ	アニュラス上部区画：考慮しない アニュラス下部区画：900mm 計算では、施工誤差・5mm を考慮する。	設計値に施工誤差（・5mm）を考慮
空気カーマから全身に対するの線量への換算係数	1Sv/Gy	安全評価指針 ^(注) を参考に設定
線源中心から評価点までの距離	620m	線源中心から敷地等境界までの最短距離を設定
評価点敷地高さ	230m	線源中心から敷地等境界までの距離が最短となる方位の敷地高さを設定

（注）発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（原子力安全委員会）

第 3.1.3.3.1.4 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉格納容器内及びアニュラス部内の積算線源強度（格納容器健全）（7日積算）

代表エネルギー (MeV/dis)	気相部 (MeV)	液相部 (MeV)	アニュラス部内 (MeV)
0.1	1.9×10^{23}	5.3×10^{22}	1.9×10^{19}
0.125	9.5×10^{21}	2.1×10^{22}	1.6×10^{17}
0.225	1.5×10^{23}	2.8×10^{23}	9.9×10^{18}
0.375	3.8×10^{23}	5.5×10^{22}	1.7×10^{18}
0.575	1.5×10^{24}	6.0×10^{23}	7.6×10^{18}
0.85	1.2×10^{24}	5.8×10^{23}	5.0×10^{18}
1.25	5.5×10^{23}	2.2×10^{23}	2.6×10^{18}
1.75	1.3×10^{23}	3.0×10^{22}	1.2×10^{18}
2.25	1.0×10^{23}	1.4×10^{22}	3.9×10^{18}
2.75	7.1×10^{21}	4.1×10^{21}	2.6×10^{17}
3.5	6.8×10^{20}	1.2×10^{21}	2.0×10^{16}
5	6.1×10^{19}	2.4×10^{20}	1.5×10^{15}
7	5.7×10^{10}	5.0×10^{11}	8.9×10^4
9.5	8.7×10^9	7.7×10^{10}	1.3×10^4

第 3.1.3.3.1.5 表 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく線量及び地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく線量の評価条件（格納容器健全）

項目	評価条件	選定理由
マスク着用による低減効果	考慮しない	放射線防護対策を考慮しないものとして設定
安定剤の服用	考慮しない	放射線防護対策を考慮しないものとして設定
呼吸率	$5.972 \times 10^{-5} \text{m}^3/\text{s}$ ($5.16 \text{m}^3/\text{d}$)	ICRP Publication 71 を参照し、小児一日平均の呼吸率を設定
放射性物質の再浮遊	再浮遊による空气中濃度 = 地表面濃度 $\cdot A \cdot e^{-\lambda t}$ $\lambda = \ln 2 / B$ 再浮遊係数 A : $1.0 \times 10^{-5} 1/\text{m}$ 再浮遊係数 B : $1.6 \times 10^7 \text{s}$	NUREG/CR-4551 Vol.2 より設定

第 3.1.3.3.1.6 表 敷地等境界における実効線量の評価結果（格納容器健全）
(全気象シーケンスの平均値)

被ばく経路	実効線量(mSv)
① 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接・スカイシャインガンマ線）	約0.51
② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線）	約0.46
③ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャインガンマ線）	約1.9
④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（吸入摂取）	約10
⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく（再浮遊による吸入摂取）	約0.13
合計	約13

第 3.1.3.3.1.7 表 大気中への放出放射エネルギー (格納容器健全)

核種グループ	放出放射エネルギー (Bq)	
	γ 線エネルギー 0.5MeV換算値	I-131等価量 換算値
Xe類	約 8.2×10^{15} (約 94%)	約 0.0×10^0 (約 0.0%)
I類	約 5.1×10^{14} (約 5.8%)	約 6.5×10^{13} (約 91%)
Cs類	約 1.6×10^{13} (約 0.2%)	約 2.1×10^{12} (約 2.9%)
Te類	約 1.4×10^{13} (約 0.2%)	約 3.6×10^{12} (約 5.1%)
Sr類	約 1.4×10^{12} (約 0.0%)	約 9.9×10^{10} (約 0.1%)
Ru類	約 1.1×10^{12} (約 0.0%)	約 2.5×10^{11} (約 0.4%)
La類	約 7.3×10^{10} (約 0.0%)	約 3.3×10^{10} (約 0.0%)
Ce類	約 1.7×10^{11} (約 0.0%)	約 2.3×10^{11} (約 0.3%)
Ba類	約 2.6×10^{11} (約 0.0%)	約 8.1×10^{10} (約 0.1%)

※括弧内は全放出放射エネルギーに対する割合を示す。

第 3.1.3.3.1.8 表 放出放射エネルギーの寄与割合の高い上位 5 核種 (格納容器健全)

(線量とおおよその相関がある核種ごとの放出放射エネルギーに着目した分析)

分類	γ 線エネルギー0.5MeV換算		I-131等価 小児実効線量係数換算 (内部被ばくに寄与)
	希ガス含む (クラウドシャインガンマ線による外部被ばくに寄与)	希ガス含まない (グラウンドシャインガンマ線による外部被ばくに寄与)	
核種	Xe-133	I-132	I-131
	Xe-135	I-134	I-133
	Kr-88	I-135	Te-132
	I-132	I-133	I-135
	Kr-87	I-131	Cs-134
	・上位 5 位寄与割合：96%程度 ・希ガスの寄与割合：93%程度	・上位 5 位寄与割合：94%程度 ・よう素の寄与割合：同上	・上位 5 位寄与割合：96%程度 ・よう素の寄与割合：90%程度

第 3.1.3.3.1.9 表 不確かさ解析の条件（格納容器健全）

項目	上限値、下限値	分布形	備考
呼吸率	上限値： $9.722 \times 10^{-5} \text{m}^3/\text{s}$ 下限値： $4.167 \times 10^{-5} \text{m}^3/\text{s}$	一様分布	ICRP Publication 71 を参照して設定 上限値は小児呼吸率の最大値（軽度の活動時） 下限値は小児呼吸率の最小値（睡眠時）
湿性沈着係数	$\Lambda = a \cdot R^b$ R：降水強度（mm/h） 比例定数 a 上限値： $1.14 \times 10^{-21}/\text{s}$ 下限値： $2.73 \times 10^{-81}/\text{s}$ 指数部 b：0.664	対数一様分布	NUREG/CR-7155 ^(注) の値を参照して設定
乾性沈着速度	上限値：3cm/s 下限値：0.03cm/s	対数一様分布	NUREG/CR-4551 Vol.2 の値を参照して設定
放射性物質の再浮遊	再浮遊による空气中濃度 ＝地表面濃度・A・ $e^{-\lambda t}$ $\lambda = \ln 2/B$ 再浮遊係数 A 上限値： $1.0 \times 10^{-41}/\text{m}$ 下限値： $1.0 \times 10^{-61}/\text{m}$ 再浮遊係数 B 上限値： $3.1 \times 10^7 \text{s}$ 下限値： $2.6 \times 10^6 \text{s}$	対数一様分布	NUREG/CR-4551 Vol.2 の値を参照して設定

