

3.1.3.1.2 停止時P R A（レベル1）

内部事象停止時レベル1 P R A（以下「停止時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「原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル1 P S A編）：2010」（以下「停止時P S A学会標準」という。）を参考に評価を実施した。

3.1.3.1.2.1 評価に必要な情報の収集及び分析

(1) 発電用原子炉の情報の収集

停止時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を把握するため、以下の本プラントの設計、運転・保守管理の情報をP R Aの目的に応じて調査・収集した。

- ・プラントの設計・運転管理に関する情報（系統図、保安規定、運転手順書等）
- ・停止期間中のプラント状態に関する情報（定期検査工程表等）
- ・炉心損傷頻度の定量化に必要な情報（機器故障率データ等）

本プラントについて収集した情報及び主な情報源を、第3.1.3.1.2.1.1表に示す。

a. 主要な設備の構成・特性

主要な設備の構成・特長については、「3.1.3.1.1.1(1)a. 主要な設備の構成・特性」に示す。

b. 系統間の依存関係

停止時P R Aを実施するにあたり、系統間の依存関係を明確にするための情報を収集した。系統間の依存関係については、「3.1.3.1.2.2(4) システム信頼性の評価」に示す。

c. プラント職員への聞き取り調査等

本評価を実施するにあたり、プラント職員への聞き取り調査等によって以下の事項を調査した。

- ・健全性確認間隔

- ・ 起因事象発生前人的過誤
- d. 個別プラントパラメータ（人的過誤確率、機器故障率）の収集

本PRAを実施するにあたり、「3.1.3.1.2.2(4)システム信頼性の評価」に必要なデータの一部として大飯3号機個別のパラメータを収集した。具体的な対象を以下に示す。

- ・ 「3.1.3.1.2.2(5)b. 機器故障率パラメータの一覧」における機器故障率（大飯4号機個別のデータを含む）
 - ・ 「3.1.3.1.2.2(6) 人的過誤の評価」における人的過誤確率
- (2) プラント状態の分類及び情報

(a) POSの分類

停止時PRAの対象期間である定期検査中は、プラントの停止起動に伴う運転員操作やメンテナンスに伴う1次冷却系の水位操作、機器の待機除外等によりプラント状態が様々に変化する。

プラント状態の変化に伴って、崩壊熱除去に関連する機器の状態やパラメータも変化するため、停止時PRAにおいては、このようなプラント状態（Plant Operational State）（以下「POS」という。）を適切に分類して評価を行う必要がある。

本評価では、停止時PSA学会標準におけるPOSの分類例と同様に、「出力降下開始から定格出力到達まで」の期間を15個のPOSに分類した。

定期検査中のプラント状態は、上述の観点から、以下のとおり分類できる。これらのプラント状態を、状態毎のプラント主要パラメータとともに概要を第3.1.3.1.2.1.1図に示す。

POS1：部分出力運転状態

POS2：高温停止状態（非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロックまで）

POS3：高温停止状態（非常用炉心冷却設備自動作動信

- 号ブロック以降) から余熱除去系運転開始まで
- POS 4 : 余熱除去系による冷却状態① (加圧器安全弁取外しまで)
- POS 5 : 余熱除去系による冷却状態② (加圧器安全弁取外し後のミッドループ運転状態)
- POS 6 : 原子炉キャビティ満水状態① (燃料の取出し時)
- POS 7 : 燃料取出し状態 (燃料が原子炉容器内にない状態)
- POS 8 : 原子炉キャビティ満水状態② (燃料の装荷時)
- POS 9 : 余熱除去系による冷却状態③ (1次冷却系は部分的にドレンされている状態。ミッドループ運転状態)
- POS 10 : 余熱除去系による冷却状態④ (1次冷却系は満水状態)
- POS 11 : 1次冷却系の漏えい試験 (余熱除去系は一時的に隔離される。)
- POS 12 : 余熱除去系による冷却状態⑤ (1次冷却系は満水状態)
- POS 13 : 余熱除去系隔離から高温停止状態 (非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック解除) まで
- POS 14 : 高温停止状態 (非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック解除以降)
- POS 15 : 部分出力運転状態

また、本評価では、これらのPOSのうち定量評価が必要なPOSを絞り込んだ上で評価を実施している。以下に、今回の評価目的と照らし合わせて、定量評価の要否を検討した結果を示す。

イ ECCS作動信号ブロック期間外のPOS (POS 1, 2, 14, 15) の除外

停止時PRAの評価対象期間は、停止時PSA学会標準

に記載されているとおり、内部事象出力運転時レベル1 PRAと比較して特に緩和設備の状態が異なる「ECCS作動信号のブロックからブロック解除まで」としているため、ECCS作動信号ブロック期間外のPOS（POS1,2,14,15）は評価対象外とする。

ロ 燃料取り出し状態、及び原子炉上部キャビティ満水状態のPOS（POS6～8）の除外

POS7については原子炉容器内に燃料がないこと、POS6,8については保有水が原子炉上部キャビティまで満たされているため、余熱除去機能喪失や1次冷却材の系外流出が発生した場合でも炉心露出までの時間余裕が非常に長く、内的事象であれば、この間における機器の復旧やリカバリー操作等は十分に期待できることから、停止時PRAの定量評価の対象外とする。

以上の考え方にに基づき、今回の停止時PRAで定量評価を実施するPOSは、POS3～5及びPOS9～13とした。但し、反応度の誤投入（原子炉起動中にヒューマンエラーにより制御されない異常な希釈が行われる事象）はPOS14のみで発生しうる事象であるため、POS14についても評価対象とした。

(b) 評価対象POSの概要

本評価において評価対象としたPOSについて、以下に概説する。

【POS3：高温停止状態（非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック以降）から余熱除去系運転開始まで】

ECCS作動信号ブロック以降も、タービンバイパス系（あるいは主蒸気逃がし弁）を使用して原子炉の冷却を継続する。1次冷却系が2.7MPa[gage]、177℃以下となれば余熱除去系を使用した冷却に切り替える。2次冷却系で冷却している期間をPOS3とし、余熱除去系の運転開始か

らの期間と区別する。

【P O S 4：余熱除去系による冷却状態①（加圧器安全弁
取外しまで）】

1 次冷却系が 2.7MPa[gage]、177℃以下となれば余熱除去系を起動し 1 次冷却系の冷却を行う。余熱除去系の運転状態として、1 次冷却系の開放状態の観点から、加圧器安全弁取外し完了までを P O S 4 とし、ミッドループ運転状態の期間と区別する。

【P O S 5：余熱除去系による冷却状態②（加圧器安全弁
取外し後のミッドループ運転状態）】

加圧器安全弁を取り外した後、1 次冷却系の酸化運転、原子炉容器上蓋取外し準備等のために、1 次冷却系の水位を原子炉容器ノズルセンター付近まで水抜きを行っている途中の状態、原子炉容器ノズルセンター付近で維持している状態（ミッドループ運転状態）、原子炉容器ノズルセンター付近から原子炉キャビティ満水まで水張りを行っている途中の状態を含む P O S である。1 次冷却材の保有水量が減少している状態にあることから、起因事象により水位がさらに低下すれば余熱除去ポンプのキャビテーションを生じる可能性がある。また、原子炉停止後の経過期間が短く崩壊熱が大きいことから余熱除去系による冷却が停止した場合の炉心損傷までの時間余裕が他の状態に比べて小さいため、停止時 P R A において、特に重要となるプラント状態である。ミッドループ運転の概要図を第 3.1.3.1.2.1.2 図に示す。

【P O S 9：余熱除去系による冷却状態③（ミッドループ
運転状態）】

原子炉容器上蓋取付け等のために 1 次冷却系の水位を原子炉容器ノズルセンター付近まで水抜きを行っている途中の状態、原子炉容器ノズルセンター付近で維持している状

態（ミッドループ運転状態）、原子炉容器ノズルセンター付近から1次冷却系を満水状態まで水張りを行っている途中の状態を含むPOSである。

POS 5と同様に起因事象により水位がさらに低下すれば余熱除去ポンプがキャビテーションを生じる可能性があり、また1次冷却系の保有水量が少なく、POS 5と比較して、崩壊熱は小さくなるものの、炉心損傷までの時間余裕が他の状態に比べて少ないことが特徴である。

【POS 10：余熱除去系による冷却状態④（1次冷却系は満水状態）】

1次冷却系の漏えい試験を実施するに先立って、1次冷却系を満水状態とする。

【POS 11：1次冷却系の漏えい試験（余熱除去系は一時的に隔離される。）】

プラント起動に先立って、1次冷却系の漏えい試験を実施する。1次冷却系の圧力は定格圧力まで加圧されることから、余熱除去系は一時的に隔離される。漏えい試験実施後は再び1次冷却系の減圧を行い、余熱除去系による冷却状態に復帰させる。

【POS 12：余熱除去系による冷却状態⑤（1次冷却系は満水状態）】

余熱除去系による冷却状態に復帰した後、原子炉の起動に先立って原子炉は昇温、昇圧される。177℃以下では余熱除去系を運転しながら昇温を実施する。

【POS 13：余熱除去系隔離から高温停止状態（非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック解除）まで】

1次冷却材温度が177℃に達すると余熱除去系を隔離し、主蒸気逃がし弁を使用しながら、高温停止状態まで原子炉の昇温、昇圧を実施し、非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック解除に至る。

【POS14：高温停止状態（非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック解除以降）】

非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロック解除後の昇温、昇圧状態から高温停止状態を1つのPOSとして分類する。LOCAが生じた場合には非常用炉心冷却設備は自動起動し、燃料の健全性を確保する。

(c) POSに関する情報

本評価におけるPOSの継続時間は、大飯3号機及び大飯4号機の代表的な工程である大飯3号機第17回定期検査（2019年4月～2019年7月）計画工程をベースとし、第3.1.3.1.2.1.2表で想定した工程の影響を加味して設定した。本評価において設定した評価対象定検のPOSの継続時間を第3.1.3.1.2.1.3表に示す。

また、緩和設備の使用可能性を第3.1.3.1.2.1.4表に、定量化対象としたPOSの設定を第3.1.3.1.2.1.5表にまとめる。

3.1.3.1.2.2 炉心損傷頻度評価

(1) 起因事象の選定及び発生頻度の評価

起因事象とは、通常の運転停止状態を妨げる事象であって炉心損傷や格納容器破損へ波及する可能性のある事象のことである。

a. 起因事象の選定

停止時PRAで評価すべき起因事象に見落としがないように以下の手法から選定を行った。各手法から同定した起因事象の候補を第3.1.3.1.2.2.1表に示す。

(a) 国内PWRプラントのトラブル事例のレビュー

国内PWRプラントにおけるトラブル事例について、原子力発電所運転管理年報及び原子力施設情報公開ライブラリ（NUCIA）で公開されているトラブル情報を基に調査した。国内PWRプラントにおいては、余熱除去機能喪

失事象が 1 件発生している。

(b) マスターロジックダイアグラムに基づく分析

マスターロジックダイアグラムに基づき、炉心損傷に至る可能性のある異常事象の要因を分析した。その結果、崩壊熱除去失敗の要因となる事象としては、外部電源喪失、余熱除去機能喪失、原子炉補機冷却機能喪失が抽出された。次に、原子炉冷却材流出の要因となる事象としては、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、オーバードレン、水位維持失敗が抽出された。更に、燃料の過出力事象としては、反応度の誤投入が抽出された。これらの分析結果を第 3.1.3.1.2.2.1 図に示す。

(c) 国内外での既往の P R A による知見の活用

既往の P R A 研究等から、国内外における起因事象に関する評価事例の分析を行い、内部事象停止時 P R A で評価対象とする起因事象の候補として同定した。

- ・ 国内電力共同研究
- ・ NSAC-84
- ・ NUREG/CR-5015
- ・ IPSN, “A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor”
- ・ EDF, “A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300 MWe)”
- ・ NUREG/CR-6144
- ・ EPRI1003113
- ・ EPRI1021176

(d) 内部事象出力運転時 P R A の評価対象事象の分析

内的事象出力時レベル 1 P R A で評価対象とした起因事象が停止時においても発生する可能性について分析し、停止時 P R A で評価対象とする起因事象の候補を同定した。

b. 同定した起因事象の除外

停止時 P S A 学会標準の記載を参考に、停止時 P R A における起因事象の除外判定基準を以下のとおり設定した。また、選定した起因事象に対応する対象 P O S についても明確にした。

- (a) 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象
- (b) P R A の目的、事象進展、期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象
- (c) その他(a)～(b)が適用されない事象で、適切な理由で除外できるものに適用

スクリーニングの検討結果を第 3.1.3.1.2.2.2 表に整理する。

c. 起因事象のグループ化

P O S 毎に選定した起因事象については、単独で炉心損傷頻度の評価を実施することも可能であるが、事象の類似した起因事象をグループ化して評価を実施することも可能である。グループ化は停止時 P S A 学会標準に基づき、以下の項目のいずれかが確認できる事象に対してのみ行った。

- ・プラントの応答、成功基準、事故進展及び炉心損傷に至るまでの時間余裕、並びに必要とされる緩和設備及び緩和操作が類似する起因事象とする。
- ・グループ内の全ての事象が、事故の進展に与える影響の最も大きな事象に包絡される事象。事故シーケンスの定量化に関する詳細な評価を行う場合は、事故の進展に与える影響が同程度の事象のみとする。

以上の考え方にに基づき、評価対象とする起因事象グループとして、以下の事象を選定した。

1. 加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A
 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
 3. オーバードレン
 4. 水位維持失敗
 5. 余熱除去機能喪失
 6. 原子炉補機冷却水系の全喪失
 7. 原子炉補機冷却水系の部分喪失（A or B ヘッダ）
 8. 原子炉補機冷却水系の部分喪失（C ヘッダ）
 9. 原子炉補機冷却海水系の全喪失
 10. 原子炉補機冷却海水系の部分喪失
 11. 外部電源喪失
 12. 安全系直流母線の全喪失
 13. 安全系直流母線の部分喪失
 14. 安全系高圧交流母線の全喪失
 15. 安全系高圧交流母線の部分喪失
 16. 安全系低圧交流母線の全喪失
 17. 安全系低圧交流母線の部分喪失
 18. 制御用空気系の全喪失
 19. 制御用空気系の部分喪失
 20. 主給水流量喪失
 21. 反応度の誤投入
- d. 起因事象発生頻度の評価
- (a) 起因事象発生頻度の評価方法
- 起因事象発生頻度は、以下の考え方で算出する。
- a) プラントの運転経験から得られた起因事象の発生件数と運転期間（国内 P W R プラントの余熱除去運転実績期間）を用いる。
 - b) フォールトツリーによるシステム信頼性解析を用いる。
 - c) 内部事象出力運転時 P R A で算出した発生頻度を適用する。

起因事象毎に上記のいずれかの評価手法を適用し、発生頻度の評価を行った。各起因事象の評価手法の選定理由を以下に述べる。

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失は、a)の手法を用いて発生頻度を算出した。原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失は、配管破断ではなく弁の誤操作などの1次冷却材の流出を対象としている。この事象は、国内において発生実績がないことから、発生件数を0件、余熱除去運転期間 $6.34 \times 10^5(\text{h})$ を使用してベイズ更新を実施した。なお、ベイズ更新に使用した事前分布の詳細は参考資料に示す。

加圧器逃がし弁／安全弁LOCA、オーバードレン、水位維持失敗、余熱除去機能喪失子炉補機冷却水系の部分喪失／全喪失、原子炉補機冷却海水系の部分喪失／全喪失、外部電源喪失（所内）、安全系直流母線の部分喪失／全喪失、安全系高圧交流母線部分喪失／全喪失、安全系低圧交流母線の部分喪失／全喪失、制御用空気系の部分喪失／全喪失、反応度の誤投入は、b)の手法を用いて発生頻度を算出した。これらの起因事象は、起因事象と緩和系の従属性を適切に評価する必要があることや、供用期間が短い等の理由により過大な発生頻度となること等の理由から、システム信頼性解析で発生頻度を評価するのが適切と判断した。

外部電源喪失（所外）、主給水流量喪失は、出力運転時と同じ条件で起因事象が発生すると考えられるため、c)の手法を用いている。

e. POS毎の起因事象発生確率の評価結果

上述した各起因事象の発生頻度に、POS毎の継続時間を乗じることでプラント状態別の起因事象発生確率を算出した。評価結果を第3.1.3.1.2.2.3表にまとめる。

(2) 成功基準の設定

既往のPRAや熱水力解析結果を反映し、炉心損傷を防止す

るために必要な緩和設備又は緩和操作の組合せや、緩和設備や緩和操作がその機能を達成するために必要な条件を定めた。

a. 炉心損傷判定条件

(a) 余熱除去冷却期間

- ・炉心損傷判定条件である有効燃料長頂部が露出した状態とする。

(b) 蒸気発生器による冷却期間

- ・事故時に、炉心冷却に必要な安全機能が不十分であることによって、炉心の一部の燃料被覆管表面温度が1200℃を超えると評価される状態とする。

(c) 反応度制御

- ・反応度の誤投入時については、崩壊熱除去機能が喪失する事象と異なるため、臨界に達した状態を炉心損傷判定条件とする。(本評価では反応度の誤投入により臨界に達した後の緩和策に期待しないため、保守的に上記のように設定する。)

b. 起因事象ごとの成功基準の一覧表

(a) 安全機能の同定

蒸気発生器による冷却期間中（POS3、11、13）の安全機能については、内部事象出力運転時PRAと同様である。その他の期間における安全機能を以下のとおり同定した。

1. 炉心冷却（崩壊熱除去及びヒートシンクの確保）

- (1) 余熱除去冷却
- (2) 2次系からの冷却
- (3) 格納容器スプレイ系
- (4) 格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却

2. 原子炉冷却材インベントリの確保

- (1) 高圧注入

- (2) 充てん注入
- (3) 低圧注入
- (4) 代替低圧注入
- (5) 重力注入
- (6) 代替再循環

3. 反応度制御

(1) 純水注入停止

P O S 毎・起因事象毎に、同定した安全機能に対して成功基準を設定した。停止時 P R A において必要となる安全機能を満たす系統数及び余裕時間は、成功基準解析等の結果に基づき設定した。起因事象別の成功シーケンス及び成功基準を整理したものについて、停止時 P R A において、特に重要となるプラント状態である P O S 5 を例に第 3.1.3.1.2.2.4 表～第 3.1.3.1.2.2.9 表に示す。なお、第 3.1.3.1.2.2.4 表～第 3.1.3.1.2.2.9 表は参考資料に示す。

c. 使命時間

緩和設備が要求される安全機能を果たすために必要な運転継続期間である使命時間については、各緩和設備の「安定したプラント停止状態をもたらす時間又は必要な安全機能を果たすことができる時間」及び「手段の多様性の確保に必要な時間」を検討した上で、24 時間を設定した。

d. 熱水力解析等の解析結果及び解析コードの妥当性

「3.1.3.1.1.2(2)d. 熱水力解析等の解析結果及び解析コードの妥当性」に同じ。

(3) 事故シーケンスの分析

事故シーケンスとは、炉心損傷等に至るまでの、起因事象の発生及び各種安全機能喪失の組合せのことである。事故シーケンスの分析の目的は、選定した起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能および安全機能を達成するために必要な緩和設備や緩和操作を検討して、炉心損傷に至る事故

シーケンスを展開することである。

本分析では、事故シーケンスを網羅的に展開するために体系的な分析と定量化が可能である手法としてイベントツリー法（小イベントツリー／大フォールトツリー手法）を用いる。

a. イベントツリー

(a) ヘディングの設定

安全機能および成功基準の同定に基づいてイベントツリーのヘディングを設定した。ここでは、事故シーケンスの論理展開を明確かつ簡潔に提示するため、事象の進展や機能上の相互関係を考慮して、可能な限り事象進展に従いヘディングの順番を決めている。

(b) 事故シーケンスの展開

ヘディングにおける分岐の有無を、関連するすべての緩和設備の状態を考慮して決定し、事故シーケンスを網羅的に展開した。事故シーケンスの展開に際しては、起因事象と緩和設備の従属性や、緩和設備間の従属性を考慮している。

(c) 事故シーケンスの最終状態の分類

展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷状態または成功状態のいずれかに分類し、炉心損傷に至る事故シーケンスについては、「事故シーケンスグループ」に分類した。

イ POS 3,1 1,1 3における事故シーケンスグループ

グループ 1：2次冷却系からの除熱機能喪失

起因事象発生時に補助給水機能が喪失する事故シーケンスや、破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シーケンス等、PWRの特徴である蒸気発生器を使用した除熱に失敗する事故シーケンス。

グループ 2：全交流動力電源喪失

外部電源の喪失と同時に、サポート系である非常所用内交流電源が喪失する事故シーケンス。

グループ 3：原子炉補機冷却機能喪失

起因事象の発生と同時に E C C S 等の緩和機能のサポート系である原子炉補機冷却水系や原子炉補機冷却海水系が喪失する事故シーケンス。

グループ 4：原子炉格納容器の除熱機能喪失

L O C A 事象の発生後に、格納容器スプレイ注入、又は格納容器スプレイ再循環に失敗する事故シーケンス。

グループ 5：E C C S 注水機能喪失

L O C A 事象が発生し、蓄圧注入、高圧注入又は低圧注入による E C C S 注水に失敗する事故シーケンス。

グループ 6：E C C S 再循環機能喪失

L O C A 事象の発生時に短期の 1 次系保有水の回復に成功した後に、低圧再循環または高圧再循環による E C C S 再循環に失敗する事故シーケンス。

ロ P O S 4, 5, 9, 1 0, 1 2, 1 4 における事故シーケンス
グループ

グループ 1：崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

運転中の余熱除去系又はそのサポート系の故障等によって崩壊熱除去機能が喪失する事故シーケンス。

グループ 2：全交流動力電源喪失

外部電源の喪失と同時に、サポート系である非常用所内交流電源が喪失する事故シーケンス。

グループ 3：原子炉冷却材の流出

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出する事故シーケンス。

グループ 4：反応度の誤投入

ほう素希釈運転中の化学体積制御系の弁の誤作動等によって反応度が投入される事故シーケンス。

P O S 3, 1 1, 1 3における各起因事象のイベントツリーは、内部事象出力運転時P R Aのイベントツリーからヘディング「原子炉トリップ」を除いたものである。P O S 4, 5, 9, 1 0, 1 2, 1 4における各起因事象のイベントツリーを第 3.1.3.1.2.2.2 図～第 3.1.3.1.2.2.13 図に示す。なお、第 3.1.3.1.2.2.2 図～第 3.1.3.1.2.2.13 図は参考資料に示す。

(4) システム信頼性の評価

事故シーケンスの発生頻度を推定するには、展開したイベントツリーの各分岐に対して成功・失敗確率を決める必要がある。この各分岐点における緩和システムの成功・失敗確率を決めるために、システム信頼性解析にはフォールトツリー法を用いる。本項目では、前項で抽出されたイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系と、それを適切に運転するために必要となるサポート系について、フォールトツリーを構築し定量化を実施した。

a. 評価対象としたシステムとその説明

評価対象としたシステムの一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。緩和設備の機能を阻害する人的過誤については「(6) 人的過誤の評価」に示す。

評価においては、フロントライン系及びサポート系同士の間から従属性を適切にモデル化するため、それぞれのシステム間に対して従属性マトリックスを作成し、それに基づいたモデル化を実施した。それぞれのシステム間の従属性マトリックスの例として、高圧注入系（注入時）の従属性マトリックスを第 3.1.3.1.2.2.10 表に示す。また、フロントライン系同士の共用機器の従属性マトリックス例を第 3.1.3.1.2.2.11 表に示す。

す。

評価対象システムの一覧を以下に示す。

1. 電源系
2. 信号系
3. 制御回路
4. 制御用空気系
5. 換気空調系
6. 原子炉補機冷却海水系
7. 原子炉補機冷却水系
8. 燃料取替用水系
9. 充てん系
10. 高圧注入系（注入時）
11. 高圧注入系（再循環時）
12. 蓄圧注入系
13. 余熱除去系
14. 低圧注入系（注入時）
15. 低圧注入系（再循環時）
16. 格納容器スプレイ系（注入時）
17. 格納容器スプレイ系（再循環時）
18. 補助給水系
19. 恒設代替低圧注水ポンプ
20. 代替再循環
21. 重力注入
22. 加圧器逃がし弁強制開
23. 2次系強制冷却
24. 格納容器内自然対流冷却（原子炉補機冷却水系）
25. 格納容器内自然対流冷却（原子炉補機冷却海水系）
26. 大容量ポンプの確立
27. 主給水系
28. 交流電源の復旧

29. 空冷式非常用発電装置／不要直流負荷切離し

30. 純水注入停止操作

31. 1次冷却材ポンプ封水LOCA

32. 加圧器逃がし弁／安全弁LOCA

b. システム信頼性評価

「3.1.3.1.1.2(4)b. システム信頼性評価」に同じ。

c. システム信頼性評価の結果

同じシステムであっても、起因事象やPOSによって、必要となる機器の台数等、成功基準が異なる場合がある。そのような場合は、それぞれに対応したフォールトツリーを作成し、非信頼度を評価している。システム信頼性評価結果として、高圧注入系（注入時）における非信頼度の評価例を第3.1.3.1.2.2.12表に示す。

(5) 信頼性パラメータの設定

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化のために必要となる機器故障率、共通原因故障パラメータ、及び試験又は保守作業による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備した。

a. 非信頼度を構成する要素と評価式

非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通原因故障パラメータ、及び試験又は保守作業による待機除外データ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。

(a) 状態変更失敗確率

「3.1.3.1.1.2(5)a.(a) 状態変更失敗確率」に同じ。

(b) 機能維持失敗確率

「3.1.3.1.1.2(5)a.(b) 機能維持失敗確率」に同じ。

(c) 待機除外確率

定期検査期間中には、出力運転時と異なり、検査・保守を実施するために系統や機器を待機除外とする期間がある。

この期間は定期検査によって変わり得るが、本評価では大飯 3 号機及び大飯 4 号機の代表的な工程である大飯 3 号機第 17 回定期検査計画工程を参考に、各 P O S に対する待機状態を設定した。

(d) その他の非信頼度

「3.1.3.1.1.2(5)a.(e) その他の非信頼度」に同じ。

b. 機器故障率パラメータの一覧

「3.1.3.1.1.2(5)b. 機器故障率パラメータの一覧」に同じ。

c. 機器復旧の取扱い方法及び機器復旧失敗確率

「3.1.3.1.1.2(5)c. 機器復旧の取扱い方法及び機器復旧失敗確率」に同じ。

d. 共通原因故障の評価方法と共通原因故障パラメータ

「3.1.3.1.1.2(5)d. 共通原因故障の評価方法と共通原因故障パラメータ」に同じ。

(6) 人的過誤の評価

「3.1.3.1.1.2(6) 人的過誤の評価」に同じ。

(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

前記の種々の作業は、事故シーケンスの発生頻度を求める定量化作業に集約される。起因事象や展開したイベントツリー、フォールトツリーの各基事象に対し数値（起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等）を入力して事故シーケンス発生頻度を計算する。

事故シーケンスの定量化は解析コードである RiskSpectrum®を使用した。RiskSpectrum®は国内外で使用実績のある計算コードであり、検証性に問題はない。

また、停止時 P R A における炉心損傷頻度は、分類された各 P O S の炉心損傷確率を合算することによって 1 回の停止当たりの炉心損傷確率を算出しており、1 回の停止は通常時約 1 年に 1 回行われるため、算出した炉心損傷確率を年当た

りの炉心損傷頻度（／炉年）とみなす。

b. 炉心損傷頻度の定量化

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 1.2×10^{-6} （／炉年）となった。起因事象別・P O S 別の炉心損傷頻度の炉心損傷頻度を第 3.1.3.1.2.2.13 表、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度を第 3.1.3.1.2.2.14 表に示す。なお、第 3.1.3.1.2.2.13 表は参考資料に示す。

(a) 起因事象別炉心損傷頻度

全炉心損傷頻度に占める上位の起因事象については、参考資料に示す。

(b) P O S 別炉心損傷頻度

P O S 別炉心損傷頻度の結果及び結果の考察については参考資料に示す。

(c) 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

第 3.1.3.1.2.2.14 表に示すとおり、全炉心損傷頻度に占める各事故シーケンスグループの寄与は、崩壊熱除去機能喪失が大部分を占める結果になった。

c. 重要度解析

炉心損傷頻度に有意な寄与を持つ機器故障及び人的過誤等を対象に、Fussell-Vesely（F V）重要度及びリスク増加価値（R A W）を算出した。F V 重要度と R A W の定義については、「3.1.3.1.1.2(7)c. 重要度解析」に示す。

