

3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)

原子力発電所のリスクを定量的に評価するための確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)は、原子力発電所で発生する可能性がある異常事象を想定し、その後の事象進展の確率を設備構成や機器の故障率などを基に推定、評価するものである。

PRAを通して、原子力発電所の安全を担保している設備機能や運転管理の役割を定量的に把握することは、安全性を向上させる上で有用な役割を果たすものである。

当社は従来から定期安全レビュー(PSR)及び重大事故等対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に際してPRAを実施してきている。

本評価では、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」(以下「運用ガイド」という。)に基づき、レベル1PRA及びレベル2PRAを内部事象及び外部事象を対象に実施した。具体的には、発電用原子炉の通常運転を阻害する事象のうち、機器の故障及び運転員の誤操作等のプラント内部の要因に起因する事象を内部事象、施設外部の要因に起因する事象を外部事象としている。

また、緩和設備の種類及び緩和設備の作動が必要になるまでの余裕時間等が相違することを踏まえ、発電用原子炉の出力運転時及び停止時の状態を対象とする。

以上の内容を踏まえ、今回の安全性向上評価におけるPRAの対象事象については、以下の事象を対象とする。

- ・内部事象出力運転時(レベル1及びレベル2)
- ・内部事象停止時(レベル1)
- ・地震出力運転時(レベル1及びレベル2)

・津波出力運転時(レベル 1 及びレベル 2)

その他の事象については、PRA 実施手法の成熟状況に応じ、次回以降の届出において段階的に拡張していく。また、今回は炉心損傷後における原子炉格納容器の機能が維持されている場合の敷地境界における実効線量を評価する。

なお、今回実施する PRA では、「2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」にて示した知見を反映するとともに、施設の脆弱性を把握し、自主的・継続的な安全性向上を図るという目的から、施設の現状を踏まえた評価を実施するため、平成 25 年 7 月に施行された「原子炉等規制法第 43 条の 3 の 8 第 2 項において準用する同法第 43 条の 3 の 6 第 1 項各号に規定する許可の基準及び原子炉等規制法第 43 条の 3 の 9 第 3 項第 1 号から 3 号に規定する工事の計画の技術上の基準」(以下「新規制基準」という。)の施行前より整備していた安全対策に加え、新規制基準に基づき整備したシビアアクシデント対策を考慮し、評価を実施した。

また、「原子力発電所における確率論的安全評価(PSA)の品質ガイドライン(試行版)」(平成 18 年 4 月 原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ)を参考にするとともに、今回の PRA の評価プロセスの確認及び更なる品質向上を目的として、日本原子力学会発行の PRA に関する実施基準との整合性及び国内外の知見を踏まえた PRA 手法の妥当性について、海外のレビューを含む専門家によるピアレビューを実施した。なお、本ピアレビューでは、「PSA ピアレビューガイドライン(平成 21 年 6 月 一般社団法人 日本原子力技術協会)」及び「原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準:2013(平成 26 年 5 月 一般社団法人 日本原子力学会)」を参考にした。その結果、実施した PRA において、技術的な問題点がないことを確認した。

3.1.3.1 内部事象PRA

3.1.3.1.1 内部事象出力運転時PRA

内部事象出力運転時PRA(以下「出力運転時PRA」という。)は、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル1PRA編):2013(以下「レベル1PRA学会標準」という。)」及び「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準(レベル2PSA編):2008(以下「レベル2PSA学会標準」という。)」を参考に評価を実施した。

3.1.3.1.1.1 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

出力運転時PRA実施に当たり必要な情報を把握するため、川内原子力発電所1号機(以下「本プラント」という。)の設計、運転・保守管理の情報や、国内機器故障率等のデータを調査・収集した。出力運転時レベル1PRAについて調査・収集した情報を第3.1.3.1.1.1表に、出力運転時レベル2PRAについて調査・収集した情報を第3.1.3.1.1.2表に示す。なお、プラント職員への聞き取り調査により、以下の事項を調査することで情報を補完した。

- ・ 健全性確認間隔
- ・ 試験による待機除外
- ・ 起因事象発生前人的過誤

本プラントの基本仕様を第3.1.3.1.1.3表に示す。今回実施したPRAにおいては、設計基準対象施設及び設置変更許可申請書添付書類十の有効性評価において考慮したシビアアクシデント(SA)対策を評価対象としてモデル化している。また、多様性拡張設備については、評価結果への影響度合いを考慮した上でモデル化対象を選定している。本評価において評価対象としたシビアアクシデント対策を第3.1.3.1.1.4表に示す。

a. 主要な設備の構成・特性

本評価で考慮する主要な設備の構成・特性について以下に示す。また、系統設備概要を第3.1.3.1.1.5表に示す。

(a) 原子炉停止に関する系統

原子炉停止に関する系統は、制御棒の自重落下により負の反応度挿入を行う原子炉保護設備と、ほう酸を炉心に注入し負の反応度を投入する化

学体積制御設備から構成される。また、原子炉自動トリップに失敗した場合においても、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)を使用した自動での1次冷却系統の過圧防止及び原子炉出力抑制を行うことができる。

イ 原子炉保護設備

原子炉保護設備は、プラント計装からの信号により、炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリが運転時の異常な過渡変化状態へ接近するのを検知して、原子炉トリップを行う。

原子炉をトリップさせるには、いずれかの原子炉トリップ遮断器が開くと、制御棒クラスタ制御装置への電源が遮断され、制御棒クラスタは自重で炉心に挿入される。原子炉保護設備の概略を第3.1.3.1.1.1図に示す。

ロ 化学体積制御設備

化学体積制御設備は、1次冷却材の一部を1次冷却材低温側配管から抽出し、不純物の除去や溶存酸素濃度の調整を行った後に、充てん／高圧注入ポンプを経由してほかの1次冷却材低温側配管に戻す。また、充てん／高圧注入ポンプを出た1次冷却材の一部は、1次冷却材ポンプの軸封及び軸受の冷却を行う。

1次冷却材中のほう素濃度を低下させる場合には、補給水ラインから純水を供給する。ほう素濃度を高くする場合には、ほう酸タンクから高濃度ほう酸水を、ほう酸混合器を通して補給水ラインから供給するが、非常停止時には、ほう酸混合器バイパス・ラインを経由して、高濃度ほう酸水を直接充てん／高圧注入ポンプ入口側へ供給する緊急ほう酸注入が可能である。化学体積制御設備の概略を第3.1.3.1.1.2図に示す。

ハ 多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)

多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)は、作動によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次系から2次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる。また、復水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却系統の過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる。多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)の作動時の概略を第3.1.3.1.1.1.3図に示す。

(b) 原子炉冷却に関する系統

イ 1次冷却設備

1次冷却設備は、原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、加圧器、加圧器逃がしタンク、1次冷却材配管及び弁類で構成し、次の機能を持つ。

- ・ 炉心で加熱された1次冷却材を循環し、蒸気発生器で2次系と熱交換させ、タービンを駆動する高温、高圧の蒸気を発生させる。
- ・ 原子炉運転中に炉心損傷を起こすことのないように、十分な炉心冷却を行う。
- ・ 1次冷却材中の放射性物質が、外部に漏えいするのを防ぐ隔壁を構成する。

1次冷却設備の概略を第3.1.3.1.1.1.4図に示す。

ロ 余熱除去設備

余熱除去設備は、原子炉の崩壊熱及び顕熱を除去する余熱除去系として、また、非常用炉心冷却設備の低圧注入系としての機能を有する。

原子炉停止後、炉心の除熱は2次側蒸気を復水器にダンプすることにより行い、1次冷却設備の温度、圧力が下がれば、余熱除去設備に1次冷却材を送り冷却を継続する。

余熱除去設備は、2基の余熱除去冷却器、2台の余熱除去ポンプ、配管及び弁類で構成される。余熱除去設備の概略を第3.1.3.1.1.1.5図に示す。

ハ 非常用炉心冷却設備

非常用炉心冷却設備は、1次冷却材喪失事故を想定した場合にも、ほう酸水を原子炉に注入して、燃料の過熱による被覆管の大破損を防ぎ、さらに、これに伴う燃料被覆管と水蒸気の反応（以下「ジルコニウム－水反応」という。）を無視し得る程度に抑えることができるように設ける設備で、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系で構成する。また、非常用炉心冷却設備は、主蒸気管破断事故及び2次系の異常な減圧に対し、制御棒クラスタの挿入及び炉心へのほう酸注入により、炉心を臨界未満にでき、かつ維持できる。非常用炉心冷却設備の概略を第3.1.3.1.1.1.6図に示す。

これら非常用炉心冷却設備は、多重性及び独立性を備える非常用所内交流電源系統から受電できるようにする等の考慮を払うことにより、単一故障に加え、外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できる。なお、これらの機能が喪失した場合においても、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入が可能である。

(イ) 蓄圧注入系

蓄圧注入系は、蓄圧タンクと配管、弁類で構成される。蓄圧タンクは、1次冷却材低温側配管に逆止弁を介して各1基接続し、その内容積の約2/3にほう酸水を満たし、残りの空間は窒素ガスで加圧する。

通常時、各蓄圧タンクは、直列に設けた2個の逆止弁で1次冷却系から隔離する。1次冷却系の圧力が蓄圧タンクの保持圧力（約4.4MPa[gage]）以下になると自動的に逆止弁が開き、ほう酸水を、1次冷却材低温側配管を経て炉心に注入する。

(ロ) 高圧注入系及び低圧注入系

高圧注入系は、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク、配管及び弁類で構成される。

高圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号により、充てん／高圧注入ポンプ2台が起動し、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクのほう酸水を、1次冷却材低温側配管を経て、炉心に注入する。

充てん／高圧注入ポンプは、通常運転時に1次冷却設備への充てん水と1次冷却材ポンプへの封水を供給するため、水源を体積制御タンクとしているが、非常用炉心冷却設備作動信号により燃料取替用水タンクに水源を自動的に切り替える。燃料取替用水タンクの水位が低くなると、充てん／高圧注入ポンプの水源を、余熱除去冷却器及び低圧注入ポンプを経て、格納容器再循環サンプに切り替えて再循環モードに移行する。

低圧注入系は、低圧注入ポンプ、余熱除去冷却器、配管及び弁類で構成される。低圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号により、燃料取替用水タンクのほう酸水を、余熱除去冷却器を経て、1次冷却材低温側配管から炉心に注入する。

非常用炉心冷却設備作動信号が発せられると、高圧注入系の弁が開いた後、充てん／高圧注入ポンプが起動し、次いで低圧注入ポンプが起動する。

燃料取替用水タンクの水位が低くなると、低圧注入ポンプの水源を格納容器再循環サンプに切り替えて、余熱除去冷却器で冷却した後、高圧注入配管及び低圧注入配管から炉心に注入する再循環モードへ移行する。

低圧注入ポンプは、原子炉停止時には余熱を除去するために余熱除去ポンプとして使用するが、通常運転時は、非常用炉心冷却設備として常に待機状態にあり、両機能が同時に要求されることはない。

ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合においても、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプによる炉心へのほう酸水の注入及び加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系のフィードアンドブリードを行うことにより、炉心の著しい損傷を防止することが可能である。概略を第3.1.3.1.1.7図に示す。

ホ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合においても、加圧器逃がし弁を開操作することにより1次冷却系統を減圧することができる。概略を第3.1.3.1.1.7図に示す。

蒸気発生器伝熱管破損時は、破損した蒸気発生器の隔離を行い、健

全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却、減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作により1次冷却系と2次冷却系を均圧することで冷却材の漏えいを抑制する。

インターフェイスシステムLOCA時は、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作を行うとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで冷却材の漏えいを抑制する。

へ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備

1次冷却材喪失事故の発生により、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプにより、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注入できる。概略を第3.1.3.1.1.1.8図に示す。常設電動注入ポンプは、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても大容量空冷式発電機より給電できる。

また、余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備の再循環による炉心冷却機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイポンプにより、格納容器スプレイ冷却器を介して代替再循環できる。

(c) 原子炉格納施設

イ 原子炉格納容器の構成

原子炉格納施設は、鋼板製の原子炉格納容器の外側を外周コンクリート壁で囲み、原子炉格納容器と外周コンクリート壁の間は空間構造とし、

その円筒部にアニュラス・シールを設け、アニュラス・シールの下部は密閉された空間(アニュラス部)を形成する。

原子炉格納容器を貫通する配管、電線等の大部分はこのアニュラス部を貫通するようにする。原子炉格納容器の概略を第3.1.3.1.1.1.9図に示す。

1次冷却材喪失事故時等に、圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放出に対する最終の障壁(原子炉格納容器バウンダリ)を形成するため、原子炉格納容器を貫通する配管には隔離弁等を設ける。原子炉格納容器バウンダリの概略を第3.1.3.1.1.1.10図に示す。

ロ 原子炉格納容器スプレイ設備

原子炉格納容器スプレイ設備は、1次冷却材喪失事故時に原子炉格納容器の内圧を下げるとともに、原子炉格納容器内に放出されたよう素を除去する設備で、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、よう素除去薬品タンク、配管及び弁類で構成される。原子炉格納容器スプレイ設備の概略を第3.1.3.1.1.1.11図に示す。

ハ アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備は、アニュラス空気浄化ファン、粒子用フィルタ及びよう素用フィルタ・ユニットで構成される。本設備は、1次冷却材喪失事故時にアニュラス部を負圧に保ち、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいた空気浄化再循環し、一部を排気筒に導いている。なお、通常運転時にアニュラス内に立入る必要が生じた時にも、本設備によりアニュラス内の換気を行うことができる。アニュラス空気浄化設備の概略を第3.1.3.1.1.1.12図に示す。

ニ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

1次冷却材喪失事故時において、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、格納容器自然対流冷却及び代替格納容器スプレイを設けている。

(イ) 格納容器内自然対流冷却(移動式大容量ポンプ車及び格納容器再循環ユニット)

移動式大容量ポンプ車は、A、B海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる。また、A、B格納容器再循環ユニットは、格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる。概略図を第3.1.3.1.1.1.13図に示す。

(ロ) 代替格納容器スプレイ

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内に注水できる。概略図を第3.1.3.1.1.1.14図に示す。

ホ 水素濃度制御設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水

素濃度を低減するための設備として、静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置を設置している。

静的触媒式水素再結合装置は、ジルコニウム－水反応等で短期的に発生する水素及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素を除去することにより、原子炉格納容器内の水素濃度を継続的に低減できる。

電気式水素燃焼装置は、炉心の著しい損傷に伴い事故初期に原子炉格納容器内に大量に放出される水素を計画的に燃焼させ、原子炉格納容器内の水素濃度ピークを制御できる。

(d) 原子炉停止に関する系統電源、補機冷却水系等のサポート系

(a)～(c)における、事故時の基本的な安全機能を果たす系統(フロントライン系)を動作させるために、以下の系統(サポート系)が必要である。

イ 非常用電源設備

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系する。所内単線結線図を第3.1.3.1.1.15図に示す。

高圧母線は、常用3母線と非常用2母線で構成する。非常用2母線は、起動変圧器、予備変圧器及び非常用ディーゼル発電機のいずれからも受電できる。

低圧母線は、常用3母線、共通1母線及び非常用2母線で構成する。非常用2母線はそれぞれの非常用高圧母線から動力変圧器を通して受電できる。

所内補機は、工学的安全施設に関係する補機と一般補機に分け、そ

れぞれ非常用、常用母線に接続する。所内補機で2台以上設置する設備は非常用、常用ともに各母線に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。

非常用ディーゼル発電機は、500kV送電線が停電し、かつ220kV送電線も停電した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給し、1台の非常用ディーゼル発電機で発電所を安全に停止するために必要な補機を運転するのに十分な容量を有し、たとえ同時に工学的安全施設作動設備が作動しても電力を供給できる。

また、発電所の安全に必要な直流電源を確保するため蓄電池を設置し、安定した交流電源を必要とする設備に対しては、無停電電源装置を設置する。直流電源設備は、非常用電源として2系統及び常用所内電源として1系統から構成する。

ロ 代替電源設備

代替電源設備のうち、大容量空冷式発電機は、全交流動力電源喪失した場合に、中央制御室の操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線へ接続することで、重大事故時に必要な交流負荷へ電力を供給することができる。概略図を第3.1.3.1.1.16図に示す。

ハ 工学的安全施設作動設備

工学的安全施設作動設備は、1次冷却材喪失事故あるいは主蒸気管破断事故等に際して、炉心の冷却を行い、原子炉格納容器バウンダリを保護するための設備を起動する設備である。工学的安全施設作動の概略図を第3.1.3.1.1.17図に示す。

ニ 原子炉補機冷却設備

(イ) 原子炉補機冷却水設備

原子炉補機冷却水設備は、原子炉補機に冷却水を供給する設備であり、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、配管、弁類からなり閉回路を構成する。

原子炉補機冷却水は、純水を使用し、各原子炉補機より熱を除去した後、原子炉補機冷却水ポンプによって原子炉補機冷却水冷却器に至り、ここで海水によって冷却され、再び各原子炉補機に戻る。

この設備によって冷却する主な機器は、余熱除去冷却器、非再生冷却器、格納容器スプレイ冷却器、原子炉格納容器空気再循環設備、サンプル冷却器、使用済燃料ピット冷却器、封水冷却器、余剰抽出冷却器、1次冷却材ポンプ、格納容器スプレイポンプ等である。原子炉補機冷却設備の概略を第3.1.3.1.1.18図に示す。