(注) NUREG/CR-7155 “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the Peach Bottom Atomic Power Station”

第 3.1.3.3.1.10 表 原子炉格納容器貫通部での捕集効果を考慮した感度解析における大気中への放出放射エネルギー（格納容器健全）

核種グループ	放出放射エネルギー (Bq)	
	γ 線エネルギー 0.5MeV換算値	I-131等価量 換算値
Xe類	約 8.2×10^{15} (約 94%)	約 0.0×10^0 (約 0.0%)
I類	約 4.9×10^{14} (約 5.7%)	約 6.4×10^{13} (約 99%)
Cs類	約 1.6×10^{12} (約 0.0%)	約 2.1×10^{11} (約 0.3%)
Te類	約 1.4×10^{12} (約 0.0%)	約 3.6×10^{11} (約 0.6%)
Sr類	約 1.4×10^{11} (約 0.0%)	約 9.9×10^9 (約 0.0%)
Ru類	約 1.1×10^{11} (約 0.0%)	約 2.5×10^{10} (約 0.0%)
La類	約 7.3×10^9 (約 0.0%)	約 3.3×10^9 (約 0.0%)
Ce類	約 1.7×10^{10} (約 0.0%)	約 2.3×10^{10} (約 0.0%)
Ba類	約 2.6×10^{10} (約 0.0%)	約 8.1×10^9 (約 0.0%)

※括弧内は全放出放射エネルギーに対する割合を示す。

第 3.1.3.3.1.12 表 敷地等境界における実効線量の評価結果（格納容器健全）
 （原子炉格納容器貫通部での捕集効果及び風向効果を考慮した感度解析）
 （全気象シーケンスの平均値のうち最大となる方位の線量）

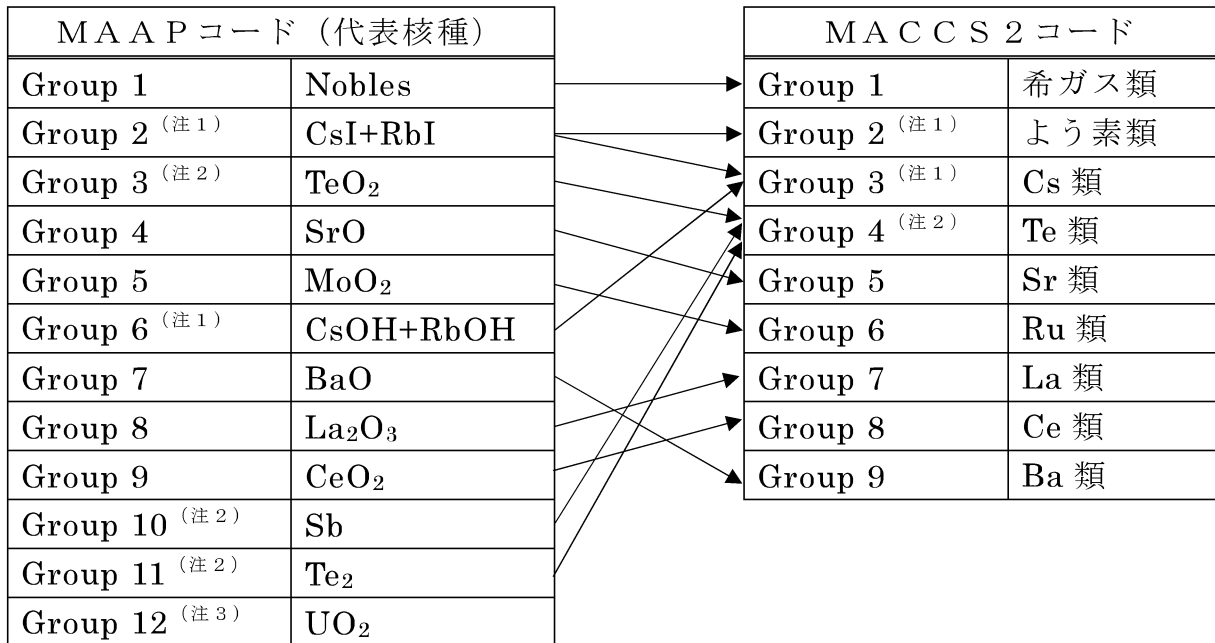
被ばく経路	実効線量(mSv)
① 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接・スカイシャインガンマ線）	約0.51
② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線）	約0.23
③ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャインガンマ線）	約0.088
④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（吸入摂取）	約1.1
⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく（再浮遊による吸入摂取）	約0.014
合 計	約2.0