(a) F V 重要度評価結果

F V 重要度評価結果を第 3.1.3.1.2.2.15 表に示す。なお、第 3.1.3.1.2.2.15 表及び上位結果の内容と影響については参考資料に示す。

(b) R A W 評価結果

R A W 評価結果を第 3.1.3.1.2.2.16 表に示す。なお、第 3.1.3.1.2.2.16 表及び結果の考察については参考資料に示す。

d. 不確実さ解析

(a) 炉心損傷頻度の不確実さ解析の実施

「3.1.3.1.1.2(7)d.(a) 炉心損傷頻度の不確実さ解析の実施」に同じ。

(b) 不確実さ解析結果

事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度の不確実さ解析の結果を第 3.1.3.1.2.2.17 表及び第 3.1.3.1.2.2.14 図に示す。全炉心損傷頻度のエラーファクタ (E F) は 2.3 となった。

e. 感度解析

以下の 2 項目について感度解析を実施する。

(a) シビアアクシデント対策を無効にした感度解析

(b) 新設シビアアクシデント対策を無効にした感度解析

(a) シビアアクシデント対策を無効にした感度解析

イ 解析条件

シビアアクシデント対策（以下「S A 対策」という。）によるリスク低減効果を把握することを目的として、S A 対策を無効にした感度解析を実施し、ベースケースと比較する。

本感度解析における S A 対策の条件を第 3.1.3.1.2.2.18 表に示す。

ロ 感度解析結果

感度解析結果について、起因事象別炉心損傷頻度の結果を第 3.1.3.1.2.2.19 表に、事故シーケンスグループ別の結果を第 3.1.3.1.2.2.15 図に示す。なお、第 3.1.3.1.2.2.19 表については参考資料に示す。本感度解析の全炉心損傷頻度は 7.8×10^{-4} (／炉年) であり、ベースケース (1.2×10^{-6} (／炉年)) と比較すると、S A 対策の追加により 9 割以上のリスク低減効果があることを確認できた。なお、S A 対策なしの評価にて最も寄与が大きい「原子炉冷却材の流出」に対しては、フィードアンドブリード等の S A 対策により、炉心損傷頻度が低減する

ことを確認した。

(b) 新設シビアアクシデント対策を無効にした感度解析

イ 解析条件

新規規制基準対応を踏まえて新たに追設されたシビアアクシデント対策（以下「新設 S A 対策」という。）によるリスク低減効果を把握し、その有効性を確認するため、以下の新設 S A 対策を無効にした感度解析を実施し、ベースケースと比較する。

- ・ 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

本感度解析における S A 対策の条件を第 3.1.3.1.2.2.18 表に示す。

ロ 感度解析結果

感度解析結果を第 3.1.3.1.2.2.19 表に示す。なお、第 3.1.3.1.2.2.19 表については参考資料に示す。本感度解析の全炉心損傷頻度は、 1.6×10^{-5} （／炉年）である。S A 対策有りのベースケースの全炉心損傷頻度は 1.2×10^{-6} （／炉年）であり、新設 S A 対策の追加によって約 9 割のリスク低減効果を確認できた。

第 3.1.3.1.2.1.1 表 停止時 P R A 実施のために収集した情報及び主な情報源（1 / 3）

PRA の評価作業		情報	主な情報源
1. プラントの設計・運転管理の把握	プラント情報の調査	PRA 実施に関わる全体的な情報	1) 原子炉設置許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 系統図集 4) 単線結線図 5) 展開接続図(EWD) 6) ファンクショナルダイヤグラム 7) 計装ブロック図 8) プラント機器配置図 ・ 機器配置図 ・ 電気盤配置図 9) 系統設計仕様書 ・ 系統説明書 ・ 容量根拠書 10) 機器設計仕様書 11) 保安規定 12) 運転手順書
		プラント停止期間をプラントの状態が類似した期間ごとに分類するための情報 ----- プラント停止中に使用可能な設備を POS ごとに整理するための情報	1) 上記 1 の情報源 2) 定期検査工程表 ----- 1) 上記 1 の情報源 2) 定期検査工程表

第 3.1.3.1.2.1.1 表 停止時 P R A 実施のために収集した情報及び主な情報源（ 2 / 3 ）

PRA の評価作業		情報	主な情報源
3. 炉心損傷頻度の 定量化	起因事象の選定	崩壊熱除去機能喪失、原子炉冷却材の流出、 外部電源喪失などに関する事例	1) 原子炉設置許可申請書 2) 国内 PWR プラント運転実績 - 原子力発電所運転管理年報 - 原子力施設情報公開ライブラリ (NUCIA) 3) 先行 PRA 報告書及び関連する報告書 - PSR 報告書 - 国内電力共同研究報告書 - NSAC-84, "Zion Nuclear Plant Residual Heat Removal PRA" - NUREG/CR-5015, "Improved Reliability of Residual Heat Removal Capability in PWRs as Related to Resolution of Generic Issue 99" - IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor" - EDF, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300 MWe) " - NUREG/CR-6144, "Evaluation of Potential Severe Accidents During Low Power and Shutdown Operations at Surry, Unit 1" - EPRI1003113, "An Analysis of Loss of Decay Heat Removal Trends and Initiating Event Frequencies (1989 - 2000) " - EPRI1021176, "An Analysis of Loss of Decay Heat Removal and Loss of Inventory Event Trends (1990-2009) "

第 3.1.3.1.2.1.1 表 停止時 P R A 実施のために収集した情報及び主な情報源（3 / 3）

PRA の評価作業		情報	主な情報源
3. 炉心損傷頻度の 定量化	成功基準の設定	・安全系などのシステム使用条件 ・システムの現実的な性能 ・運転員による緩和操作 ・崩壊熱レベル、設備構成などを考慮した各	1) 上記 1 の情報源 2) 成功基準解析結果 3) 外部電源復旧確率に係る報告書 4) 健全性確認間隔の調査結果
	事故シーケンスの分析	POS における成功基準を設定するための情報	
	システム信頼性解析	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態など	
	・起因事象発生頻度の評価 ・パラメータの作成（機器故障率） ・システム信頼性解析（共通原因故障パラメータ） ・人間信頼性解析	対象プラントに適用可能なデータ	1) 上記 1 の情報源 2) 国内 PWR プラント運転実績 3) 国内機器故障率データ ・故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982 年度～2010 年度 29 ヶ年 56 基データ）、日本原子力技術協会 ・原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出（1982 年度～1997 年度 16 ヶ年 49 基データ改訂版）（2001 年 2 月）研究報告 P00001 (財)電力中央研究所 4) 大飯 3 号機及び 4 号機の運転経験 5) 共通原因故障データ ・NUREG CCF Parameter Estimations 2015 ・NUREG/CR-5497, "Common cause failure parameter estimations" 6) 人間信頼性解析に関する報告書 ・NUREG/CR-1278, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications" ・EPRI 文献 7) 事故前人的過誤に関わる調査結果 8) 人間信頼性解析に関わるプラント職員等への聞き取り調査

第 3.1.3.1.2.1.2 表 停止時 P R A において想定する主要な定検工程

工程	実施時期	備考
ミッドループ運転	燃料交換前(POS5) 及び 燃料交換後(POS9)	
加圧器安全弁 3 台を取り外し	燃料交換前の 1 次冷却系水 抜き開始時 (POS5 開始 時) 等	1 次系開口部の大きさに応じ て、期待できる緩和設備が異な る可能性がある。
加圧器安全弁 3 台を取り付け	炉心に燃料がない期間 (POS7) 等	

第 3.1.3.1.2.1.3 表 停止時 P R A における P O S の継続時間

プラント状態	継続時間(h)
POS3	10.2
POS4	78.3
POS5	102.0
POS9	140.5
POS10	101.0
POS11	12.5
POS12	42.0
POS13	10.5
POS14	57.0

第 3.1.3.1.2.1.4 表 緩和設備の使用可能性

	(1) 部分出力運転	(2) 高温停止状態 (ECCS 作動信号ブロックまで)	(3) 高温停止状態 (RHR 運転開始まで)	(4) RHR 運転 ① (Pz 安全弁取外しまで)	(5) RHR 運転 ② ミッドループ	(6) 原子炉 ビティ満水	(7) 燃料取り出し状態	(8) 原子炉 ビティ満水	(9) RHR 運転 ③ ミッドループ	(10) RHR 運転 ④ RCS 満水	(11) 1 次冷却系の漏えい試験	(12) RHR 運転⑤ RCS 満水	(13) 高温停止状態 (RHR 隔離以降)	(14) 高温停止状態 (ECCS 作動信号ブロック解除以降)	(15) 部分出力運転
運転モード	1, 2	3	3, 4	4, 5	5, 6	6	—	6	6, 5	5, 4	5, 4	5, 4	4, 3	3	2, 1
6.6kV M/C 母線	—	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	—	—	—	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	—	—
440V P/C 母線、440V RCC 母線	—	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	—	—	—	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	—	—
125V 非常用直流母線	—	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	—	—	—	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	—	—
115V 計装用母線	—	0/4/0	0/4/0	0/4/0	0/4/0	—	—	—	0/4/0	0/4/0	0/4/0	0/4/0	0/4/0	—	—
予備変圧器	—	1/0/0	1/0/0	1/0/0	0/0/1	—	—	—	1/0/0	1/0/0	1/0/0	1/0/0	1/0/0	—	—
主変圧器	—	0/1/0	0/1/0	0/1/0	1/0/0	—	—	—	0/0/1	0/1/0	0/1/0	0/1/0	0/1/0	—	—
ディーゼル発電機	—	0/2/0	0/2/0	0/2/0 0/1/1	0/1/1	—	—	—	0/1/1	0/1/1	0/2/0	0/2/0	0/2/0	—	—
非常用直流電源	—	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	—	—	—	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	—	—
海水ポンプ	—	1/2/0	2/1/0 1/1/1	1/1/1	1/1/1	—	—	—	1/2/0	1/2/0	1/2/0	1/2/0	1/2/0	—	—
原子炉補機冷却水冷却器	—	1/1/0	2/1/0 1/1/0	1/1/0 1/0/1	1/1/0	—	—	—	1/1/0	1/1/0	1/1/0	1/1/0	1/1/0	—	—
余熱除去ポンプ＋余熱除去冷却器	—	0/2/0	2/0/0 1/1/0	1/1/0	1/1/0	—	—	—	1/1/0	1/1/0	0/2/0	1/1/0	0/2/0	—	—

凡例：運転台数／待機台数／待機除外台数

第 3.1.3.1.2.1.5 表 停止時 P R A における P O S の分類

POS		POS の内容	定量化 対象	1 次系開口部	重力 注入	2 次系 除熱
1	部分出力運転状態	解列から原子炉停止まで	×	—	—	—
2	高温停止状態	原子炉停止から E C C S 作動信号ブロックまで	×	—	—	—
3	高温停止状態	E C C S 作動信号ブロックから余熱除去系による冷却状態 開始まで	○	なし	不可	可
4	余熱除去系による冷却状態	余熱除去系による冷却状態開始から加圧器安全弁取外しま で	○	なし	不可	可
5	ミッドループ運転状態	加圧器安全弁取外し後のミッドループ運転状態	○	小（加圧器安全弁全台取外し）	不可	不可
				大（原子炉容器上蓋開放時）	可	不可
6	キャビティ満水	キャビティ満水から燃料取出完了まで	×	—	—	—
7	燃料取り出し状態	燃料取出完了から燃料装荷開始まで（炉心に燃料がない状 態）	×	—	—	—
8	キャビティ満水	燃料装荷開始から 1 次冷却系水抜き開始まで	×	—	—	—
9	ミッドループ運転状態	燃料装荷後のミッドループ運転状態	○	大（原子炉容器上蓋開放時）	可	不可
				なし	不可	可
10	余熱除去系による冷却状態	1 次冷却系水張り完了から余熱除去系隔離まで	○	なし	不可	可
11	1 次冷却系の漏えい試験	余熱除去系隔離から余熱除去系による冷却状態再開まで	○	なし	不可	可
12	余熱除去系による冷却状態	余熱除去系による冷却状態再開から余熱除去系隔離まで	○	なし	不可	可
13	高温停止状態	余熱除去系隔離から E C C S 作動信号ブロック解除まで	○	なし	不可	可
14	高温停止状態	E C C S 作動信号ブロック解除から原子炉臨界まで	×※	—	—	—
15	部分出力運転状態	原子炉臨界から並列まで	×	—	—	—

※反応度の誤投入のみ

第 3.1.3.1.2.2.1 表 起因事象候補の同定結果

停止時に発生しうる起因事象	国内トラブル事例	マスターロジック ダイアグラム	国内電力 共同研究	NSAC-84	NUREG/CR -5015	フランス PRA	NUREG/CR -6144	EPRI 文献	内の事象出力時レベル 1PRA の評価対象起因事象
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 ※LOCA（配管破断）を除く ※オーバードレン、水位維持失敗を含む	－	○	○	○	○	－	○	○	－
LOCA ※加圧器逃がし弁/安全弁LOCA，1次系冷却材ポンプ 封水リークを含む	－	－	－	－	－	○	○	－	○
インターフェイスシステム LOCA	－	－	－	－	－	○	○	－	○
余熱除去機能喪失	○	○	○	○	○	－	○	○	－
原子炉補機冷却機能喪失 ※原子炉補機冷却水系の喪失、海水系の喪失を含む	－	○	○	－	－	○	○	○	○
外部電源喪失	－	○	○	○	○	○	○	○	○
安全系母線喪失 ※安全系高圧交流母線喪失、低圧交流母線の喪失、直 流母線の喪失を含む	－	－	－	－	－	－	○	○	○
制御用空気喪失	－	－	－	－	－	－	○	－	○
空調喪失	－	－	－	－	－	－	○	－	－
主給水流量喪失	－	－	－	－	－	○	○	－	○
2次冷却系の破断 ※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）、主給水管破断を含む	－	－	－	－	－	○	－	－	○
蒸気発生器伝熱管破損	－	－	－	－	－	○	○	－	○
過渡事象 ※負荷の喪失，主蒸気隔離弁の誤閉止，手動停止，AT WS，工学的安全施設作動信号の誤動作を含む	－	－	－	－	－	○	○	－	○
原子炉容器破損	－	－	－	－	－	－	－	－	○
反応度の誤投入	－	○	－	－	－	○	○	－	－
低温過加圧事象	－	－	－	○	－	－	○	－	－
燃料集合体の落下	－	－	－	－	－	－	○	－	－
加圧熱衝撃	－	－	－	－	－	－	○	－	－

○：各分析・調査から抽出された事象

第 3.1.3.1.2.2.2 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果（１／８）

今回のP R Aにおける扱い					
名称	定義	定量化対象	対象P O S	除外判定理由	備考
大破断L O C A	1 次冷却系の圧力が高圧に維持されている期間において、配管破断により 1 次冷却材が系外へ流出する事象。 破断口径によって使用可能な緩和策が異なるため、出力運転時と同様に破断口径に応じて分類する。	×	－	(c) 備考欄参照	停止時においては、原子炉冷却材バウンダリの内部にある冷却材の圧力が低いことから、出力運転時の圧力で設計されている原子炉冷却材圧力バウンダリの配管が破断することによる冷却材流出の発生率は十分小さいと考えられる。また、原子炉冷却材圧力バウンダリの配管は、供用期間中検査が行われており、減肉などによる破損も考え難い。 さらに、停止時 PRA の評価対象期間は、年間に概略 1 ヶ月あまりであり、配管破断の年間の発生確率は、出力運転時に比べて低いと考えられることから、当該事象は除外する。（除外判定（c））
中破断L O C A		×	－	(c) 備考欄参照	
小破断L O C A		×	－	(c) 備考欄参照	
極小L O C A		×	－	(c) 備考欄参照	
1 次冷却材ポンプ封水リーク	化学体積制御系や充てんポンプ故障等による 1 次冷却材ポンプ封水注入機能喪失及びサーマルバリア冷却機能が喪失した結果として 1 次冷却材ポンプのシール部から 1 次冷却材が流出する事象。	×	－	(a) (c) 備考欄参照	・ P O S 4 , 10 , 12 : 発生しても余熱除去運転は継続することができ、1 次系圧力・温度の低下に伴い事象は自動的に収束することから対象外とする。（除外判定（a）） ・ P O S 3 , 11 , 13 : 本事象が発生してもリーク量が小さいため炉心露出に至るまでに十分な時間余裕があることから対象外とする。（除外判定（a）） ・ P O S 5 , 9 : 1 次系が大気圧相当であり、1 次冷却材ポンプ封水注入機能が喪失しても漏えいは発生しない。停止時では起因事象とならないことから対象外とする。（除外判定（c））
加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A	加圧器逃がし弁または加圧器安全弁が 1 台以上開固着することで 1 次冷却材が系外へ流出する事象。	○	3 , 11 , 13	(b) (c) 備考欄参照	・ P O S 4 , 10 , 12 : 発生による漏えいの可能性はあるが、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」で事象の影響及び事象進展は包絡されるため対象外とする。（除外判定（b）） ・ P O S 5 , 9 : 1 次系圧力は大気圧相当であり、加圧器逃がし弁/安全弁が開放されても漏えいは発生しない。停止時では起因事象とならないことから対象外とする。（除外判定（c））

注） 凡例：起因事象の除外判定基準

- (a) 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象
- (b) PRAの目的、事象進展、期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象
- (c) その他（a）～（b）が適用されない事象で、適切な理由で除外できるものに適用

第 3.1.3.1.2.2.2 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果（2／8）

今回のPRAにおける扱い					
名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	運転員の弁の誤操作やリークにより 1 次冷却材が系外（CV 内）へ流出する事象。	○	4, 5, 9, 10, 12	—	・ POS 4, 5, 9, 10, 12：機器の保守点検は主に余熱除去運転期間中又は燃料取り出し期間中に行われるため、評価対象とする。 ・ POS 3, 11, 13：1 次冷却材圧力が比較的高い POS 3, 11, 13 において、原子炉冷却材圧力バウンダリに関連する弁の誤操作が発生することは考えにくい。また、リークは LOCA で考慮されている。したがって、POS 3, 11, 13 は評価対象外とする。（除外判定（c））
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（格納容器バイパス）	運転員の弁の誤操作やリークにより 1 次冷却材が系外（CV 外）へ流出する事象。 冷却材の流出先が CV 内の場合と CV 外の場合で事象進展が異なると考えられるため、CV 外への流出事象は原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（格納容器バイパス）と名付けて区別している。	×	—	（b） 備考欄参照	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失と同様に POS 4, 5, 9, 10, 12 を想定する。 ・ POS 4, 5, 9, 10, 12： 本評価では、CV 内への流出事象の方が CV 外への流出事象よりも厳しいと判断し、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失は CV 内への流出事象で代表事象として選定する。（除外判定（b））
オーバードレン	RCS 水抜き操作時に、水抜きを停止する操作に失敗し、水位低下が継続する事象。（水位低下が継続するため、1 次冷却材の流出に分類）	○	5, 9	—	オーバードレンは水抜き操作時にのみ発生しうる起因事象であるため、POS 5, 9 のみを評価対象とする。
水位維持失敗	ミッドループ運転中に化学体積制御系の故障が発生し、充てん流量と抽出流量のアンバランスが生じることで RCS 水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象。（水位低下が継続するため、1 次冷却材の流出に分類）	○	5, 9	—	ミッドループ運転中の水位維持失敗を想定し、POS 5, 9 を評価対象とする。 その他の POS は、1 次系水位が十分あるため、水位維持失敗事象の発生から余熱除去機能喪失に至るまでに抽出隔離等を行う十分な時間余裕があり、余熱除去喪失に至るとは考えにくいため対象外とする。（除外判定（a））
インターフェイスシステム LOCA	1 次冷却系と余熱除去系の隔離弁の故障によって、1 次冷却材が原子炉格納容器外に流出する事象。	×	—	（c） 備考欄参照	停止時 PRA の評価対象範囲においては、原子炉冷却材バウンダリ漏えい検査時を除いて、原子炉圧力が高圧になることはなく、インターフェイスシステム LOCA の発生する確率は非常に小さい。 検査時には、原子炉冷却材バウンダリを構成する隔離弁を閉鎖し加圧すること、またその場合、現場での監視がなされていることから、隔離弁の多重故障を伴わないと発生しないインターフェイスシステム LOCA が発生する確率は非常に小さい。 さらに、検査時において原子炉が高圧に保持される期間は数時間程度と短い期間であるため、評価対象外とする。（除外判定（c））

注) 凡例:起因事象の除外判定基準

- (a) 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象
- (b) PRAの目的、事象進展、期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象
- (c) その他（a）～（b）が適用されない事象で、適切な理由で除外できるものに適用

第 3.1.3.1.2.2.2 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果（3／8）

今回の P R Aにおける扱い					
名称	定義	定量化対象	対象 P O S	除外判定理由	備考
余熱除去機能喪失	余熱除去系の弁やポンプの故障により余熱除去系の運転中の系統が全て機能喪失する事象。	○	4 , 5 , 9 , 10, 12	—	・ P O S 3 , 11, 13 : 余熱除去運転を行っておらず本事象は発生しないため対象外とする。(除外判定 (c))
原子炉補機冷却水系の全喪失	原子炉補機冷却水系の全喪失事象。	○	3 , 4 , 5 , 9 , 10, 11, 12, 13	—	—
原子炉補機冷却水系の部分喪失 (A 又は B ヘッド喪失)	原子炉補機冷却水系の A 又は B ヘッドへの給水機能が喪失する事象。	○	3 , 4 , 5 , 9 , 10, 11, 12, 13	—	—
原子炉補機冷却水系の部分喪失 (C ヘッド喪失)	原子炉補機冷却水系の C ヘッドへの給水機能が喪失する事象。	○	3 , 11, 13	—	・ P O S 3 , 11, 13 : C ヘッドへの給水機能が喪失した場合、 1 次冷却材ポンプ本体の冷却機能が喪失し、 1 次冷却材ポンプが停止することで蒸気発生器による除熱機能に影響を及ぼす可能性がある。 ・ P O S 4 , 5 , 9 , 10, 12 : 1 次冷却材ポンプ本体の冷却機能が喪失し、 1 次冷却材ポンプが停止した場合でも、余熱除去系による崩壊熱除去機能には影響がなく、起因事象とならないため対象外とする。 (除外判定 (c))

注) 凡例：起因事象の除外判定基準

- (a) 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象
- (b) PRA の目的、事象進展、期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象
- (c) その他 (a) ～ (b) が適用されない事象で、適切な理由で除外できるものに適用

第 3.1.3.1.2.2.2 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果（4／8）

今回の P R Aにおける扱い					
名称	定義	定量化対象	対象 P O S	除外判定理由	備考
原子炉補機冷却海水系の全喪失	原子炉補機冷却海水系の両ヘッダへの給水機能が喪失する事象。	○	3 , 4 , 5 , 9 , 10 , 11 , 12 , 13	－	－
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片ヘッダへの給水機能が機能喪失する事象。	○	3 , 4 , 5 , 9 , 10 , 11 , 12 , 13	－	－
外部電源喪失	外部電源が喪失する事象。	○	3 , 4 , 5 , 9 , 10 , 11 , 12 , 13	－	－
安全系高压交流母線の全喪失	安全系高压交流母線 6. 6kV が 2 系列機能喪失する事象。	○	3 , 4 , 5 , 9 , 10 , 11 , 12 , 13	－	－
安全系高压交流母線の部分喪失	安全系高压交流母線 6. 6kV が 1 系列機能喪失する事象。	○	3 , 4 , 5 , 9 , 10 , 11 , 12 , 13	－	－
安全系低压交流母線の全喪失	安全系低压交流母線のうち以下の機能喪失の組み合わせが同時に発生する事象。 ・ 440V 3-3A1 又は原子炉コントロールセンタ 3A1 の喪失 ・ 440V 3-3A2 又は原子炉コントロールセンタ 3A2 の喪失 ・ 440V 3-3B1 又は原子炉コントロールセンタ 3B1 の喪失 ・ 440V 3-3B2 又は原子炉コントロールセンタ 3B2 の喪失	○	3 , 4 , 5 , 9 , 10 , 11 , 12 , 13	－	－
安全系低压交流母線の部分喪失	安全系の低压交流母線 440V 3-3A1、 3-3A2、 3-3B1、 3-3B2 又は原子炉コントロールセンタ 3A1、 3A2、 3B1、 3B2 のいずれかの設備が機能喪失する事象。	○	3 , 4 , 5 , 9 , 10 , 11 , 12 , 13	－	－

注) 凡例：起因事象の除外判定基準

- (a) 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象
- (b) PRA の目的、事象進展、期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象
- (c) その他 (a) ～ (b) が適用されない事象で、適切な理由で除外できるものに適用

第 3.1.3.1.2.2.2 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果（5／8）					
今回の P R Aにおける扱い					
名称	定義	定量化対象	対象 P O S	除外判定理由	備考
安全系直流母線の全喪失	安全系直流母線 3A 及び 3B が機能喪失する事象。	○	3, 4, 5, 9, 10, 11, 12, 13	－	－
安全系直流母線の部分喪失	安全系直流母線 3A 又は 3B が機能喪失する事象。	○	3, 4, 5, 9, 10, 11, 12, 13	－	－
安全系計装用母線の全喪失	安全系の計装用分電盤及び計装用後備分電盤の 2 系列以上の機能が喪失する事象。	×	－	(c) 備考欄参照	安全系計装用母線はコントロールセンタや直流電源から給電であり、また多重化が図れていることから本事象による全体リスクへ与える影響は有意ではないと判断できるため評価対象外とする。（除外判定（c））
安全系計装用母線の部分喪失	安全系の計装用分電盤及び計装用後備分電盤の 1 系列の機能が喪失する事象。	×	－	(c) 備考欄参照	安全系計装用母線はコントロールセンタや直流電源から給電であり、また多重化が図れていることから本事象による全体リスクへ与える影響は有意ではないと判断できるため評価対象外とする。（除外判定（c））
制御用空気系の全喪失	制御用空気系の 2 台の制御用空気圧縮機が機能喪失する事象。	○	3, 4, 5, 9, 10, 11, 12, 13	－	－
制御用空気系の部分喪失	制御用空気系の 1 ヘッダへの圧縮空気供給機能が喪失する事象。	○	3, 4, 5, 9, 10, 11, 12, 13	－	－
空調系の喪失	中央制御室や安全補機室における空調系の機能が喪失する事象。	×	－	(a) 備考欄参照	崩壊熱除去機能に必要な設備に対する空調系が機能喪失した場合、室温が許容温度を超えるまで十分な時間を有しており、その間にバックアップ操作に期待できることから、当該事象を除外する。（除外判定（a））

注） 凡例：起因事象の除外判定基準

- (a) 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象
- (b) PRA の目的、事象進展、期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象
- (c) その他（a）～（b）が適用されない事象で、適切な理由で除外できるものに適用