(ロ) 原子炉補機冷却海水設備

原子炉補機冷却海水設備は、原子炉補機冷却水冷却器、コントロールタワー空調用冷凍機、非常用ディーゼル発電機等を海水で冷却する設備である。

外部電源喪失時には、非常用ディーゼル発電機から海水ポンプに電力を供給し、この設備の運転を継続して安全を確保する。原子炉補機冷却海水設備の系統の概略を第3.1.3.1.1.19図に示す。

(ハ) 代替補機冷却のための設備

代替補機冷却のための設備のうち、移動式大容量ポンプ車は、A、B海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接

続することで、原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給できる。

ホ 換気設備

換気設備は、通常運転時又は事故時に発電所従業員に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質を除去低減する設備で、原子炉格納施設換気設備、原子炉補助建屋換気設備、中央制御室空調装置等で構成する。原子炉補助建屋換気設備の概略を第3.1.3.1.1.1.20図に示す。

換気設備は、放射性汚染の可能性からみて区域を分け、それぞれ別系統とする。各換気系統は、区域及び部屋の必要な換気並びに除熱を十分行える容量を持つ。

ヘ 圧縮空気設備

(イ) 制御用圧縮空気設備

制御用圧縮空気設備は、補助建屋内に設け、空気作動弁、制御器、計器等に清浄で乾燥した制御用圧縮空気を供給する。2台の制御用空気圧縮機出口には空気だめを設け、空気だめを出た圧縮空気は除湿装置を通して除湿乾燥を行う。制御用空気圧縮機の電源は、非常用母線から供給し、トレンを分離して、多重性をもたせる。制御用圧縮空気供給配管のうち耐震クラスAの部分は、2系統の供給母管から構成し、分離可能とする。制御用圧縮空気設備の概略を第3.1.3.1.1.1.21図に示す。

制御用空気圧縮機は、たて置往復動圧縮型で、清浄な圧縮空気を供給するため、無給油方式を採用する。

b. 系統間の依存関係

本評価を実施するに当たり、系統間の依存性を明確にするための情報を収集した。系統間の依存性については、「3.1.3.1.1.2(4)a. 評価対象としたシステムとその説明」に示す。

c. 燃料及び溶融炉心の移動経路

事故時の燃料及び溶融炉心等の熱源の移動は、水素発生、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)及び原子炉格納容器内の熱水力挙動、核分裂生成物(FP)移行挙動に影響する。燃料及び溶融炉心の移動経路を第3.1.3.1.1.1.6表、概念図を第3.1.3.1.1.1.22図に示す。

d. ソースタームの定量化に必要な情報

本プラントについて、事故時の放射性物質挙動の解析に必要な以下の情報を整理した。

(a) 放射性物質の放出経路

本プラントは加圧水型軽水炉であり、放射性物質の放出経路は以下のそれぞれの場合について異なる。

- ① 格納容器健全性が維持されている場合
- ② 格納容器機能喪失が生じた場合(下記③、④以外)
- ③ 蒸気発生器伝熱管破損+炉心損傷が生じた場合
- ④ インターフェイスシステムLOCA+炉心損傷が生じた場合

各放出経路の概要を第3.1.3.1.1.1.7表に示す。また、放出経路の概念図を第3.1.3.1.1.1.23図に示す。

(b) 工学的安全設備の機能

ソースターム解析の観点から、放射性物質の放出量を低減するための機能を持つ設備(工学的安全施設及び重大事故等対処施設)として、格納容器スプレイ設備、代替格納容器スプレイ及びアニュラス空気浄化設備が挙げられる。

(c) 放射性物質の炉心内蓄積量

本プラントの放射性物質のうち、放出された放射性物質による線量評価に使用する核種の炉心内蓄積量を第3.1.3.1.1.8表に示す。

被ばく評価の詳細については、「3.1.3.3 被ばく評価」にて記載する。

(2) 気象情報の収集

気象情報の収集については、「3.1.3.3 被ばく評価」にて記載する。

第3.1.3.1.1.1表 出力運転時PRA実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル1PRA) (1/4)

PRAの実施項目	収集すべき情報		主な情報源
1.プラントの構成・特性の調査	PRA実施に当たり必要とされる基本的な情報	a) 設計情報	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(1次系、2次系ほか) 4) 単線結線図 5) 展開接続図(EWD) 6) ファンクショナルダイアグラム 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
		b) 運転管理情報	1) 原子炉施設保安規定 2) 運転基準Ⅰ(総括編) 3) 運転基準Ⅱ(電気編) 4) 運転基準Ⅲ(タービン編) 5) 運転基準Ⅳ(原子炉編) 6) 運転基準Ⅴ(警報処置編) 7) 運転基準Ⅵ(緊急処置編) 8) 運転基準Ⅶ(定期試験編)

第3.1.3.1.1.1表 出力運転時PRA実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル1PRA) (2/4)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
2.起因事象の選定	原子炉冷却材の流出、外部電源喪失等に関する事例	1) 実施項目1.の情報源 2) 国内PWRプラント運転実績 ・ 原子力施設運転管理年報 ・ NRAホームページ ・ 原子力施設情報公開ライブラリ (NUCIA) 3) 米国PWRプラント運転実績 ・ NUREG-0020 "Licensed Operating Reactors – Status Summary Report" ・ NUREG-1187 "Performance Indicator for Operating Commercial Nuclear Power Reactors" ・ NRC ホームページ 4) 起因事象発生頻度に関する文献 ・ WASH-1400 "Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants" ・ NUREG-1150 "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants" ・ NUREG-1829 "Estimating Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Frequencies Through the Elicitation Process" ・ NUREG/CR-3300 "Review and Evaluation of the Zion Probabilistic Safety Study" ・ NUREG/CR-4550 "Analysis of Core Damage Frequency From Internal Events; Methodology Guidelines" ・ NUREG/CR-5750 "Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants" ・ NUREG/CR-6928 "Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants" ・ SPAR Initiating Event Data and Results 2010, Parameter Estimation Update ・ IAEA-TECDOC-719 "Defining initiating events for purposes of probabilistic safety assessment"

第 3.1.3.1.1.1 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 1PRA) (3/4)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
3.成功基準の設定	- 安全系等のシステム使用条件 - システムの現実的な性能 - 運転員による緩和操作	1) 実施項目1.の情報源 2) 先行PRA報告書及びそれに関連する報告書 - PSR報告書 - 原子炉設置許可申請書 "Development of General Criteria for Screening Loss of Room Cooling in PRA Modeling", Young G Jo and Taeyong Sung, ANS PSA 2013 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis, Columbia, SC, September 22-26, 2013 - EPRI 1021067 "Plant Support Engineering: Nuclear Power Plant Equipment Qualification Reference Manual, Revision 1".
4.事故シーケンスの分析		
5.システム信頼性解析	本プラントに即した機器故障モード、運転形態等	1) 実施項目1.、3.、4.の情報源 2) 実施項目6.、7.の情報源 3) 健全性確認間隔の調査結果 4) 外部電源復旧確率に係る報告書
6.人間信頼性解析	- 運転員による緩和操作等 - 各種操作・作業等に係る体制	1) 実施項目1.の情報源 2) 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" - NUREG/CR-6883 "The SPAR-H Human Reliability Analysis Method" 3) 起回事象発生前人的過誤に関わる調査結果

第 3.1.3.1.1.1.1 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 1PRA) (4/4)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
7.パラメータの作成 1) 機器故障 2) アンアベイラビリティ	本プラントに即したデータ及びパラメータ	1) 実施項目1.の情報源 2) 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 2009年5月、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 平成13年2月、(一財)電力中央研究所 3) 試験による待機除外の調査結果 4) 共通原因故障データ - NUREG CCF Parameter Estimations 2012 - NUREG/CR-5497 "Common-Cause Failure Parameter Estimations"

第 3.1.3.1.1.2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (1/9)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
1.プラントの構成・特性の調査	設計情報	1) 原子炉設置許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 燃料体設計認可申請書 4) 系統図(1次系、2次系ほか) 5) 単線結線図 6) 展開接続図(EWD) 7) ファンクショナルダイアグラム 8) 計装ブロック図 9) プラント機器配置図 ・ 機器配置図 ・ 電気盤配置図 10) 系統設計仕様書 ・ 系統説明書 ・ 容量根拠書 11) 機器設計仕様書 12) ポンプ成績表 13) 技術連絡書
	運転管理情報	1) 原子炉施設保安規定 2) 運転基準Ⅰ(総括編) 3) 運転基準Ⅱ(電気編) 4) 運転基準Ⅲ(タービン編) 5) 運転基準Ⅳ(原子炉編) 6) 運転基準Ⅴ(警報処置編) 7) 運転基準Ⅵ(緊急処置編) 8) 運転基準Ⅶ(定期試験編)
	その他	1) 審査会合資料の調査 2) 設計技術者との議論

第 3.1.3.1.1.1.2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (2/9)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
2.プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化	レベル 1PRA 結果	出力運転時レベル 1PRA 結果
3.格納容器機能喪失モードの設定	格納容器構造健全性	1) 先行 PRA 報告書 ・ PSR 報告書 ・ 原子炉設置許可申請書 2) 文献 ・ 重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書、(財)原子力発電技術機構、平成 15 年 3 月 ・ 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2016(レベル 2PRA 編)(AESJ-SC-P009:2016) ・ NUREG/CR-6025 "The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner" ・ NUREG/CR-6075 "The Probability of Containment Failure by Direct Containment heating in Zion." ・ NUREG/CR-6109 "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry" ・ NUREG/CR-6427 "Assessment of the DCH Issue for Plants with Ice Condenser Containments" ・ NUREG/CR-6995"SCDAP/RELAP5 Thermal-Hydraulic Evaluations of the Potential for Containment Bypass During Extended Station Blackout Severe Accident Sequences in a Westinghouse Four-Loop PWR"
	原子炉格納容器への負荷	

第 3.1.3.1.1.1.2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (3/9)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
4.事故シーケンスの分析	プラント熱水力挙動	1) 先行 PRA 報告書 ・ PSR 報告書 ・ 原子炉設置許可申請書 2) 文献 ・ 次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン、(財)原子力安全研究協会、1999 年 4 月
	緩和手段	3) 実施項目 1.の「プラント構成・特性の調査」の結果 4) 実施項目 3.の「格納容器機能喪失モードの設定」の結果
5.事故進展解析	プラント熱水力挙動	1) 先行 PRA 報告書 ・ 原子炉設置許可申請書 2) 文献 ・ PWR の安全解析用崩壊熱について(MHI-NES-1010 改 4)、2013 年 7 月
	緩和手段	3) 実施項目 2.の「プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化」の結果 4) 実施項目 4.の「事故シーケンスの分析」の結果

第 3.1.3.1.1.2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (4/9)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
6.格納容器機能喪失頻度の定量化	物理化学現象に関する分岐確率	1) 先行 PRA 報告書 • PSR 報告書 • 原子炉設置許可申請書 2) 文献 • NUREG/CR-4700 "Containment Event Analysis for Postulated Severe Accidents" • NUREG/CR-4551 "Evaluation of Severe Accident Risks" • NUREG/CR-6995"SCDAP/RELAP5 Thermal-Hydraulic Evaluations of the Potential for Containment Bypass During Extended Station Blackout Severe Accident Sequences in a Westinghouse Four-Loop PWR" • EPRI 1006593 "Steam Generator Tube Integrity Risk Assessment: Volume 1: General Methodology, Revision 1 to TR-107623-V1" • NUREG-1150 "Severe Accident Risks:An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants" • NUREG-1116 " A Review of the Current Understanding of the Potential for Containment Failure From In-Vessel Steam Explosions" • NUREG-1524 "A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current Understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction Issues" • 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2016(レベル 2PRA 編) (AESJ-SC-P009:2016)
	緩和手段に関する分岐確率	

第 3.1.3.1.1.1.2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (5/9)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
6.格納容器機能喪失頻度の定量化(続き)	物理化学現象に関する分岐確率	2) 文献 • NUREG/CR-6075 "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Zion." • NUREG/CR-6109 "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry" • NUREG/CR-6338 "Resolution of the Direct Containment Heating Issue for All Westinghouse Plants With Large Dry Containments or Subatmospheric Containments"
	緩和手段に関する分岐確率	3) 実施項目 2.の「プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化」の結果 4) 実施項目 3.の「格納容器機能喪失モードの設定」の結果 5) 実施項目 4.の「事故シーケンスの分析」の結果 6) 実施項目 5.の「事故進展解析」の結果
	システム信頼性解析	1) 実施項目 1.の情報源 2) 人間信頼性解析、パラメータの作成の結果 3) 健全性確認間隔の調査結果 4) 外部電源復旧確率に係る報告書
	人間信頼性解析	1) 実施項目 1.の情報源 2) 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" • NUREG/CR-6883 "The SPAR-H Human Reliability Analysis Method" 3) 起因事象発生前人的過誤に関わる調査結果

第 3.1.3.1.1.2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (6/9)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
6.格納容器機能喪失頻度の定量化(続き)	パラメータの作成	1) 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 2009年5月、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 平成13年2月、(一財)電力中央研究所 2) 試験による待機除外の調査結果 3) 共通原因故障データ ・NUREG CCF Parameter Estimations 2012 ・NUREG/CR-5497 "Common-Cause Failure Parameter Estimations" 4) 実施項目 1.の情報源
7.放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化	プラント損傷状態	1) 文献 ・平成 15 年度 レベル 2PSA 手法の整備(PWR)、原子力安全基盤機構 (JNES/SAE04-040) ・平成 17 年度 レベル 2 地震 PSA 手法の整備(4 ループ PWR)、原子力安全基盤機構 (JNES/SAE05-096) ・平成 18 年度 レベル 2 地震 PSA 手法の整備(4 ループ PWR)、原子力安全基盤機構 (JNES/SAE06-087) ・平成 19 年度 地震時レベル 2PSA 手法の整備(4 ループ及び 2 ループ PWR)、原子力安全基盤機構 (JNES/SAE07-055) 2) 実施項目 4.の「事故シーケンスの分析」の結果 3) 実施項目 6.の「格納容器機能喪失頻度の定量化」の結果
	格納容器機能喪失モード	
	放射性物質移行経路	
	物理・化学的特性	

第 3.1.3.1.1.1.2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (7/9)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
8.ソースターム解析	放出カテゴリを代表するソースターム	1) 文献 - 平成 15 年度 レベル 2PSA 手法の整備(PWR)、原子力安全基盤機構(JNES/SAE04-040) - 平成 17 年度 レベル 2 地震 PSA 手法の整備(4 ループ PWR)、原子力安全基盤機構(JNES/SAE05-096) - 平成 18 年度 レベル 2 地震 PSA 手法の整備(4 ループ PWR)、原子力安全基盤機構(JNES/SAE06-087) - 平成 19 年度 地震時レベル 2PSA 手法の整備(4 ループ及び 2 ループ PWR)、原子力安全基盤機構(JNES/SAE07-055) 2) 実施項目 7.の「放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化」の結果
9.不確かさ解析及び感度解析	レベル 1PRA、事故進展解析及びソースターム解析結果	1) 先行 PRA 報告書 - PSR 報告書 - 原子炉設置許可申請書 2) 文献 - NUREG/CR-4700 "Containment Event Analysis for Postulated Severe Accidents" - NUREG/CR-4551 "Evaluation of Severe Accident Risks" - NUREG/CR-6995 "SCDAP/RELAP5 Thermal-Hydraulic Evaluations of the Potential for Containment Bypass During Extended Station Blackout Severe Accident Sequences in a Westinghouse Four-Loop PWR"

第 3.1.3.1.1.1.2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (8/9)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
9.不確かさ解析及び感度解析(続き)	レベル 1PRA、事故進展解析及びソースターム解析結果	2) 文献 • EPRI 1006593 "Steam Generator Tube Integrity Risk Assessment: Volume 1: General Methodology, Revision 1 to TR-107623-V1" • NUREG-1150 "Severe Accident Risks:An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants" • NUREG-1116 " A Review of the Current Understanding of the Potential for Containment Failure From In-Vessel Steam Explosions" • NUREG-1524 "A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current Understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction Issues" • 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2016(レベル 2PRA 編) (AESJ-SC-P009:2016) • NUREG/CR-6075 "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Zion." • NUREG/CR-6109 "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry" • NUREG/CR-6338 "Resolution of the Direct Containment Heating Issue for All Westinghouse Plants With Large Dry Containments or Subatmospheric Containments"

第 3.1.3.1.1.1.2 表 出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(出力運転時レベル 2PRA) (9/9)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
9.不確かさ解析及び感度解析(続き)	レベル 1PRA、事故進展解析及びソースターム解析結果	3) 実施項目 2.の「プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化」の結果 4) 実施項目 5.の「事故進展解析」の結果 5) 実施項目 6.の「格納容器機能喪失頻度の定量化」の結果 6) 実施項目 7.の「放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化」の結果

第 3.1.3.1.1.1.3 表 川内原子力発電所 1 号機の基本仕様

項目	仕様
原子炉熱出力	2,660 (MWt)
電気出力	890 (MWe)
プラント型式	加圧水型 3 ループプラント
原子炉格納容器	上部半球下部半だ円鏡円筒型

第 3.1.3.1.1.1.4 表 評価対象としたシビアアクシデント対策 (1/2)
(出力運転時レベル 1PRA)