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

(注1) データの並びは1月1日1時～12月31日24時まで

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

第 3.1.3.3.1.1 図 気象シーケンスの設定

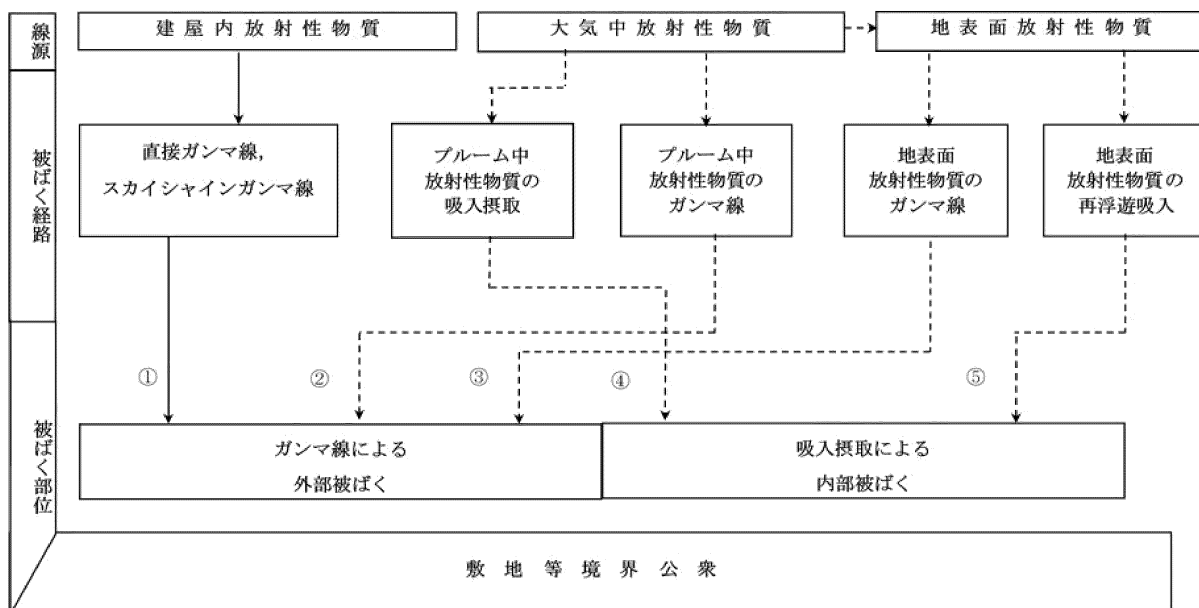


(注1) MACCS2コードの Group2 (よう素類) は、MAAPコードの Group2 (CsI+RbI) の放出割合から求める。また、MACCS2コードの Group3 (Cs 類) は、CsI 及び CsOH で存在すると考えられることから、MAAPコードの Group2 (CsI+RbI) 及び Group6 (CsOH+RbOH) を考慮する。大気中への放出放射エネルギーは、放出割合と炉心内蓄積量の積で求めるが、MAAPコードの Group2 (CsI+RbI) の Cs の放出量は、よう素と Cs 類の物質の比から、よう素と結合する Cs 類の全炉心内蓄積量に対する割合を仮定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