第 3.1.3.1.2.2.2 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果（6／8）					
今回の P R Aにおける扱い					
名称	定義	定量化対象	対象 P O S	除外判定理由	備考
主給水流量喪失	主給水流量が喪失し、蒸気発生器による冷却機能が喪失する事象。	○	3, 11, 13	－	・ P O S 4, 5, 9, 10, 12 : 本事象が発生しても余熱除去系の機能は損なわれず、起因事象とならないため対象外とする。（除外基準（c））
2 次冷却系の破断 ※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）、主給水管破断を含む	主蒸気管あるいは主給水管で配管破断が発生し、蒸気発生器による冷却機能が喪失する事象。	×	－	(c) 備考欄参照	・ P O S 4, 5, 9, 10, 12 : 本事象が発生しても余熱除去系の機能は損なわれず、起因事象とならないため対象外とする。（除外基準（c）） ・ P O S 3, 11, 13 : 内部事象出力運転時レベル 1 P R Aにおける C D F はいずれも 1×10^{-7} （／炉年）未満である。 停止時は出力運転時より 1 次冷却系、2 次冷却系のエネルギーが低いことを考慮すると、発生頻度は出力運転時より低いと考えられる。さらに、P O S 3, 11, 13 の期間は各 1 日程度であることから、発生頻度は出力運転時よりも 2 桁以上低くなる。 以上の理由により、これらの事象による全体リスクへ与える影響は有意ではないと判断できるため評価対象外とする。（除外判定（c））
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管が破損し、蒸気発生器による冷却機能が喪失する事象。	×	－	(c) 備考欄参照	・ P O S 4, 5, 9, 10, 12 : 余熱除去運転中は 1 次系圧力・温度が十分低いため、蒸気発生器伝熱管破損は現実的には発生しないと判断する。（除外基準（c）） ・ P O S 3, 11, 13 : 内部事象出力運転時レベル 1 P R Aにおける C D F は 1×10^{-7} （／炉年）未満である。 停止時は出力運転時より 1 次冷却系、2 次冷却系のエネルギーが低いことを考慮すると、発生頻度は出力運転時より低いと考えられる。さらに、P O S 3, 11, 13 の期間は各 1 日程度であることから、発生頻度は出力運転時よりも 2 桁以上低くなる。 以上の理由により、本事象による全体リスクへ与える影響は有意ではないと判断できるため評価対象外とする。（除外判定（e））
過渡事象	主給水系は健全な状態で、タービンバイパス弁等の誤閉が発生し、主蒸気の流出経路が遮断される事象を想定する。	×	－	(c) 備考欄参照	・ P O S 3, 11, 13 : 当該事象が発生しても、主蒸気逃がし弁または主蒸気安全弁から蒸気が放出され、蒸気発生器による高温停止状態維持が可能であり、起因事象とならないため対象外とする。（除外判定（c）） ・ P O S 4, 5, 9, 10, 12 : 当該事象が発生しても、余熱除去系の機能は損なわれず、起因事象とならないため対象外とする。（除外基準（c））

注） 凡例：起因事象の除外判定基準

- (a) 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象
- (b) PRA の目的、事象進展、期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象
- (c) その他 (a) ～ (b) が適用されない事象で、適切な理由で除外できるものに適用

第 3.1.3.1.2.2.2 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果（7／8）					
今回の P R Aにおける扱い					
名称	定義	定量化対象	対象 P O S	除外判定理由	備考
負荷の喪失	負荷の喪失事象。	×	—	(b) 備考欄参照	・ P O S 3, 4, 5, 9, 10, 11, 12, 13 : 過渡事象に包絡される。（除外基準（b））
主蒸気隔離弁の誤閉止	主蒸気隔離弁が誤閉止する事象。	×	—	(b) 備考欄参照	・ P O S 3, 4, 5, 9, 10, 11, 12, 13 : 過渡事象に包絡される。（除外基準（b））
手動停止	手動操作により原子炉をトリップさせる事象。	×	—	(c) 備考欄参照	・ P O S 3, 4, 5, 9, 10, 11, 12, 13 : 停止時には起因事象とならないため対象外とする。（除外判定（c））
A T W S	起因事象発生後の原子炉トリップに失敗する事象。	×	—	(c) 備考欄参照	・ P O S 3, 4, 5, 9, 10, 11, 12, 13 : 停止時には起因事象とならないため対象外とする。（除外判定（c））
原子炉容器破損	原子炉容器が破損する事象。	×	—	(c) 備考欄参照	・ P O S 3, 4, 5, 9, 10, 11, 12, 13 : 内的出力時レベル 1 P R Aにおける C D F は 1×10^{-7} である。 出力運転時より 1 次冷却系の圧力が低いことを考慮すると、原子炉容器破損の発生頻度は出力運転時より低いと考えられる。更に P O S 3, 11, 13 は、各 1 日程度であることから、原子炉容器破損の発生頻度は 2 桁以上低くなる。 以上の理由により、本事象による全体リスクへ与える影響は有意ではないと判断できるため評価対象外とする。（除外判定（c））
反応度の誤投入	原子炉起動前の高温停止状態において、化学体積制御系の故障や弁の誤操作等により 1 次系冷却材中に純水が注入され、1 次冷却材中のほう素濃度が低下して、反応度が添加される事象。	○	14	—	・ P O S 14 : プラント起動時の異常なほう素希釈事象は P O S 14 で発生しうるため、P O S 14 を定量化対象とする。 ・ P O S 3, 4, 5, 9, 10, 11, 12, 13 : プラント起動時の希釈事象以外にも、制御棒の誤引抜、希釈中の外部電源喪失、希釈ラインの故障等による未臨界維持機能喪失事象が考えられるが、発生頻度は極めて小さいと考えられるため、発生頻度が比較的高いと考えられるプラント起動時の異常なほう素希釈で代表する。（除外判定（b））
低温過加圧事象	低温過加圧事象は、停止時に 1 次系が低温にあり、かつ R C S に開口部がない状態において、何らかの形で加圧事象が生じた場合に発生する。加圧事象に至る原因としては、高圧注水系の誤起動などが考えられる。	×	—	(c) 備考欄参照	・ P O S 3, 4, 5, 9, 10, 11, 12, 13 : 加圧事象の原因となり得る設備については、運転モードごとに使用できる状態の系統・トレンを制限して、発生の可能性を低減している。また、加圧事象に至る原因としては高圧注入系の誤起動等が考えられるが、低温時には加圧器逃がし弁作動圧力は低圧設定となる低温過加圧防止装置が設置されており、低温過加圧事象が生じるには、加圧事象発生と過加圧防止設備不作動の重畳が必要となること、また、加圧器安全弁の取外しや加圧器逃がし弁の動作台数の確保等の過加圧防止対策を実施することから、その発生確率は非常に低いと考えられるため、評価対象外とする。（除外判定（c））

注） 凡例：起因事象の除外判定基準

- (a) 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象
- (b) PRA の目的、事象進展、期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象
- (c) その他（（a）～（d）が適用されない事象で、適切な理由で除外できるものに適用

第 3.1.3.1.2.2.2 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果（8／8）

今回の P R Aにおける扱い					
名称	定義	定量化対象	対象 P O S	除外判定理由	備考
燃料集合体の落下	燃料取替中に、使用済燃料集合体が脱落、落下する事象。	×	－	(c) 備考欄参照	・ P O S 3 , 4 , 5 , 9 , 10, 11, 12, 13 : 運用・設計の両面から燃料集合体落下防止対策が十分になされており、燃料取替中に燃料集合体が落下する確率は非常に小さいと考えられる。また、燃料集合体の落下を仮定しても、破損した燃料棒から放出される核分裂生成物の量は、原子炉停止後になりに崩壊・減衰していることを考えればわずかである。以上のことから、評価対象外とする。（除外判定（c））
加圧熱衝撃	加圧された原子炉容器が急激に冷却され、原子炉容器内外間の温度差により高い引張応力が容器内面に発生する事象。	×	－	(c) 備考欄参照	・ P O S 3 , 4 , 5 , 9 , 10, 11, 12, 13 : プラント停止期間中は 1 次冷却系の加熱・冷却が行われるが、圧力容器破損防止のため原子炉施設保安規定により 1 次冷却材温度変化率が制限されており、当該事象を引き起こす可能性は十分に小さいと判断できる。 加圧事象に至る原因としては高圧注入系の誤起動等と考えられるが、「E C C S 誤起動」の安全解析の結果を参考にすると、高温停止時には 1 次冷却材の温度低下は十分小さく、加圧熱衝撃は問題とならない。低温停止時は低温過加圧防止策（詳細は低温過加圧を参照）を実施することから、加圧熱衝撃は問題とならない。（除外判定（c））
工学的安全施設作動信号の誤動作	工学的安全施設作動信号の誤動作により崩壊熱除去機能喪失に至る事象。	×	－	(c) 備考欄参照	・ P O S 3 , 4 , 5 , 9 , 10, 11, 12, 13 : 内的事象の観点では、信号が誤発信する頻度は非常に小さいと考えられる。また、仮に信号が誤発信した場合でも緩和系が損傷する訳ではなく、信号発信前のラインアップに復旧する等の運転員によるリカバリー操作に期待できる。 以上より、内的事象の観点では信号の誤発信による全体リスクへ与える影響は有意ではないと判断できるため評価対象外とする。（除外判定（c））

注） 凡例：起因事象の除外判定基準

- (a) 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象
- (b) P R A の目的、事象進展、期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象
- (c) その他（（a）～（d）が適用されない事象で、適切な理由で除外できるものに適用

第 3.1.3.1.2.2.3 表 プラント状態別起因事象発生確率（1／2）

プラント状態		継続時間 (hr)	水位維持 失敗	主給水 流量喪失	外部電源 喪失	オーバー ドレン	原子炉補機 冷却水系の 部分喪失 (AorB ヘッダ ⁺ 喪失)	原子炉補機 冷却水系の 部分喪失 (Cヘッダ ⁺ 喪失)	制御用 空気系の 部分喪失	安全系高圧 交流母線の 部分喪失	安全系低圧 交流母線の 部分喪失	安全系 直流母線の 部分喪失	原子炉 補機冷却海 水系の部分 喪失	加圧器 逃がし弁／ 安全弁 LOCA
高温停止状態 (非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロッ ク以降から余熱除去系運転開始まで)	POS3	10.2	-	1.3E-05	5.5E-06	-	5.7E-07	4.5E-06	8.5E-08	8.2E-07	1.3E-05	9.6E-07	1.6E-08	1.0E-09
余熱除去系による冷却状態① (加圧器安全弁取外しまで)	POS4	78.3	-	-	4.2E-05	-	5.8E-06	-	1.0E-06	6.2E-06	9.8E-05	7.3E-06	5.9E-08	-
余熱除去系による冷却状態② (加圧器安全弁取外し後のミッドループ運 転状態)	POS5	102.0	6.1E-07	-	9.0E-05	8.5E-05	1.1E-04	-	1.7E-06	8.2E-06	1.3E-04	9.6E-06	3.6E-08	-
余熱除去系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)	POS9	140.5	8.4E-07	-	1.0E-04	8.5E-05	7.9E-06	-	1.2E-06	1.2E-05	1.7E-04	1.4E-05	1.7E-07	-
余熱除去系による冷却状態④ (1次冷却系満水状態)	POS10	101.0	-	-	5.5E-05	-	5.7E-06	-	8.4E-07	8.1E-06	1.3E-04	9.5E-06	7.8E-08	-
1次冷却系の漏えい試験	POS11	12.5	-	1.6E-05	6.8E-06	-	6.9E-07	5.6E-06	1.0E-07	1.0E-06	1.6E-05	1.2E-06	1.9E-08	1.3E-09
余熱除去系による冷却状態⑤ (1次冷却系満水状態)	POS12	42.0	-	-	2.3E-05	-	2.4E-06	-	3.5E-07	3.4E-06	5.2E-05	3.9E-06	3.3E-08	-
高温停止状態 (余熱除去系隔離から非常用炉心冷却設備 自動作動信号ブロック解除まで)	POS13	10.5	-	1.4E-05	5.7E-06	-	5.8E-07	4.7E-06	8.7E-08	8.4E-07	1.3E-05	9.9E-07	1.6E-08	1.1E-09
高温停止状態 (非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロッ ク解除から原子炉臨界まで)	POS14	57.0	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

(注) ー は各 POS において評価対象外の起因事象

第 3.1.3.1.2.2.3 表 プラント状態別起因事象発生確率（2／2）

プラント状態		継続時間 (hr)	余熱除去機能 喪失	原子炉冷却材 圧力バウンダリ 機能喪失	原子炉補機 冷却水系の 全喪失	制御用空気系の 全喪失	安全系高圧 交流母線の 全喪失	安全系低圧 交流母線の 全喪失	安全系直流母線 の全喪失	原子炉補機 冷却海水系の 全喪失	反応度の 誤投入
高温停止状態 (非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロッ ク以降から余熱除去系運転開始まで)	POS3	10.2	-	-	2.6E-08	3.2E-07	3.9E-13	ε	5.4E-13	1.5E-08	-
余熱除去系による冷却状態① (加圧器安全弁取外しまで)	POS4	78.3	5.0E-05	6.2E-05	2.0E-07	8.1E-05	3.0E-12	ε	4.1E-12	1.6E-07	-
余熱除去系による冷却状態② (加圧器安全弁取外し後のミッドループ 運転状態)	POS5	102.0	1.1E-04	8.0E-05	3.9E-06	1.7E-04	3.8E-12	ε	5.4E-12	7.1E-06	-
余熱除去系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)	POS9	140.5	1.5E-04	1.2E-04	3.6E-07	4.5E-06	5.4E-12	ε	7.5E-12	1.7E-07	-
余熱除去系による冷却状態④ (1次冷却系満水状態)	POS10	101.0	1.0E-04	8.0E-05	2.6E-07	3.2E-06	3.9E-12	ε	5.4E-12	1.1E-07	-
1次冷却系の漏えい試験	POS11	12.5	-	-	3.2E-08	4.0E-07	4.8E-13	ε	6.6E-13	1.8E-08	-
余熱除去系による冷却状態⑤ (1次冷却系満水状態)	POS12	42.0	4.2E-05	3.3E-05	1.1E-07	1.3E-06	1.6E-12	ε	2.2E-12	4.6E-08	-
高温停止状態 (余熱除去系隔離から非常用炉心冷却設 備自動作動信号ブロック解除まで)	POS13	10.5	-	-	2.7E-08	3.4E-07	4.0E-13	ε	5.6E-13	1.5E-08	-
高温停止状態 (非常用炉心冷却設備自動作動信号ブロ ック解除から原子炉臨界まで)	POS14	57.0	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3E-05

(注) — は各 POS において評価対象外の起因事象

ε はカットオフより小さい値

第 3.1.3.1.2.2.10 表 システム間の従属性マトリックス 高圧注入系（注入時）

機 器			海水系		補機冷却水系		計器用空気系		換気空調系				電 源 系													信 号 系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
機器番号	機器名	機器タイプ	作動要求 前の状態	作動要求 後の状態																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															

(注) 記号の意味 ○：サポート系の故障により、該当機器の事故時要求機能に影響する場合

第 3.1.3.1.2.2.11 表 フロントライン系同士の共用機器の従属性マトリックス例

システム間の共用機器 システム・運転モード	燃料 取替 用水 ピット	格納 容器 再循環 サンプ A／ B
高圧注入系（注入時）	○	
低圧注入系（注入時）	○	
格納容器スプレイ注入系（注入時）	○	
高圧注入系（再循環時）		○
低圧注入系（再循環時）		○
格納容器スプレイ注入系（再循環時）		○
代替再循環		○
恒設代替低圧注水ポンプ	○	

（注）○：上側の共用機器の故障により、左記のシステムが影響を受ける場合

第 3.1.3.1.2.2.12 表 高圧注入系（注入時）における非信頼度評価結果例

起因事象	注入	成功基準		非信頼度
		ポンプ台数	ループ数	
主給水流量喪失(POS3)	高圧注入	1 台	2 ループ	1.5E-02
原子炉冷却材圧力バウンダ リ機能喪失(POS10)	高圧注入	1 台	3 ループ	9.8E-04
余熱除去機能喪失(POS10)	高圧注入	1 台	4 ループ	1.2E-03

第 3.1.3.1.2.2.14 表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ		炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与率
POS4,5,9,10,12	崩壊熱除去機能喪失	9.5E-07	78.0%
	全交流動力電源喪失	1.7E-07	14.2%
	原子炉冷却材の流出	6.6E-08	5.4%
POS14	反応度の誤投入	4.0E-10	<0.1%
POS3,11,13	2次冷却系からの除熱機能喪失	2.4E-08	2.0%
	全交流動力電源喪失	2.3E-10	<0.1%
	原子炉補機冷却機能喪失	7.9E-09	0.7%
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	1.4E-11	<0.1%
	ECCS注水機能喪失	1.9E-10	<0.1%
	ECCS再循環機能喪失	1.4E-13	<0.1%
	合計	1.2E-06	—

第 3.1.3.1.2.2.17 表 不確かさ解析結果

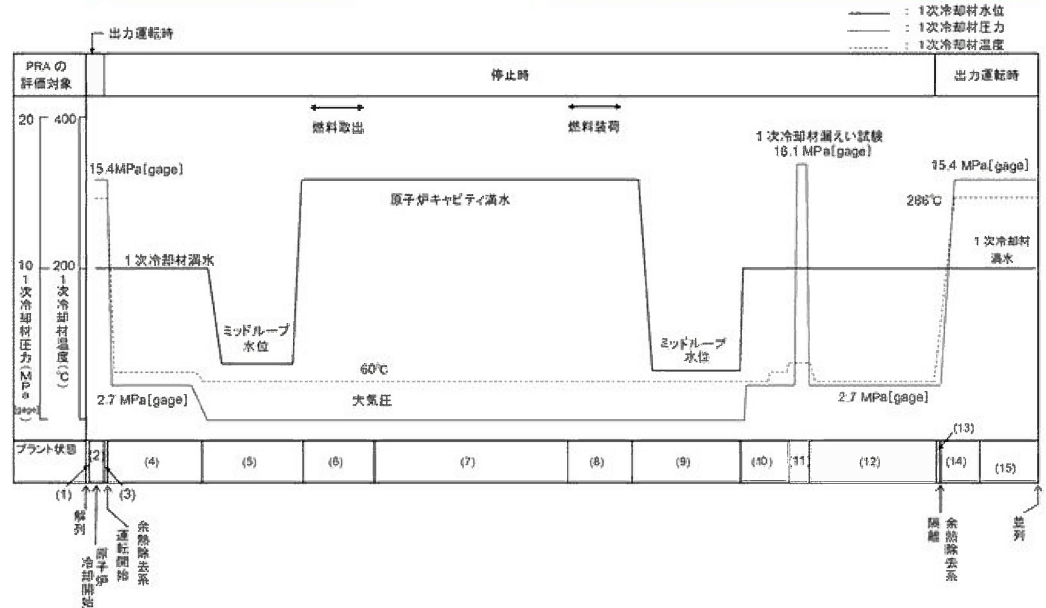
事故シーケンスグループ		炉心損傷頻度（／炉年）				エラー ファクタ
		5%下限値	中央値	平均値	95%上限値	
POS4,5,9,10,12	崩壊熱除去機能喪失	3.9E-07	7.3E-07	9.9E-07	2.1E-06	2.3
	全交流動力電源喪失	3.6E-08	9.5E-08	1.3E-07	3.1E-07	2.9
	原子炉冷却材の流出	2.6E-09	2.8E-08	6.5E-08	2.1E-07	9.1
POS14	反応度の誤投入	6.1E-14	6.6E-12	3.7E-10	7.5E-10	111.5
POS3,11,13	2次冷却系からの除熱機能喪失	2.8E-09	1.2E-08	6.6E-08	1.3E-07	6.7
	全交流動力電源喪失	5.4E-12	3.0E-11	1.3E-10	3.3E-10	7.9
	原子炉補機冷却機能喪失	8.2E-10	3.5E-09	7.0E-09	2.2E-08	5.1
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	1.6E-13	2.5E-12	1.1E-11	4.3E-11	16.6
	ECCS注水機能喪失	3.7E-11	1.0E-10	1.9E-10	5.2E-10	3.8
	ECCS再循環機能喪失	1.0E-16	6.5E-15	1.3E-13	4.1E-13	62.9
全炉心損傷頻度		5.3E-07	9.4E-07	1.2E-06	2.7E-06	2.3

第 3.1.3.1.2.2.18 表 感度解析における S A 対策の条件

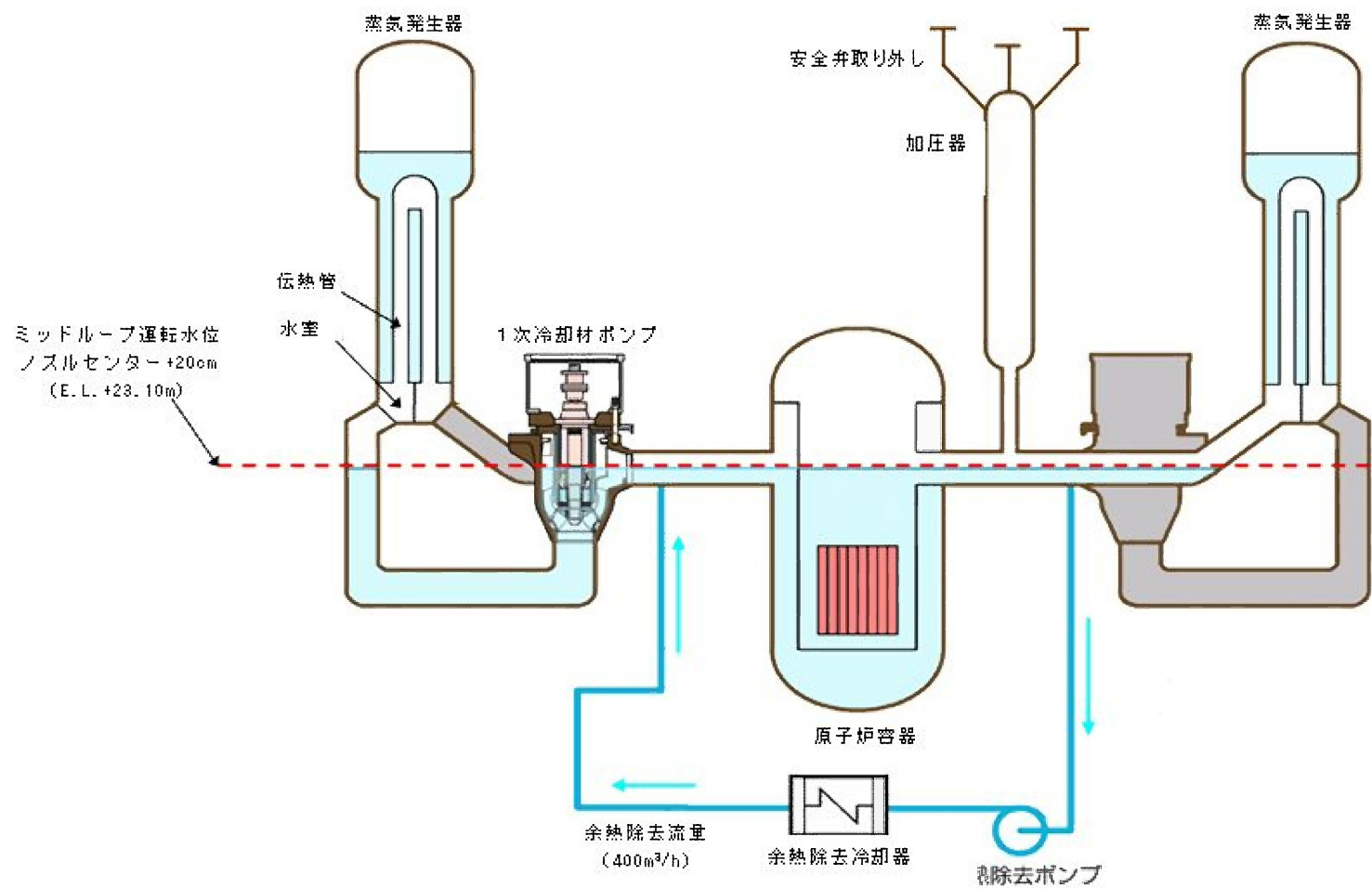
No.	停止時 P R A で評価対象としている S A 対策	S A 対策の条件		
		① S A 対策無し	② 新設 S A 対策無し	③ S A 対策有り (ベースケース)
1	フィードアンドブリード	×	○	○
2	空冷式非常用発電装置	×	×	○
3	大容量ポンプ	×	×	○
4	恒設代替低圧注水ポンプ	×	×	○
5	2 次系強制冷却による低圧注入／再循環	×	○	○
6	格納容器内自然対流冷却	×	○	○
7	代替再循環	×	○	○
8	充てん注入	×	○	○
9	純水注入停止操作	×	○	○
10	重力注入	×	○	○
11	2 次系水源補給	×	○	○
12	電源系の復旧（外部電源の復旧）	×	○	○
13	代替給水（主給水回復）	×	○	○
14	代替制御用空気供給（所内用空気系）	×	○	○

（注）○：有効、×：無効

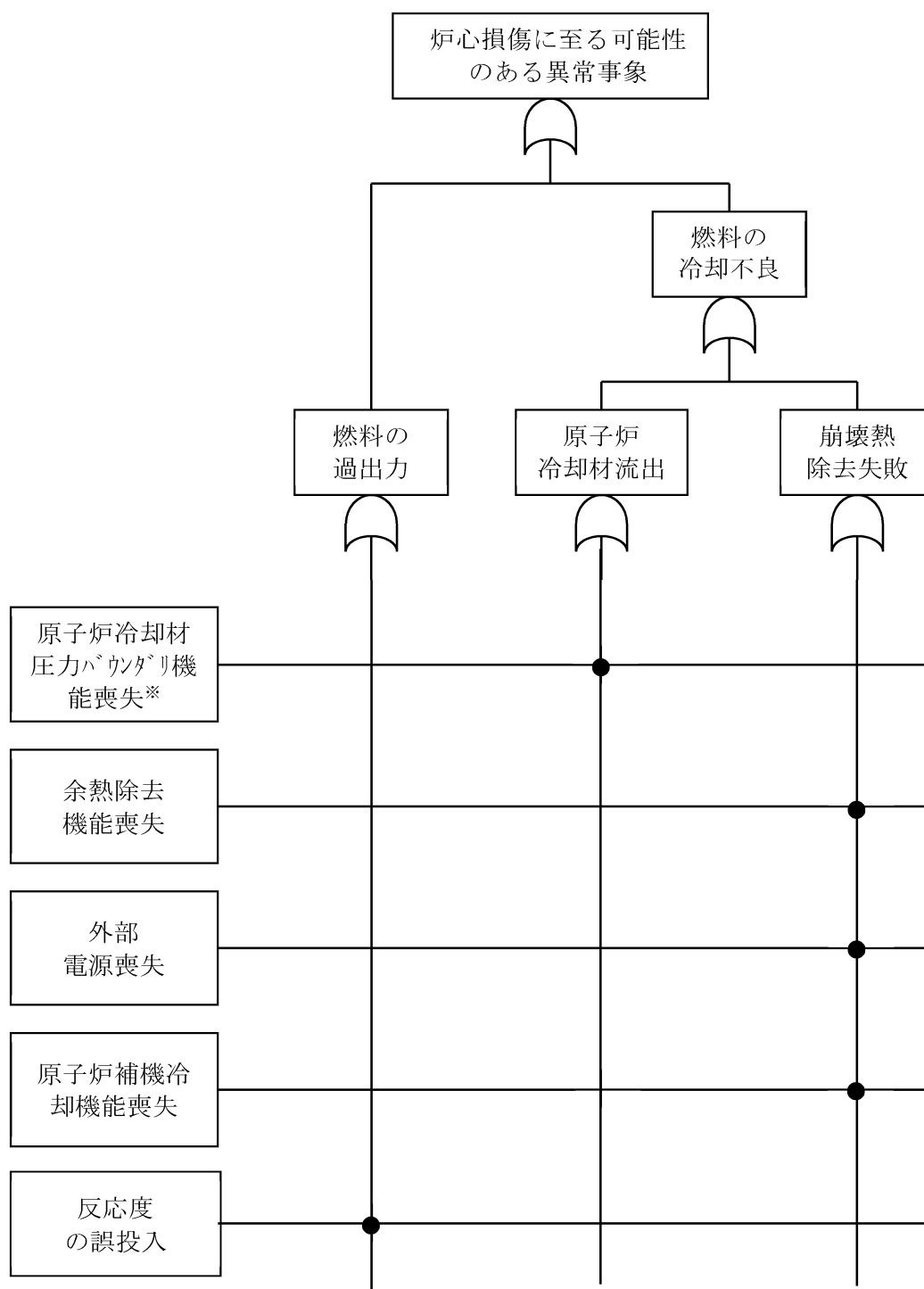
プラント 運転状態 (POS)	高温停止 状態 (3)	RHR 運転① (4)	RHR 運転② (5)	原子炉上部 キャビティ満水 (6)	燃料取り 出し状態 (7)	原子炉上部 キャビティ満水 (8)	RHR 運転③ (9)	RHR 運転④ (10)	RCS 漏洩試験 (11)	RHR運転⑤ (12)	高温停止 状態 (13)
原子炉冷却材保有水量(水位)	一次冷却系満水 原子炉上部キャビティ満水 一次冷却系満水 ミッドループ ミッドループ										
電源系											
ディーゼル発電機	A										
	B										
補機冷却海水系	A										
	B										
余熱除去系	A										
	B										