SA 有効性評価で期待した対策	SA 有効性評価で期待していない対策
・ フィードアンドブリード ・ 大容量空冷式発電機 ・ 移動式大容量ポンプ車 ・ 常設電動注入ポンプ ・ 2 次系強制冷却による低圧注入／再循環 ・ 格納容器内自然対流冷却 ・ 代替再循環 ・ クールダウンアンドリサーキュレーション ・ 緊急ほう酸注入 ・ ATWS 緩和設備 ・ 2 次系水源補給	・ 外部電源の復旧 ・ 代替給水 (主給水回復) ・ 代替制御用空気供給 (所内用空気系)

第 3.1.3.1.1.1.4 表 評価対象としたシビアアクシデント対策(2/2)
(出力運転時レベル 2PRA)

SA 有効性評価で期待した対策	SA 有効性評価で期待していない対策
・ 加圧器逃がし弁(窒素ポンベ)による1次系強制減圧 ・ 常設電動注入ポンプ(水源補給前)による格納容器内注水 ・ 常設電動注入ポンプ(水源補給後)による格納容器内蓄熱 ・ 格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却 ・ 大容量空冷式発電機による交流電源の復旧 ・ アニュラス空気浄化系(窒素ポンベ)による被ばく防止 ・ 中央制御室非常用循環系による被ばく防止 ・ 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減	・ 格納容器隔離弁の手動閉止 ・ 加圧器逃がし弁(制御用空気系使用)による1次系強制減圧 ・ 格納容器スプレイポンプ(中央手動起動)による格納容器内注水 ・ 格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却 ・ 電気式水素燃焼装置による水素濃度低減 ・ 外部電源の復旧

第 3.1.3.1.1.1.5 表 系統設備概要 (1/2)

系統	設備	設備仕様
原子炉保護系	制御棒クラスタ	本数 48
ほう酸注入系	ほう酸ポンプ	型式 横置うず巻式 台数 2 容量 約 17m ³ /h/台
	充てん／高圧注入ポンプ	型式 横置うず巻式 台数 3 容量 約 34m ³ /h/台 揚程 約 1,770m
蓄圧注入系	蓄圧タンク	型式 たて置円筒型 基数 3 容量 約 41m ³ /基
高圧注入系	充てん／高圧注入ポンプ	型式 横置うず巻式 台数 3 容量 約 147m ³ /h/台 揚程 約 732m
低圧注入系	低圧注入ポンプ(余熱除去ポンプ)	型式 横置うず巻式 台数 2 容量 約 681m ³ /h/台
非常用炉心冷却設備(代替炉心注入)	常設電動注入ポンプ	型式 横置うず巻式 台数 1 容量 約 150m ³ /h 揚程 約 150m
補助給水系	タービン動補助給水ポンプ	型式 横置多段タービン式 台数 1 容量 約 210m ³ /h 揚程 約 900m
	電動補助給水ポンプ	型式 横置多段うず巻式 台数 2 容量 約 90m ³ /h/台 揚程 約 900m

第 3.1.3.1.1.1.5 表 系統設備概要 (2/2)

系統	設備	設備仕様
非常用電源設備	ディーゼル発電機	型式 横置回転界磁三相交流同期発電機 台数 2 容量 約 7,200kVA／台
直流電源設備	蓄電池(安全防護系用)	組数 2 容量 約 1,200A・h／組
	蓄電池(重大事故等対処用)	組数 1 容量 約 2,400 A・h
	常用系蓄電池	組数 1 容量 約 3,500A・h
代替電源設備	大容量空冷式発電機	型式 三相交流同期発電機 台数 1 容量 約 4,000kVA
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ	型式 横置うず巻式 台数 4 容量 約 1,300m ³ ／h／台 揚程 約 55m
原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ	型式 たて置斜流型 台数 4 容量 約 2,200m ³ ／h／台 揚程 約 36m
代替補機冷却設備	移動式大容量ポンプ車	型式 横置うず巻式 台数 2 (No.1、No.2) 1 (No.3) 容量 約 840m ³ ／h／台 (No.1、No.2) 約 1,320m ³ ／h (No.3) 揚程 約 140m
格納容器スプレイ系	格納容器スプレイポンプ	型式 横置うず巻式 台数 2 容量 約 940m ³ ／h／台 揚程 約 170m

第3.1.3.1.1.1.6表 燃料及び溶融炉心の移動経路

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

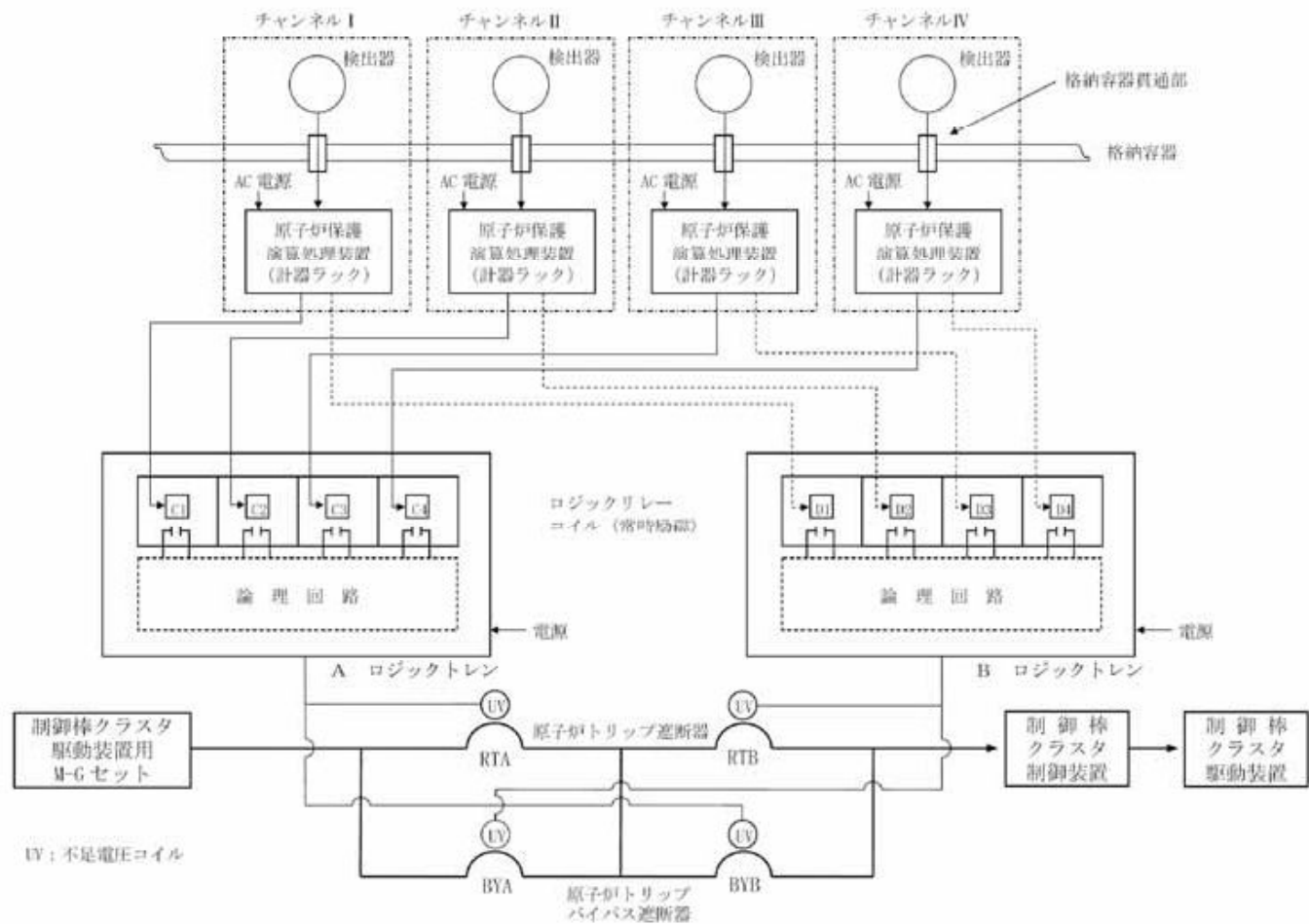
第3.1.3.1.1.1.7表 放射性物質の放出経路

放出経路		概要
①	格納容器健全性が維持されている場合	格納容器健全性が維持されている場合は、炉心溶融が生じたとしても、溶融炉心から放出された核分裂生成物の大部分は原子炉格納容器内に閉じ込められる。原子炉格納容器内の圧力の上昇に伴い、格納容器気相部に浮遊している一部の核分裂生成物が原子炉格納容器から原子炉格納容器外(アニュラス又はアニュラス外)へ漏えいする。アニュラス空気浄化設備が起動している場合、アニュラス空気浄化設備のよう素及び粒子フィルタによって、アニュラスに漏えいした核分裂生成物のうちよう素及び粒子状物質の大部分が除去される。よって、放射性物質の放出経路としては、原子炉格納容器からアニュラス外へ直接放出され環境へ放出される経路又は原子炉格納容器からアニュラスへ放出され排気筒経由で環境へ放出される経路となる。
②	格納容器機能喪失が生じた場合(下記③、④以外)	蒸気発生器伝熱管破損及びインターフェイスシステムLOCAを除く格納容器機能喪失が生じた場合は、原子炉格納容器(機器搬入口等の原子炉格納容器本体に直接据え付けられている機器を含む)の損傷又は格納容器隔離失敗が生じており、格納容器気相部に浮遊している核分裂生成物の大部分が機能喪失を生じた箇所から環境へ放出される。
③	蒸気発生器伝熱管破損+炉心損傷が生じた場合	蒸気発生器伝熱管破損の場合は、溶融炉心から放出された核分裂生成物が破損した蒸気発生器伝熱管を經由して2次冷却系に移行し、主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁経由で環境に放出される。また、溶融炉心から放出されたガスによって1次冷却系がクリープ破損によって破断した場合は溶融炉心から放出された核分裂生成物が原子炉格納容器内部へも移行する。原子炉格納容器の損傷が生じる場合は上記②の経路も含まれる。
④	インターフェイスシステムLOCA+炉心損傷が生じた場合	インターフェイスシステムLOCAの場合は、溶融炉心から放出された核分裂生成物が余熱除去系統の破損部及び出口逃がし弁を經由して安全補機室に移行し、安全補機室経由で環境に放出される。また、入口逃がし弁から加圧器逃がしタンク経由で放出された核分裂生成物を含む蒸気によって原子炉格納容器内部へも移行する。原子炉格納容器の損傷が生じる場合は上記②の経路も含まれる。

第3.1.3.1.1.1.8表 炉心内蓄積量(55GWd/t ウラン炉心) (gross値)

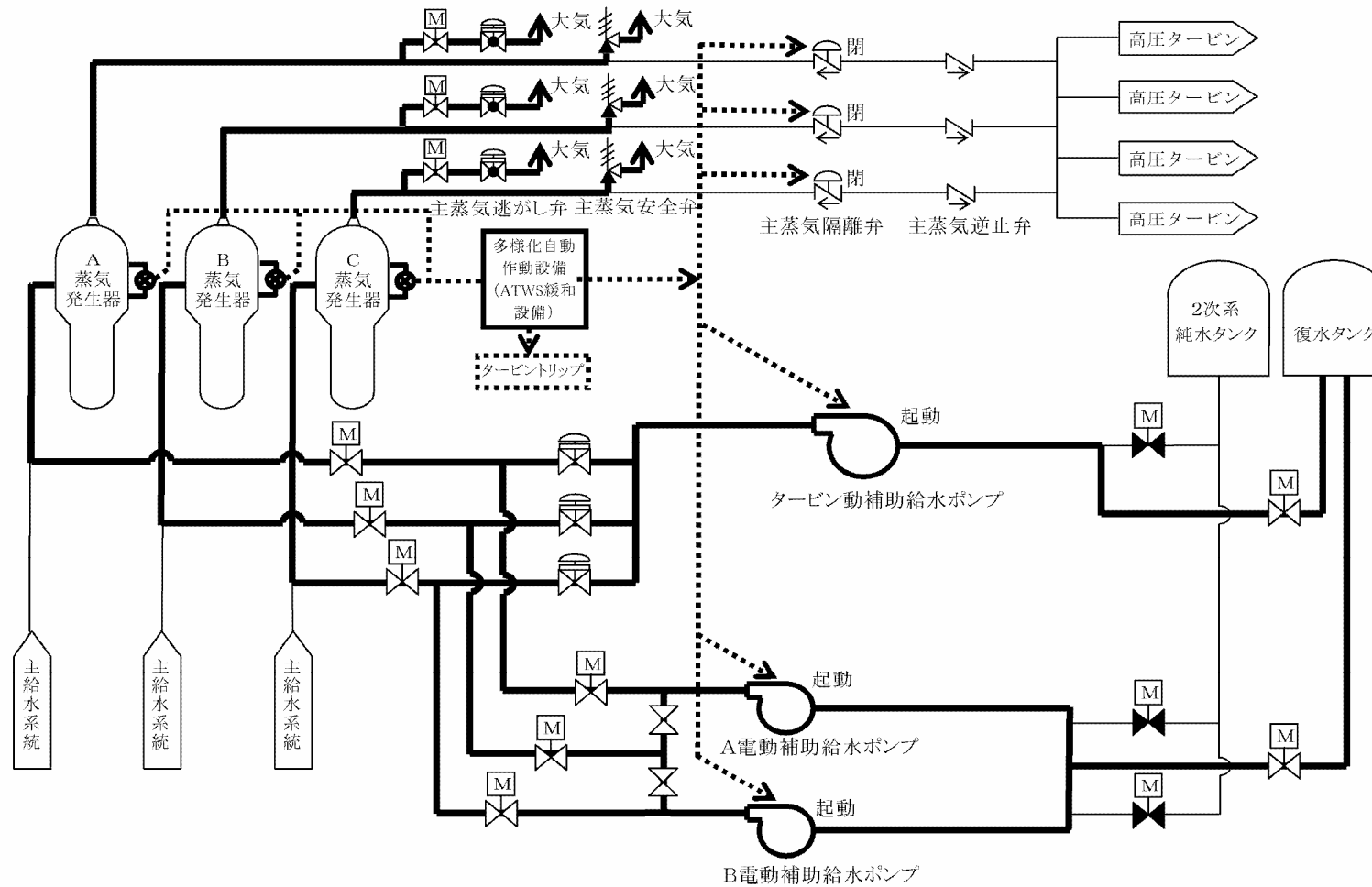
核種グループ ^{○(注)}	炉心内蓄積量 (Bq)
希ガス類	約 1.1E+19
よう素類	約 2.3E+19
Cs類	約 1.0E+18
Te類	約 6.6E+18
Sr類	約 9.8E+18
Ru類	約 2.0E+19
La類	約 4.5E+19
Ce類	約 6.4E+19
Ba類	約 9.7E+18