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

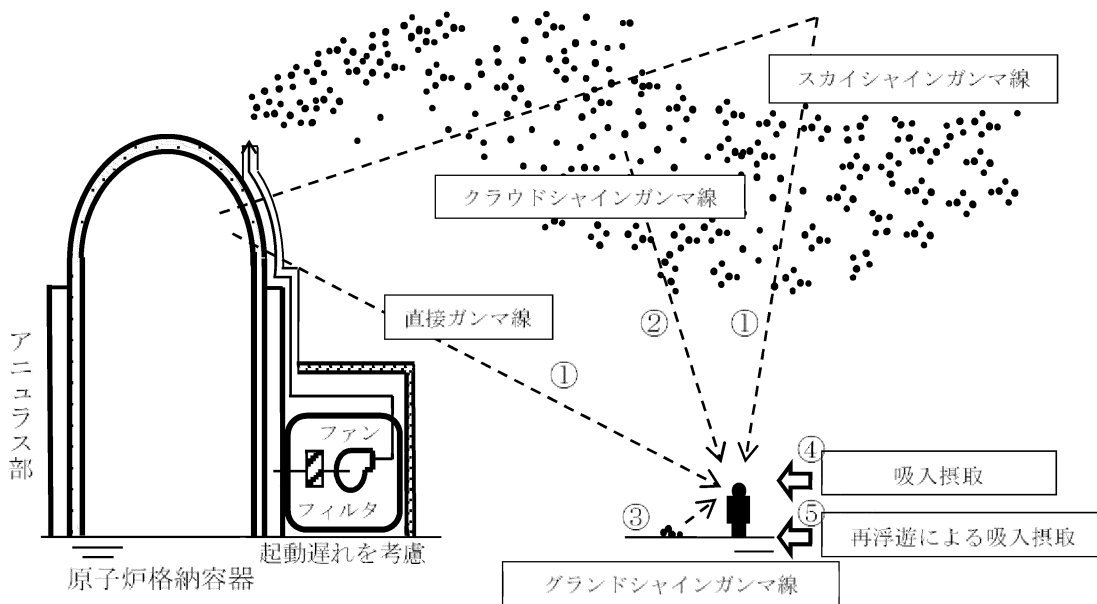
(注3) 線量評価対象の核種ではない。

第 3.1.3.3.1.2 図 MAAPコード及びMACCS2コード核種グループの分類

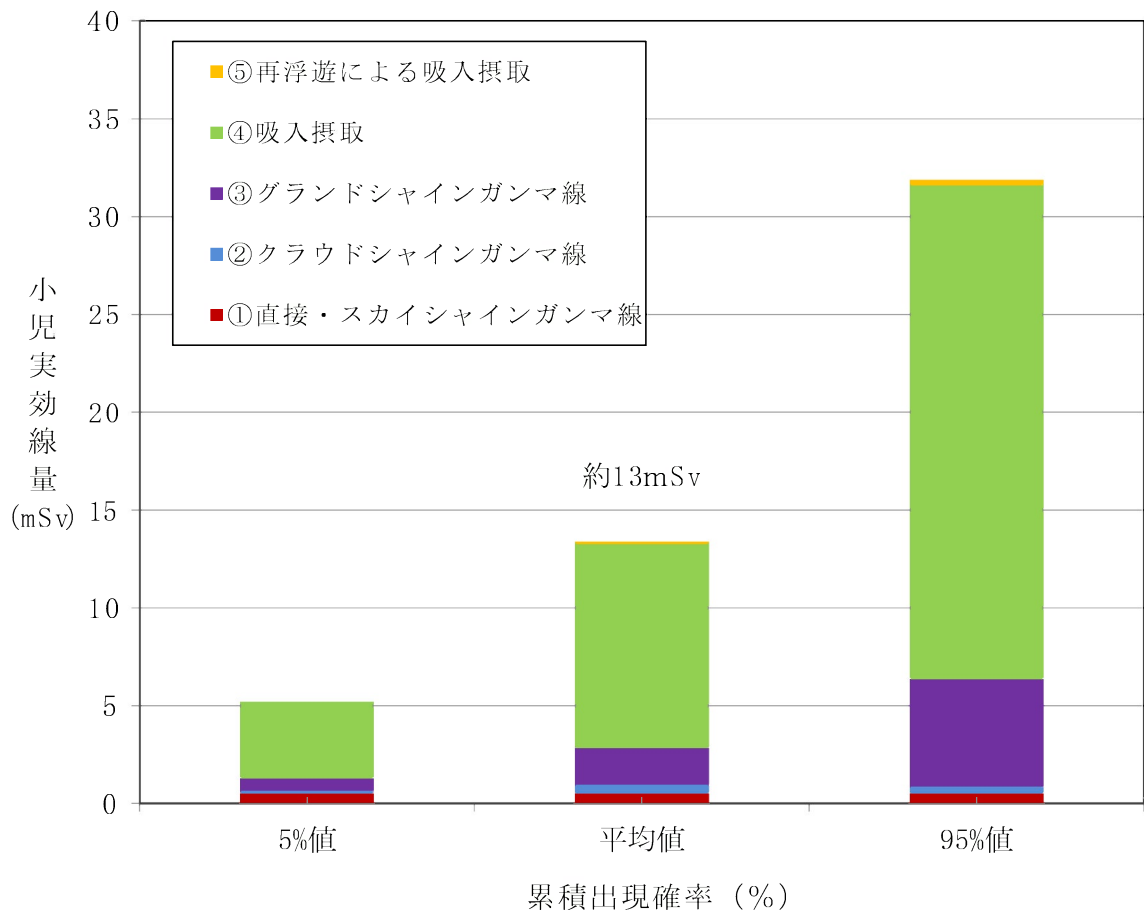


第 3.1.3.3.1.3 図 敷地等境界における公衆の被ばく経路（格納容器健全）

敷地等境界における被ばく	① 原子炉格納容器内及びアニュラス部内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接・スカイシャインガンマ線）
	② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線）
	③ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャインガンマ線）
	④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（吸入摂取）
	⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく（再浮遊による吸入摂取）



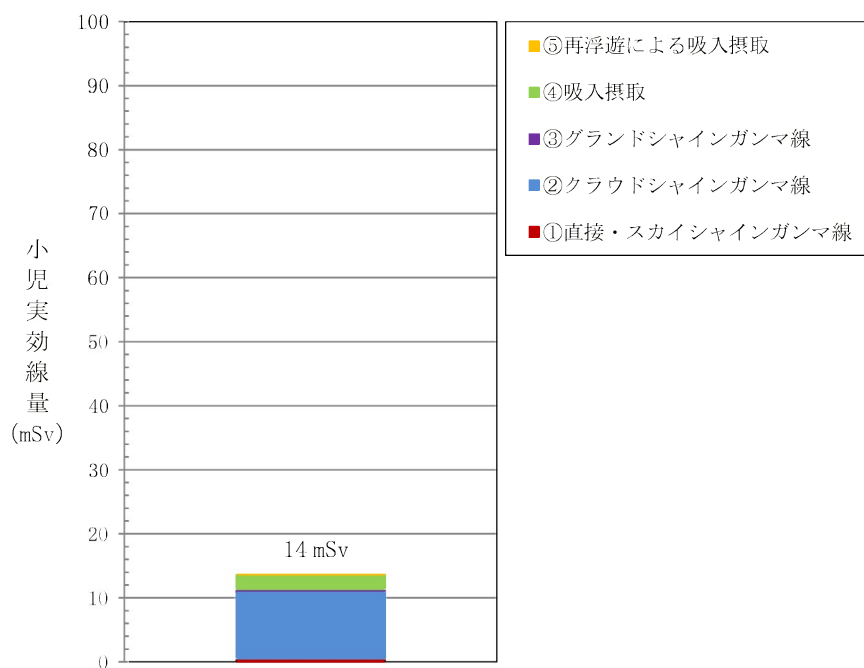
第 3.1.3.3.1.4 図 敷地等境界における被ばく経路イメージ（格納容器健全）



第 3.1.3.3.1.5 図 敷地等境界における実効線量の評価結果 (格納容器健全)

第 3.1.3.3.2.6 表 敷地等境界における実効線量の評価結果（管理放出）
 （全気象シーケンスの平均値のうち最大となる方位の線量）

被ばく経路	実効線量 (mSv)
① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接・スカイシャインガンマ線）	約0.53
② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線）	約11
③ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グラウンドシャインガンマ線）	約0.21
④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（吸入摂取）	約2.3
⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく（再浮遊による吸入摂取）	約0.027
合 計	約14



第 3.1.3.3.2.4 図 敷地等境界における実効線量の評価結果（管理放出）

3.1.3.4 P R Aにより抽出された追加措置

「3.1.3.1 内部事象 P R A（レベル 1， 2）」及び「3.1.3.2 外部事象 P R A（レベル 1， 2）」に示した P R Aの結果から、現状のプラントの安全性を更に向上させることを目的とし、炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る主なシナリオとその要因を分析し、安全性向上のための追加措置を検討した。

具体的な追加措置の検討プロセスを以下に示す。

リスク寄与が大きな事故シーケンスに対する追加措置を優先的に検討するため、現状のプラント状態でのリスク評価値を整理し、事故シーケンスグループごとの C D F 及び各事象（内部事象出力運転時、内部事象停止時、地震出力運転時及び津波出力運転時）の全 C D F に対する割合、並びに格納容器機能喪失モードごとの C F F 及び各事象（内部事象出力運転時、地震出力運転時及び津波出力運転時）の全 C F F に対する割合を分析し、第 3.1.3.4.1 図に示すフローを用いて、追加措置の検討対象とする事故シーケンスグループ及び格納容器機能喪失モードを選定した。この選定にあたっては、一般社団法人 日本原子力学会が発行している「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメント整備及び維持向上に関する実施基準：2019」（以下「S A M標準」という。）を参考とした。なお、事故時の C s - 1 3 7 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度の評価結果から抽出される追加措置は、放射性物質の放出頻度低減のための措置であり、格納容器機能喪失頻度の評価結果から抽出される措置と同じであった。

次に、S A M標準を参考に、追加措置の検討対象として選定された事故シーケンスグループ及び格納容器機能喪失モードに対して、それらを重要度「高」、「中」又は「低」に分類するとともに、分類した重要度に応じて、有効と考えられる追加措置について検討を行った（第 3.1.3.4.1 表及び第 3.1.3.4.2 表参照）。

追加措置の具体的な検討においては、追加措置の検討対象として選定された事故シーケンスグループ及び格納容器機能喪失モードのうち、

リスク寄与の大きい、代表的な事故シナリオに対する追加措置を検討した。なお、検討した追加措置については、F V重要度の上位を参照することで、それらがリスク上重要な事象に対する措置であることを確認している。