第 3.1.3.1.2.1.1 図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移（概要）

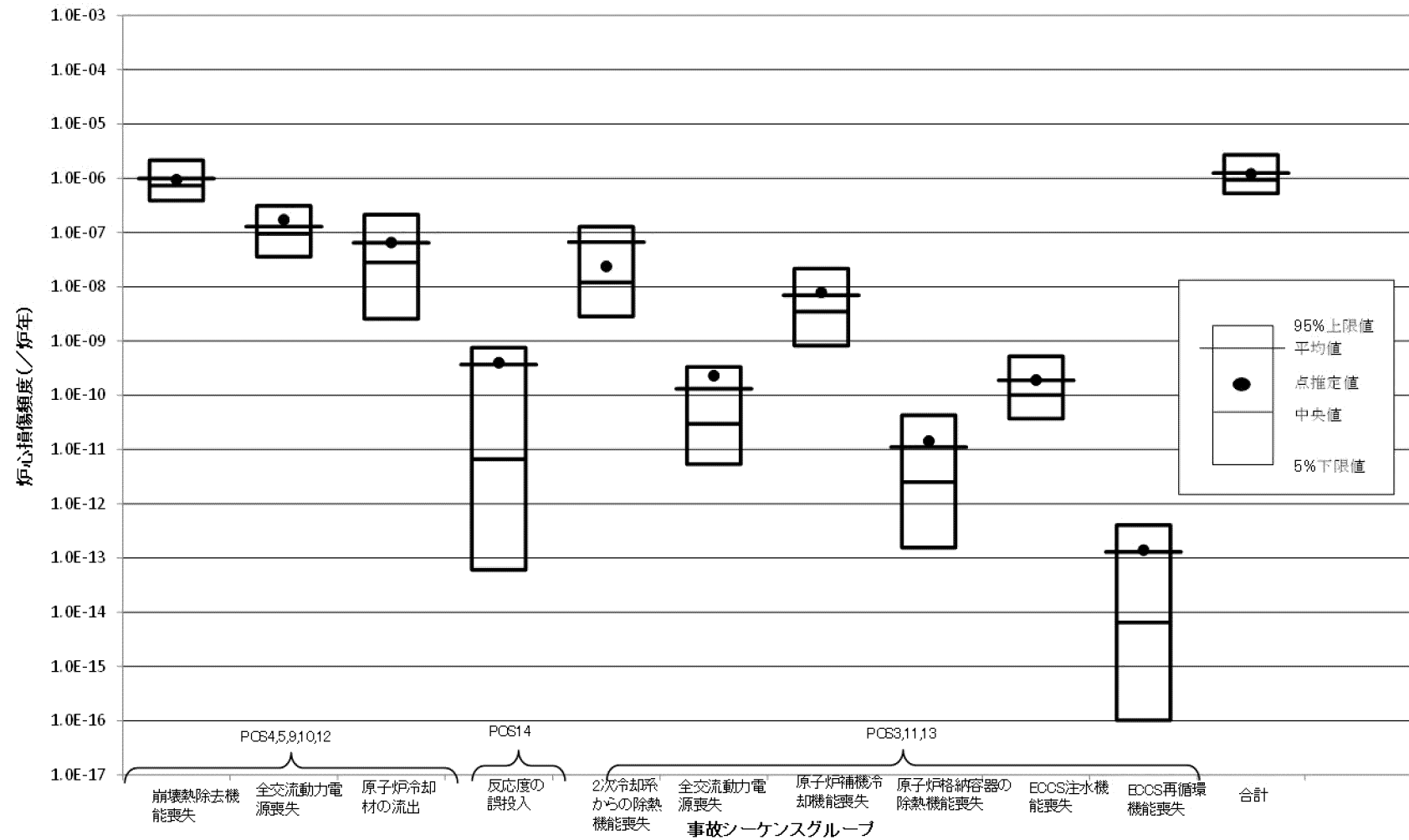


第3.1.3.1.2.1.2図 ミッドループ運転概要図

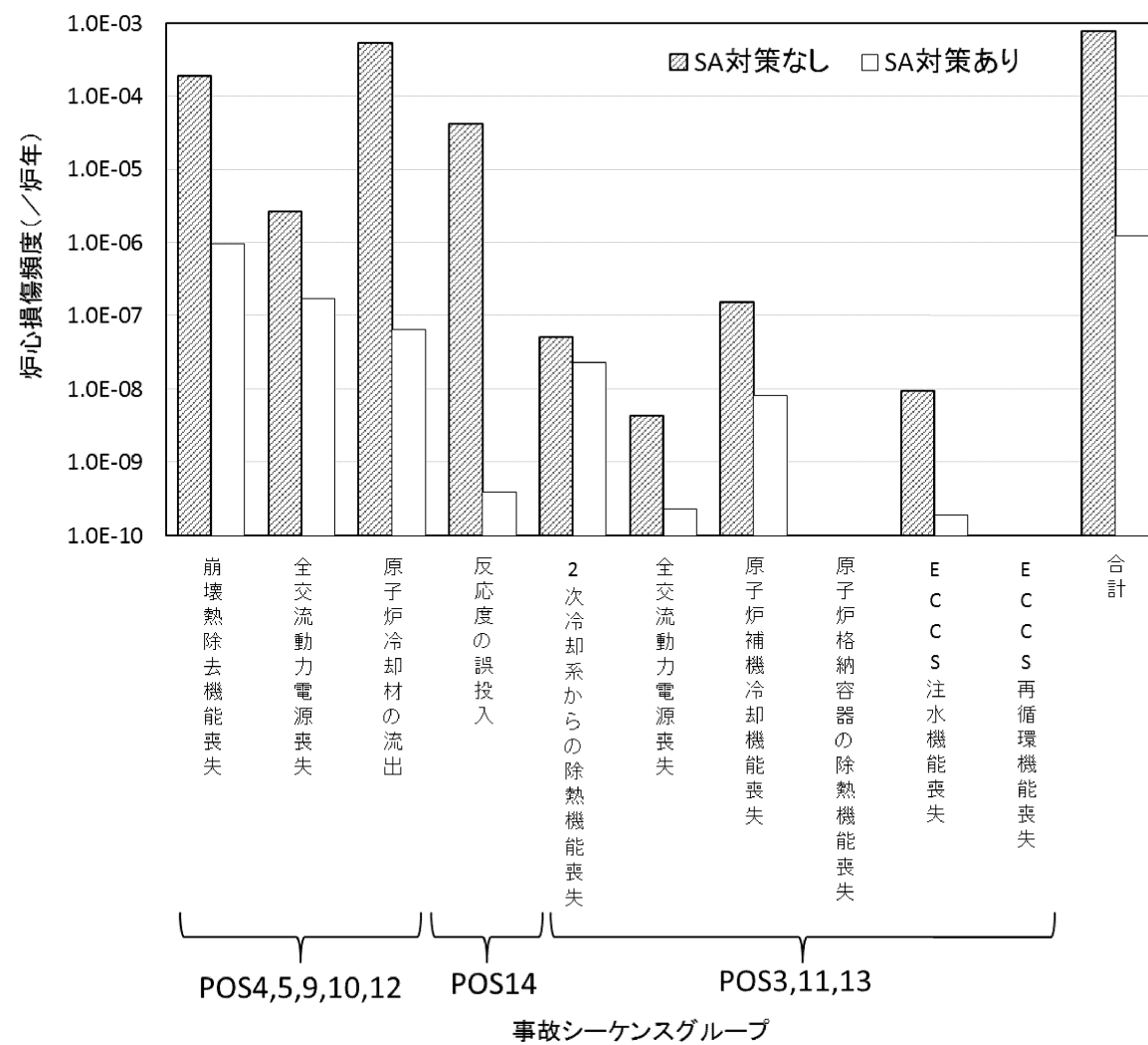


※原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、オーバードレン、水位維持失敗を想定

第 3.1.3.1.2.2.1 図 炉心損傷に至る可能性のある異常事象に関する
マスターロジックダイアグラム



第 3.1.3.1.2.2.14 図 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度の不確実さ解析結果



第 3.1.3.1.2.2.15 図 SA対策を無効とした感度解析結果

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 P R A 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「レベル 2 P R A 学会標準」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 P R A 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 P R A 上、重要な機器を対象にプラントワ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

プラントワークダウンの結果、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、事故シナリオを設定した。

a. 地震に対する特徴

地震 P R A 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。）
- ・淡水タンク
- ・所内用空気系
- ・制御用空気系 C ヘッダ
- ・主蒸気隔離弁下流
- ・タービントリップ

また、地震 P R A 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ウォークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナリオを広範に分析し、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かか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、事故シーケ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。

電動弁のフラジリティは、「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

な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（L O C A事象）

イ 1次冷却材圧力バウンダリの損傷

L O C A事象を緩和するE C C Sの組合せにより、L O C A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P R AではL O C Aに対する成功基準の違いから、極小L O C A、小破断L O C A、中破断L O C A、大破断L O C Aに分類をしている。地震P R Aでは、これに加え大破断L O C Aを上回る規模のL O C A（以下「E x c e s s L O C A」という。）が発生する可能性を考慮した。

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

以上より、L O C Aに係る起因事象として以下を選定した。

- ・ E x c e s s L O C A
- ・ 大破断L O C A
- ・ 中破断L O C A
- ・ 小破断L O C A

(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E C C S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因事象とした。

- ・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、以下の起因事象とした。

- ・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因事象とした。

- ・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、以下の起因事象とした。

- ・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。

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 S S C 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、以下の起因事象とした。

- ・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、同種の弁は全て同時に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実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実さとして扱うこととした。

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、ばらつきの打ち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 (2 0 0 2) : 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 (2 0 1 3) : 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 S S C 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 S S C を抽出し、地震 P R A で対象となる建屋・機器リストを作成した。対象 S S C の選定に際しては、内部事象出力運転時 P R A 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 S S C を追加した。第 3.1.3.2.1.3.1 表に評価対象とした S S C 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 S S C 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」という。）（R / B）、制御建屋（C / B）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 3.1.3.2.1.3.6 図に示す。なお、第 3.1.3.2.1.3.1 図～第 3.1.3.2.1.3.6 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力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 表に示す。原子炉建屋及び制御建屋の物性値をそれぞれ第 3.1.3.2.1.3.6 表～第 3.1.3.2.1.3.7 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 3.1.3.2.1.3.8 表に示す。なお、第 3.1.3.2.1.3.5 表は参考資料に示す。

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 3.1.3.2.1.3.7 図及び第 3.1.3.2.1.3.9 表～第 3.1.3.2.1.3.10 表に、並びに制御建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第 3.1.3.2.1.3.8 図及び第 3.1.3.2.1.3.11 表～第 3.1.3.2.1.3.12 表に示す。なお、第 3.1.3.2.1.3.9 表、第 3.1.3.2.1.3.11 表及び第 3.1.3.2.1.3.7 図～第 3.1.3.2.1.3.8 図は参考資料に示す。

(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 3.1.3.2.1.3.8 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 3.1.3.2.1.3.13 表及び第 3.1.3.2.1.3.14 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HCLPF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是对数正規累積分布関数により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線を算出した。HCLPFは信頼度 95%フラジリティ曲線を基に算出した。

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 3.1.3.2.1.3.9 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 3.1.3.2.1.3.10 図、断面図を第 3.1.3.2.1.3.11 図に示す。なお、第 3.1.3.2.1.3.10 図及び第 3.1.3.2.1.3.11 図は参考資料に示す。

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実さ β_R 及び認識論的不確実さ 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

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

$f_{vcd} = 0.20 \sqrt[3]{f'_{cd}}$ 但し、 $f_{vcd} > 0.72$ (N/mm²)となる場合は $f_{vcd} = 0.72$ (N/mm²)

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

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

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

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

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

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

$\beta_a = 0.75 + \frac{1.4}{a/d}$ 但し、 $\beta_a < 1.0$ 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 $\gamma_{mc}(1.0)$ 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. デュープビーム式

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

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)

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

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

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3.1.3.2.1.3.12図に地震応答解析モデルを示す。なお、第3.1.3.2.1.3.12図は参考資料に示す。

(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 3.1.3.2.1.3.15 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、2 倍、3 倍、4 倍まで振幅調整して、計 4 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、 $5 + 1 + 1 + 1 =$ 計 8 ケースの解析を実施する。第 3.1.3.2.1.3.16 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 H C L P F 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、H C L P F 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 3.1.3.2.1.3.13 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動加速度を評価尺度として表示するものである。このとき、最大地動加速度 A をフラジリティ加速度と称し、機器フラジリティ解析ではこれを確率量として扱い、以下の式で表す。

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

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不確実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 ：認識論的不確実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。

$$F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} = \underbrace{\frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}}}_{\text{応答に関する係数}} \times \underbrace{\frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}}}_{\text{耐力に関する係数}} \quad (\text{式 } 3.1.3.2.1.3.2)$$

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

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 3.1.3.2.1.3.17 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 3.1.3.2.1.3.18 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。

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

ここで、

F_S ：機器の限界強度に関する係数

F_p ：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動に対する機器応答値と、機器入力動の中央値に対する機器応答値を用いて、次式により評価することができる。

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

(ロ) 機器の設計用減衰定数に関する係数 F_D

減衰定数の保守性及び不確実さが、機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。設計評価で一般に使用される JEAG4601 記載の設計用減衰定数は、既往の各種試験から得られた実機の減衰定数に関するデータ等を基に、機器種別毎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実さが、機器の応答に与える影響を安全係数として評価す

る。保守性及び不確実さの評価では、解析における固有周期・振動モード形状と試験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。

(二) 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実さが生じるため、これが機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。

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。

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

(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。

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

(二) 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実さとして考慮する。

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実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。

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

上式より、

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

ここで、“損傷加速度のHCLPF＝機能維持確認済加速度”とみなし、不確実さ 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 $F\mu$

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

本係数は、弾塑性によるエネルギー吸収が見込まれると考えられる設備（部位）については、弾塑性挙動を考慮した耐震余裕に関する過去の知見を踏まえ、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PRAへの影響が大きくなると考えられる機器については、より現実的な耐力又は応答を参照している。

(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 3.1.3.2.1.3.19 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。

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

ただし、本機器は剛であるため、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、不確かさは考慮しない。

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

(ニ) モード合成法に関する係数 F_{EMC}

本機器は剛であるため、本係数及び、不確かさは考慮しない。

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

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 3.1.3.2.1.3.18 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 ）を通常では採用するが、せん断応力について、JSME I-第 8 章-SSB-3131 より、引張応力 S_u 値を $1/\sqrt{3}$ 倍し、この値のさらに 1.1 倍を、これ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 81 N/mm^2 であるが、これは基礎ボルトの呼び径ベースで算定されたものであるため、谷径ベースに換算する必要がある。この換算のための係数として JSME I-解説 8-23「メートルねじでの断面低減率」より 0.75 を用いる。

なお、通常運転時応力は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 fragility 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。

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

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

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

fragility 曲線を第 3.1.3.2.1.3.14 図に示す。

3.1.3.2.1.4 炉心損傷頻度評価

(1) 起因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 における起因事象の扱いは「3.1.3.2.1.1(2)c. 起因事象の分析」に記載のとおりである。また、起因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 1 P R A と相違ない。したがって、地震 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 と同様のものを採用する。

なお、内部事象出力運転時レベル 1 P R A で想定していない起因事象については、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、「起因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) 起因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 S S C が同時に損傷することにより、複数の起因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、起因事象の階層化を行う。

起因事象の階層化では、地震発生時のプラント影響の厳しさや必要とする緩和策の組合せに着目して、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あることを考慮し、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 L O C A、小破断 L O C A、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、E x c e s s L O C A 及び A T W S 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、E x c e s s L O C A 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 P R A の原子炉容器破損イベントツリーを適用する。

各フロンタ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 P R A と同様である。なお、第 3.1.3.2.1.4.3 図～第 3.1.3.2.1.4.14 図は参考資料に示す。

(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 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. プラント損傷状態の分類

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

P D S 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 P R A 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摘出して定義する。

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、空調用冷水系、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 ヘッダは、耐震評価が可能な設備については、フラジリティ評価を実施し、モデル化する。また、一部の低耐震設備は必ず損傷するものと仮定し、C ヘッダ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) 空調用冷水系

空調用冷水系は耐震クラスが低い、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 ヘッダは耐震クラスが低いため母管圧力低による隔離インターロックに期待する。

(ニ) 主蒸気圧力制御系

主蒸気隔離弁より下流側は耐震クラスが低いため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、内部事象出力運転時レベル 1 P R A と同様にランダム要因による隔離失敗も考えられるが、本評価では、それらの評価結果への定量的影響は十分に小さいためモデル化対象外とする。

(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 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。地震 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 1 次冷却材ポンプシール L O C A の発生確率は内部事象出力運転時レベル 1 P R A 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 1 P R A のモデルを基に、地震出力運転時レベル 1 P R A 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

起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を特定し、その発生確率を求める。このため、人間信頼性解析手法を用いて人的過誤確率を評価する。

a. 起因事象発生前人的過誤

(a) 起因事象発生前作業の同定

システム信頼性解析においてモデル化される機器又はシステムに関して、定期検査要領書、運転基準等を調査、分析することによって、人間信頼性解析においてモデル化すべき保守及び試験等を同定する。

(b) 起因事象発生前作業における従属性の同定

プラントで実施されている作業の中から、多重性又は多様性を有する機器やシステムに従属的な機能喪失をもたらす可能性のある作業を同定する。

本評価では、以下の理由により、事象発生前における作業は従属性が十分小さいとして、考慮しない。

- ・別システムの作業は、操作内容や操作時期が異なることから、作業間の従属性は完全に無視できるとして、従属性はないものとする。
- ・同一系統内の各トレンの作業は検査時期が異なること

から、各トレンの作業間の従属性は無視できるとして、従属性はないものとする。

(c) 同定した作業の除外

試験後や保守後、機器を待機状態又は運転状態に復旧させる作業について、質の高いチェック（作業者とは別の人間による独立なチェック等）によって人的過誤確率が十分に低いと判断できる運転操作については除外した。結果として、事象発生前の人的過誤の対象を手動弁及び手動ダンパに限定し、さらにその内のモデル化要否を判断するためスクリーニング基準を設定する。

b. 起因事象発生前人的過誤のモデル化

機器やシステムのアンアベイラビリティに対して、人的過誤事象がどのように影響するかを明確に表すように人的過誤事象をモデル化する。

(a) システム及び事故シーケンスのモデルに対応した人的過誤事象の設定

人的過誤事象は、その作業失敗が機器及びシステムのアンアベイラビリティに対してどのように影響しているかを表すようにモデル化する。また、対象作業について、人的過誤による動作不能及び作業完了後の回復操作（復旧）失敗をモデル化する。

(b) 校正エラーのモデル化

待機状態にある緩和設備の起動失敗の要因として、起動信号の校正エラーが考えられる場合には、校正エラーをもたらす人的過誤をモデル化する。

本評価においては、機器故障率データの事前分布として採用するNUCIAの国内故障率データに設備の校正失敗も機器故障としてカウントされていることから、人的過誤として独立したモデル化は行わないものとする。

c. 起因事象発生前人的過誤の評価

プラント固有又は作業固有の影響因子を分析し、この分析を基に体系的な方法を用いて人的過誤確率を評価する。

(a) 人的過誤確率の評価手法

人的過誤確率の評価は、T H E R P (Technique for Human Error Rate Prediction) 手法を用いて、人的過誤事象の確率を体系的な方法で評価する。

(b) 人的過誤確率の評価

プラント固有の条件に基づいて、人的過誤確率及びその不確実さを評価する。不確実さについては、人的過誤確率の確率分布として対数正規分布を仮定する。

事象発生前の人的過誤確率を評価する手順は以下の通り。

a) プラント内で想定され得る事象発生前の人的過誤を同定する基準を用いて選定し、操作内容・対象機器に応じて分類する。

b) 分類された各操作及びその他のエラー、それぞれについてT H E R P手法を用いて人的過誤確率を評価する。

本評価では人的過誤の対象を手動弁及び手動ダンパに限定していることから、これらの操作失敗のみを評価する。なお、操作は補修や点検作業後のものであるため、NUREG/CR-1278（以下「T H E R P－H a n d b o o k」という。）を参照し、操作におけるストレスレベルは最適状態とする。

(c) 運転員や保守員による過誤回復の評価

本評価においては、保守や点検作業後の複数の操作員による過誤回復を期待した評価を行っている。その際、操作員数や、操作員間の従属性レベル、並びにストレス／スキルファクタを適切に設定する。

d. 起因事象発生後人的過誤

プラントで事故が発生した場合、運転員はそれに対応する手順書に記載されている操作手順に従って、原子炉を安全に停止させるために必要な措置をとる。P R Aでは原則、運転

手順書に記載されている操作を対象とする。ただし、リスク上重要な機器に対する運転員の回復操作に期待できると判断された場合、当該操作のクレジットも検討する。

なお、要求どおりに作動しているポンプの誤停止や、開状態を維持しなければならない弁を誤って閉めるといった誤操作に関する人的過誤（コミッションエラー）について、THERP手法では、詳細な評価が行えないことから、評価の対象外とする。

e. 起因事象発生後人的過誤のモデル化

事故シーケンスの詳細さに応じて、要求される緩和操作が適切に実施されない場合の影響を表現するように人的過誤事象をモデル化する。

(a) 人的過誤事象を特定する条件

機器及びシステムの故障の原因となる起因事象発生後の人的過誤事象について、次の情報を検討して、当該人的過誤事象を特定する条件を定義する。

イ. 事故シーケンス特有の手順書

緩和操作として同定された操作が記載されている手順書の該当箇所への移行失敗について、診断過誤として取り扱う。診断過誤が発生した場合、手順書に記載されている該当箇所の操作には期待できないものとする。

ロ. 事故シーケンス特有の時間的な特徴

手順書へのエントリーで考慮する診断過誤は、操作時間やアクセスを含めた時間的な余裕を適切に設定する。

なお、中央制御室における操作や読取に必要な時間は十分に短く、影響が小さいとして考慮しない。

ハ. 監督者又は上位職者からの指示の可能性

操作や読取の失敗は、上位者等によるバックアップに期待した評価とする。ただし、従属性を適切に設定する。

ニ. 緩和操作の内容

操作に失敗した場合の緩和系への影響を考慮し、モデルに反映する。

(b) 認知失敗（診断失敗含む。）及び操作失敗の定義

起因事象発生後の人的過誤確率評価では、認知失敗（プラントの状況と実施すべき対応策を認識することの失敗、診断失敗を含む。）と操作失敗を分けて定義する。

プラントで事故が発生した場合、緩和操作を行うために事象を特定し、その事象に対応する手順書（以下「事故時運転手順書」という。）へ移行する診断を行う。その診断に失敗するといった診断過誤を考慮し、診断に失敗した場合には、手順書に記載された該当箇所の操作に期待できないものとする。

事故後に実際に行われる運転員操作は以下の流れで行われるものと想定する。

- 1) 警報、信号、計測表示等（兆候）により異常を検知し、参照すべき事故時運転手順書の該当箇所を判断する。
- 2) 事故時運転手順書に基づいて、実際の操作を行う。
- 3) 事故時運転手順書において、判断を伴う記載があった場合、計器等を確認する。
- 4) 3)の確認結果に基づいて、関連する操作を行う。

このうち、1)が認知（診断）行為に、2)及び 4)が操作行為、3)が読取に分類され、それぞれの人的過誤確率を評価する。

事象の診断に失敗した場合、運転員は後に続く一連の操作を実施しないと考えられることから、1)の診断と 2)～4)の操作・読取は完全従属として扱う。診断行為は複数の計器指示、警報等からプラントで発生した事象を特定する必要があることから、時間的な余裕を考慮する。

3)の読取失敗については、読取対象となる計器等が明確に記載されていることから、時間的な概念は考慮しない。

また、読取失敗について、複数の計器により状況判断が可能な場合については、失敗の確率が十分に小さいとして、評価対象外とする。

f. 起因事象発生後人的過誤の評価

プラント固有、シナリオ固有の影響因子の分析及び同一事故シーケンスにおける人的過誤事象間の依存因子の分析を基に人的過誤確率を評価する。

(a) 人的過誤確率の評価手法

THE R P手法を用いて、人的過誤事象の確率を体系的な方法で評価する。

(b) 人的過誤確率の評価

プラント固有、シナリオ固有の行動形成因子の影響を分析し、人的過誤確率及びその不確実さを評価する。不確実さについては、人的過誤確率の確率分布として対数正規分布を仮定する。THE R P－H a n d b o o kを参照に、地震発生時における影響を考慮した人的過誤確率の設定方針を第 3.1.3.2.1.4.2 表に示す。

(c) 人的過誤確率の評価に当たっての従属性の考慮

タスク（作業又は緩和操作）間の従属性は、システムのアンアベイラビリティ若しくは事故シーケンス又はカットセットの発生頻度に対して大きな影響があることから、同一の事故シーケンスに複数の人的過誤が含まれる場合には、個々の操作が実行される時点におけるプラント及び運転員の状況を踏まえて、人的過誤確率の評価では先行する人的過誤との因果関係の有無を考慮する。

イ．トレン間従属性

- ・ 1 系統に対し、2 トレン又はそれ以上のトレン数にわたり同様の認知、又は、操作を実施する場合、従属性を考慮し、そのレベルは完全従属とする。

ロ．同一シーケンスの人的過誤事象間の従属性

- ・ 事象発生前と事象発生後の人的過誤事象間の従属性は考慮しない。
- ・ 事象発生後の同一シーケンスの人的過誤事象間の従属性は考慮する。
- ・ 起因事象の要因となる人的過誤事象及び事象発生後の人的過誤事象間の従属性は考慮する。
- ・ 同一シーケンスの人的過誤事象間の従属性レベルは、S P A R - H (The Standardized Plant Analysis Risk-Human Reliability Analysis) における従属性評価用のイベントツリーを用いて算出し、従属性を考慮した条件付き人的過誤確率はT H E R Pに基づき算出する。S P A R - Hの従属性評価用のイベントツリーを第 3.1.3.2.1.4.16 図に、また、T H E R P - H a n d b o o kを参照した従属レベル毎の人的過誤確率を第 3.1.3.2.1.4.3 表に示す。

g. 回復操作の評価

本評価においては、機器の故障により喪失した系統機能の回復操作には期待しない。

(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S S C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。地震加速度区分別の地震平均発生頻度を第 3.1.3.2.1.4.4 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 6.0×10^{-7} (／炉年) となった。

(a) 加速度区分別の炉心損傷頻度評価結果

加速度区分別の炉心損傷頻度を第 3.1.3.2.1.4.5 表に示す。加速度区分別では、加速度区分 1 ($0.2G \sim 0.4G$) が 25.9% 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 7 ($1.6 \sim 1.7G$) が 25.4% 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 3.1.3.2.1.4.6 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 38.1% 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 3.1.3.2.1.4.7 表に示す。

なお、第 3.1.3.2.1.4.7 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) プラント損傷状態別炉心損傷頻度

プラント損傷状態別の炉心損傷頻度を第 3.1.3.2.1.4.8 表に示す。TED が全体の 47.4% を占めている。次いで、TEI が 11.4% 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 PRA で評価した SSC が、炉心損傷に与える影響を把握するために、Fussell-Vesely (FV) 重要度評価を実施した。重要度は地震 PRA で評価対象とした 0.2G から 1.7G 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。FV 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。

FV 重要度評価結果を第 3.1.3.2.1.4.9 表に示す。なお、第 3.1.3.2.1.4.9 表及び FV 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、SSC の fragility、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 (EF) 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 3.1.3.2.1.4.10 表及び第 3.1.3.2.1.4.17 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 12 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 10 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 57、区分 5（1.2～1.5G）で約 430、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

炉心損傷頻度の定量化結果を踏まえ、評価で用いた仮定やモデル・データに関する選択等を対象として、それらの仮定や選択が、評価結果にどのように影響しているかを確認するため、感度解析を実施した。本評価では、以下について感度解析を実施した。

- ・冗長設備の相関性の取扱いにおける感度解析
- ・シビアアクシデント対策設備を無効にした感度解析

(a) 冗長設備の相関性の取扱いにおける感度解析

イ 手法

冗長系の S S C の地震による損傷については、完全相関として評価を実施しているが、この冗長系の S S C の相関性について感度解析を実施した。具体的には第 3.1.3.2.1.4.9 表に示す全炉心損傷頻度に対する F V 重要度が上位の S S C のうち冗長系の S S C について完全独立として評価した。なお、第 3.1.3.2.1.4.9 表は参考資料に示す。