(注) 実効線量評価対象核種

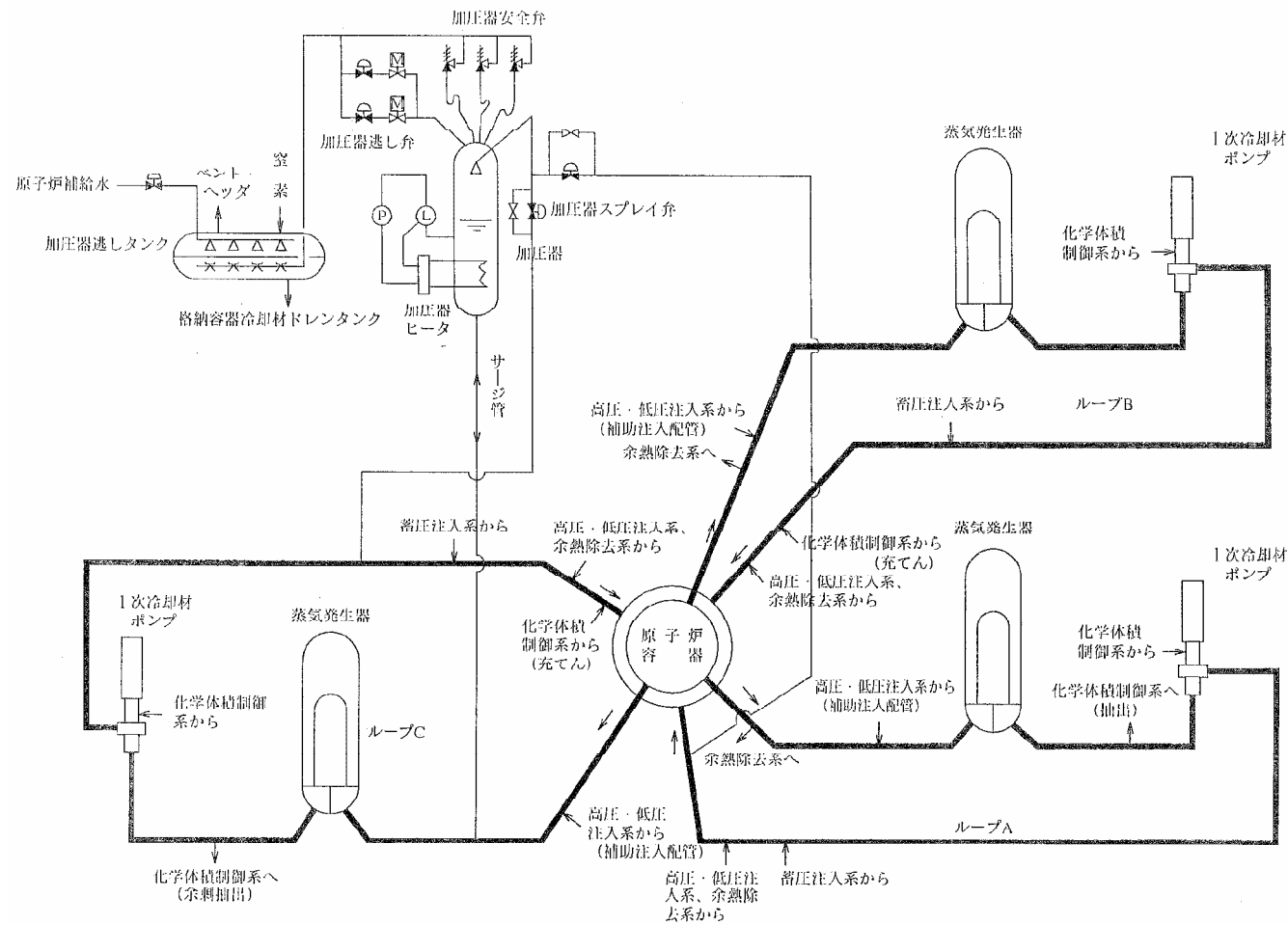


第 3.1.3.1.1.1.1 図 原子炉保護設備概略図

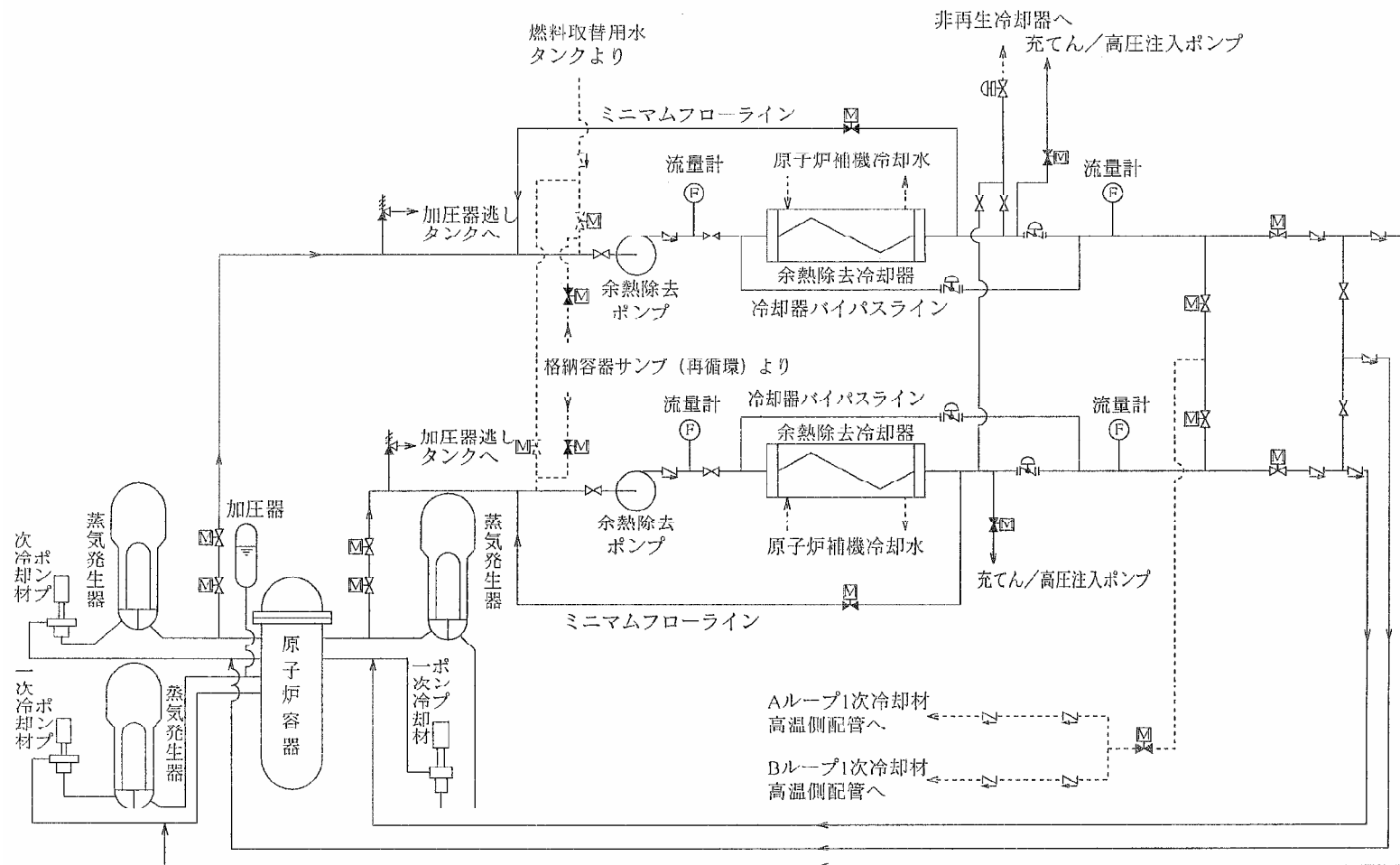
第 3.1.3.1.1.1.2 図 化学体積制御設備系統説明図



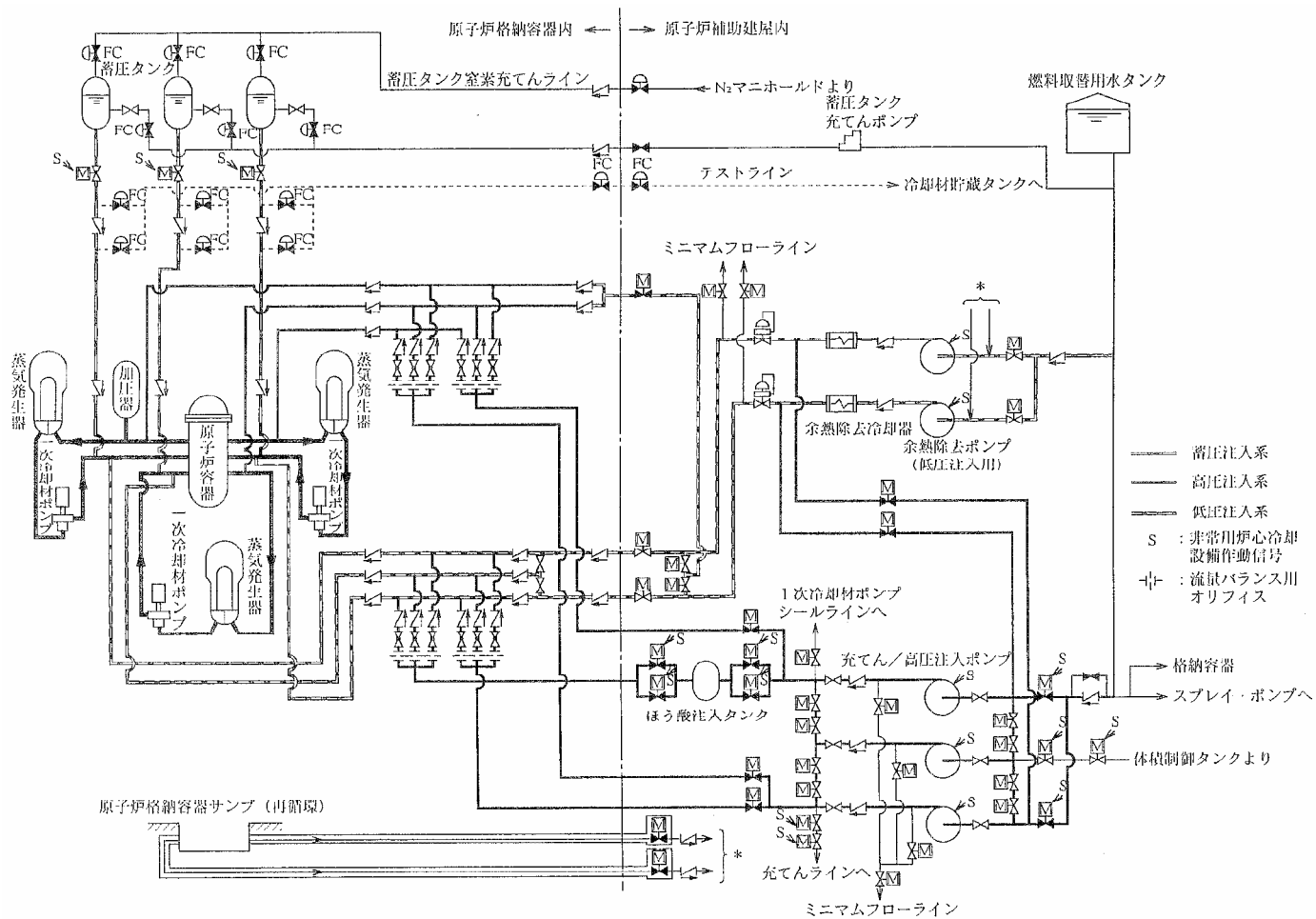
第 3.1.3.1.1.1.3 図 多様化自動作動設備 (ATWS 緩和設備) 概略図 (作動時)