3.1.3.4.1 炉心損傷に至る主なシナリオの分析

- (1) 重要度「高」に分類される事故シーケンスグループに対する追加措置の検討

重要度「高」に分類されるものはなかった。

- (2) 重要度「中」に分類される事故シーケンスグループに対する追加措置の検討

重要度「中」に分類されるものはなかった。

- (3) 重要度「低」に分類される事故シーケンスグループに対する追加措置の検討

重要度「低」に分類されたものとしては、内部事象出力運転時P R Aに対する「2次冷却系からの除熱機能喪失」、内部事象停止時P R Aに対する「崩壊熱除去機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」、並びに地震出力運転時P R Aに対する「2次冷却系からの除熱機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」であった。

- ・内部事象出力時P R A「2次冷却系からの除熱機能喪失」

代表的な事故シナリオの分析により、運転員操作の信頼性向上のための追加措置として、運転員を対象とした運転操作訓練の教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

- ・内部事象停止時P R A「崩壊熱除去機能喪失」

代表的な事故シナリオの分析により、追加措置として、「週間リスク情報」の運用の継続を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

- ・内部事象停止時 P R A 「全交流動力電源喪失」

代表的な事故シナリオの分析により、追加措置として、「週間リスク情報」の運用の継続を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

- ・地震出力運転時 P R A 「2次冷却系からの除熱機能喪失」

代表的な事故シナリオの分析により、運転員の2次系除熱機能喪失診断の信頼性向上のための追加措置として、運転員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

- ・地震出力運転時 P R A 「全交流動力電源喪失」

代表的な事故シナリオの分析により、電源系の機能喪失リスクに対する追加措置として、運転員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

3.1.3.4.2 格納容器機能喪失に至る主なシナリオの分析

(1) 重要度「高」となった格納容器機能喪失モードに対する追加措置の検討

重要度が「高」に分類されたものはなかった。

(2) 重要度「中」となった格納容器機能喪失モードに対する追加措置の検討

重要度「中」に分類されたものはなかった。

(3) 重要度「低」となった格納容器機能喪失モードに対する追加措置の検討

重要度が「低」に分類されるものとしては、内部事象出力運転時 P R A に対する「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」、「インターフェースシステム L O C A」、「蒸気発生器伝熱管破損」、

並びに地震出力運転時 P R A に対する「格納容器隔離失敗」、「格納容器過温破損」であった。

- ・ 内部事象出力運転時 P R A 「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」

代表的な事故シナリオの分析により、運転員の操作失敗の追加措置として、運転員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

- ・ 内部事象出力運転時 P R A 「インターフェースシステム L O C A」

代表的な事故シナリオの分析により、運転員の操作失敗の追加措置として、運転員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

- ・ 内部事象出力運転時 P R A 「蒸気発生器伝熱管破損」

代表的な事故シナリオの分析により、運転員の操作失敗の追加措置として、運転員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

- ・ 地震出力運転時 P R A 「格納容器隔離失敗」

代表的な事故シナリオの分析により、格納容器機能維持操作の失敗リスクに対する追加措置として、運転員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検討の詳細については参考資料に示す。

- ・ 地震出力運転時 P R A 「格納容器過温破損」

代表的な事故シナリオの分析により、格納容器機能維持操作の失敗リスクに対する追加措置として、運転員及び緊急時対策要員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用を抽出した。なお、代表事故シナリオの分析による追加措置の検

討の詳細については参考資料に示す。

3.1.3.4.3 P R Aにより抽出された追加措置の整理

各P R Aより抽出された安全性向上のための追加措置としては、教育・訓練の強化による運転員や緊急時対策要員の事故時対応能力の向上が挙げられた。検討した追加措置について整理した結果を第3.1.3.4.3表に示す。

なお、原子力施設の設計や運用に対して、P R Aの結果としてのリスク情報を活用するためには、より現実的な評価に向けた検討、研究の推進などに取組んでいく必要がある。今後もこれらの取組みを継続的に推進していく。

第 3.1.3.4.1 表 事故シーケンスグループごとの C D F (/ 炉年)

事故シーケンスグループ	内部事象 出力運転時	内部事象 停止時	地震	津波
2 次冷却系からの除熱機能喪失	6.1E-07 (50.8%)	9.7E-09 (0.9%)	1.5E-07 (29.2%)	ε
全交流動力電源喪失	8.3E-08 (6.9%)	2.9E-07 (26.4%)	1.7E-07 (33.7%)	3.3E-09 (88.3%)
原子炉補機冷却機能喪失	1.2E-07 (10.2%)	2.6E-09 (0.2%)	6.1E-08 (11.8%)	3.1E-10 (8.1%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	9.1E-09 (0.8%)	1.6E-11 (<0.1%)	2.9E-10 (<0.1%)	ε
原子炉停止機能喪失	2.7E-09 (0.2%)		4.0E-09 (0.8%)	
ECCS 注水機能喪失	2.0E-07 (16.7%)	1.1E-10 (<0.1%)	4.7E-08 (9.2%)	ε
ECCS 再循環機能喪失	2.3E-08 (1.9%)	ε	2.4E-09 (0.5%)	ε
格納容器バイパス	1.6E-07 (12.9%)			
崩壊熱除去機能喪失 (停止時)		6.0E-07 (54.5%)		
原子炉冷却材の流出 (停止時)		1.5E-07 (13.6%)		
反応度の誤投入 (停止時)		9.0E-10 (<0.1%)		
炉心損傷直結事象			7.6E-08 (14.9%)	1.4E-10 (3.6%)
合計	1.2E-06	1.1E-06	5.1E-07	3.7E-09