ロ 結果

相関性を考慮した感度解析の設定を第 3.1.3.2.1.4.11 表に示す。完全独立として評価することで、冗長系の S S C の条件付き損傷確率が低下する。なお、第 3.1.3.2.1.4.11 表は参考資料に示す。

感度解析の結果、炉心損傷頻度が約 17%低減した。

(b) シビアアクシデント対策設備を無効にした感度解析

シビアアクシデント対策設備（以下「S A対策」という。）の有効性の定量的な影響を確認することを目的とし、点推定評価（ベースケース）のモデルを用いて、S A対策を無効にした場合（以下「S A対策無しケース」という。）の炉心損傷頻度を算出した。S A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 3.1.3.1.1.2.54 表に示す。

ベースケースと S A対策無しケースの比較した結果として、第 3.1.3.2.1.4.12 表に加速度区分ごとの炉心損傷頻度を、第 3.1.3.2.1.4.18 図に事故シーケンスグループごとの炉心損傷頻度を示す。

S A対策無しケースの全炉心損傷頻度は $1.7\text{E-}06$ ／炉年であり、S A対策により全炉心損傷頻度は 65%低減した。

また、各加速度区分における炉心損傷頻度の低減割合は、区分 1（0.2～0.4G）～区分 4（1.0～1.2G）では 80%程度であり、区分 5 より大きい加速度では、S A対策設備の地震による損傷確率が増加すること、及び S A対策が有効でない事故シーケンスの割合が増加することから、区分 5（1.2～1.5G）で 53%、区分 6（1.5～1.6G）で 20%、区分 7（1.6～1.7G）においては 0%となった。

3.1.3.2.1.5 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

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プラント損傷状態（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. プラント損傷状態の分類

「3.1.3.2.1.4(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 3.1.3.2.1.4.8 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プラント損傷状態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

地震時特有のプラント損傷状態として 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、地震出力時レベル 2 P R A の成功基準を設定する。

地震による S S C 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、成功基準を次のとおり設定する。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

プラント損傷状態ごとに、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、プラント損傷状態ごとに、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、各プラント損傷状態を考慮し、重要な物理化学現象を抽出し、その発生条件及び発生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、各プラント損傷状態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、プラント損傷状態ごとに、そのプラント損傷状態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、地震時の各プラント損傷状態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 表は、参考資料に示す。

S E W、S E I、S L W、S L I、T E I以外のプラント損傷状態については、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、S E W、S E I、S L W、S L I、T E Iについても、これらのプラント損傷状態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した結果、地震による全格納容器機能喪失頻度は 4.8×10^{-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は 0.80 となった。地震動加速度区分別、プラント損傷状態別、格納容器機能喪失モード別の評価結果を以下に示す。

(a) プラント損傷状態別の格納容器機能喪失頻度

加速度区分ごとに P D S 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、TED による格納容器機能喪失頻度が $2.4 \text{E-}7$ （／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

加速度区分ごとに格納容器機能喪失モード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（0.2～0.4G）、区分 2（0.4～0.8G）では「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3(0.8~1.0G)以上の区分では「格納容器隔離失敗」(βモード)、「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」(δモード)及び「格納容器過温破損」(τモード)が高くなった。全体では、「格納容器隔離失敗」(βモード)が1.6E-07(／炉年)で最大となり、次いで「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」(δモード)が1.2E-07(／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、 9.6×10^{-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。なお、第 3.1.3.2.1.5.2 図は参考資料に示す。

b. 放出カテゴリ毎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、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 40.1%で最も高かった。次に、格納容器隔離失敗の放出カテゴリ（F 5）の寄与が 28.2%と高かった。

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。

(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、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。

加速度区分ごと及び加速度区分 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 13 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59、区分5（1.2～1.5G）で約430、及び区分6（1.5～1.6G）で約7600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もある。

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。

- ・冗長設備の相関性の取扱いにおける感度解析
- ・シビアアクシデント対策設備を無効にした感度解析

(a) 冗長設備の相関性の取扱いにおける感度解析

イ 手法

冗長系のSSCの地震による損傷については、完全相関として評価を実施しているが、この冗長系のSSCの相関性について感度解析を実施した。具体的には第3.1.3.2.1.5.7表に示す全格納容器機能喪失頻度に対するFV重要度が上位のSSCのうち冗長系のSSCについて完全独立として評価した。なお、第3.1.3.2.1.5.7表は参考資料に示す。

ロ 結果

相関性を考慮した感度解析の設定を第3.1.3.2.1.5.12表に示す。完全独立として評価することで、冗長系のSSCの条件付き損傷確率が低下する。なお、第

3.1.3.2.1.5.12 表は参考資料に示す。

感度解析の結果、格納容器機能喪失頻度が約 21%低減した。

(b) シビアアクシデント対策設備を無効にした感度解析

イ 手法

S A対策の有効性の定量的な影響を確認することを目的とし、点推定評価（ベースケース）のモデルを用いて、S A対策を無効にした場合（以下「S A対策無しケース」という。）の格納容器機能喪失頻度を算出した。

ロ 結果

ベースケースとS A対策無しケースの格納容器機能喪失頻度を第3.1.3.2.1.5.13表及び第3.1.3.2.1.5.6図に示す。格納容器機能喪失頻度は、S A対策無しケースで 1.7×10^{-6} （／炉年）であったが、S A対策を考慮することで 4.8×10^{-7} （／炉年）となり、格納容器機能喪失頻度は73%低減した。

S A対策無しケースにおいて、全交流動力電源喪失や2次系除熱機能喪失により炉心損傷となっていたシナリオが、空冷式非常用発電装置やフィードブリード等のS A対策に期待する事で、炉心損傷を回避した結果、格納容器機能喪失に至る事故シナリオの頻度が低減している。また、ベースケースでは、格納容器内の長期的な冷却のため、格納容器内自然対流冷却に期待していることから、炉心損傷後に格納容器機能喪失に至る確率が低減している。以上の要因により、ベースケースの格納容器機能喪失頻度が低減した。

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 C_{s-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する。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））及び外的格納容器破損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) 放出カテゴリのソースターム評価」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、 C_{s-137} 放出量が 100TBq を超える事故シーケンスの合計発生頻度を求めた。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 C_{s-137} の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度は 4.8×10^{-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	・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	・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 ケンス 評価	a) 事故シナリオの分析と起 因事象の分類	・原子炉設置許可申請書
		b) 事故シケンスの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	・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	NUREG/CR-1278, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications” NUREG/CR-6883 ,”The SPAR-H Human Reliability Analysis Method”
		d) 事故シケンスの定量化	
		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のある事故シナリオ	・地震 P R A にて評価する。 ・地震 P R A で考慮	地震 P R A で考慮
安全機能に従属する S S C の損傷 による炉心損傷への影響		
② 本震による炉心損傷事故に間接的に繋がりのある事故シナリオ	1. 安全機能を有する S S C 以外の屋内 S S C の損傷 ・格納容器ボー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。 ・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
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		
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		
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	・ P W R 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。 ・ 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
斜面崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	・ 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	・ 地震 P R A では外部電源のフラジリティ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	・ 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、燃料料取替用水タンク等）のフラジリティについては地震 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	・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 P R A 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	・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 P R A 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 P R A 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	・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 P R A で考慮
構内通行支障、要員への影響	・プラントウォークダウンにより、内部事象 P R A 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 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（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オ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	- 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 P R A 学会標準では余震の評価手法が例示されているが、系統的な評価手法は確立されておらず、今後の課題とする。	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 P L M 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と判断し、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わ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	・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	・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、津波にかかわる事故シナリオ		
地震起因によって火災、溢水、津波が引き起こされ炉心損傷に繋がる可能性のあるような事故シナリオ	・本評価では、地震随伴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	・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	・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	・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		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		0.86	0.47	
L2			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	偶然的な不確実さ
特定震源モデル	主要活断層 (A)	・地震規模評価式 ・アスペリティ位置※ (ただし、F O - A ~ F O - B ~ 熊川断層では断層長さと断層傾斜角に加え、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)	・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)	・地震規模評価式	—
領域震源モデル		・最大地震規模 ・領域区分モデルの選択	・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		・地震動評価手法 (F O - A ~ F O - 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)	・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な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)	X_{eq} (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－ 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－ 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-高槻構造線	45	81.5	7.6	7.7	7.4	B	6.99E-05
14	F _{GA} 3 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、F0-A～F0-B断層を 9/10 とし、F0-A～F0-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°					
		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	異種の項目を多数分岐させていることから、各評価ケースに優劣をつけず、等重みとして設定	
			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 $V_r=0.87 \beta$							
	主要活断層 (B)	地震規模評価式	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				
地震動伝播モデル		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考慮の有無	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	地震ごとに補正要否の判断が必要と考えられるため、等重みとして設定	
			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 ($\beta =0.35\sim0.45$) 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 P R A)		
	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因事象を選定
1-2	—	—	各起因事象について、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成して、収束シナリオを特定
1-3	—	—	系統図等を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
1-4	—	—	[対象]：小口径枝管の配管、弁等
			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 P R A)		
	建 屋	屋外重要土木構築物	機 器
2-1	内部事象 P R A 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		
2-2	【対象】：	【対象】：	【対象】：
	①原子炉建屋、格納容器等を追加	①海水取水ライン構築物を追加	①原子炉容器、炉内構築物、燃料
	②追加なし	②追加なし	②電気盤(メタルクラッドスリットギア、原子炉盤)等を追加
2-3	内部事象 P R A 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
	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 P R A 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 P R A 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

起因事象/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
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	5.23	0.31	0.31	1.89
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ブ水位計 (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	・ 構造材料定数 ・ 損傷限界時ひずみ	・ 施工精度 ・ 実験データの統計的精度 ・ 耐力評価式の誤差
	現実的応答	・ 構造材料定数 ・ 地盤材料定数	・ モデル形態 ・ 剛性評価の仮定 ・ 復元力特性のモデル化 ・ 耐震要素の評価範囲

第 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 3.1.3.2.1.3.6 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 3.1.3.2.1.3.7 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 3.1.3.2.1.3.8 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 P R A 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 P R A 学会標準)
	鉄筋の降伏強度 s_{oy}	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 P R A 学会標準)

第 3.1.3.2.1.3.10 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	$2.98 \times 10^9 (\text{kN/m})$	$3.34 \times 10^7 (\text{kN} \cdot \text{s/m})$
	EW	$3.07 \times 10^9 (\text{kN/m})$	$3.58 \times 10^7 (\text{kN} \cdot \text{s/m})$
底面 ロッキングばね K_R	NS	$6.61 \times 10^{12} (\text{kN} \cdot \text{m/rad})$	$2.40 \times 10^{10} (\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$
	EW	$4.43 \times 10^{12} (\text{kN} \cdot \text{m/rad})$	$1.26 \times 10^{10} (\text{kN} \cdot \text{m} \cdot \text{s/rad})$

第 3.1.3.2.1.3.12 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 3.1.3.2.1.3.13 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			
		F _c	h	V _s	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・Y	○	—	—	○
	復元力特性 M・φ	○	—	—	○
地盤ばね	ばね値	—	—	○	—
	減衰	○	—	○	—

第 3.1.3.2.1.3.14 表 2 点推定法による解析ケース

解析ケース	F _c	h	V _s
1	+	+	+
2	+	—	+
3	+	+	—
4	+	—	—
5	—	+	+
6	—	—	+
7	—	+	—
8	—	—	—

第 3.1.3.2.1.3.15 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(32.9) 変動係数：0.13（地震 P R A 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($V_s=360$ m/s) 変動係数：0.1（地震 P R A 学会標準）

第 3.1.3.2.1.3.16 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 (-1 σ)	360 (平均値)
3	模擬地震動×1	37.2 (+1 σ)	360 (平均値)
4	模擬地震動×1	32.9 (平均値)	324 (-1 σ)
5	模擬地震動×1	32.9 (平均値)	396 (+1 σ)
6	模擬地震動×2	32.9 (平均値)	360 (平均値)
7	模擬地震動×3	32.9 (平均値)	360 (平均値)
8	模擬地震動×4	32.9 (平均値)	360 (平均値)

第 3.1.3.2.1.3.17 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	・機能試験データの統計的精度	・試験データの統計的精度
	現実的応答	・水平・上下地震荷重組み合わせ方法 ・モード合成法	・床応答スペクトル ・解析モデルの評価法

第 3.1.3.2.1.3.18 表 建屋応答係数

建屋	方向	係数	F_{SS}	F_R	F_M	F_{SB}
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 3.1.3.2.1.3.19 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)	—	—	—	—	6.6E-03	4.2E-02	6.7E-02
原子炉格納容器損傷	—	—	—	—	—	—	—
原子炉建屋損傷	—	—	—	—	1.4E-02	6.0E-02	9.0E-02
大破断 LOCA を上回る 規模の LOCA	—	—	—	—	5.5E-03	3.8E-02	6.1E-02
大破断 LOCA	—	—	—	—	1.5E-02	6.4E-02	9.6E-02
中破断 LOCA	—	—	—	—	—	—	1.2E-02
小破断 LOCA	—	—	—	—	2.0E-03	4.4E-02	7.7E-02
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	—	—	—	8.6E-03	6.3E-02	1.9E-01	2.7E-01
主給水管破断	—	—	—	—	1.2E-03	2.0E-02	3.3E-02
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	4.2E-04	6.4E-04	6.4E-04	6.4E-04	6.4E-04	6.4E-04	6.4E-04
原子炉補機冷却機能の 全喪失	—	—	—	—	2.0E-02	1.7E-01	3.0E-01
外部電源喪失	4.0E-01	8.1E-01	9.8E-01	9.9E-01	9.9E-01	1.0E+00	1.0E+00
主給水流量喪失	1.0E+00						

第 3.1.3.2.1.4.2 表 地震 P R Aにおける人的過誤の設定方針

加速度区分		加速度区分 1	加速度区分 2
診断失敗		事故時操作所則（第 1 部） LOWER BOUND JOINT HEP 事故時操作所則（第 2 部） MEDIAN JOINT HEP 事故時操作所則（第 3 部） MEDIAN JOINT HEP	UPPER BOUND JOINT HEP
操作・読取 失敗における ストレス レベル	事故後短期 の操作	Extremely High	
	事故後長期 の操作	Moderately High	

第 3.1.3.2.1.4.3 表 従属レベル毎の人的過誤確率

従属レベル		人的過誤確率
LD	低従属	5.0E-02
MD	中従属	1.5E-01
HD	高従属	5.0E-1
CD	完全従属	1.0

第 3.1.3.2.1.4.4 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 3.1.3.2.1.4.5 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	1.6E-07	25.9%
区分 2 (0.4G～0.8G)	1.9E-04	5.0E-08	8.4%
区分 3 (0.8G～1.0G)	9.8E-06	2.3E-09	0.4%
区分 4 (1.0G～1.2G)	3.3E-06	4.4E-09	0.7%
区分 5 (1.2G～1.5G)	1.6E-06	1.1E-07	18.9%
区分 6 (1.5G～1.6G)	2.2E-07	1.2E-07	20.2%
区分 7 (1.6G～1.7G)	1.5E-07	1.5E-07	25.4%
合計		6.0E-07	100.0%

第 3.1.3.2.1.4.6 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	1.7E-07	28.3%
全交流動力電源喪失	2.3E-07	38.1%
原子炉補機冷却機能喪失	5.2E-08	8.6%
原子炉格納容器の除熱機能喪失	6.2E-10	0.1%
原子炉停止機能喪失	6.0E-09	1.0%
E C C S 注水機能喪失	6.5E-08	10.7%
E C C S 再循環機能喪失	3.1E-09	0.5%
原子炉建屋損傷	4.7E-08	7.8%
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	4.9%
合計	6.0E-07	100.0%

ε : カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.1.4.8 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	4.4E-08	7.3%
AEW	3.8E-09	0.6%
AEI	1.5E-08	2.4%
ALC	ε	<0.1%
SED	5.8E-08	9.6%
SEW	3.2E-12	<0.1%
SEI	3.0E-10	<0.1%
SLW	3.8E-08	6.2%
SLI	ε	<0.1%
SLC	7.4E-09	1.2%
TED	2.9E-07	47.4%
TEW	7.2E-09	1.2%
TEI	6.9E-08	11.4%
G	3.0E-08	4.9%
B	4.7E-08	7.8%
合計	6.0E-07	100.0%

ε：カットオフより小さい値

第 3.1.3.2.1.4.10 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）	8.1E-09	5.5E-08	3.8E-07	1.3E-07	6.8E+00
区分 2（0.4G～0.8G）	4.8E-09	2.1E-08	1.1E-07	3.9E-08	4.8E+00
区分 3（0.8G～1.0G）	5.2E-11	8.6E-10	5.5E-09	1.8E-09	1.0E+01
区分 4（1.0G～1.2G）	5.6E-12	8.6E-10	1.8E-08	4.2E-09	5.7E+01
区分 5（1.2G～1.5G）	3.9E-12	4.3E-08	7.1E-07	1.5E-07	4.3E+02
区分 6（1.5G～1.6G）	1.4E-14	2.0E-08	8.1E-07	1.2E-07	7.5E+03
区分 7（1.6G～1.7G）	9.0E-15	1.2E-08	1.2E-06	1.3E-07	1.1E+04
合計	2.1E-08	2.0E-07	2.9E-06	5.7E-07	1.2E+01

第 3.1.3.2.1.4.12 表 炉心損傷頻度の感度解析結果
(S A対策に係る感度解析)

加速度区分	①炉心損傷頻度 (／炉年) (S A対策設備無し)		②炉心損傷頻度 (／炉年) (S A対策設備有り)		C D F 比 ②／①
区分 1 (0.2G～0.4G)	9.2E-07	53.1%	1.6E-07	25.9%	0.17
区分 2 (0.4G～0.8G)	2.2E-07	12.9%	5.0E-08	8.4%	0.22
区分 3 (0.8G～1.0G)	1.1E-08	0.7%	2.3E-09	0.4%	0.20
区分 4 (1.0G～1.2G)	3.2E-08	1.9%	4.4E-09	0.7%	0.14
区分 5 (1.2G～1.5G)	2.4E-07	13.9%	1.1E-07	18.9%	0.47
区分 6 (1.5G～1.6G)	1.5E-07	8.8%	1.2E-07	20.2%	0.80
区分 7 (1.6G～1.7G)	1.5E-07	8.8%	1.5E-07	25.4%	1.00
合計	1.7E-06	100.0%	6.0E-07	100.0%	0.35

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
	早期 放出	格納容器 バイパス	蒸気発生器伝熱管 破損（複数本破 損） ^(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
			温度誘因蒸気発生 器伝熱管破損 ^(注1)		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリー プ破損による格納容器バイパス
		格納容器 隔離失敗	格納容器隔離失敗	β	事故後に原子炉格納容器の隔離に失敗
		炉心損傷に 先立つ 地震による 格納容器先 行機能喪失	原子炉格納容器損 傷（ライナー部以 外） ^(注2)	χ	地震による原子炉格納容器損傷（ライナ ー部以外）
			原子炉建屋損傷 ^(注2)		地震による原子炉建屋損傷に伴う格納 容器機能喪失
		格納 容器 破損	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	後期 格納 容器 破損	水素燃焼（原子炉 容器破損後長期）	γ ”	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損 後長期）によって原子炉格納容器が破損
			ベースマット熔融 貫通	ε	熔融炉心・コンクリート相互作用でベー スマットが熔融貫通
			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（ライナー部以外）」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	・熔融炉心が原子炉容器下部ヘッドへ落下 ・1次系低压	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	・炉心熔融進展が炉心への注水により停止しない	熔融炉心の原子炉容器外への放出
熔融物分散放出	・原子炉容器破損時に1次系高压	熔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	熔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熔融炉心が重力落下 ・熔融炉心落下質量大	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	・熔融物分散放出あり	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	・熔融物分散放出あり	μ モードによる格納容器機能喪失の可能性
熔融炉心冷却	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内に熔融炉心落下	熔融炉心・コンクリート相互作用の継続
ベースマット熔融貫通	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内の熔融炉心冷却に失敗	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 (窒素ポンベ使用)	○	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 部への蓄熱)	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
水素濃度制御	原子炉格納容器水素燃料装置	○	同上
	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	2.0E-09	1.0E-08	2.4E-08	3.6E-08
AEW	ε	ε	ε	ε	1.1E-10	5.3E-10	5.4E-10	1.2E-09
AEI	2.7E-12	ε	ε	ε	1.2E-09	1.1E-09	9.3E-10	3.3E-09
ALC	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
SED	9.8E-09	2.9E-09	7.8E-11	9.7E-11	4.9E-09	8.9E-09	1.3E-08	4.0E-08
SEW	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
SEI	1.2E-10	2.3E-11	ε	ε	4.1E-12	2.8E-11	1.7E-11	2.0E-10
SLW	2.1E-08	3.0E-09	1.3E-10	3.7E-11	2.6E-09	2.3E-09	1.3E-09	3.0E-08
SLI	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
SLC	5.0E-09	1.5E-09	7.2E-11	1.8E-11	4.4E-10	2.5E-10	9.4E-11	7.4E-09
TED	5.7E-08	2.0E-08	7.9E-10	2.1E-10	3.7E-08	5.2E-08	6.9E-08	2.4E-07
TEW	4.8E-09	4.9E-10	8.4E-12	3.4E-12	7.8E-10	3.1E-10	1.4E-10	6.5E-09
TEI	1.4E-08	9.1E-09	3.2E-10	2.6E-09	8.9E-09	1.7E-09	6.3E-10	3.7E-08
G	ε	ε	ε	ε	1.0E-08	9.1E-09	1.0E-08	3.0E-08
B	ε	ε	ε	ε	2.2E-08	1.3E-08	1.3E-08	4.7E-08
合計	1.1E-07	3.7E-08	1.4E-09	2.9E-09	9.0E-08	9.8E-08	1.3E-07	4.8E-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	ε	ε	ε	ε
β (格納容器隔離失敗)	2.4E-08	1.1E-08	4.4E-10	1.6E-09	1.8E-08	3.8E-08	6.8E-08	1.6E-07
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))	3.2E-11	4.9E-12	ε	2.2E-12	6.4E-12	ε	ε	4.6E-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)	5.1E-08	1.4E-08	4.1E-10	1.1E-09	2.4E-08	1.9E-08	1.5E-08	1.2E-07
ε (ベームスマット溶融貫通)	2.4E-09	7.1E-10	3.0E-11	6.7E-12	1.2E-09	1.6E-09	2.1E-09	8.0E-09
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.0E-09	1.5E-09	7.2E-11	1.8E-11	4.4E-10	2.5E-10	9.4E-11	7.4E-09
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.0E-11	ε	ε	ε	1.9E-11	7.1E-12	2.5E-12	3.8E-11
σ (格納容器雰囲気気直接加熱) ^注	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00
g (蒸気発生器伝熱管破損)	2.8E-10	8.5E-11	ε	2.6E-11	1.1E-08	9.3E-09	1.0E-08	3.1E-08
τ (格納容器過温破損)	3.0E-08	9.4E-09	4.5E-10	1.3E-10	1.3E-08	1.8E-08	2.5E-08	9.6E-08
μ (格納容器直接接触)	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
κ (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	2.2E-08	1.3E-08	1.3E-08	4.7E-08
合計	1.1E-07	3.7E-08	1.4E-09	2.9E-09	9.0E-08	9.8E-08	1.3E-07	4.8E-07

格納容器機能喪失頻度の値としての ε : カットオフより小さい値

注 : σ モードについては、分解イベントツリー評価の結果、格納容器雰囲気気直接加熱による格納容器破損の確率は 0 である

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	内的	F1	9.3E-10	0.2%
		外的	F2	3.0E-08	5.2%
	格納容器破損	エナジェ ティック	F3A	8.4E-11	<0.1%
		先行破損	F3B	7.4E-09	1.3%
		その他	F3C	2.3E-07	40.1%
		外的	F4	4.7E-08	8.2%
	隔離失敗	—	F5	1.6E-07	28.2%
健全（設計漏えい）		—	F6	9.6E-08	16.8%

第 3.1.3.2.1.5.9 表 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)

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）	5.8E-09	3.7E-08	2.7E-07	8.4E-08	6.8E+00
区分 2（0.4G～0.8G）	2.5E-09	1.1E-08	6.1E-08	2.1E-08	4.9E+00
区分 3（0.8G～1.0G）	2.2E-11	3.5E-10	2.6E-09	8.3E-10	1.1E+01
区分 4（1.0G～1.2G）	2.6E-12	4.2E-10	9.2E-09	2.2E-09	5.9E+01
区分 5（1.2G～1.5G）	2.7E-12	2.9E-08	5.0E-07	1.1E-07	4.3E+02
区分 6（1.5G～1.6G）	1.0E-14	1.5E-08	6.0E-07	9.3E-08	7.6E+03
区分 7（1.6G～1.7G）	7.0E-15	1.2E-08	1.0E-06	1.2E-07	1.2E+04
合計	1.4E-08	1.4E-07	2.3E-06	4.3E-07	1.3E+01

第 3.1.3.2.1.5.10 表 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)

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)	-	-	-	-	-
β (格納容器隔離失敗)	2.8E-09	3.8E-08	8.6E-07	1.6E-07	1.7E+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))	2.0E-13	5.3E-12	1.0E-10	3.1E-11	2.2E+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)	5.1E-09	3.7E-08	3.4E-07	9.2E-08	8.2E+00
ε (ベースマット溶融貫通)	9.0E-11	1.8E-09	3.4E-08	7.3E-09	1.9E+01
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	2.2E-11	5.2E-10	9.3E-09	3.2E-09	2.0E+01
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	5.2E-13	8.3E-12	1.3E-10	3.4E-11	1.6E+01
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	-	-	-	-	-
g (蒸気発生器伝熱管破損)	1.2E-11	1.3E-09	1.3E-07	3.3E-08	1.1E+02
τ (格納容器過温破損)	1.2E-09	2.1E-08	4.0E-07	8.7E-08	1.8E+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)	6.5E-13	6.1E-09	2.7E-07	5.5E-08	6.4E+02
合計	1.4E-08	1.4E-07	2.3E-06	4.3E-07	1.3E+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	8.5E-12	1.6E-10	3.2E-09	7.4E-10	1.9E+01
F2	8.5E-15	7.8E-10	1.3E-07	3.2E-08	3.9E+03
F3A	1.7E-12	1.8E-11	2.4E-10	6.6E-11	1.2E+01
F3B	2.2E-11	5.2E-10	9.3E-09	3.2E-09	2.0E+01
F3C	7.6E-09	6.6E-08	8.2E-07	1.9E-07	1.0E+01
F4	6.5E-13	6.1E-09	2.7E-07	5.5E-08	6.4E+02
F5	2.8E-09	3.8E-08	8.6E-07	1.6E-07	1.7E+01
F6	2.5E-09	2.4E-08	2.7E-07	6.9E-08	1.0E+01