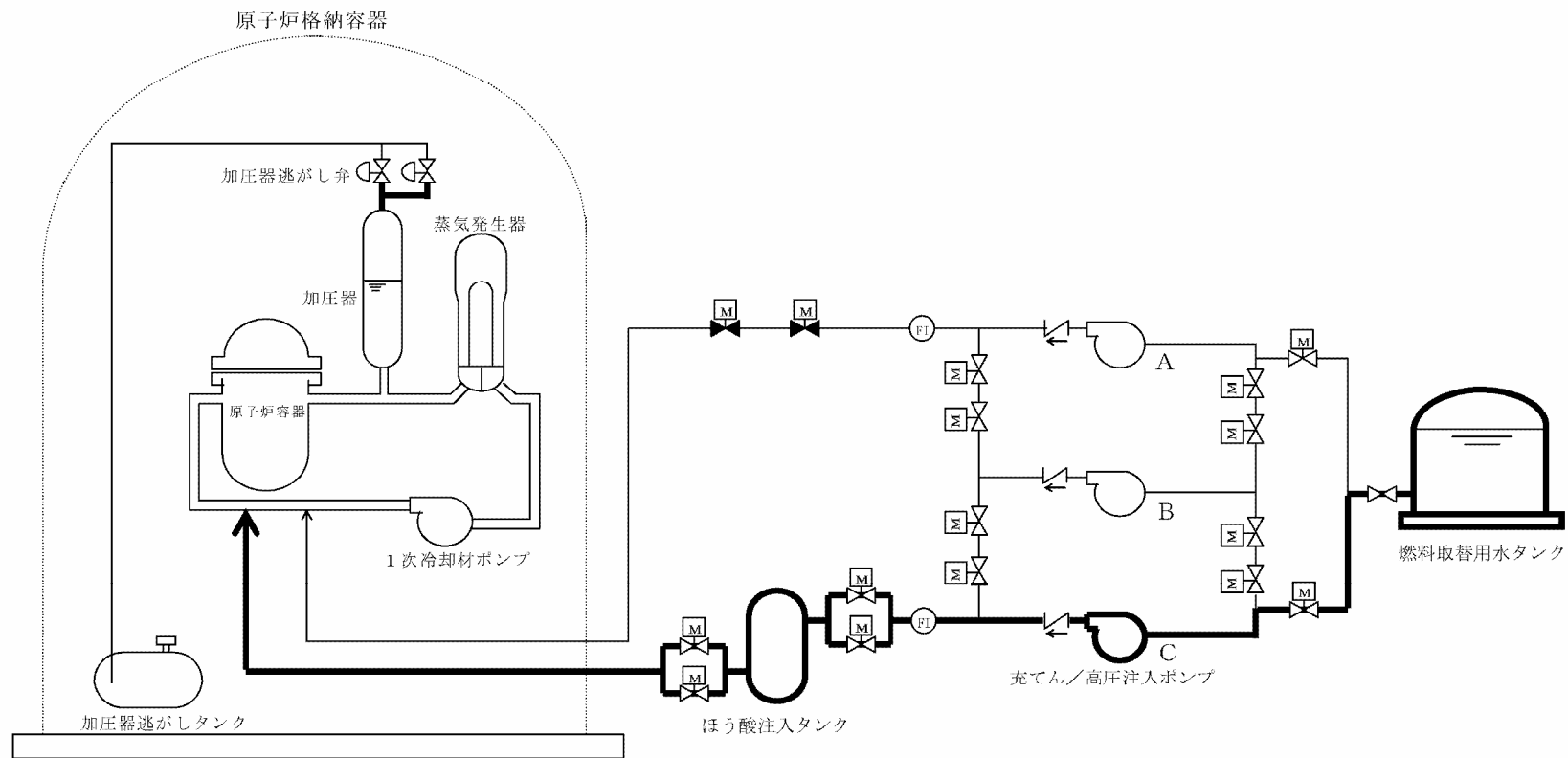
第 3.1.3.1.1.1.4 図 1次冷却設備系統説明図



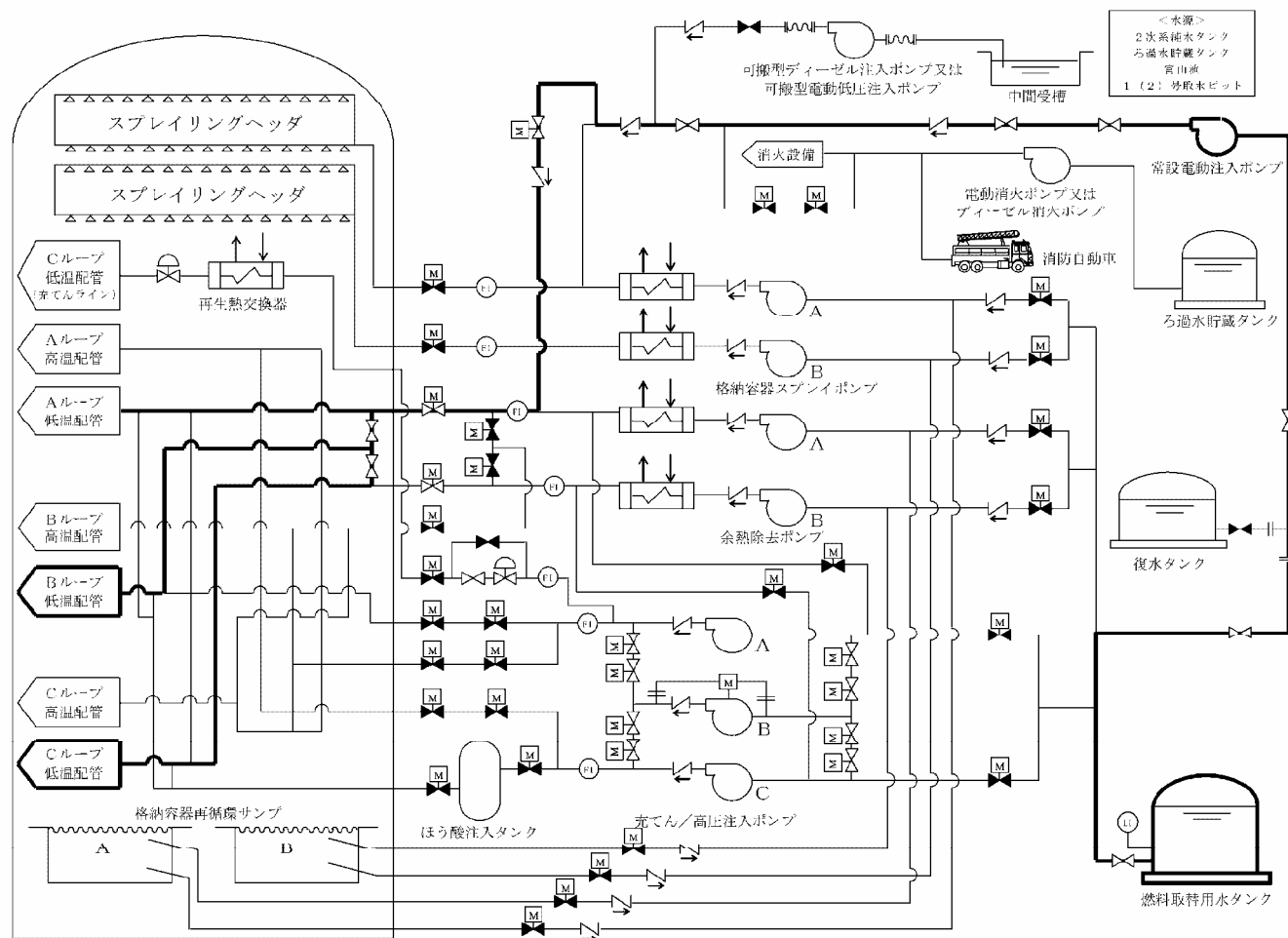
第 3.1.3.1.1.1.5 図 余熱除去設備系統説明図



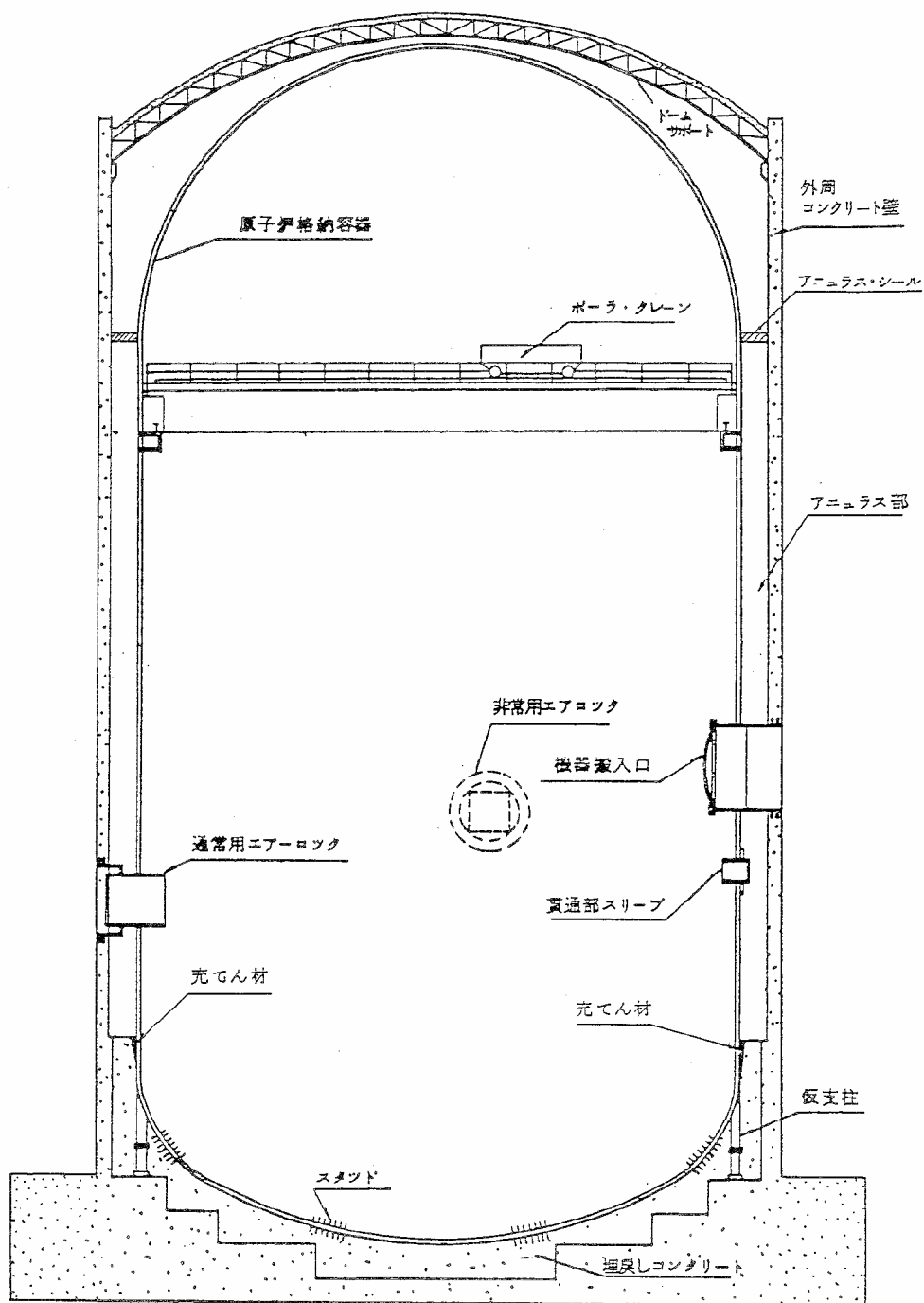
第 3.1.3.1.1.1.6 図 非常用炉心冷却設備系統説明図



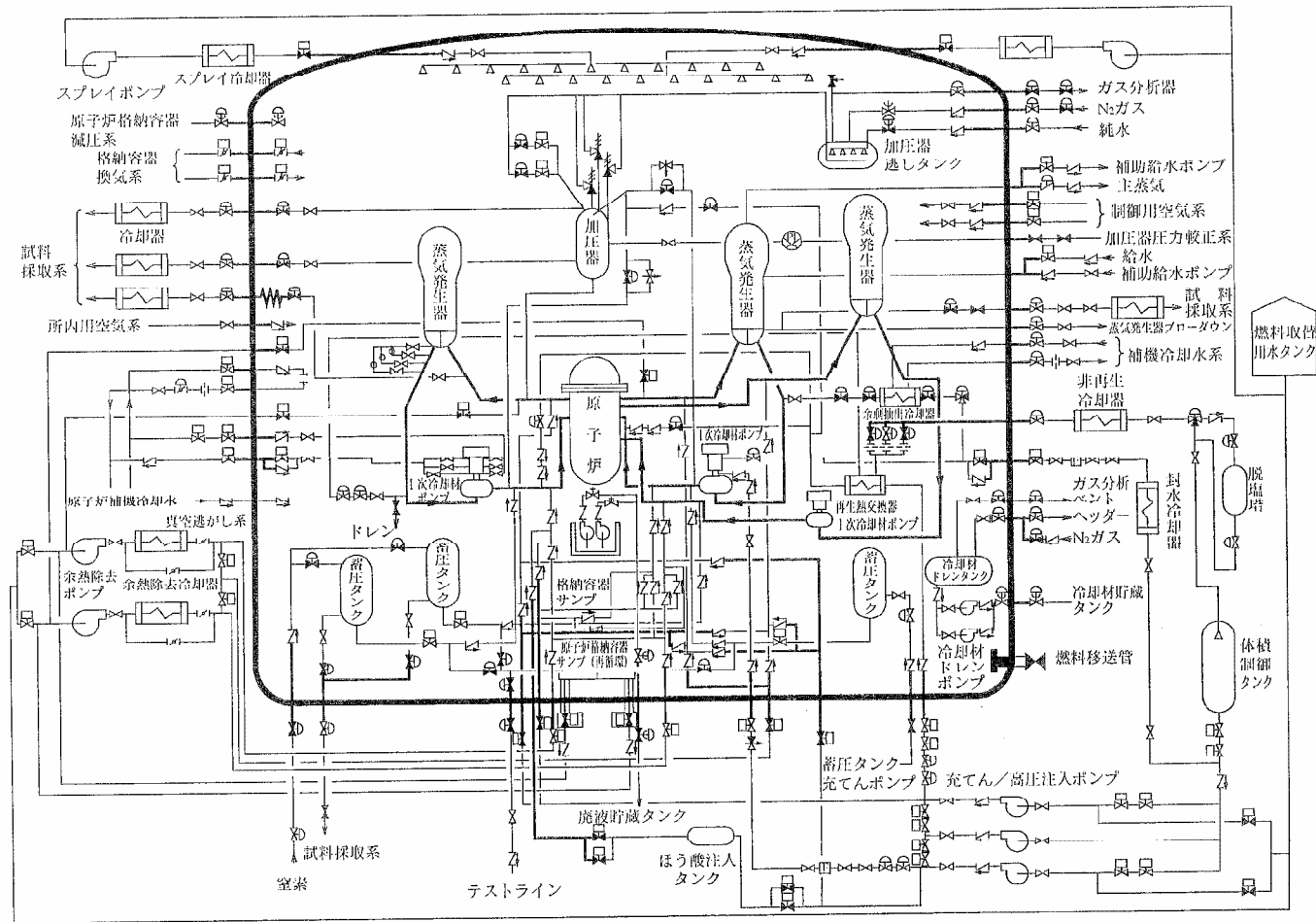
第 3.1.3.1.1.1.7 図 フィードアンドブリード概略図



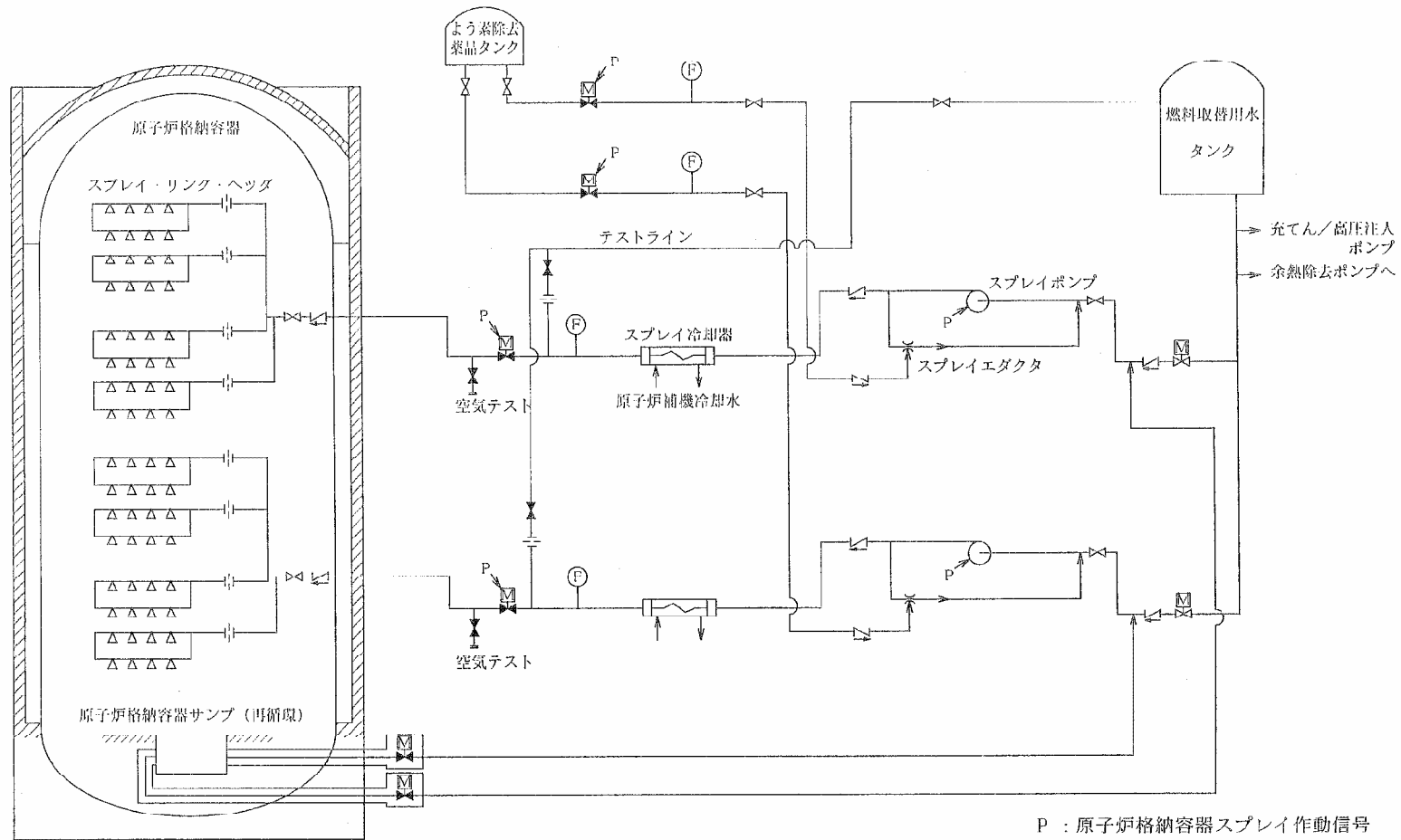
第 3.1.3.1.1.8 図 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入概略図