赤ハッチング：重要度「高」、緑ハッチング：重要度「低」

カッコ内は各事象の合計に占める割合を示す、ε：カットオフより小さい値を示す

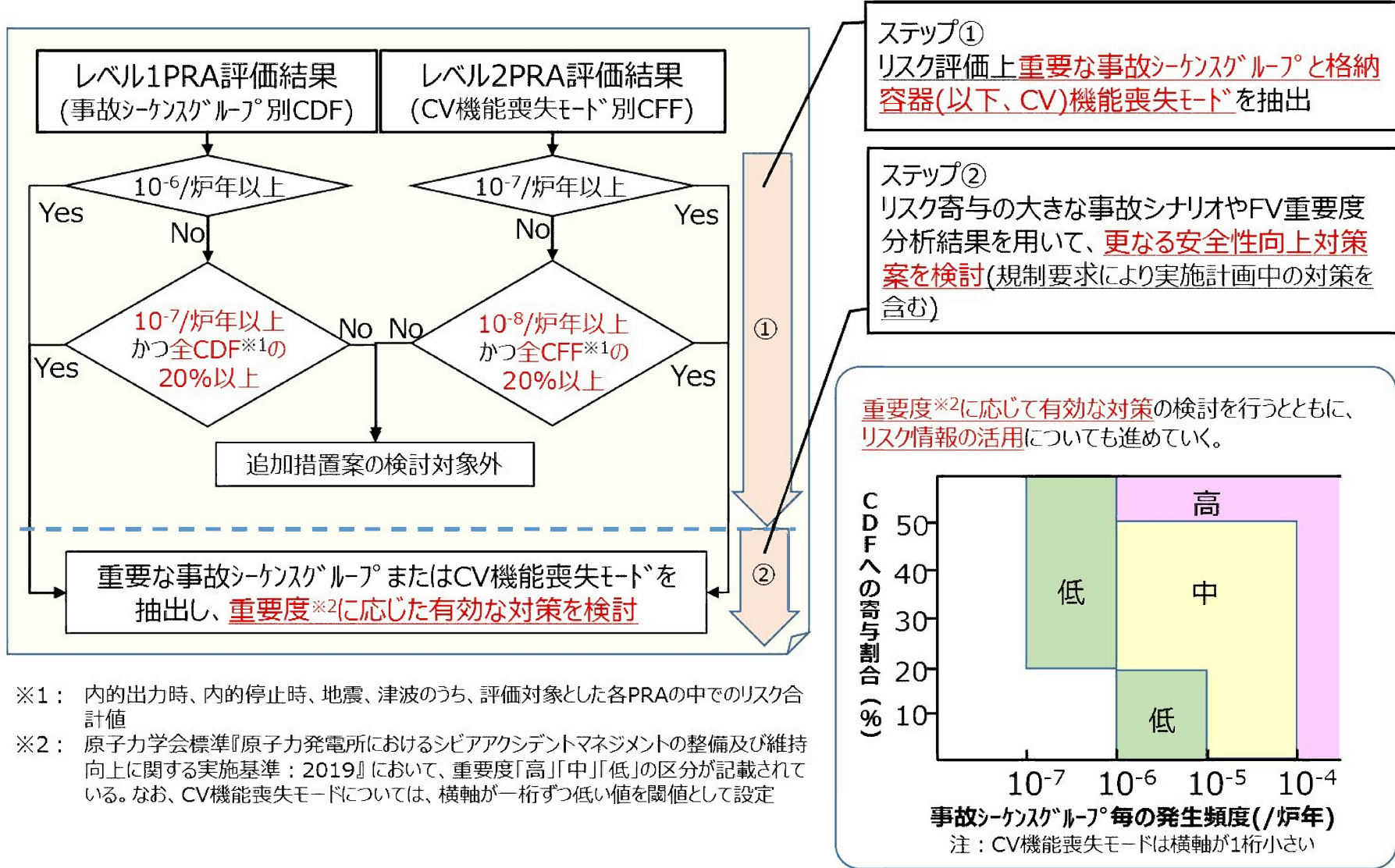
第 3.1.3.4.2 表 格納容器機能喪失モードごとの C F F (/ 炉年)

格納容器機能喪失モード	内部事象 出力運転時	地震	津波
原子炉容器内水蒸気爆発	4.2E-11 (<0.1%)	8.7E-13 (<0.1%)	ε
格納容器隔離失敗	5.5E-08 (17.7%)	9.1E-08 (30.6%)	2.8E-9 (90.1%)
水素燃焼	3.8E-10 (0.1%)	6.4E-11 (<0.1%)	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	6.7E-08 (21.6%)	3.8E-8 (12.9%)	1.0E-10 (3.3%)
ベースマット溶融貫通	2.2E-09 (0.7%)	1.1E-09 (0.4%)	2.3E-12 (<0.1%)
水蒸気蓄積による格納容器先行破損	1.0E-08 (3.2%)	4.7E-10 (0.2%)	ε
原子炉容器外水蒸気爆発	5.2E-10 (0.2%)	8.0E-11 (<0.1%)	ε
格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-12 (<0.1%)	ε	ε
インターフェースシステム L O C A	7.6E-08 (24.5%)		
蒸気発生器伝熱管破損	8.8E-08 (28.4%)	3.1E-08 (10.3%)	ε
格納容器過温破損	9.5E-09 (3.1%)	8.9E-08 (30.0%)	2.0E-10 (6.5%)
格納容器直接接触	4.7E-12 (<0.1%)	ε	ε
地震による格納容器先行機能喪失		4.6E-08 (15.6%)	
合計	3.1E-7	3.0E-7	3.1E-9

赤ハッチング：重要度「高」、黄ハッチング：重要度「中」、緑ハッチング：重要度「低」
カッコ内は各事象の合計に占める割合を示す、ε：カットオフより小さい値を示す

第 3.1.3.4.3 表 P R A により抽出された追加措置

分類	追加措置	期待される効果	左記追加措置が抽出された事象
リスク情報の活用	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転員及び緊急時対策要員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用 (第 3.1.3.4.3 図) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ リスク情報（P R A から得られる重要シナリオやリスク上重要度が高い操作）を活用した教育・訓練を実施することで運転員及び緊急時対策要員の意識を高め、事故対応能力を向上できる。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 内部事象出力運転時レベル 1 P R A 及びレベル 2 P R A ・ 地震出力運転時レベル 1 P R A 及びレベル 2 P R A
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 「週間リスク情報」の運用の継続 (第 3.1.3.4.4 図) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 定期検査中、日々変化する機器の状態に応じた炉心損傷リスクの変動が見える化し、発電所内で広く共有することでリスクに対する意識を高める。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 内部事象停止時レベル 1 P R A