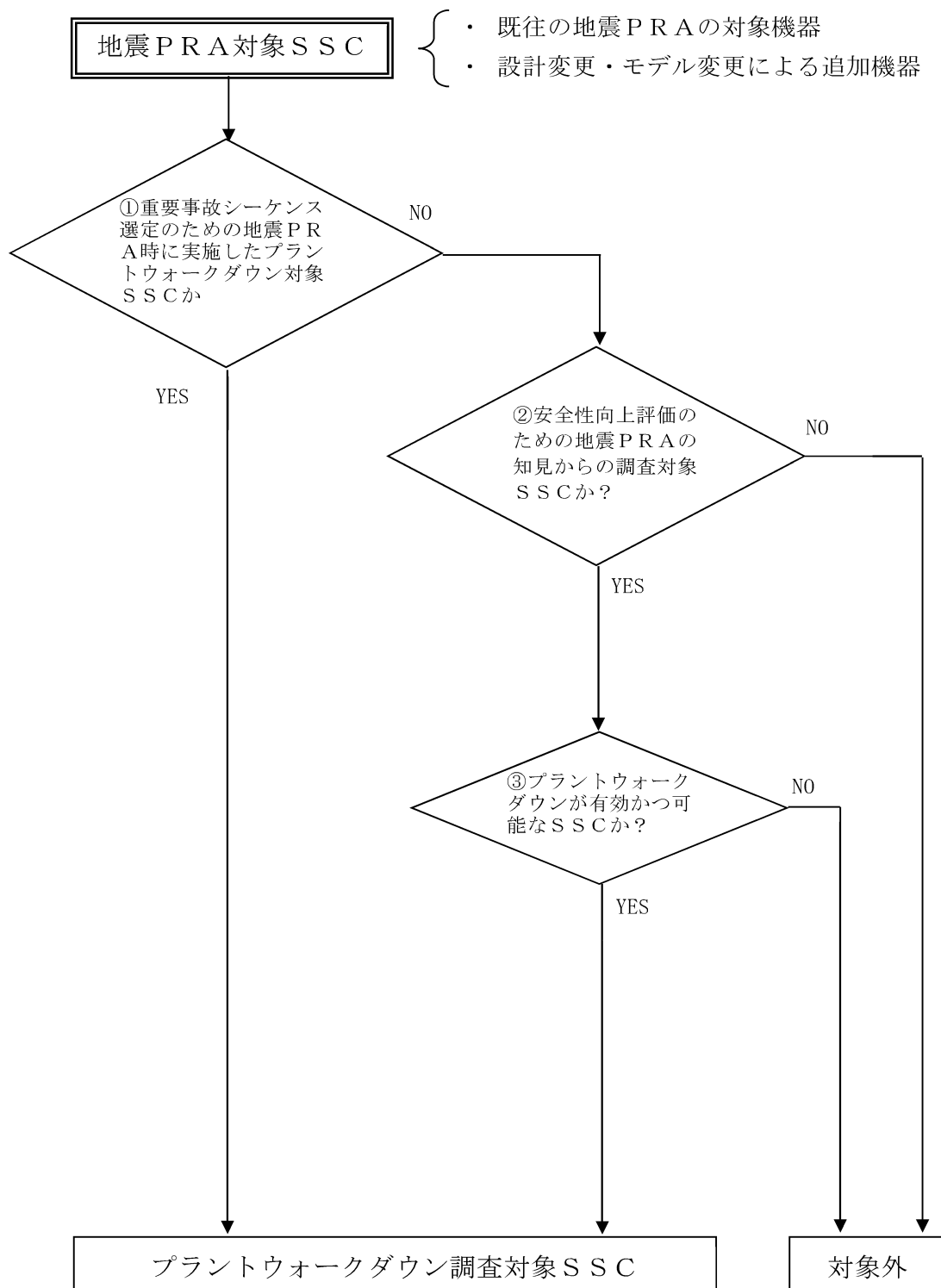
第 3.1.3.2.1.5.13 表 格納容器機能喪失頻度の感度解析結果
(S A対策に係る感度解析)

格納容器機能喪失モード	①安全性向上評価 (SA 対策なし)		②安全性向上評価 (SA 対策あり)		格納容器 機能喪失 頻度比 (②／①)
	格納容器 機能喪失頻度 (／炉年)	割合	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)	5.3E-11	< 0.1%	ε	< 0.1%	—
β (格納容器隔離失敗)	3.4E-07	19.4%	1.6E-07	33.9%	0.48
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損前))	ε	< 0.1%	ε	< 0.1%	—
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	4.6E-09	0.3%	4.6E-11	< 0.1%	0.01
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長期))	ε	< 0.1%	ε	< 0.1%	—
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	9.3E-07	53.4%	1.2E-07	26.1%	0.13
ε (ベースマット溶融貫通)	3.0E-08	1.7%	8.0E-09	1.7%	0.27
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	1.7E-09	< 0.1%	7.4E-09	1.6%	4.48
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	5.2E-10	< 0.1%	3.8E-11	< 0.1%	0.07
σ (格納容器雰囲気気直接加熱)	0.0E+00	0.0%	0.0E+00	0.0%	—
g (蒸気発生器伝熱管破損)	3.8E-08	2.2%	3.1E-08	6.4%	0.80
τ (格納容器過温破損)	3.5E-07	20.2%	9.6E-08	20.3%	0.27
μ (格納容器直接接触)	1.5E-11	< 0.1%	ε	< 0.1%	—
χ (炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失)	4.7E-08	2.7%	4.7E-08	9.9%	1.00
合計	1.7E-06	100.0%	4.8E-07	100.0%	0.27

格納容器機能喪失頻度の値としての ε : カットオフより小さい値

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)	Cs-137 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	9.3E-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	8.4E-11	>100
		先行破損	F3B	7.4E-09	>100
		その他	F3C	2.3E-07	>100
		地震による格納容器先 行機能喪失	F4	4.7E-08	>100
	隔離失敗	—	F5	1.6E-07	>100
健全（設計漏えい）		—	F6	9.6E-08	約 1.6



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

大飯発電所 3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

1

7

B) 地震後のアクセス性及び現場操作の確認

☐

7

C) 地震PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件

☐

7

総合評価

实施日： 年 月 日

实施者：

S S C 名 : _____

A) 耐震安全性の確認

対象 S S C 本体の評価

	Y	N	U	N / A
1. 対象 S S C の図面（外形図・耐震計算書等）と外見上相違点はない	☐	☐	☐	☐
2. 対象 S S C と支持構造物との接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）はない	☐	☐	☐	☐
3. 配管接合部と図面に外見上の相違点はない	☐	☐	☐	☐
4. 配管接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）はない	☐	☐	☐	☐

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）と外見上の相違はない	☐	☐	☐	☐
2. 周辺のコクリート部を含めて外見上の異常（腐食・亀裂等）はない	☐	☐	☐	☐
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）	☐	☐	☐	☐

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 S S C 等の倒壊・落下により被害を受けない	☐	☐	☐	☐
2. 倒壊により被害を与えうる周辺の S S C の耐震性は問題ない(対象 S S C 本体の評価に準じた評価)	☐	☐	☐	☐
3. 周辺に固縛されていない重量物は無い	☐	☐	☐	☐
4. 周辺 S S C の損傷時、周辺 S S C の保有水による影響は無い	☐	☐	☐	☐
5. 周辺に仮置の火災源は無い	☐	☐	☐	☐
6. S S C 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	☐	☐	☐	☐

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)

S S C 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 S S C の識別が可能である	☐	☐	☐	☐
2. 周辺斜面及び周辺設備からの被害を受けない	☐	☐	☐	☐
3. 可動部分のある器具は存在しない	☐	☐	☐	☐
4. 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 S S C 搬入路が塞がれる可能性はない	☐	☐	☐	☐
5. 現場での操作が可能である	☐	☐	☐	☐
6. 操作のための場所が確保できる	☐	☐	☐	☐
7. S S C の作動状態が確認できる	☐	☐	☐	☐

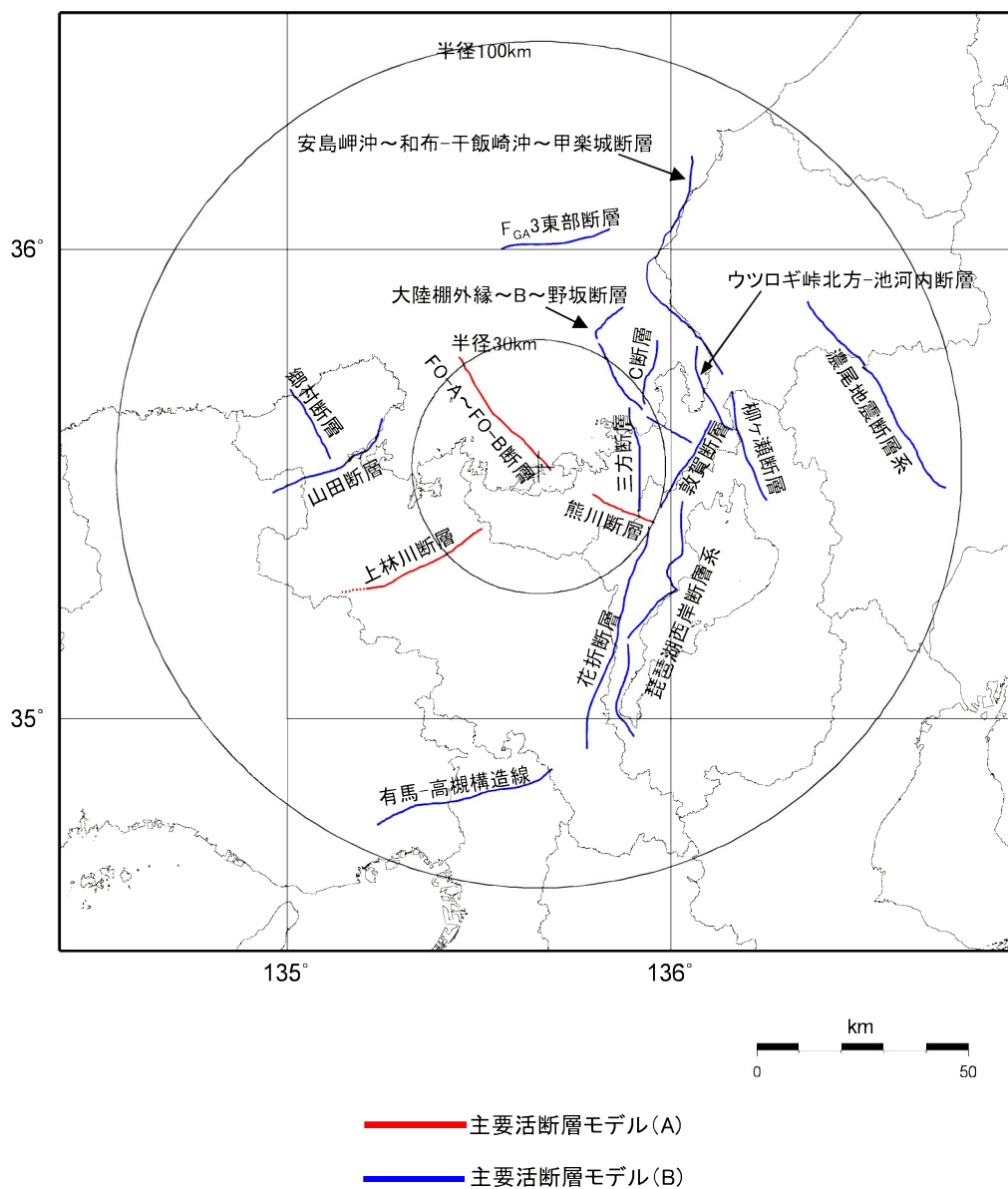
C) 地震 P R A で特別に考慮するモデル化の前提条件の確認

	Y	N	U	N/A
1. モデル化の前提条件が適切である	☐	☐	☐	☐

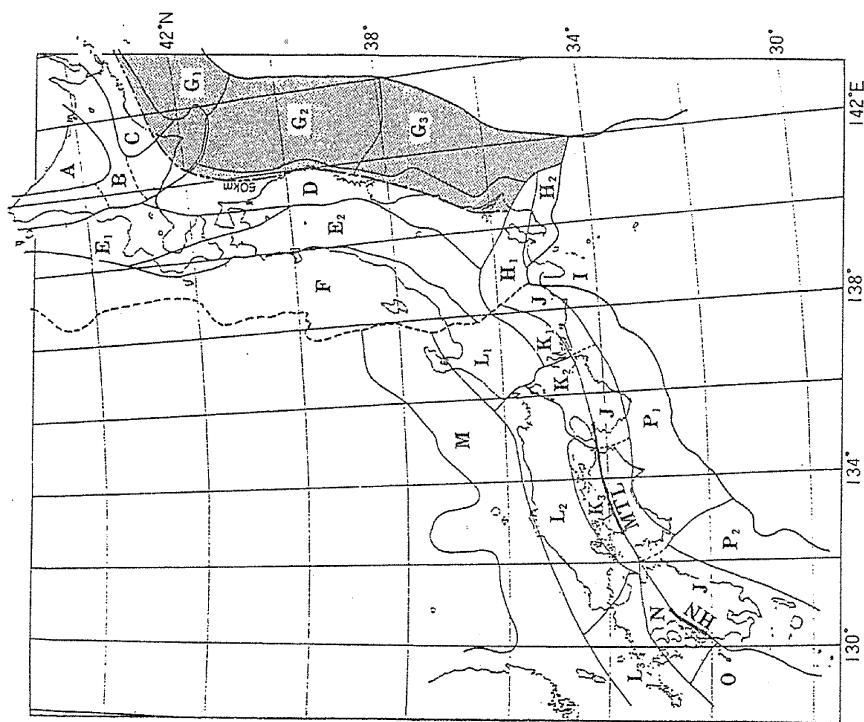
地震 P R A で特別に考慮するモデル化の前提条件
前提条件 :
確認結果 :

(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)

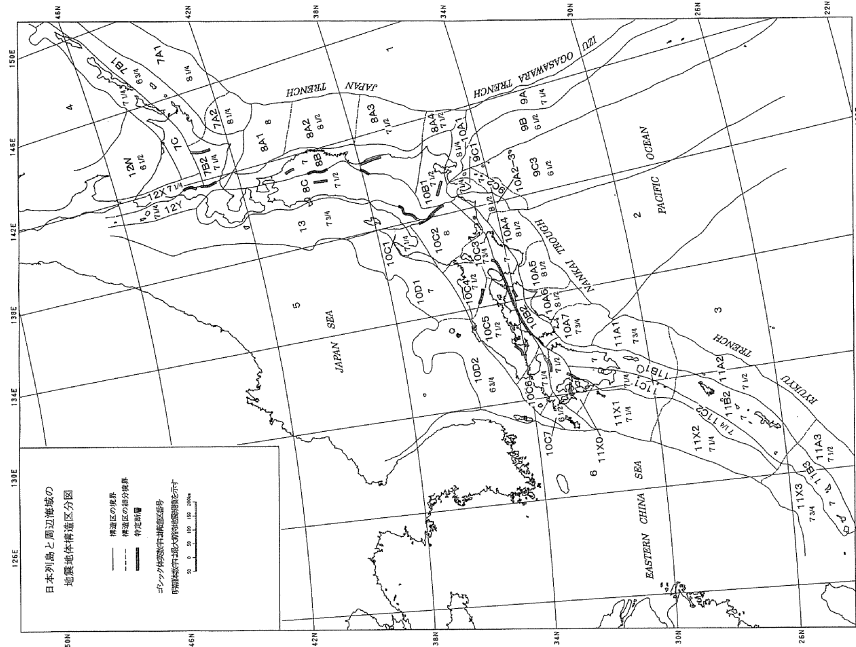


第 3.1.3.2.1.2.1 図 敷地周辺の主な活断層



萩原(1991)による地震地体構造区分図

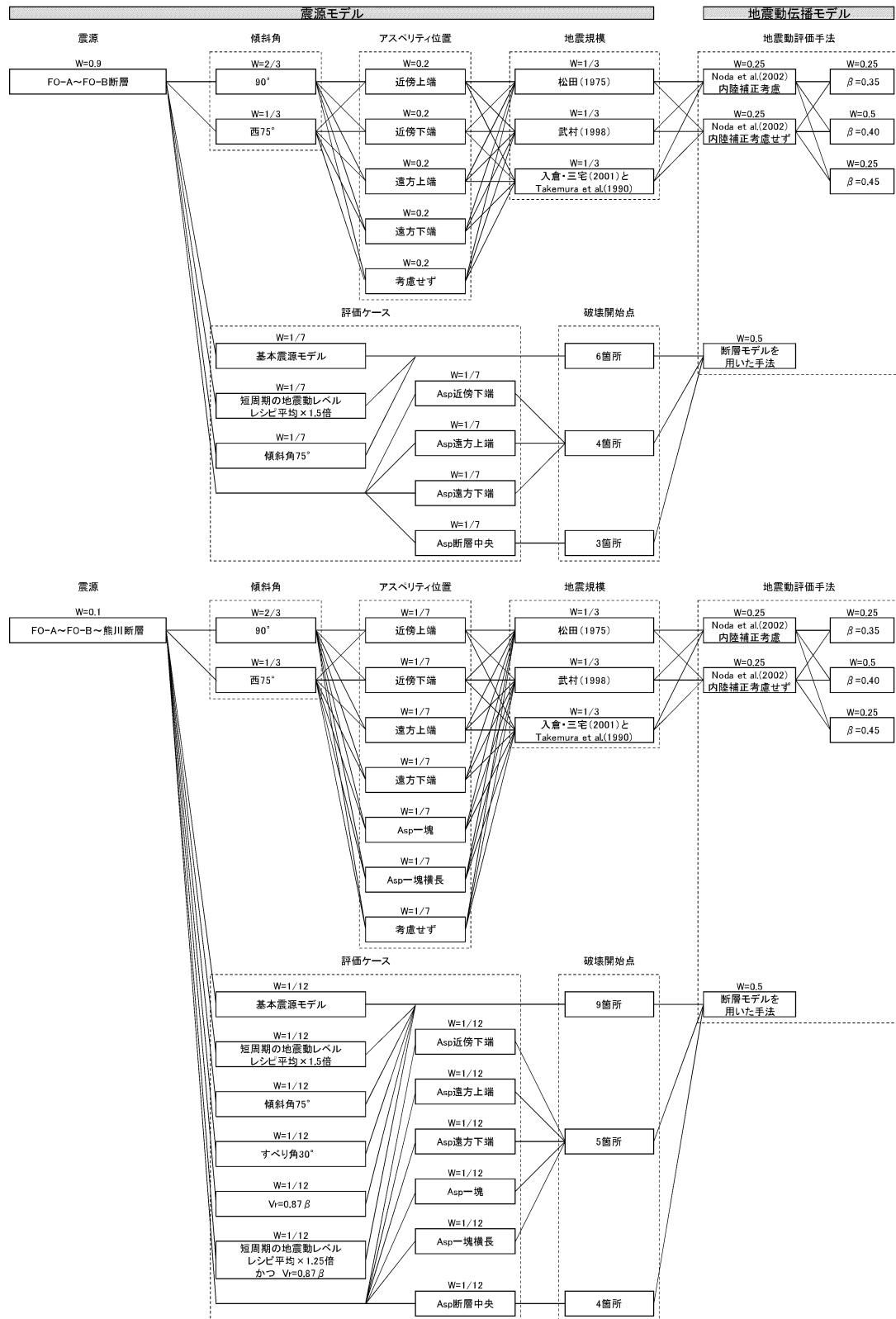
対象領域：K2、L1、L2、M



垣見ほか(2003)による地震地体構造区分図

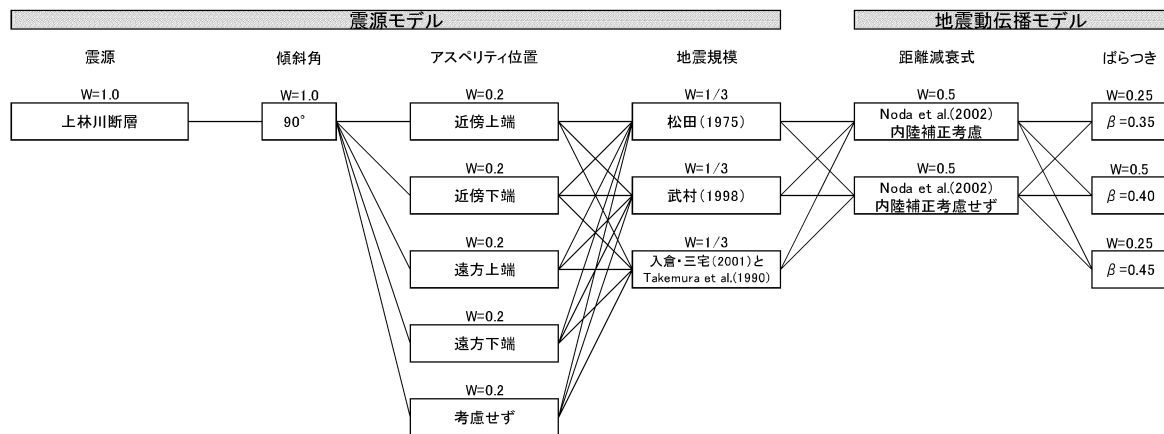
対象領域：10C2、10C3、10C4、10D1

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



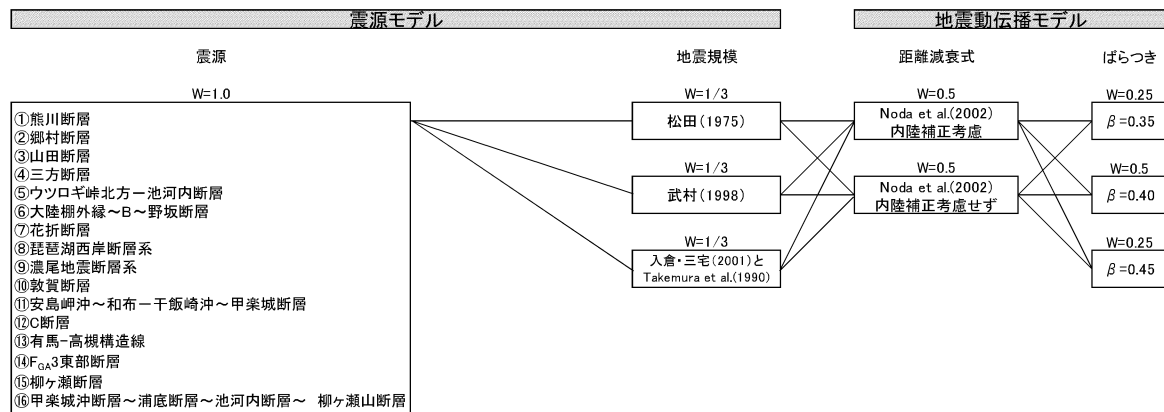
(a) FO-A~FO-B~熊川断層

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

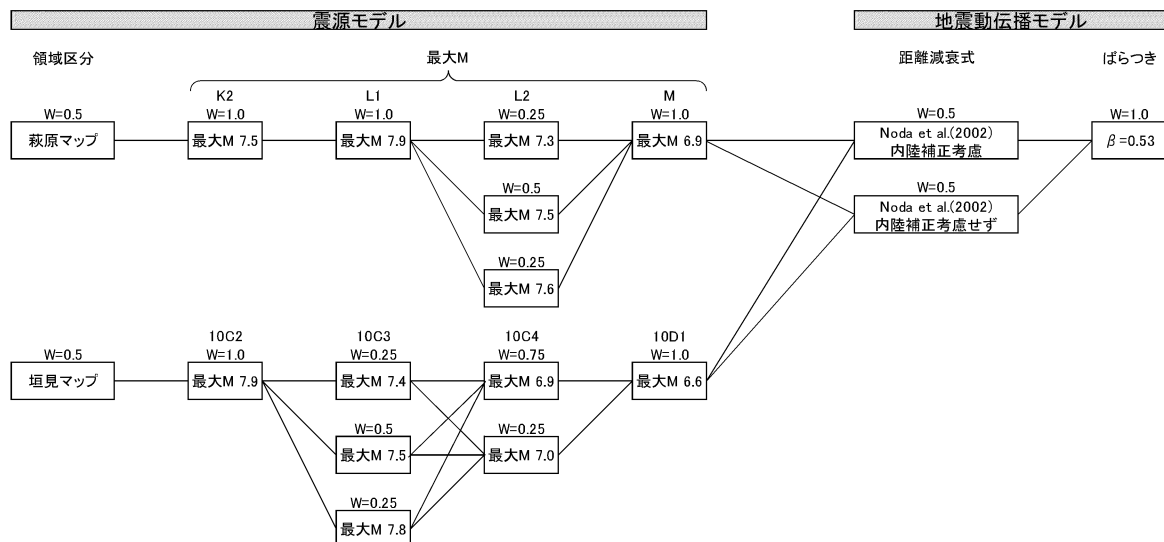


(b) 上林川断層

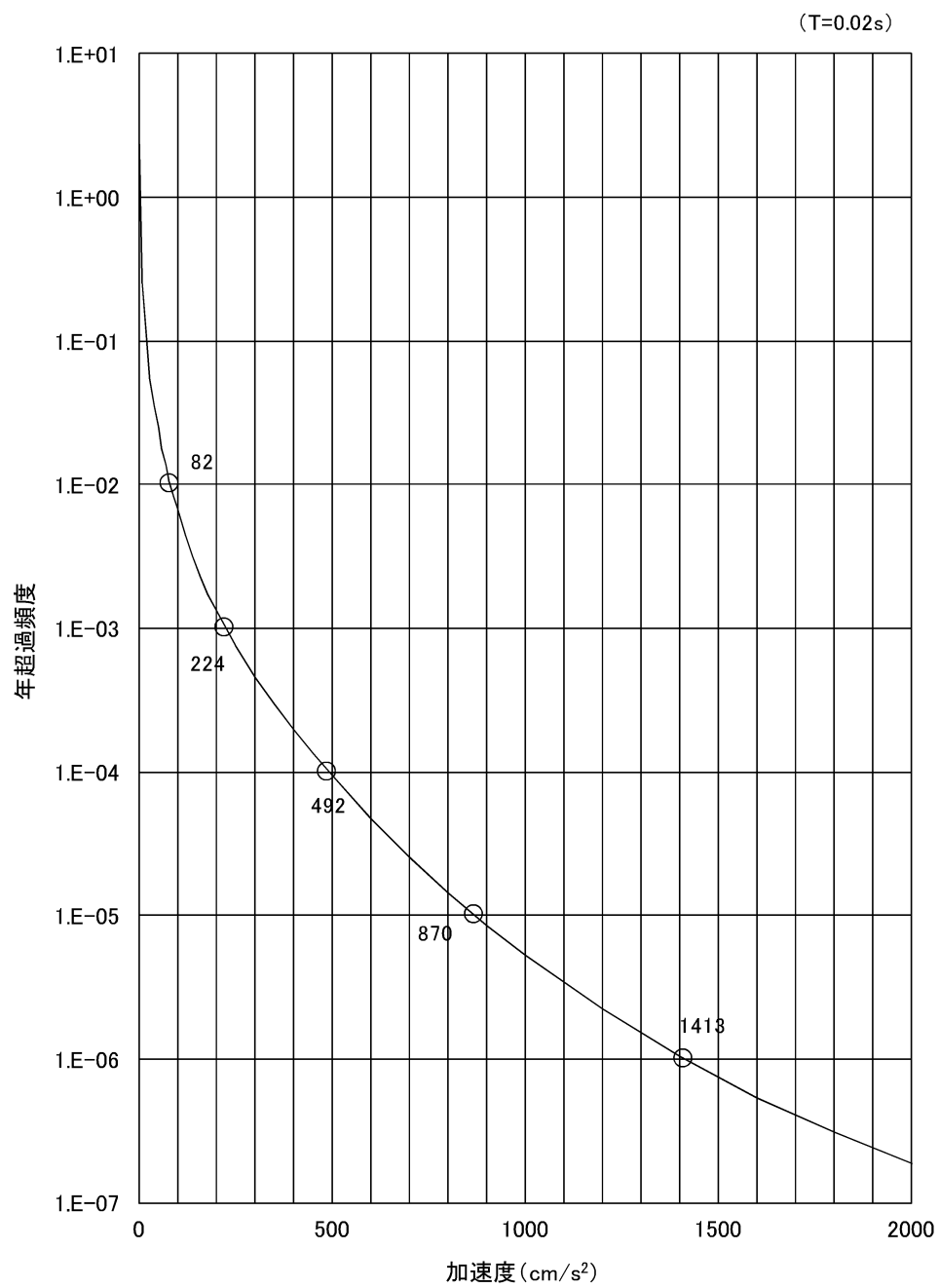
第 3.1.3.2.1.2.3 図(2) 主要活断層モデル(A)のロジックツリー