第 3.1.3.1.1.1.9 図 原子炉格納容器説明図



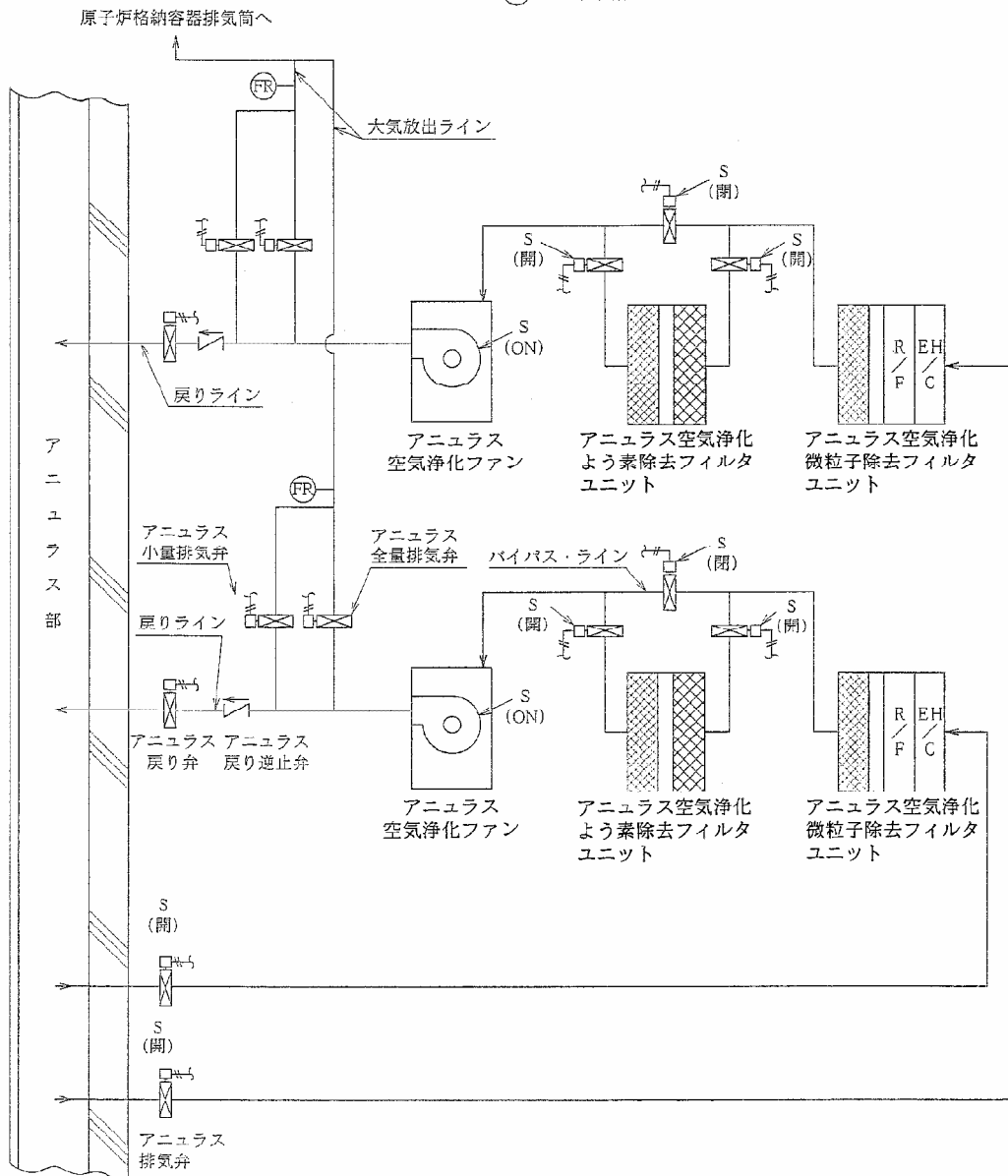
第 3.1.3.1.1.10 図 原子炉格納容器バウンダリ説明図



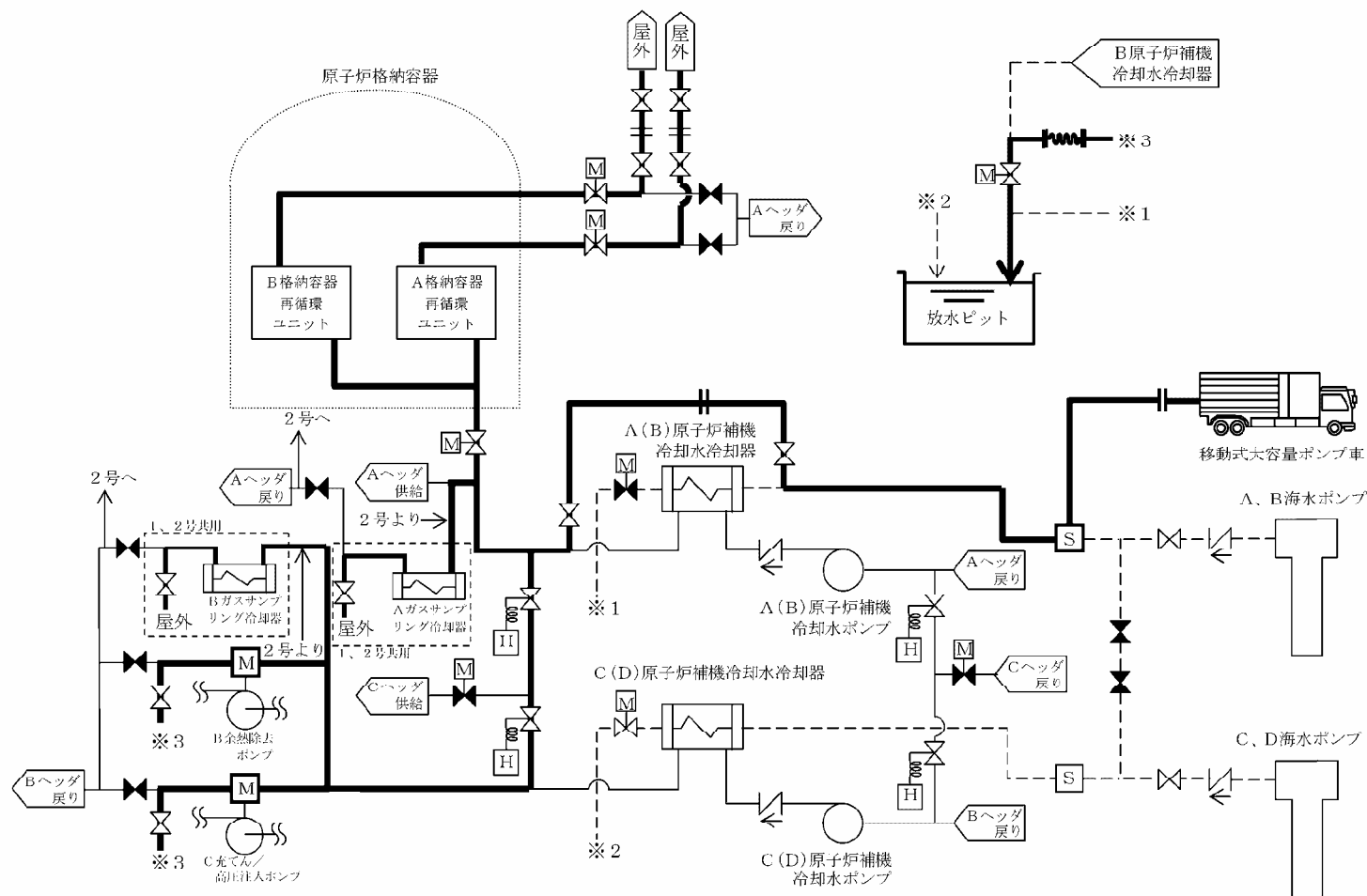
第 3.1.3.1.1.1.11 図 原子炉格納容器スプレイ設備系統説明図

凡 例

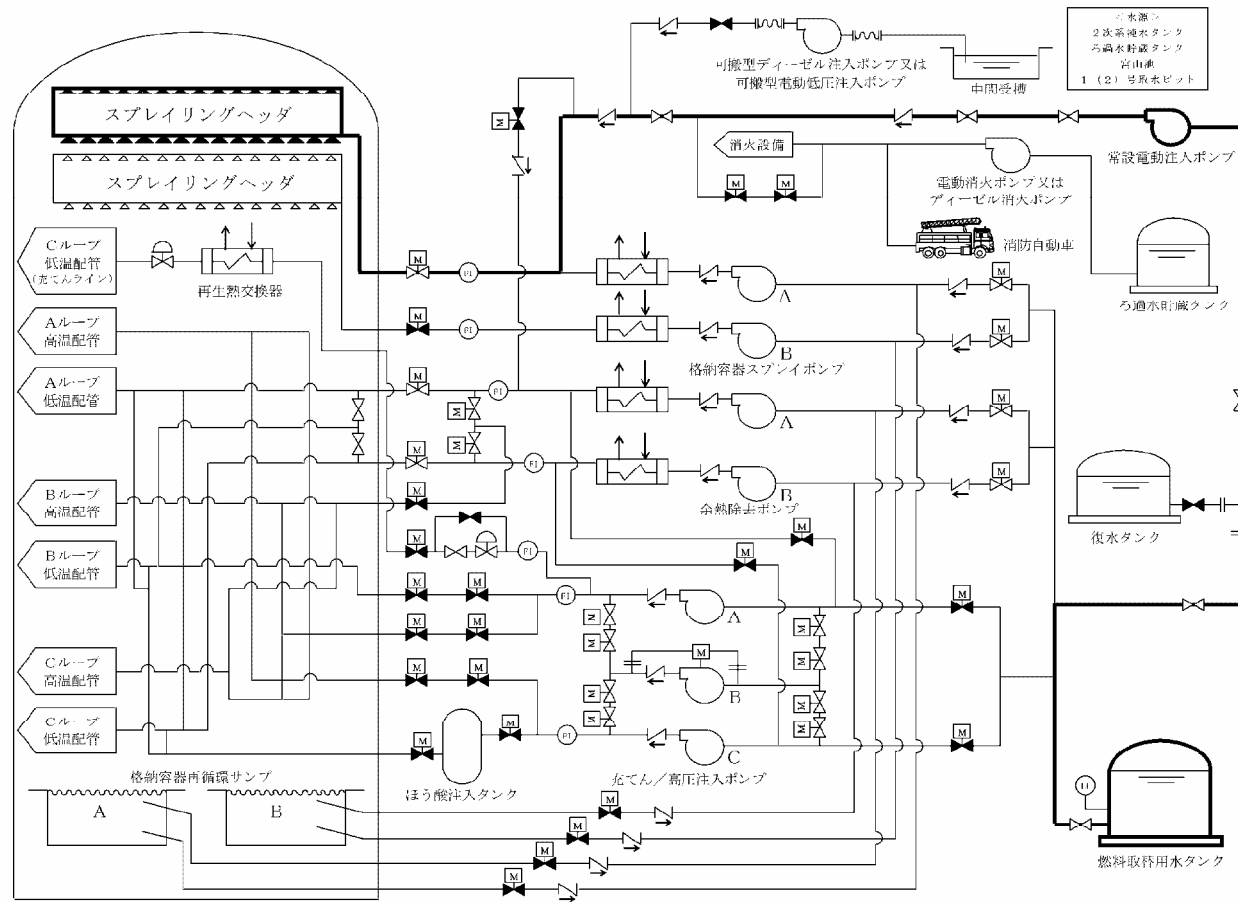
- | | |
|--|---|
|  : ラフ・フィルタ | S : 非常用炉心冷却設備
作動信号 |
|  : 粒子用フィルタ |  : 電気加熱コイル |
|  : よう素用フィルタ | |
|  : 空気流量計 | |