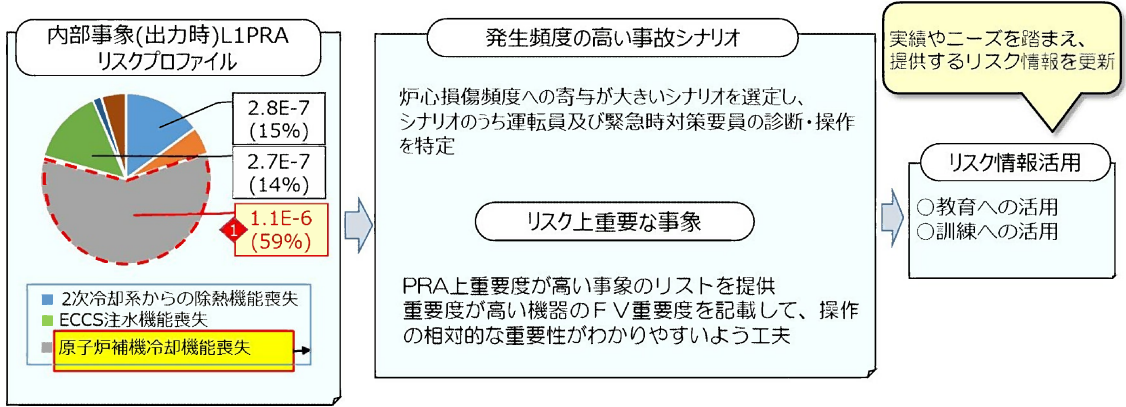
※1： 内的出力時、内的停止時、地震、津波のうち、評価対象とした各PRAの中でのリスク合計値

※2： 原子力学会標準『原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準：2019』において、重要度「高」「中」「低」の区分が記載されている。なお、CV機能喪失モードについては、横軸が一桁ずつ低い値を閾値として設定

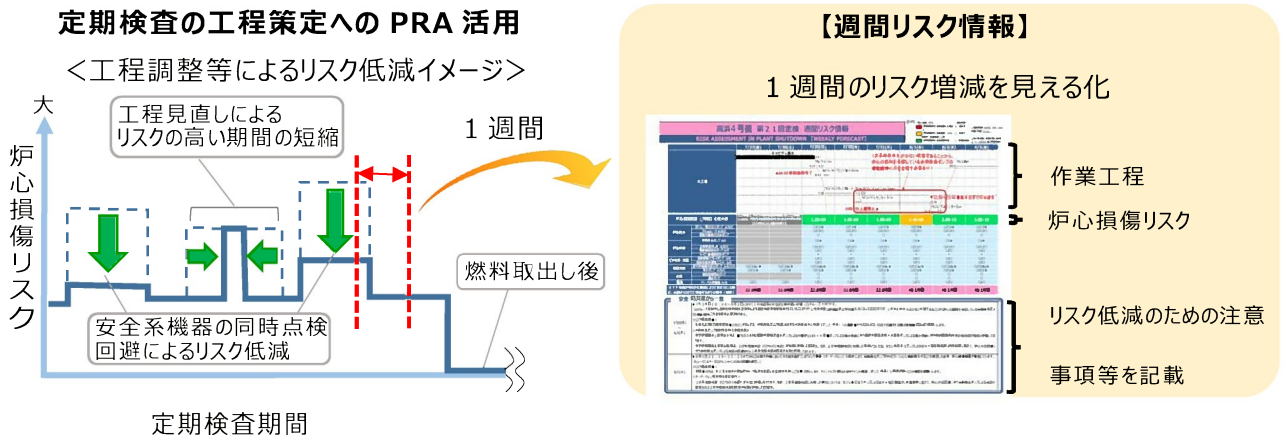
第 3.1.3.4.1 図 追加措置の検討対象選定フロー

**P R A から得られるシナリオや、リスク上重要度が高い操作などを参考とした
運転員及び緊急時対策要員を対象とした教育・訓練へのリスク情報の活用**

< P R A から得られるリスク情報活用の例 >



第 3.1.3.4.3 図 運転員及び緊急時対策要員を対象とした教育・訓練への
リスク情報の活用に係る概要図



第 3.1.3.4.4 図 「週間リスク情報」の運用の概要図

3.1.3.5 P R A改善に向けた取組み方針

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

本届出においては、これまでの海外専門家によるレビュー結果等から得られた成果の反映として、P R Aモデルの高度化（主に起因事象精緻化、人間性信頼性解析最新手法適用、イベントツリー・フォールトツリー精緻化、個別プラント故障率適用）を行うなど、より現実的な評価を目指した取組みを実施しているが、更なる改善に向け、以下の項目を実施する。

- ・国際的な水準に比肩するP R Aモデルの高度化を目指し、継続して海外専門家によるレビュー結果等から得られる成果を反映する。
- ・地震P R Aについては、フラジリティ評価やシステム評価の手法についての課題解決に向けて、炉心損傷に直結するS S Cの損傷時のシナリオの精緻化に取り組んでおり、専門家意見抽出プロセスを構築し、今後パイロット評価を進めていく。

P R A評価手法の改善は、電力共通の課題であることから、これらの取組みについては、電力大研究・原子力リスク研究センター（N R R C）の活用により、より効果的な取組みとなるよう進めていく。

3.1.3.6 過去に公表済みのP R A結果と解析条件の相違について

「3.1.3.1 内部事象P R A（レベル1，2）」に示したP R Aの結果に対し、過去に公表しているP R A結果及び解析条件との相違を検証した。

3.1.3.6.1 内部事象レベル1 P R A

大飯発電所4号機については、これまでアクシデントマネジメント（AM）整備後のP S A、定期安全レビュー（以下「P S R」という。）、新規制基準適合性に係る設置変更許可申請及び初回安全性向上評価届出にてP R Aを実施している。初回安全性向上評価届出書では、初回安全性向上評価届出書に示した出力運転時P R Aの結果に対し、AM整備後、P S R、新規制基準適合性に係る設置変更許可申請のP R A結果及び解析条件との相違を検証している。よって、今回は、「3.1.3.1 内部事象P R A（レベル1，2）」に示した出力運転時P R Aの結果に対し、初回安全性向上評価届出書に示したP R A結果及び解析条件との相違を検証した。

第3.1.3.6.1表に、これまで公表した大飯発電所4号機の内部事象レベル1 P R A結果を示す。

①初回安全性向上評価届出書と②今回安全性向上評価届出書について、以下の解析条件による炉心損傷頻度（以下「C D F」という。）の相違を感度解析にて分析した。

- ・ P R Aモデル高度化
- ・ 機器故障率
- ・ R C Pシャットダウンシール
- ・ 特定重大事故等対処施設

3.1.3.6.1.1 ①初回安全性向上評価届出書と②今回安全性向上評価届出書の比較

②今回安全性向上評価届出書においては、R C Pシャットダウンシール、特定重大事故等対処施設といった対策を考慮している。

機器故障率データについては、②今回安全性向上評価届出書では、電力中央研究所で公開されている「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定（2004年度～2010年度7ヵ年27基データ）（2021年9月）」を事前分布として、大飯3、4号機の2011年度から2019年度までの運転実績を用いたベイズ更新によって算出した機器故障率を使用している。