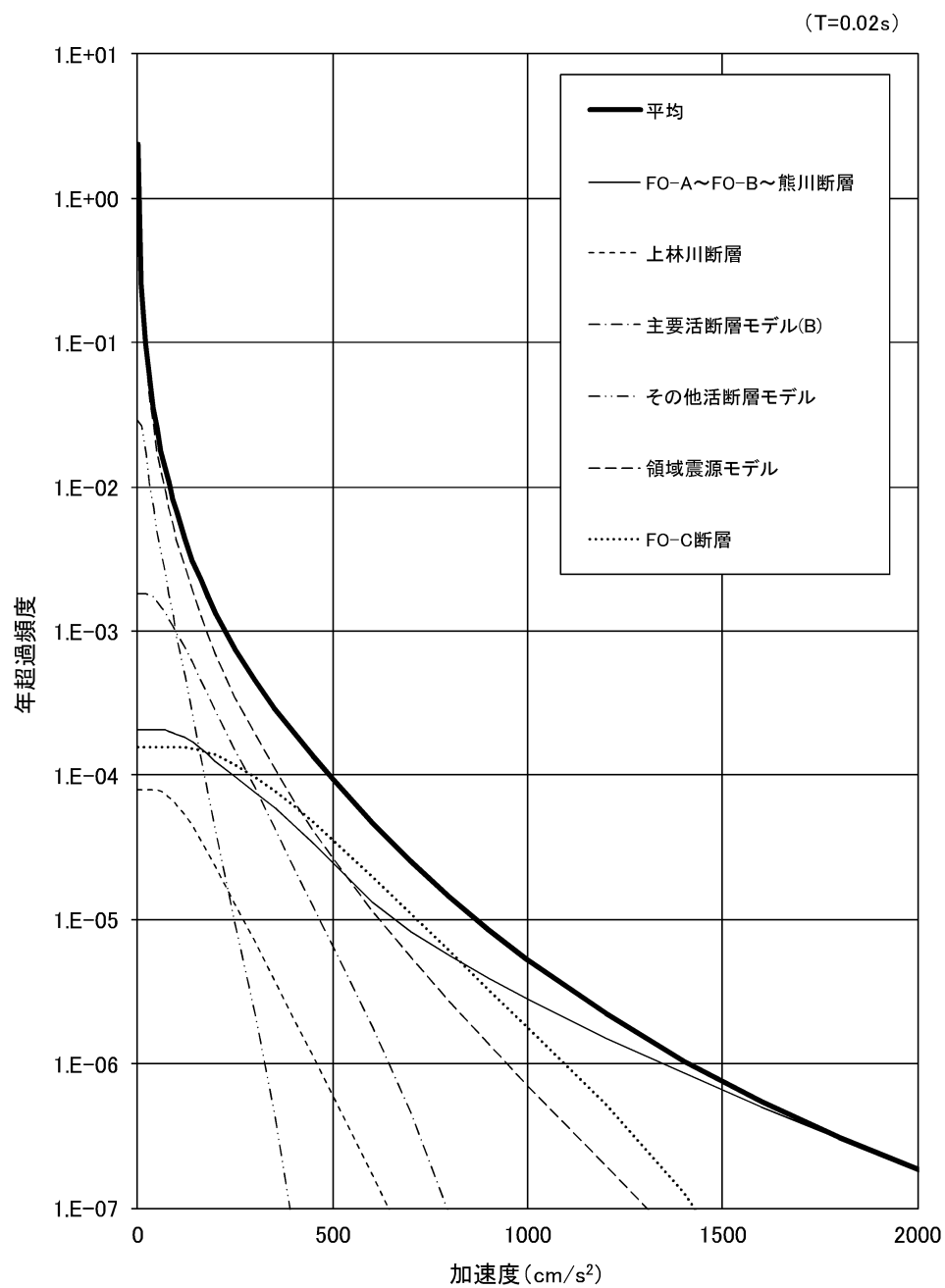
第 3.1.3.2.1.2.4 図 主要活断層モデル(B)のロジックツリー



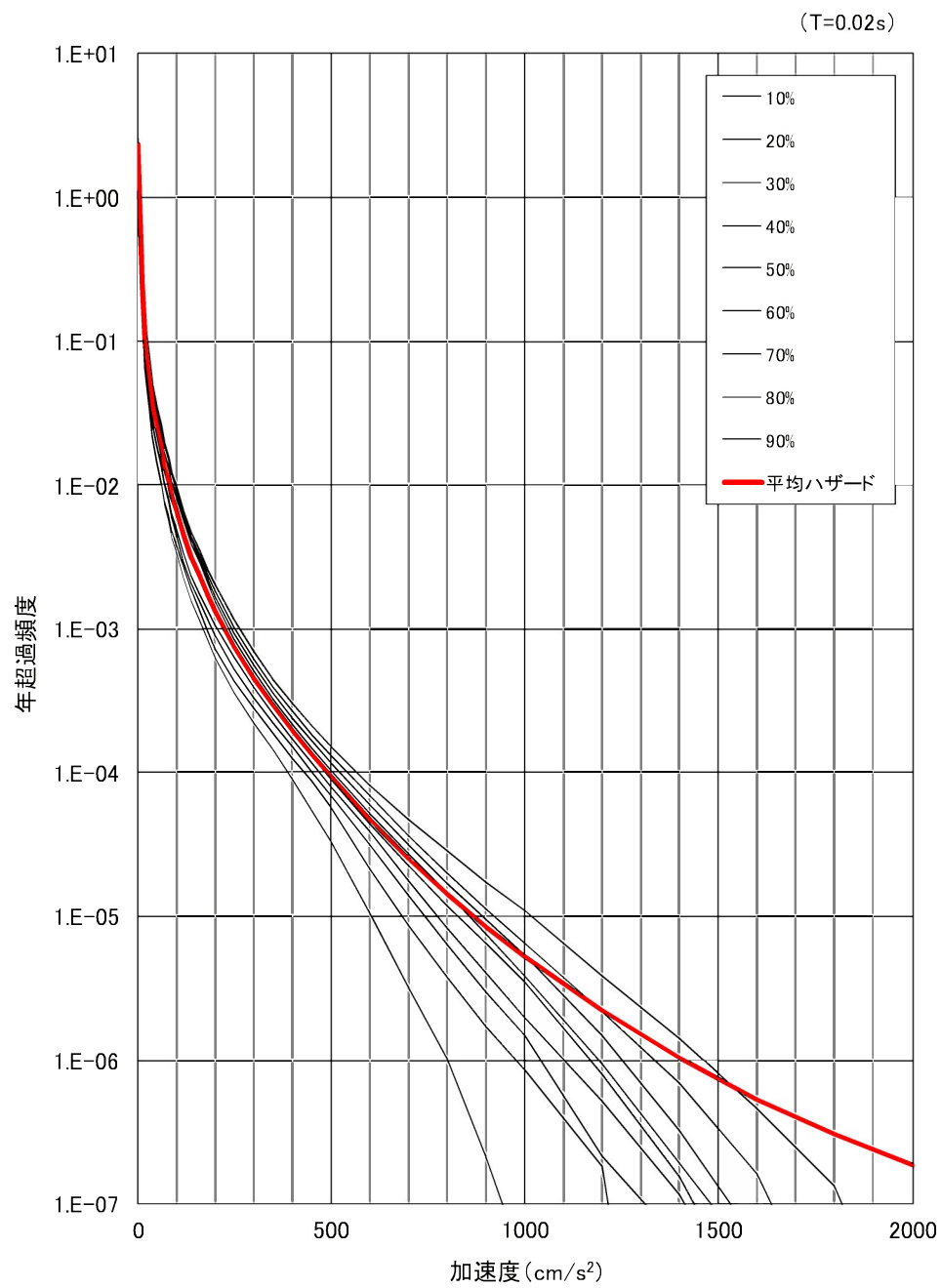
第 3.1.3.2.1.2.5 図 領域震源モデルのロジックツリー



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

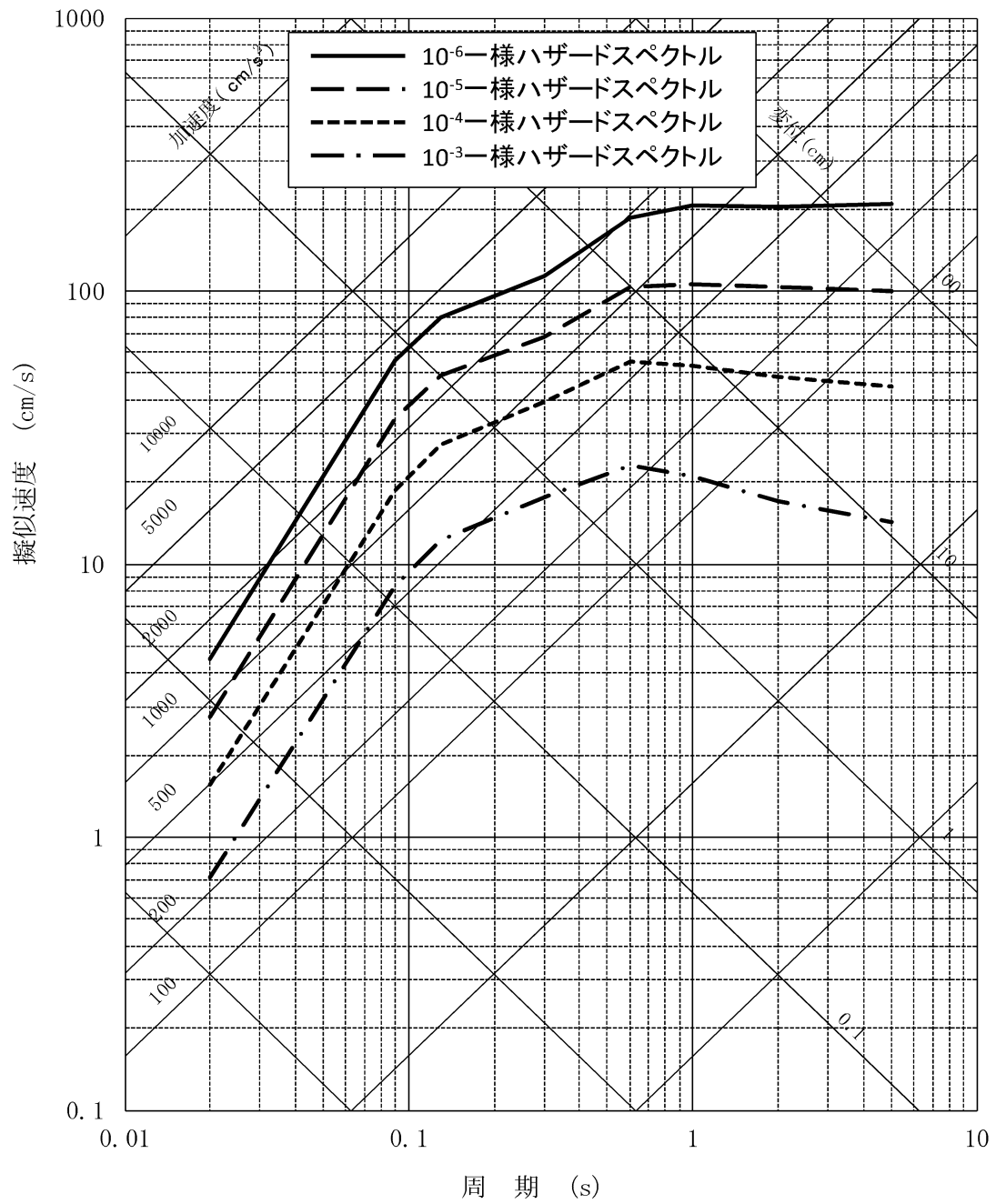


第 3.1.3.2.1.2.7 図 震源ごとのハザード曲線 (周期 0.02 秒)

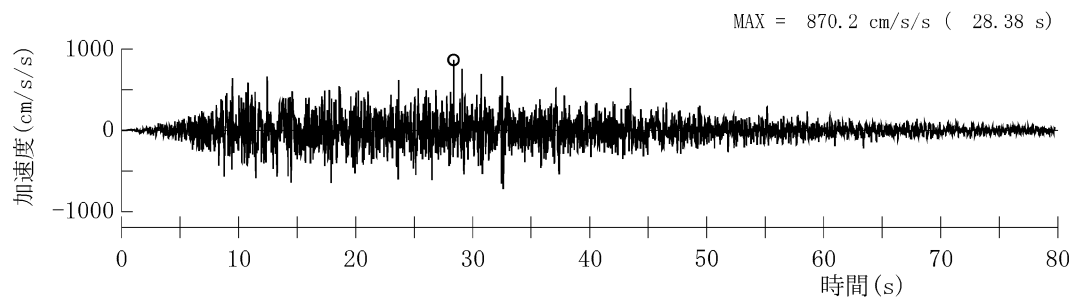


第 3.1.3.2.1.2.8 図 フラクタイル地震ハザード曲線
(周期 0.02 秒)

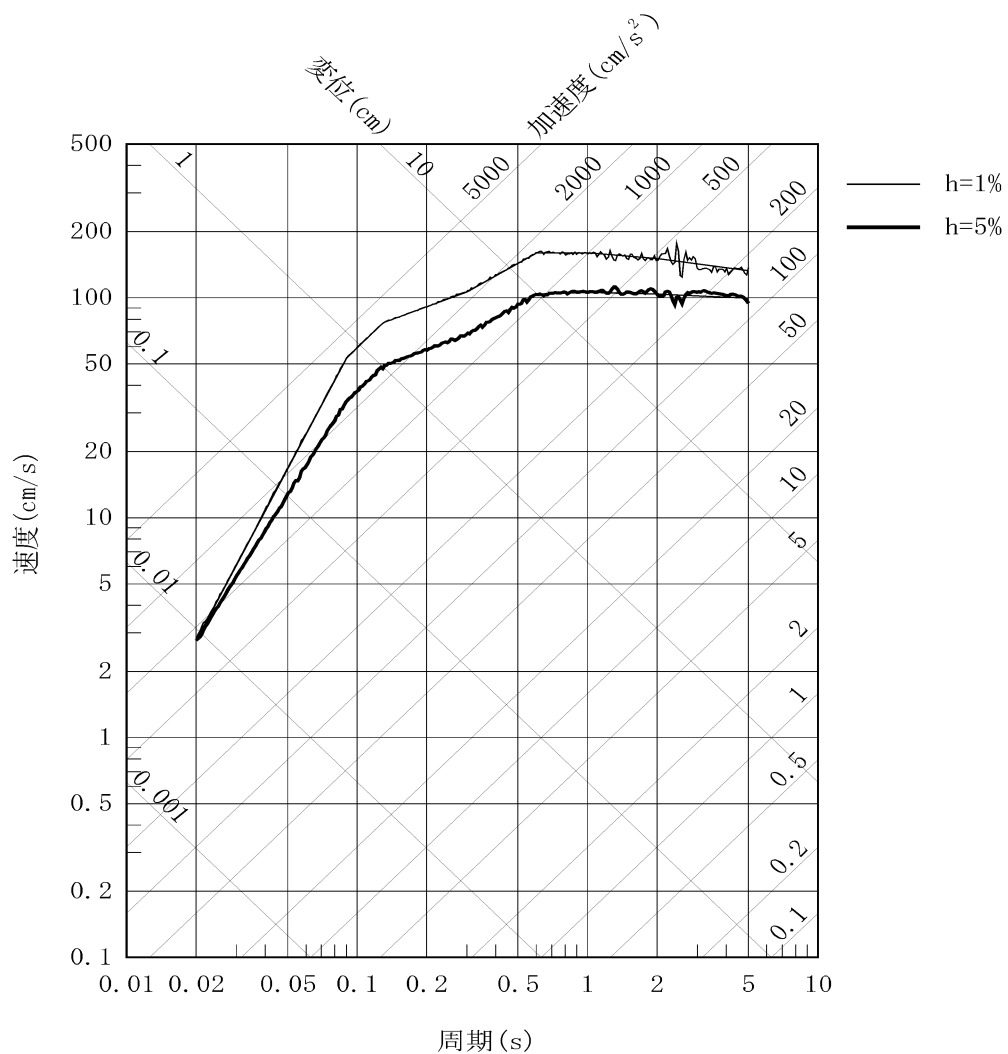
h=0.05



第 3.1.3.2.1.2.9 図 一様ハザードスペクトル

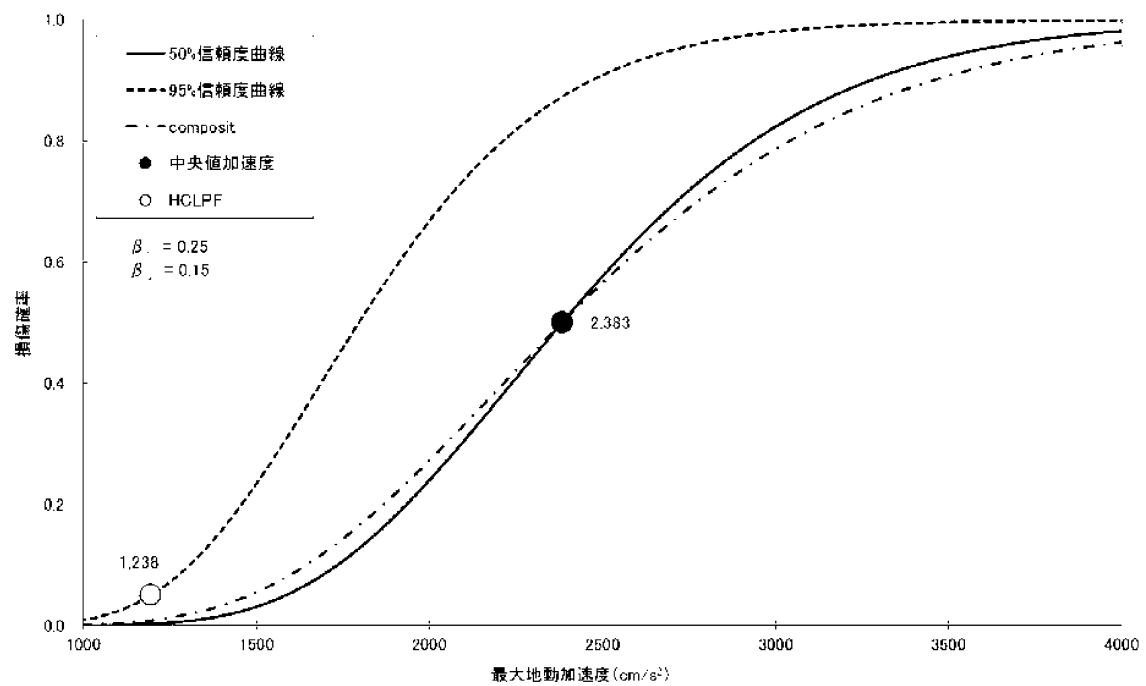


(1) 加速度時刻歴波形

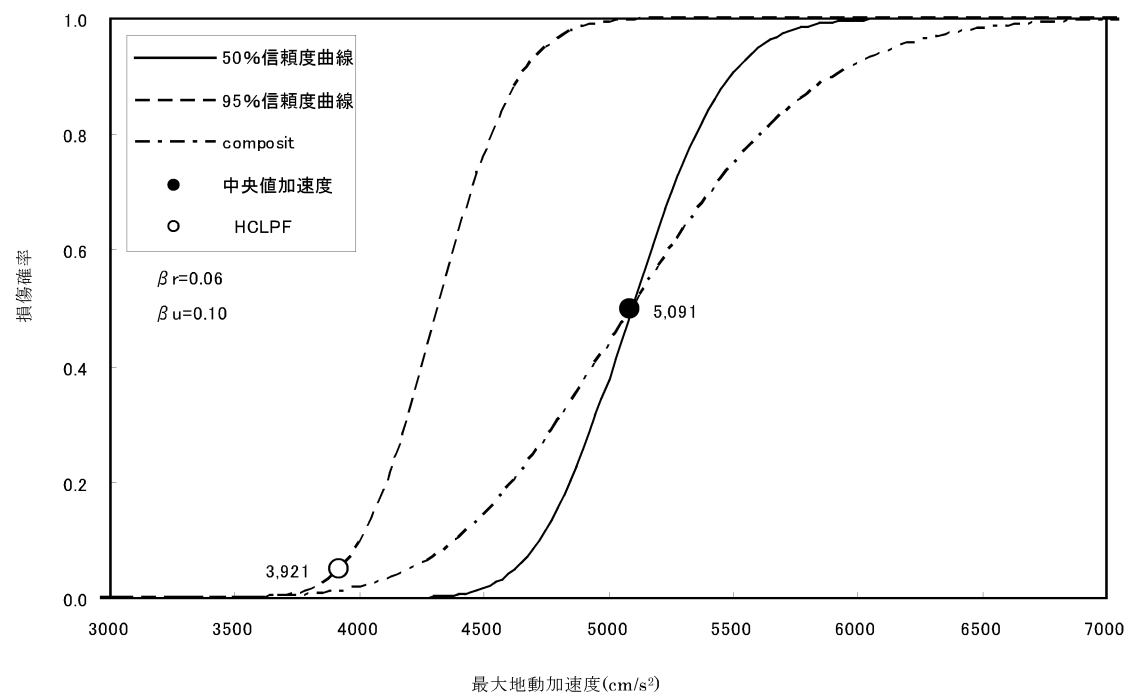


(2) 加速度応答スペクトル(h=1,5%)

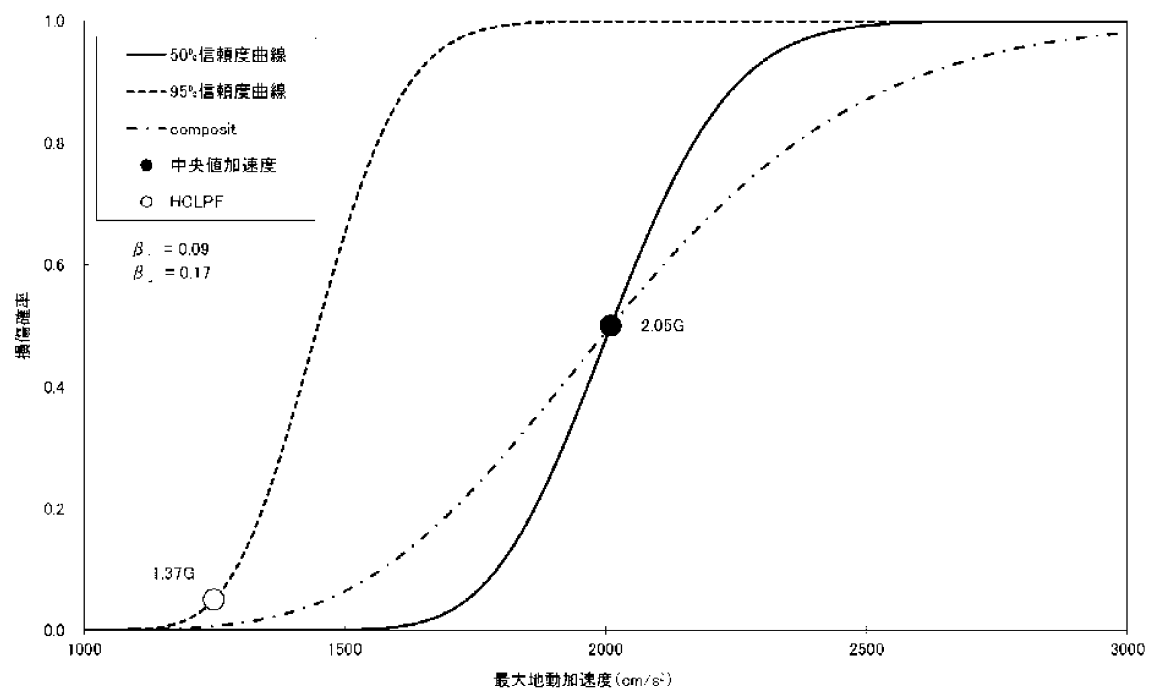
第 3.1.3.2.1.2.10 図 年超過確率 10^{-5} 一様ハザードスペクトル
適合模擬地震動