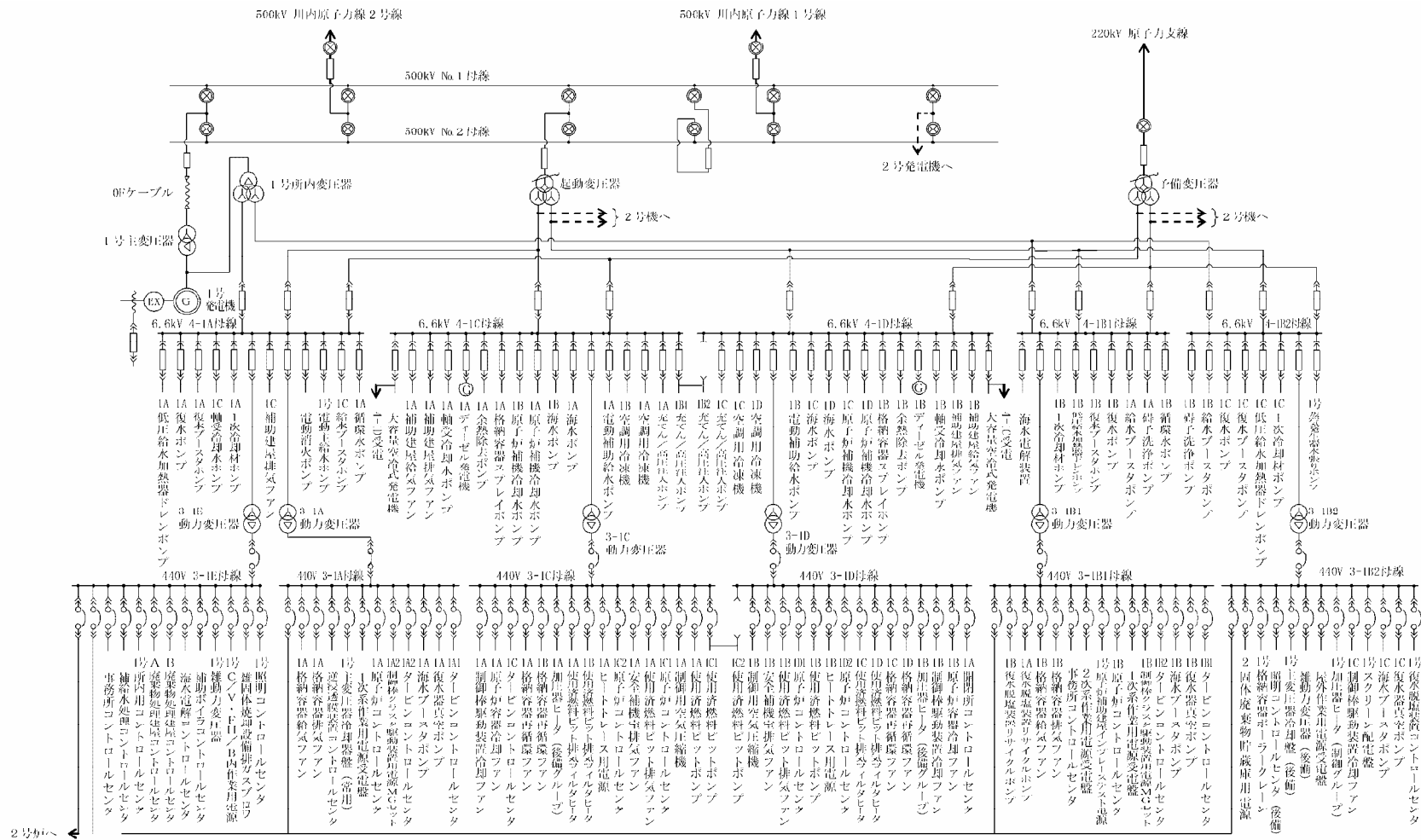
第 3.1.3.1.1.12 図 アニュラス空気浄化設備系統説明図



第 3.1.3.1.1.1.13 図 格納容器自然対流冷却(移動式大容量ポンプ車使用)概略図

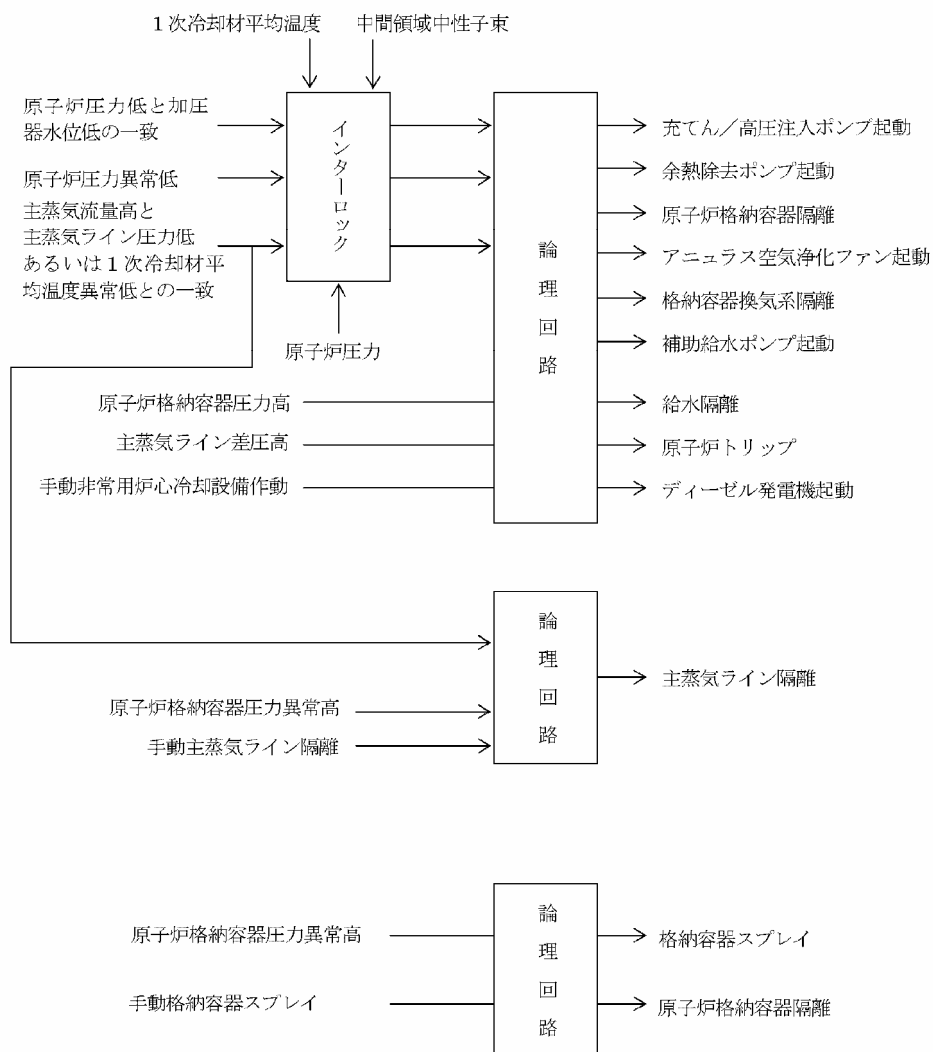


第 3.1.3.1.1.1.14 図 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ概略図

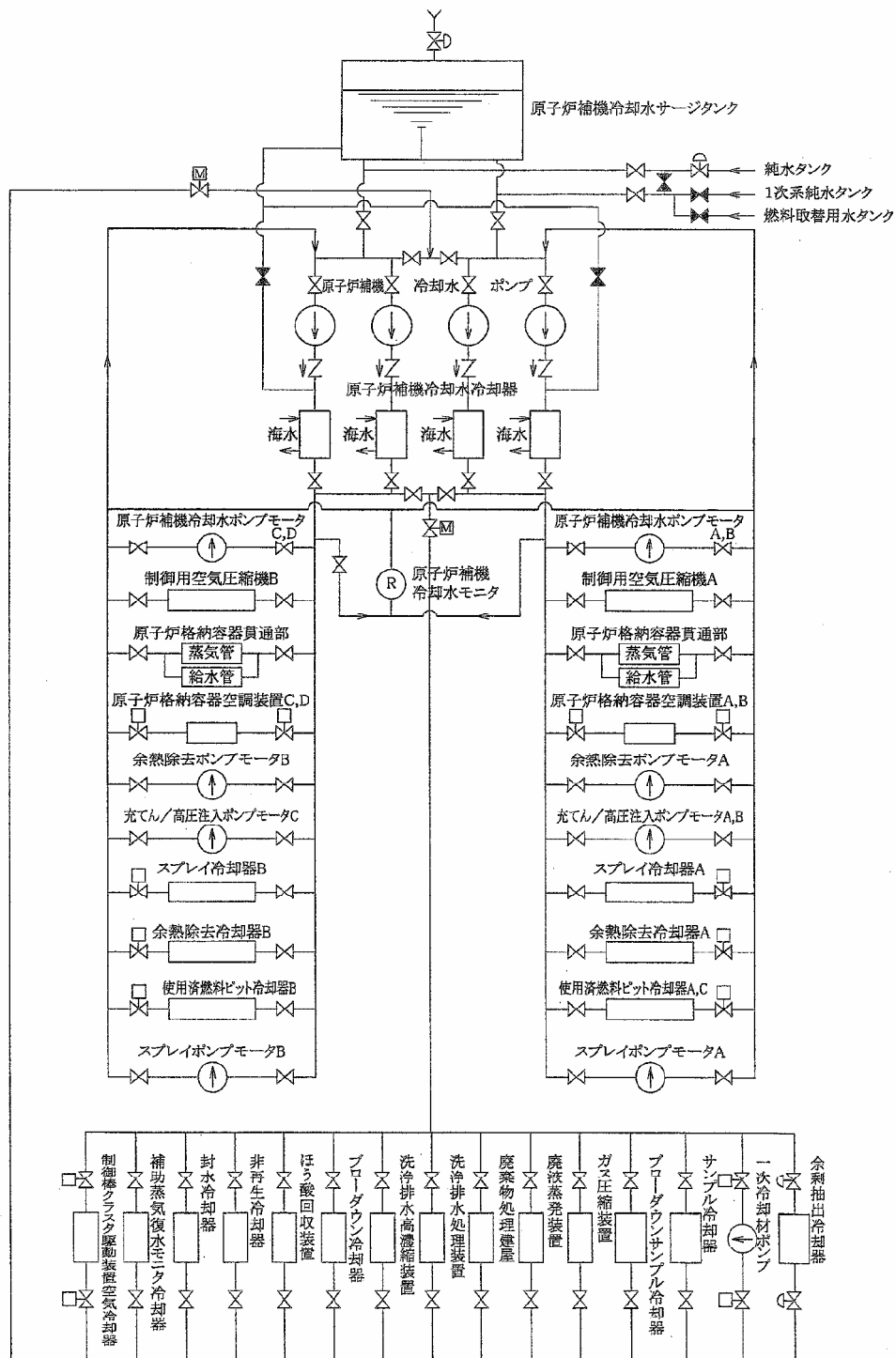


第 3.1.3.1.1.1.15 図 所内単線結線図

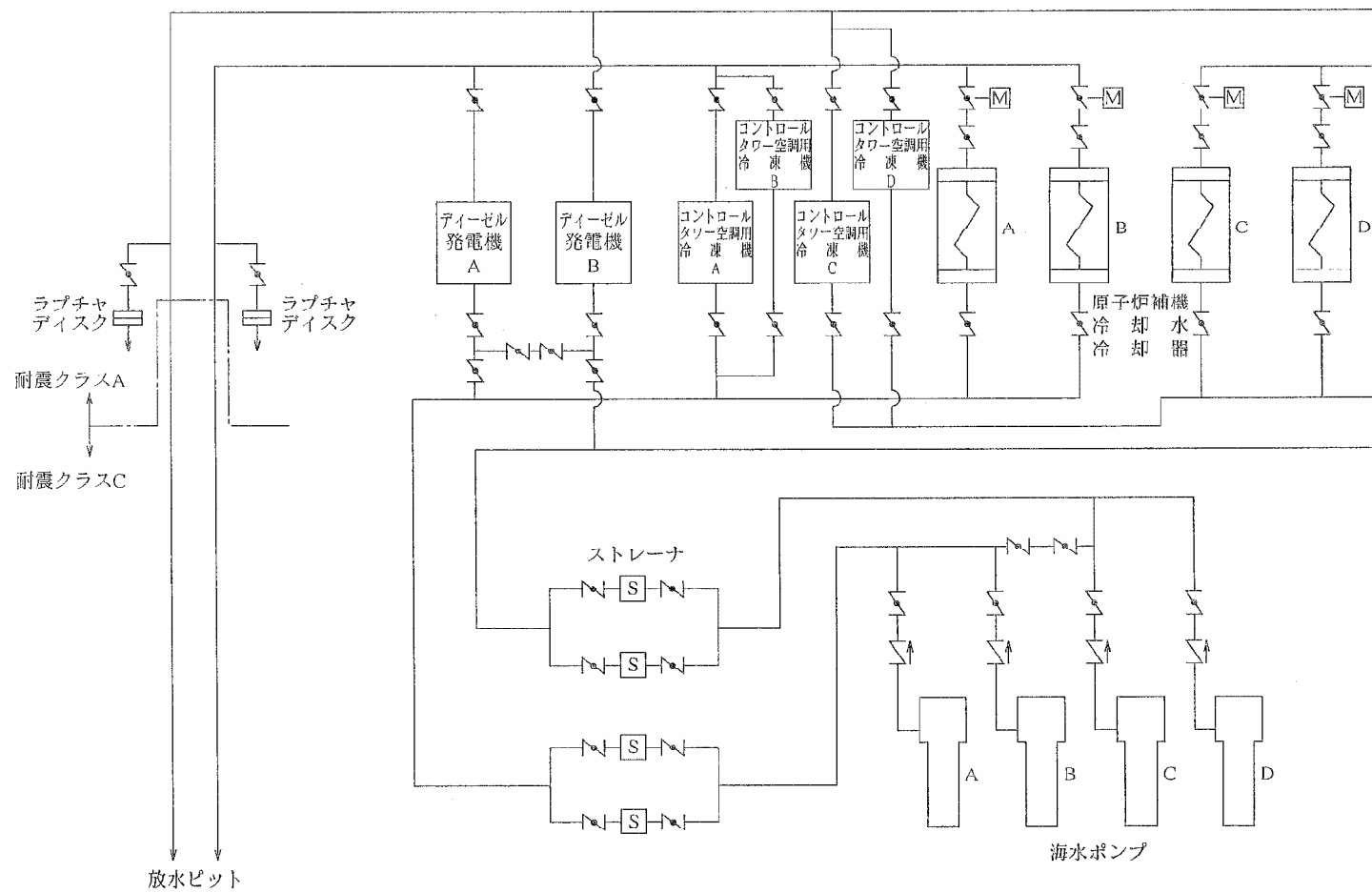
大容量空冷式發電機



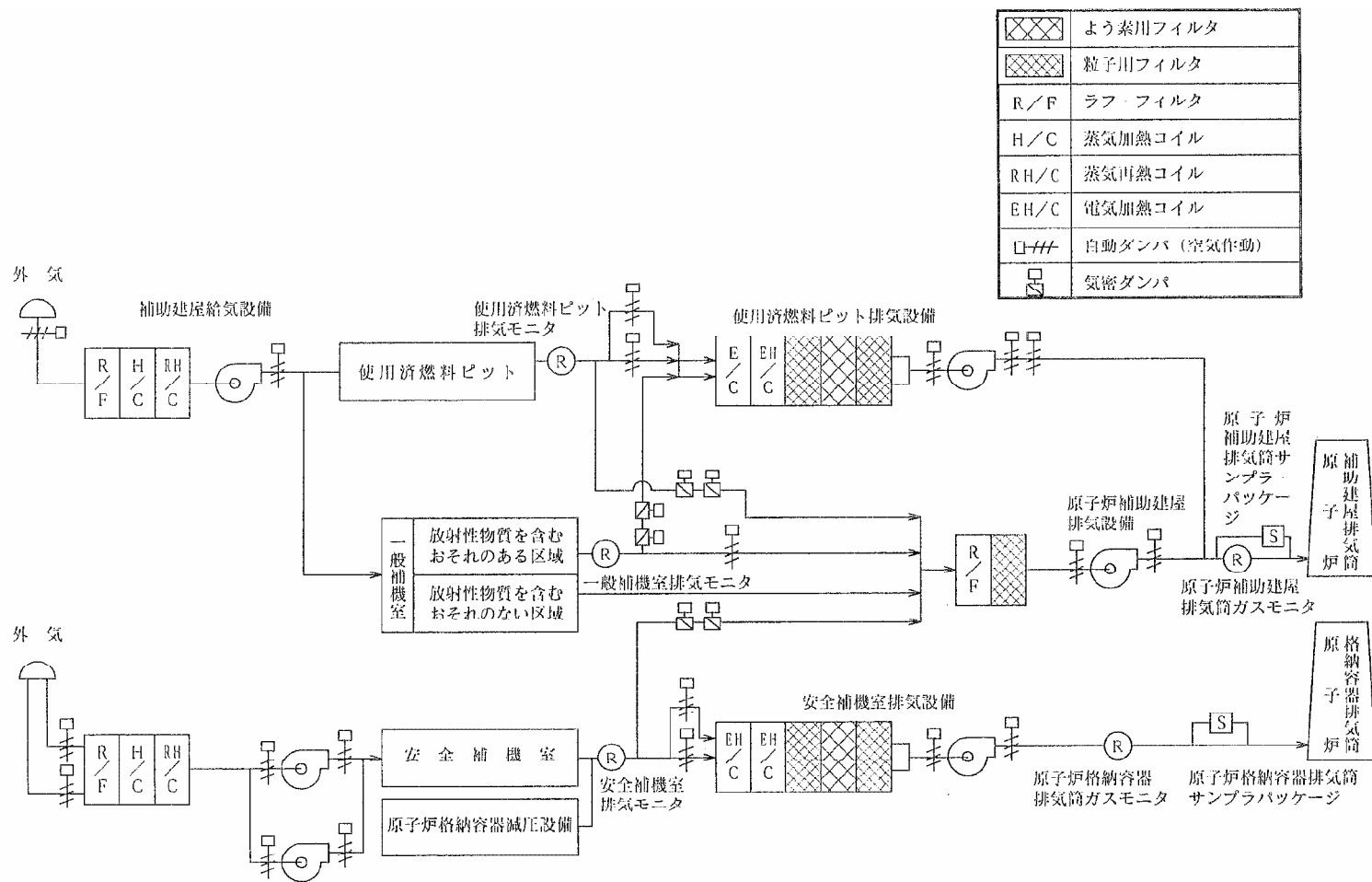
第 3.1.3.1.1.17 図 工学的安全施設作動説明図



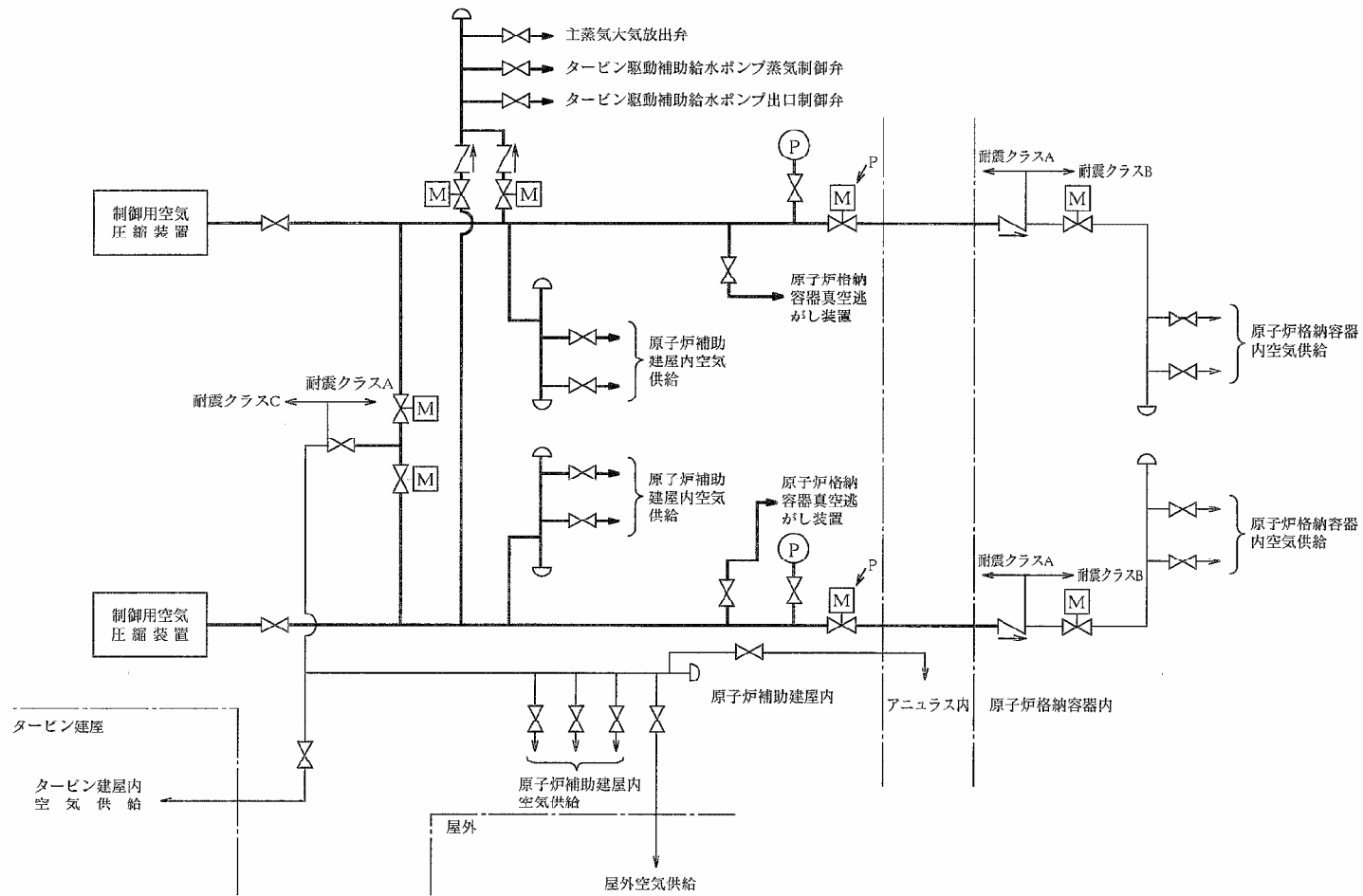
第 3.1.3.1.1.18 図 原子炉補機冷却水設備系統説明図



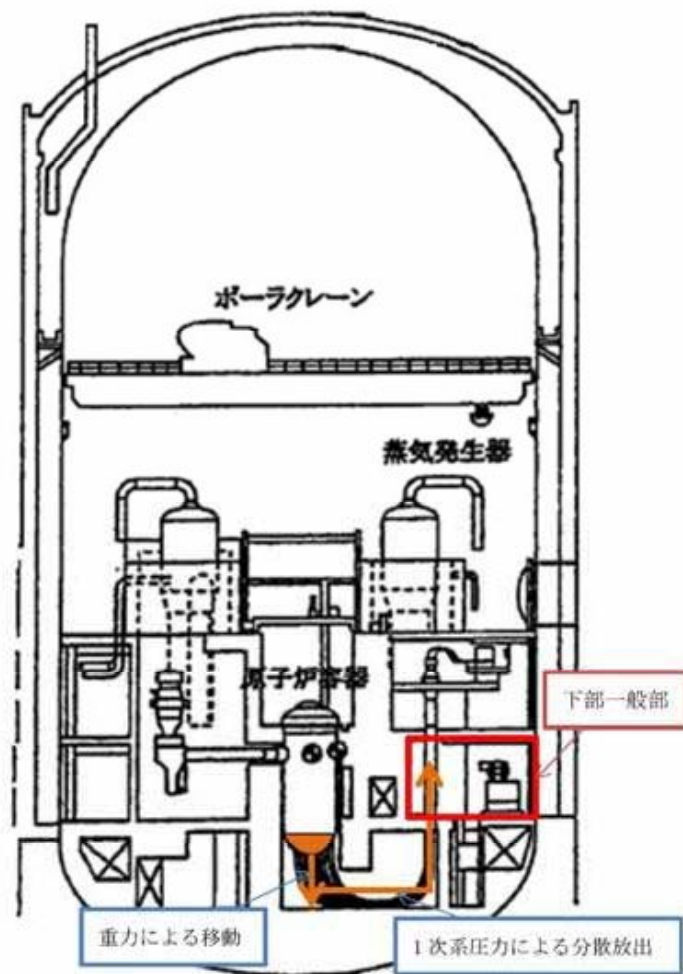
第 3.1.3.1.1.1.19 図 原子炉補機冷却海水設備系統説明図



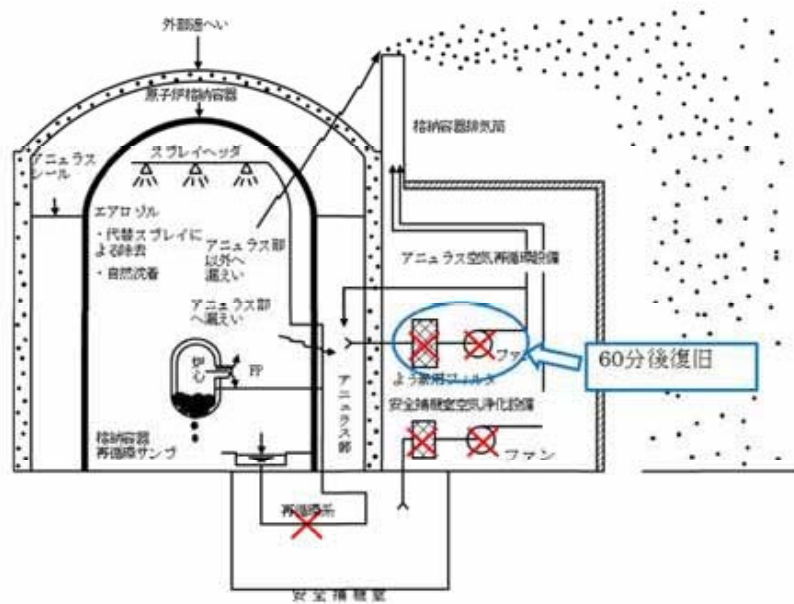
第 3.1.3.1.1.1.20 図 原子炉補助建屋換気設備系統説明図



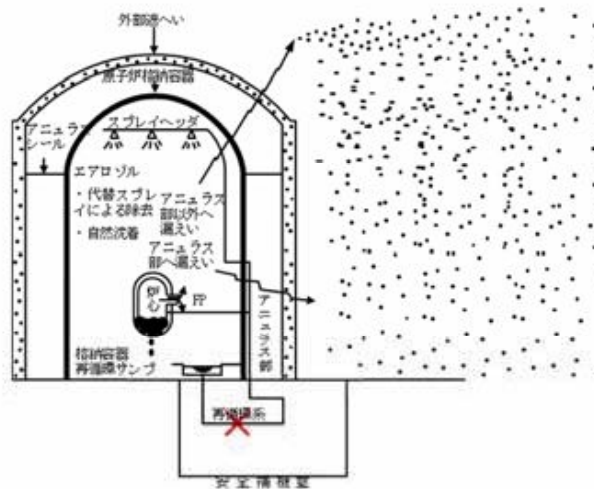
第 3.1.3.1.1.1.21 図 制御用空気圧縮空気設備系統説明図



第 3.1.3.1.1.1.22 図 燃料及び溶融炉心の移動経路の概念図

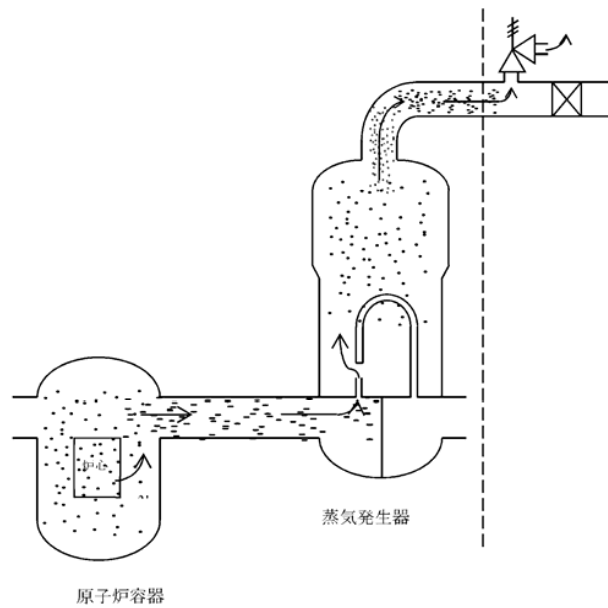


① 格納容器健全性が維持されている場合

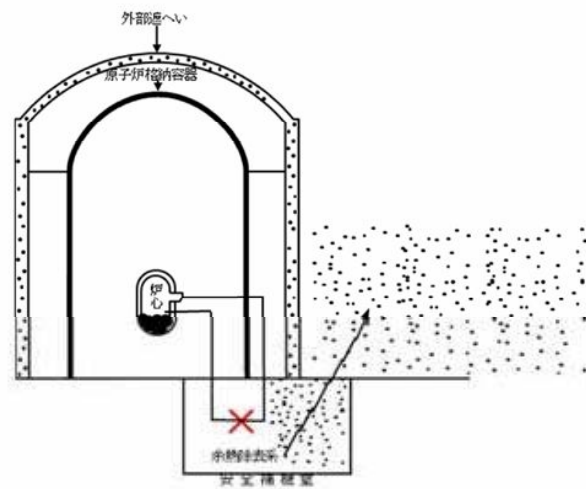


② 格納容器機能喪失が生じた場合(③、④以外)