また、②今回安全性向上評価届出書では、PRAモデルの高度化として、起因事象発生頻度の見直し、プラント情報の更新（As-Is化）、起因事象発生箇所及び起因事象発生前の機器運転状態の対称化を実施している。

これらの相違による影響を感度解析により分析した結果、①と②の差の要因は、すべての相違点による影響であることを確認した。

解析条件、感度解析結果について、以下に示す。

(1) 解析条件

ケース1：①に対してPRAモデル高度化を反映する。

ケース2：①の機器故障率に②の値を適用する。

ケース3：②で考慮しているRCPシャットダウンシールを①で考慮する。

ケース4：ケース1とケース2を考慮する。

ケース5：ケース1とケース3を考慮する。

ケース6：ケース1、ケース2及びケース3を考慮する。

(2) 感度解析結果

感度解析結果を第3.1.3.6.2表に示す。また、①と②の緩和策の比較を第3.1.3.6.3表に示す。なお、緩和策のうち特定重大事故等対処施設については、参考資料に示す。

感度解析の結果、①と②のCDFの差の要因のうち、CDFの増加効果があるのは次の相違によるものであることを確認した。

- ・ 機器故障率

また、①と②のCDFの差の要因のうち、CDFの低減効果があるのは次の3点の相違によるものであることを確認した。

- ・ P R Aモデル高度化
- ・ R C Pシャットダウンシール
- ・ 特定重大事故等対処施設

第 3.1.3.6.1 表 大飯発電所 4 号機の公表済みの内部事象レベル 1 P R A 結果

項目		初回安全性向上評価届出書 (2020 年 4 月)	今回安全性向上評価届出書 (2023 年 2 月)
CDF (/炉年)		1.9×10^{-6}	1.2×10^{-6}
解析 条件	P R A モデル 高度化	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2018 年時点のプラント情報 ・ 機器運転状態は固定 ・ 起回事象発生頻度評価データ：～2017 年 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2020 年時点のプラント情報 ・ 機器運転状態の対称化実施 ・ 起回事象発生頻度評価データ：～2020 年
	機器故障率	プラント固有機器故障率 (29 ヶ年国内一般機器故障率ベース)	プラント固有機器故障率 (新一般故障率 (7 ヶ年) ベース)
	R C P シャット ダウンシール	なし	あり
	特重施設	なし	あり

第 3.1.3.6.2 表 ①初回安全性向上評価届出書と②今回安全性向上評価届出書の P R A 感度解析結果

評価条件		ベースケース	ケース 1	ケース 2	ケース 3	ケース 4	ケース 5	ケース 6
		—	①に高度化を反映	①の機器故障率を②に合わせる	①で R C P シャットダウンシールを考慮	ケース 1 + ケース 2	ケース 1 + ケース 3	ケース 1 + ケース 2 + ケース 3
① ② 間の 相違	P R A モデル高度化	相違あり	同等	相違あり	相違あり	同等	同等	同等
	機器故障率	相違あり	相違あり	同等	相違あり	同等	相違あり	同等
	R C P シャットダウンシール	相違あり	相違あり	相違あり	同等	相違あり	同等	同等
	特重施設	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり
C D F (/ 炉 年)	①初回安全性向上評価届出書	1.9×10^{-6}	1.9×10^{-6}	3.8×10^{-6}	8.7×10^{-7}	3.5×10^{-6}	7.6×10^{-7}	1.4×10^{-6}
	②今回安全性向上評価届出書	1.4×10^{-6}	同左	同左	同左	同左	同左	同左

第 3.1.3.6.3 表 緩和策の比較
 (①初回安全性向上評価届出書(SA対策あり)と
 ②今回安全性向上評価届出書(SA対策あり))

PRA で考慮している緩和策	①	②
	初回安全性向上評価届出書 (SA 対策あり)	今回安全性向上評価届出書 (SA 対策あり)
非常用所内電源	○	○
原子炉トリップ (自動)	○	○
高圧注入	○	○
高圧再循環	○	○
蓄圧注入	○	○
低圧注入	○	○
低圧再循環	○	○
格納容器スプレイ注入	○	○
格納容器スプレイ再循環	○	○
2次系冷却	○	○
主蒸気隔離	○	○
破断 SG 隔離	○	○
充てん注入	○	○
フィードアンドブリード	○	○
1次系注水・減圧 (SGTR 時、破損 SG 隔離失敗時、均圧化から RHR 運転)	○	○
ATWS 時のタービントリップ	○	○
原子炉圧力上昇の抑制	○	○
緊急ほう酸注入	○	○
手動原子炉トリップ	×	×
2次系強制冷却による低圧注入、低圧再循環	○	○
代替再循環 (タイライン方式)	○	○
格納容器内自然対流冷却 (CCW)	○	○
クールダウン&リサーキュレーション	○	○
号期間電源融通	×	×
RHR 隔離	○	○
恒設代替低圧注水ポンプ	○	○
空冷式非常用発電装置	○	○
大容量ポンプ	○	○
高圧再循環 (海水)	○	○
格納容器内自然対流冷却 (海水)	○	○
ATWS 緩和設備/CCF 対策設備	○	○
蓄電池 (第3系統)	×	○
2次系水源補給 (補助給水への代替水源からの供給)	○	○
水源補給による注入継続	×	×
代替給水 (主給水系)	○	○
代替制御用空気供給 (所内用空気系)	○	○
緊急2次系冷却の多様化 (主給水系: ATWS 時)	×	×
タービンバイパス系の活用	×	×
代替補機冷却	×	×
外部電源の復旧	○	○
運転トレン故障時における待機トレンの手動起動 (CCW 系、海水系、空調系)	○	○
CCW 系の負荷制御 (不要負荷切り離し)	○	○
SGTR 時の主蒸気逃がし弁再閉止失敗時の元弁の手動閉止	○	○

	: 設計基準事故対処設備
	: 重大事故等対処設備
	: 多様性拡張設備
	: その他