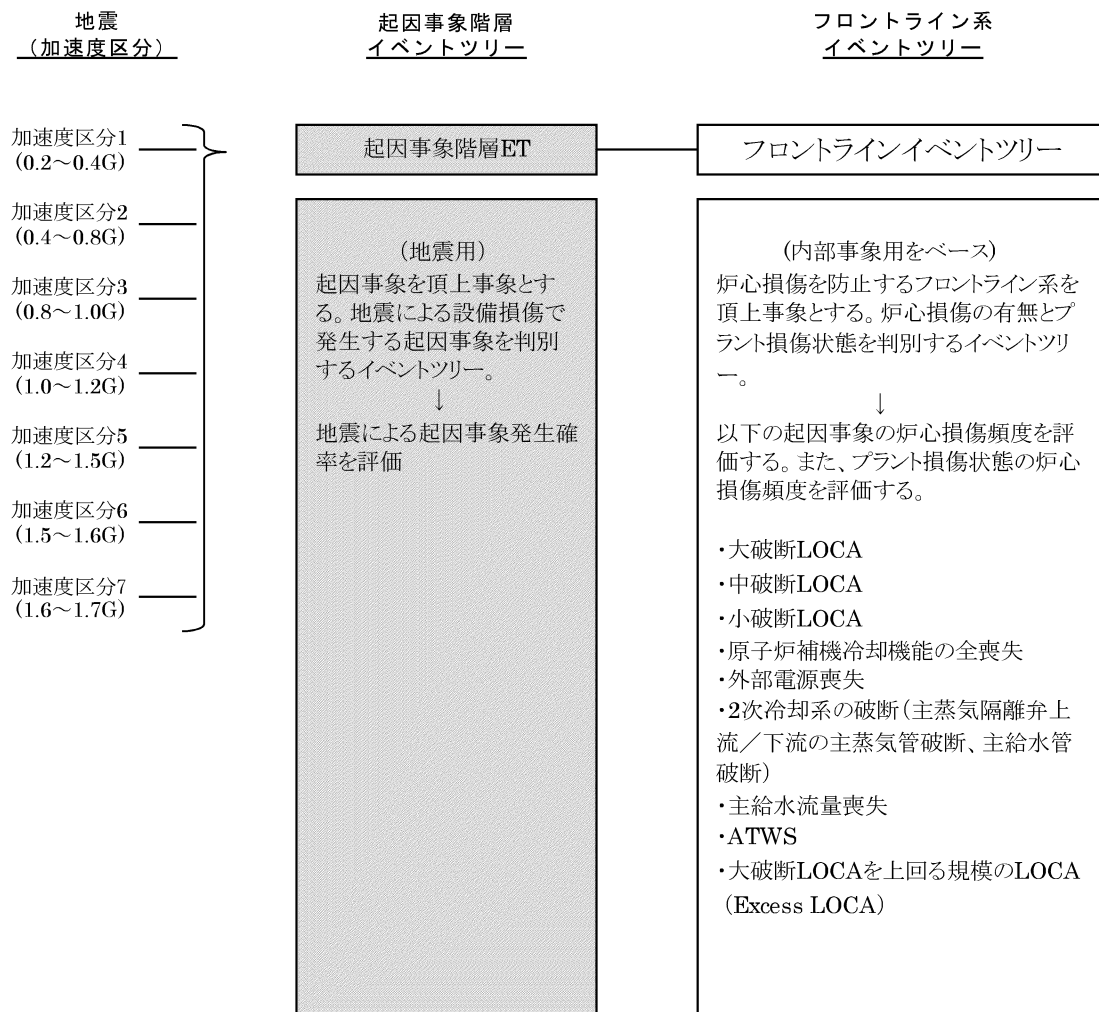
第 3.1.3.2.1.3.9 図 建屋フラジリティ曲線（原子炉建屋）



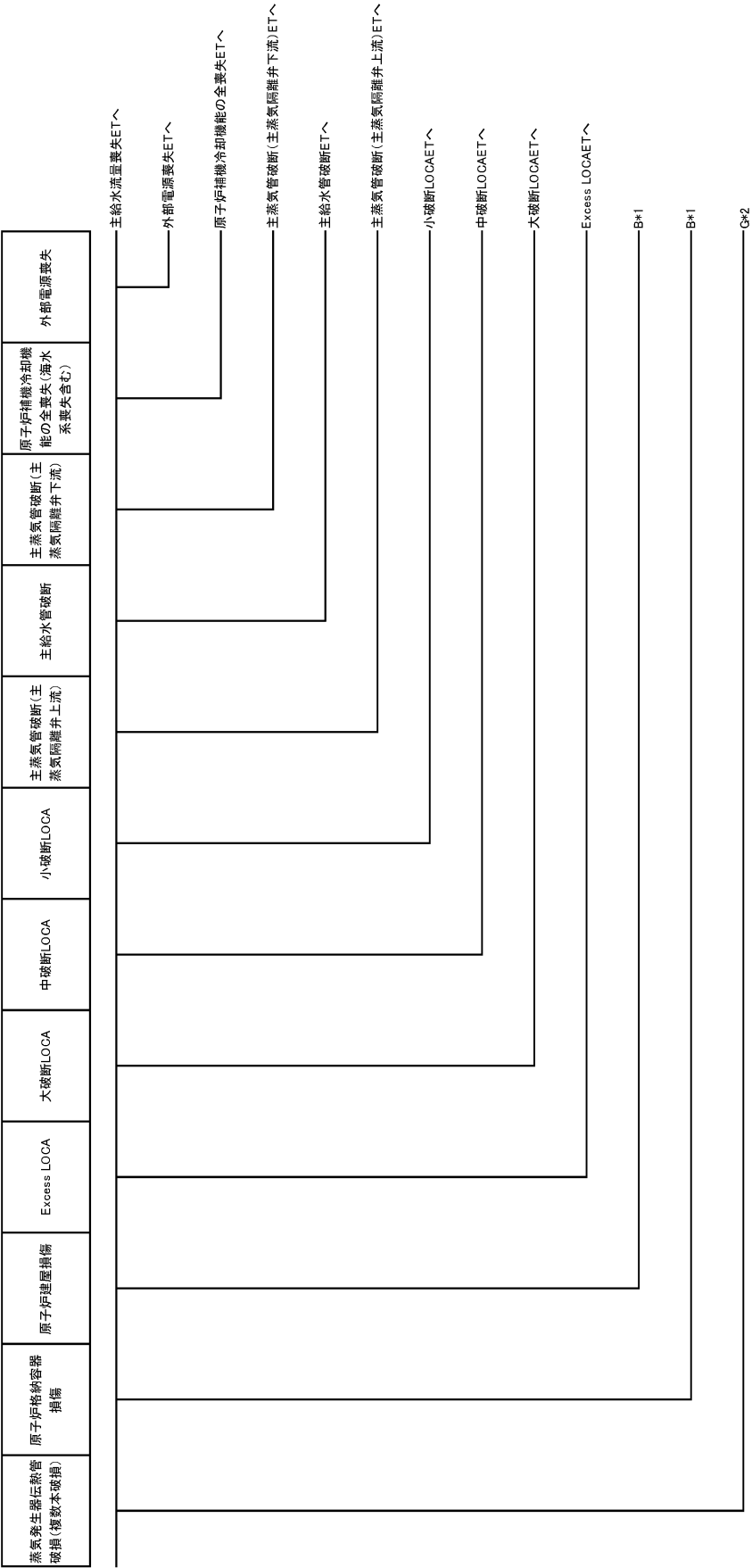
第 3.1.3.2.1.3.13 図 海水ポンプ室 フラジリティ曲線



第 3.1.3.2.1.3.14 図 原子炉補機冷却水冷却器 フラジリティ曲線

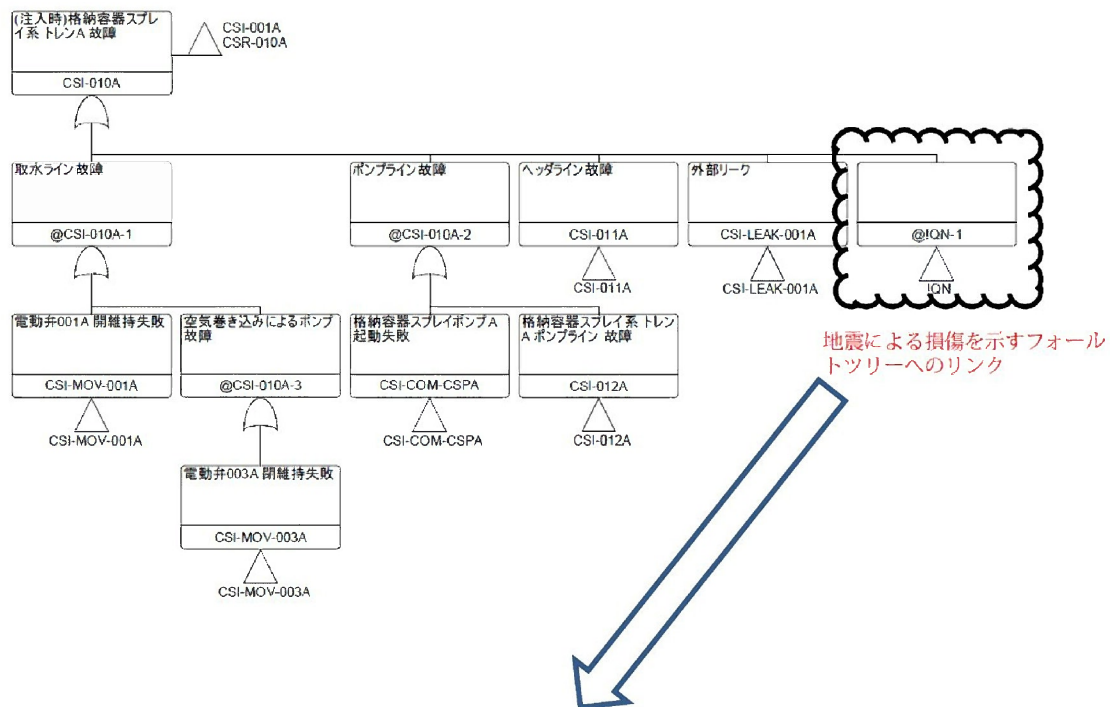


第 3.1.3.2.1.4.1 図 地震システム解析モデル

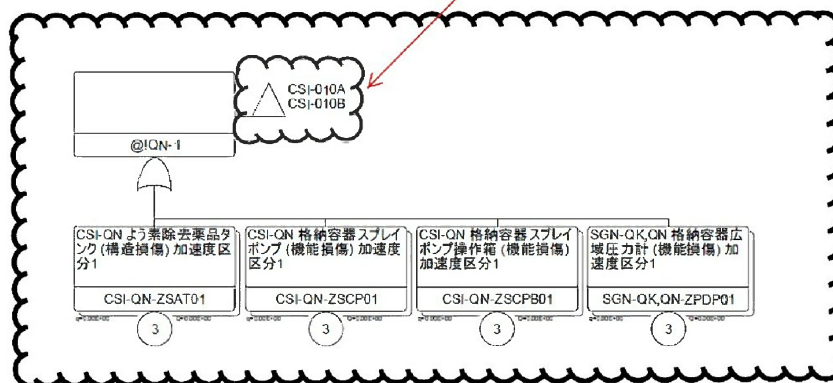


- *1 B:地震動による原子炉建屋損傷及び格納容器損傷（ライナー部以外）
- *2 G:地震動による蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

第 3.1.3.2.1.4.2 図 起因事象階層イベントツリー



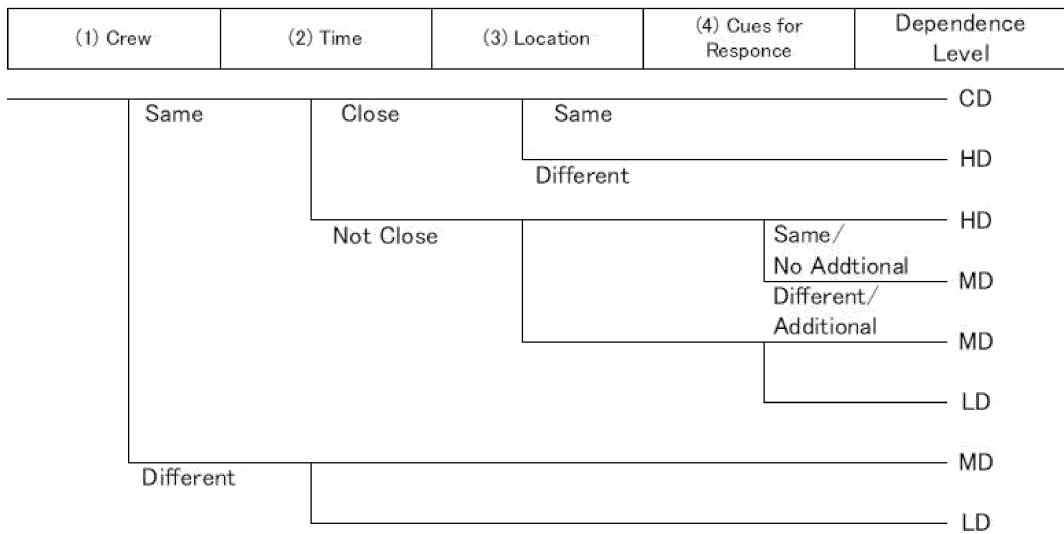
地震による損傷では、A系統もB系統も同時に損傷すること（完全相関）を想定しているため、A系統およびB系統の両方のフォールトツリーにリンクしている。



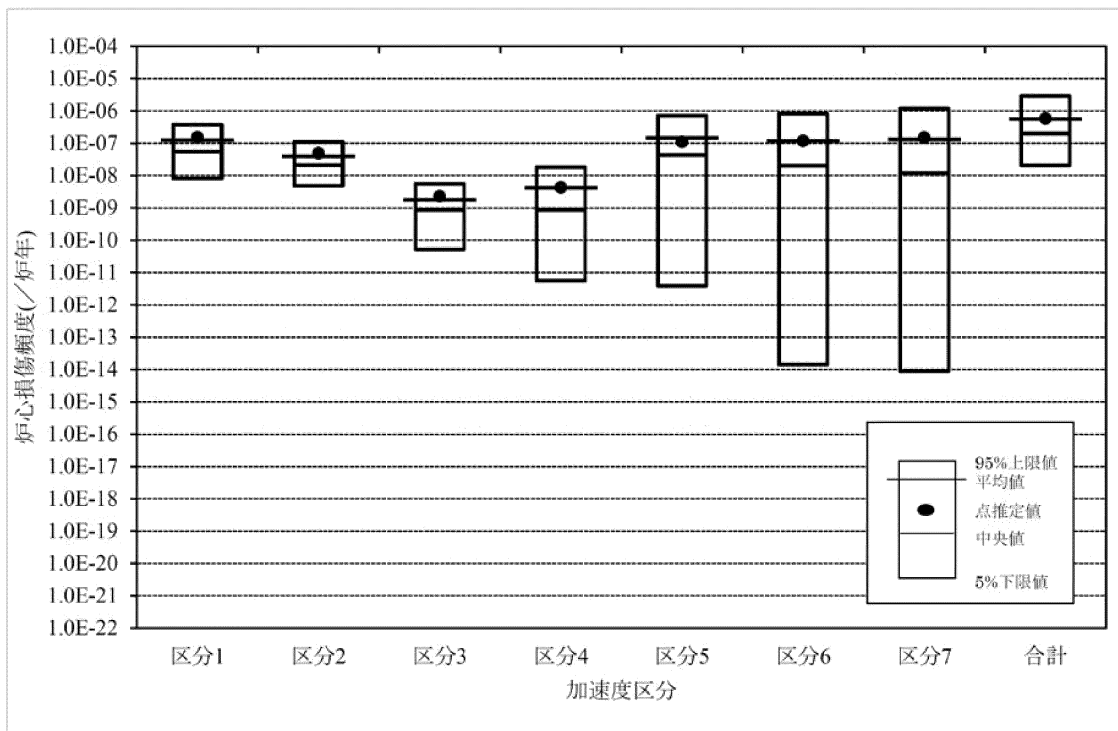
地震による損傷を示すフォールトツリー

☁️ : 地震PRAで新たに追加した部分

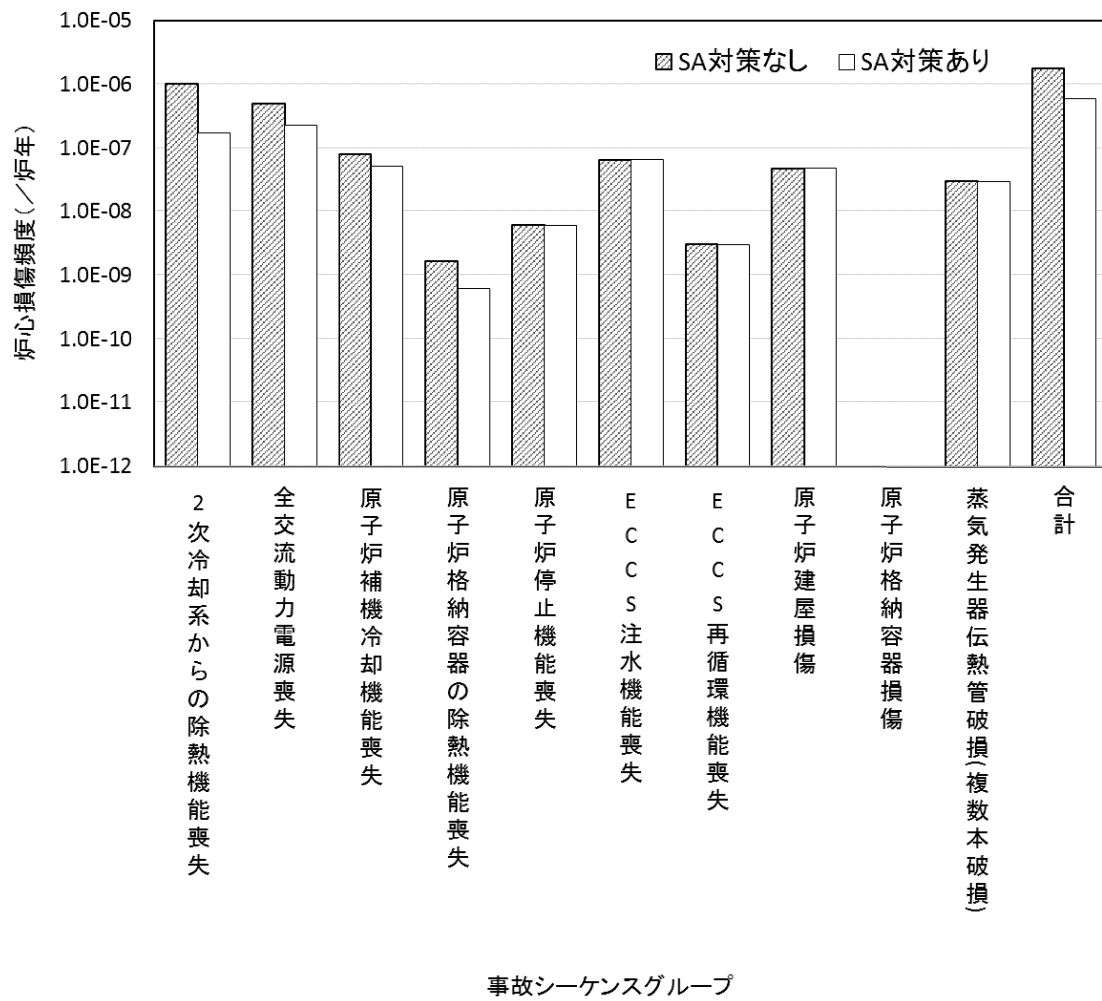
第 3.1.3.2.1.4.15 図 地震PRAフォールトツリーの構築例



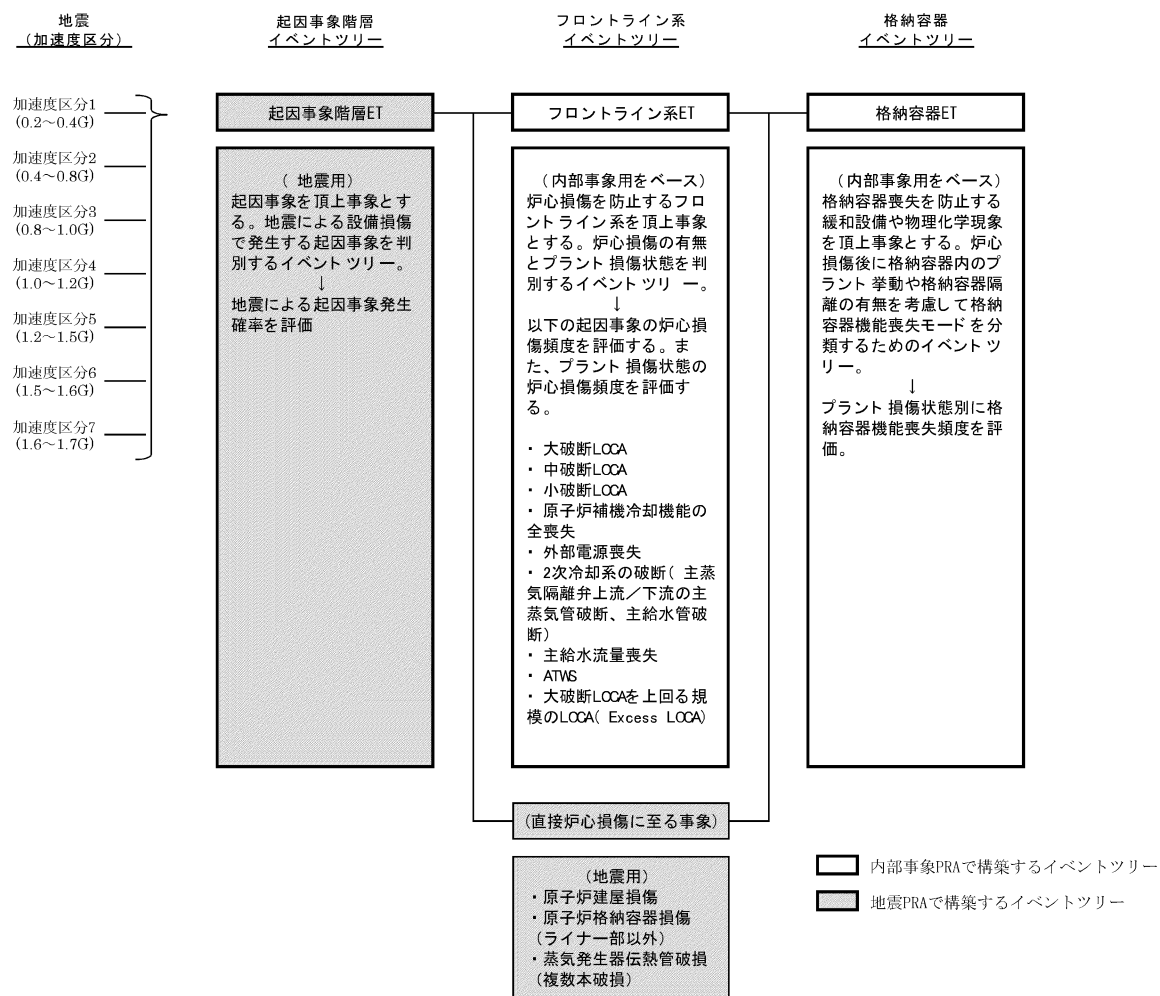
第 3.1.3.2.1.4.16 図 従属性評価用イベントツリー



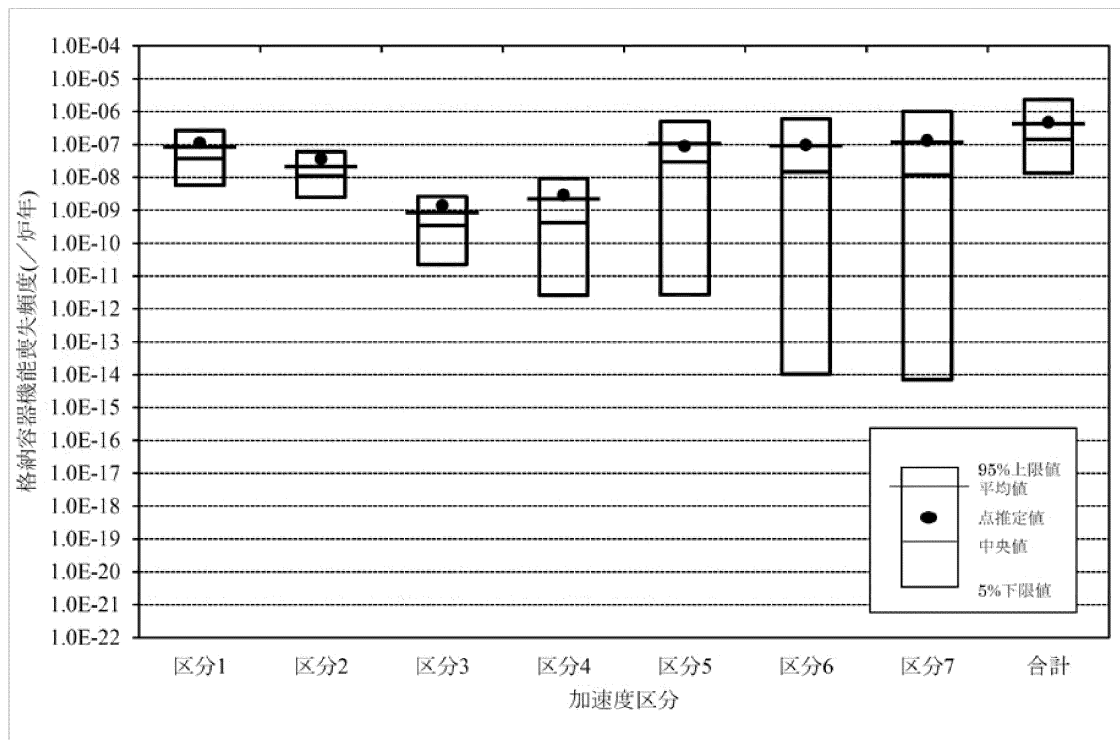
第 3.1.3.2.1.4.17 図 炉心損傷頻度の不確実さ解析結果



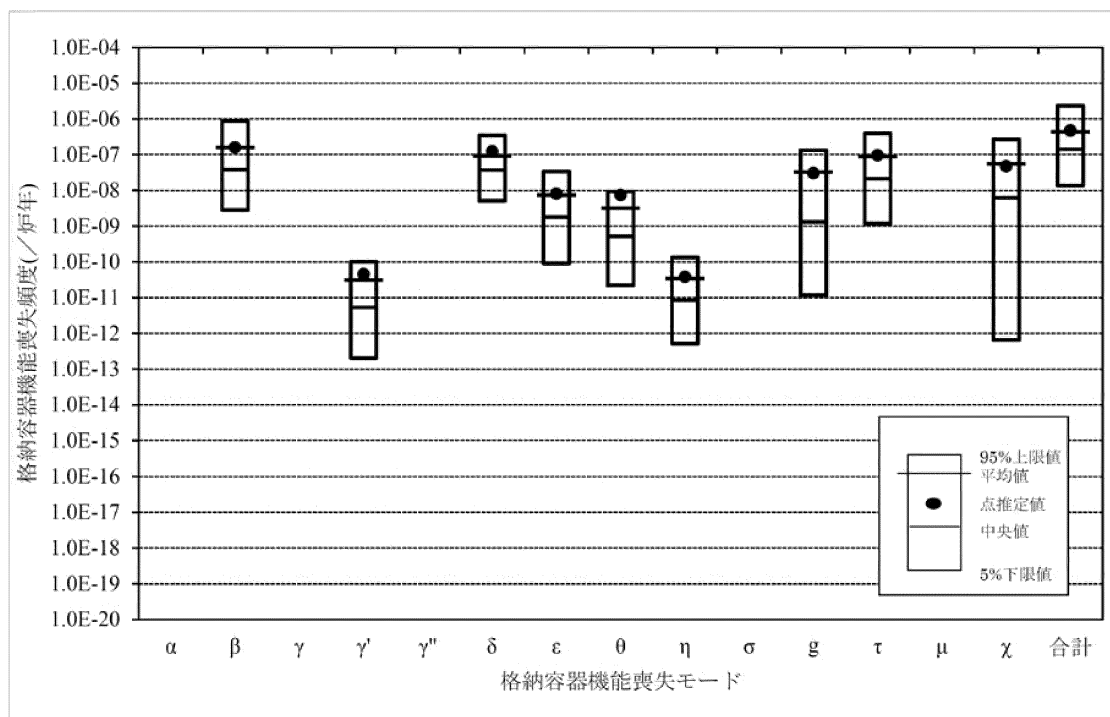
第 3.1.3.2.1.4.18 図 炉心損傷頻度の感度解析結果



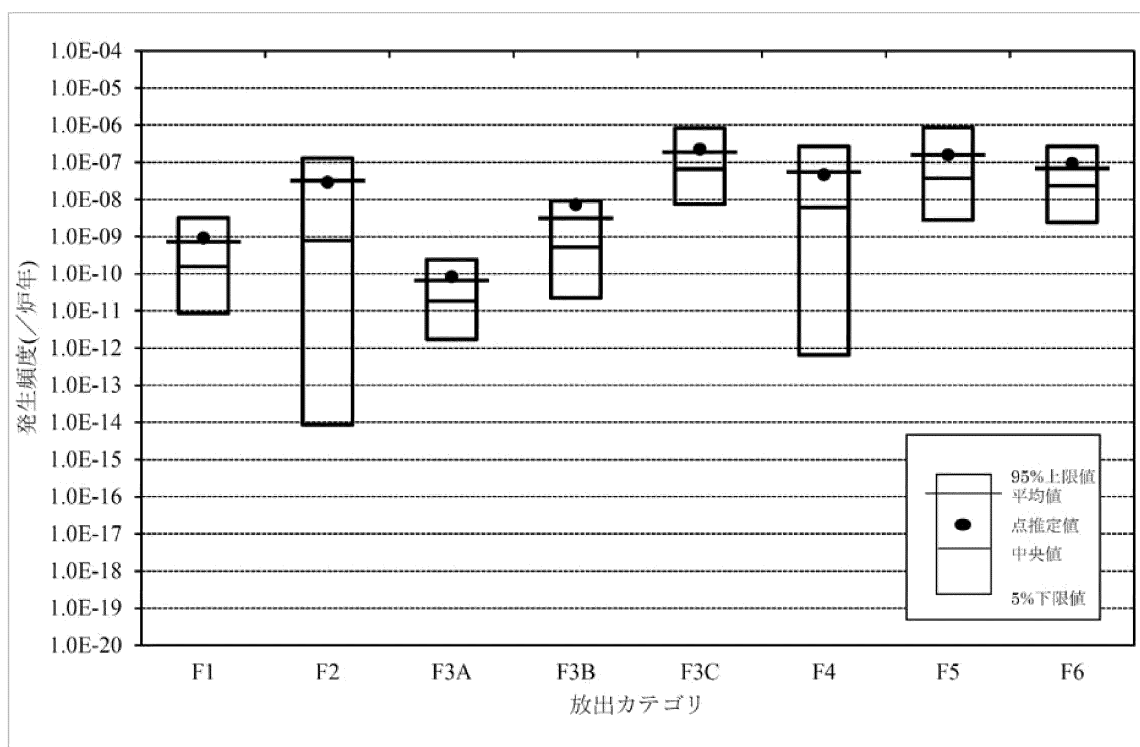
第 3.1.3.2.1.5.1 図 地震出力時レベル 2 P R A システム解析モデル



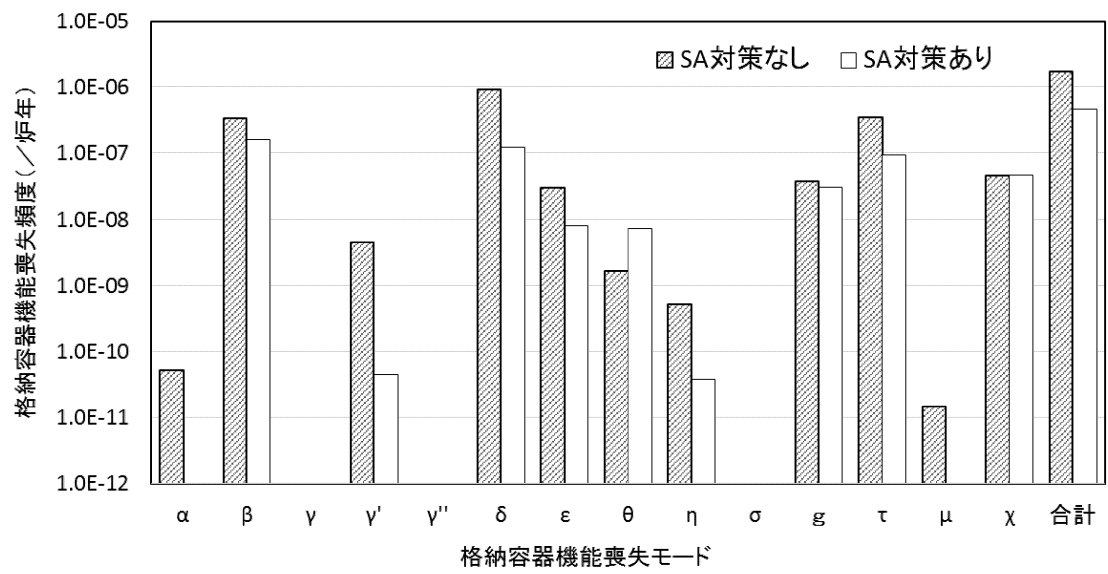
第 3.1.3.2.1.5.3 図 格納容器機能喪失頻度の不確実さ解析結果
(加速度区分別)



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)



第 3.1.3.2.1.5.6 図 格納容器機能喪失頻度の感度解析結果