第 3.1.3.1.1.1.23 図 放出経路の概念図(1/2)



③ 蒸気発生器伝熱管破損＋炉心損傷が生じた場合



④ インターフェイスシステム LOCA＋炉心損傷が生じた場合

第 3.1.3.1.1.1.23 図 放出経路の概念図 (2/2)

3.1.3.1.1.2 炉心損傷頻度評価

内部事象出力運転時レベル1PRAの評価フローを第3.1.3.1.1.2.1図に示す。

(1) 起因事象の選定及び発生頻度の評価

起因事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷や格納容器機能喪失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

(a) 起因事象の分析及び同定

出力運転時PRAで評価すべき起因事象に見落としがないように起因事象を選定するため、炉心損傷に至る可能性のある事象を体系的に分析する必要がある。既往のPRA等による国内外における起因事象に関する評価事例の分析によって起因事象を分析・同定する。

また、以下の方法を用いて、起因事象の分析・同定に見落としがないことを確認する。

- イ 実際に起こったトラブル事例から起因事象を分析・同定するため、原子力施設運転管理年報等による、国内プラントのトラブル事例の分析
- ロ 評価対象プラントにおいて実際に起こった起因事象ではないが、プラントが置かれている環境条件等の評価対象プラント特有の要因によって潜在的に発生し得る起因事象を分析・同定するため、評価対象プラントのトラブル事例を分析し、そのトラブル事例から類推される事象で起因事象となり得るものについての検討
- ハ 既往のPRA等による国内外における起因事象に関する知見から、評価対象プラントにおいて追加すべき起因事象がないかの確認

(イ) 既存のPRA研究

第3.1.3.1.1.2.1表に示す重要事故シーケンス選定用のPRAで対象とし

た起因事象は、本評価における起因事象の評価対象とする。これらの起因事象は次の情報源に基づき、選定したものである。

- WASH-1400 (Surry プラント)
- NUREG-1150 (Surry, Sequayah, Zion プラント)
- PRA 情報交換検討会、共通懇PSA レビュー検討WG (国内代表的4ループプラント:ドライ型及びアイスコンデンサ型)
- 安全評価審査指針
- EPRI NP-2230
- 原子力施設運転管理年報
- 旧原子力安全基盤機構 (JNES) が整備し、原子力規制庁のホームページで公開されている国内のトラブル情報

次に、本プラントの評価対象とする起因事象を検討するために、以下の文献を調査した。

- ① NUREG/CR-5750
- ② NUREG/CR-6928
- ③ SPAR Initiating Event Data and Results 2010 Parameter Estimation Update
- ④ WASH-1400
- ⑤ NUREG-1150
- ⑥ NUREG-1150 (NUREG/CR-4550 vol.3), Surryプラント
- ⑦ NUREG-1150 (NUREG/CR-4550 vol.5), Sequoyahプラント
- ⑧ NUREG-1150 (NUREG/CR-3300, NUREG/CR-4550 vol.7), Zionプラント
- ⑨ IAEA-TECDOC-719

以上の9つの文献による起因事象の調査結果及び本評価で対象とす

る起因事象との対応を第3.1.3.1.1.2.2表に示す。

(ロ) 予兆事象の調査

本プラントにおいて実際に起こった起因事象ではないが、プラントが置かれている環境条件等の特有の要因によって潜在的に発生し得る起因事象(予兆事象)を分析・同定するため、一般社団法人 原子力安全推進協会(JANSI)が管理している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使用し、予兆事象に該当する情報を収集した。本プラント及び川内原子力発電所2号機の予兆事象の調査結果を第3.1.3.1.1.2.3表に示す。本調査結果より、新たに追加すべき起因事象がないことを確認した。

(b) 従属性を有する起因事象の同定

緩和設備のアンアベイラビリティに影響を及ぼす起因事象として、サポート系故障や起因事象従属性を有する事象を同定する。起因事象従属性は、従属性の一つの形態で、機器や構築物に対する過酷な環境条件等により緩和設備のアンアベイラビリティに影響し、かつプラントの過渡事象を発生させる可能性をもたらすものであり、事故シーケンスの分析及びシステム信頼性解析の段階で配慮が必要となる。具体的には、

- ・ 外部電源喪失事象と非常用所内電源系との従属性
- ・ 原子炉補機冷却(CCW)機能が喪失する事象と原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系によって冷却される緩和系との従属性
- ・ 原子炉補機冷却機能が喪失する事象又は外部電源喪失事象と1次冷却材ポンプ軸封部からの1次冷却材の流出事象(以下「RCPシールLOCA」という。)との従属性

- ・ 交流 (AC) 母線又は直流 (DC) 母線1系列が喪失する事象と交流電源や直流電源を必要とする緩和系との従属性が挙げられる。

b. 対象外とする起回事象

発生の可能性が極めて低いか、又は発生を仮定してもその影響が限定される場合には、同定した起回事象を除外できる。米国機械学会 PRA 標準 (ASME/ANS RA-Sa-2009) に基づく起回事象のスクリーニング基準の例を以下に示す。

- ・ 起回事象発生頻度が 10^{-7} (/炉年)未満の事象。但し、インターフェイスシステムLOCA、格納容器バイパス及び原子炉容器破損は除く。
- ・ 起回事象発生頻度が 10^{-6} (/炉年)未満で、少なくとも独立した2系統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象
- ・ 事象が発生してもプラント停止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

上記、起回事象のスクリーニング基準の例を参照し、以下に示す起回事象については、発生する可能性や影響を考慮し評価対象外と判断している。

(a) 制御用空気喪失

当該事象の発生頻度は、システム信頼性解析により 10^{-6} (/炉年)のオーダーと評価している。制御用空気が喪失した場合、主給水制御弁が閉止に至ることから、主給水流量喪失のプラント挙動を示す。この場合の炉心損傷防止対策は、①補助給水系による2次冷却系からの除熱、②充てん／高圧注入ポンプと加圧器逃がし弁強制開によるフィードアンドブリード及び格納容器除熱である。主給水流量喪失や過渡事象における補助給水系の非信頼

度は 10^{-5} のオーダーと評価しているが、制御用空気の喪失は補助給水系に影響せず、主給水流量喪失や過渡事象時と同等の信頼性を確保できるため、制御用空気喪失発生後に補助給水系に失敗する事故シーケンスの頻度は 10^{-10} (／炉年)のオーダーとなる。

また、当該事象においては、制御用空気系を用いた加圧器逃がし弁の開操作には期待できないが、制御用空気系のバックアップ設備である所内空気系に期待できることから、制御用空気喪失によって炉心損傷に至る頻度は更に低減される。独立した2系統以上の緩和設備に期待できること、また当該事象によって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断できることから、制御用空気喪失を評価対象の起因事象から除外する。

(b) AC母線の全喪失

システム信頼性解析によると、当該事象の発生頻度は 10^{-7} (／炉年)未満であるため、AC母線の全喪失を評価対象の起因事象から除外する。

(c) DC母線の全喪失

システム信頼性解析によると、当該事象の発生頻度は 10^{-7} (／炉年)未満であるため、DC母線の全喪失を評価対象の起因事象から除外する。

(d) 計装用母線の喪失

計測制御用電源系は、電気盤又は計器に電源を供給している。当該母線より上流の電源系は、補機や弁の機能のサポート系としてモデル化していることから、このような上流の母線の故障による影響はAC母線1系列喪失事象又はDC母線1系列喪失事象で評価されることになる。また、計装用電源盤や計装用分電盤は多重性を有しており、1系列が喪失した場合であっても、

その影響は軽微であると判断できることから、評価対象の起因事象から除外する。

(e) 空調喪失

空調喪失後の事象進展は緩やかであり、原子炉トリップに至るまでに十分な時間余裕がある。その間に、当該事象の発生を検知することが可能であり、空調設備の復旧や熱負荷の軽減、あるいは空調が喪失した設備の換気等の様々な手段に期待することができることから、当該事象の発生によって炉心損傷に至る可能性は小さいと判断できるため、評価対象の起因事象から除外する。

(f) Low Intake Canal Level

米国では空冷式の最終ヒートシンクが一般的に採用されており、クーリングタワーを用いてプラントからの排熱を処理しているが、当プラントは海水を最終ヒートシンクとしており、最終ヒートシンク喪失に至るような水位の低下が起こる可能性は希有であること、また、津波PRAにおいて引き津波の影響を考慮することから当該事象を除外する。なお、当該事象が発生した場合には、原子炉補機冷却機能の全喪失に含められる。

(g) 低温停止中の起因事象

当該事象は内部事象停止時PRAで考慮することから、出力運転時PRAの評価対象から除外する。

(h) 1次冷却材ポンプやほかの内部ミサイル

当該事象は、その他外部事象PRAの対象であるため、出力運転時PRAの

評価対象から除外する。

(i) 火災及び内部溢水

当該事象は、火災PRAや内部溢水PRAの対象であるため、出力運転時PRAの評価対象から除外する。

c. 起回事象のグループ化

起回事象については、事故シーケンスの定義と定量化を容易にするためグループ化を行う。起回事象のグループ化は、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う。

- ・事故の進展及び時間余裕、プラントの応答、レベル2PRAとの関係、成功基準、事故の進展に影響する緩和設備及び緩和操作の観点から類似している事象。
- ・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。

起回事象は一般に、1次冷却材喪失事故(LOCA)、蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)、インターフェイスシステムLOCA、手動停止、サポート系故障のような特殊な起回事象及びNon-LOCA事象のようなその他の起回事象のカテゴリに分類でき、このカテゴリの中で各起回事象グループに分類される。

また、ここで挙げる起回事象グループのほかに、リスク評価上重要となる事象として原子炉トリップ失敗事象(ATWS: Anticipated Transient Without Scram)がある。ATWSは、起回事象発生後の原子炉トリップに失敗することで発生するシナリオであり、厳密には起回事象ではないが、本評価においては起回事象の1つとして扱う。

(a) LOCA

LOCAは、1次冷却材流出によりプラントパラメータが変動し、原子炉圧力低信号等が発信して原子炉トリップに至る事象である。LOCAの分類では、1次冷却材インベントリ喪失に至る配管破損のほかに、RCPシールLOCAや加圧器逃がし弁／安全弁開固着による1次冷却材インベントリ喪失が含まれる。また、LOCAは、十分な炉心冷却を行うのに必要な緩和設備の種類及び組合せを考慮して分類を詳細化することが一般的である。

イ 大破断LOCA

1次冷却系配管の両端破断のように、事象初期に急激な1次系の減圧を生ずるもので、蓄圧注入系と低圧注入系により炉心冷却が可能となる。

ロ 中破断LOCA

大破断LOCAと比較して破断口が小さく、1次系の減圧が比較的緩やかなもので、蓄圧注入系と高圧注入系により炉心の冷却が可能となる。

ハ 小破断LOCA

中破断LOCAより更に破断口の小さなもの、加圧器逃がし弁や加圧器安全弁から1次冷却材が過剰に流出するもの、又は1次冷却材ポンプ軸封部から1次冷却材が過剰に流出するもので、高圧注入系で1次冷却材の補填が可能であるが、破断流による1次系からのエネルギー放出が小さいので、崩壊熱の除去には2次系による冷却を必要とする。

ニ 極小LOCA

充てん／高圧注入ポンプで補填できる程度のリーク量を想定する。事

象発生による減圧はほとんどなく、非常用炉心冷却系統(ECCS)による炉心冷却には、1次系の減圧が必要である。緩和設備の多様性を考慮して小破断LOCAに比べて影響が小さいと判断できる場合には起因事象として分類しない場合もある。

ホ 原子炉容器破損(極度のLOCA)

大破断LOCAよりも大規模の破断に相当し、蓄圧注入や低圧注入等の安全注入系の成否によらず1次冷却材が喪失し、炉心損傷に至る事象である。プラント運転中に加圧熱衝撃が発生した場合には、当該事象に至る可能性がある。

(b) 蒸気発生器伝熱管破損

蒸気発生器伝熱管破損は、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象であり、燃料から放出された放射性物質が環境へ放出される可能性がある。本起因事象は設置変更許可申請書添付書類十と同様、伝熱管1本の完全両端破断を考える。

(c) インターフェイスシステムLOCA

インターフェイスシステムLOCAは、原子炉冷却材圧力バウンダリと、それに直結した原子炉格納容器外の低圧系との隔離に失敗した場合に、原子炉冷却系の圧力が低圧系に付加されるために発生する事象であり、燃料から放出された放射性物質が原子炉格納容器をバイパスして環境へ放出される可能性がある。

(d) 手動停止

手動停止は、安全機能が影響を受ける故障等により原子炉を停止させる計画外停止を想定しており、独立した起因事象として取り扱う。

(e) 特殊な起因事象

特殊な起因事象として、サポート系故障のように、従属性を有する起因事象についても、本プラントの設計を勘案して検討する。

イ 原子炉補機冷却機能の全喪失

原子炉補機冷却水系の全喪失又は原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生した場合、これらの系統で冷却されている設備に期待できないことから、当該事象を原子炉補機冷却機能の全喪失として評価する。本起因事象としては以下を含むものとする。

- (イ) 原子炉補機冷却水系のAヘッダ及びBヘッダへの冷却水供給機能喪失
- (ロ) 原子炉補機冷却海水系のAヘッダ及びBヘッダへの冷却水供給機能喪失
- (ハ) 原子炉補機冷却水系の部分喪失と原子炉補機冷却海水系の部分喪失の重ね合わせ

ロ 原子炉補機冷却機能の部分喪失

原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の1ヘッダへの冷却水供給機能喪失を対象とする。当該事象が発生した場合、冷却水供給機能が喪失したヘッダで冷却されている設備には期待できないことから、当該事象を原子炉補機冷却機能の部分喪失として評価する。本起因事象として

は以下を含むものとする。

- (イ) 原子炉補機冷却水系のAヘッダへの冷却水供給機能喪失
- (ロ) 原子炉補機冷却水系のBヘッダへの冷却水供給機能喪失
- (ハ) 原子炉補機冷却海水系のAヘッダへの冷却水供給機能喪失
- (ニ) 原子炉補機冷却海水系のBヘッダへの冷却水供給機能喪失

但し、原子炉補機冷却水系のCヘッダでは安全系機器を冷却していないことから、原子炉補機冷却水系のCヘッダへの冷却水供給機能喪失は含めないものとする。

ハ AC母線の1系列喪失

非常用AC母線の1系列喪失を対象とする。当該事象が発生した場合、機能喪失したAC母線から給電されている設備には期待できないことから、当該事象をAC母線の1系列喪失として評価する。本起因事象としては以下を含むものとする。

- (イ) C又はD非常用高圧母線(メタルクラッド開閉装置)の喪失
- (ロ) C又はD非常用低圧母線(パワーセンタ、原子炉コントロールセンタ)の喪失

ニ DC母線の1系列喪失

非常用DC母線の1系列喪失を対象とする。当該事象が発生した場合、機能喪失したDC母線から給電されている設備には期待できないことから、当該事象をDC母線の1系列喪失として評価する。本起因事象としては以下を含むものとする。

- ・ A又はB非常用直流母線(直流コントロールセンタ)の喪失

なお、本プラントはDC母線の1系列喪失によって自動原子炉トリップに至

る設計である。

(f) その他の起因事象

事象発生によりプラントパラメータが変動し、原子炉トリップ信号が発信して原子炉トリップに至る事象である。原子炉冷却材圧力バウンダリは破断していないが、機器の故障及び人的過誤によりプラントが停止する事象が含まれる。PWRにおいては、設置変更許可申請書における想定事象のうち運転時の異常な過渡変化及び事故を、PRAを実施する上での起因事象グループとして分類している。

イ 主給水流量喪失

本起因事象は、原子炉が出力運転中に蒸気発生器への主給水が完全に停止して、蒸気発生器2次側保有水量が減少し、熱除去能力の低下により1次冷却材温度及び圧力が上昇するような現象を考える。原因としては、主給水ポンプ又は復水ポンプの故障、電源喪失、主給水制御系の誤動作等が考えられる。

ロ 外部電源喪失

本起因事象は、送電系統や所内電気設備の故障などにより所内常用電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような現象を考える。所内交流電源が喪失すると、1次冷却材ポンプ、復水ポンプ等が停止(トリップ)し、1次冷却材流量や主給水流量の喪失が起こる。外部電源の喪失により、所内非常用電源(ディーゼル発電機)や大容量空冷式発電機のみにより交流電源が供給される状態となるため、安全上の補機の作動が要求されるような状態が重なると、ほかの起因事象と比較して厳しい状況になるた

め独立した評価を行う。

ハ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)

本起因事象は、蒸気発生器とタービン間の主蒸気管で破断が生じ、蒸気の流出を生じる現象のうち、主蒸気隔離弁の上流で破断する現象を考える。主蒸気隔離弁の上流で破断が生じた場合、破断したループを健全ループから隔離する必要がある、隔離後も破断ループの蒸気発生器による冷却には期待できないことから、主蒸気隔離弁下流の主蒸気管破断とは独立した評価を行う。

ニ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)

本起因事象は、蒸気発生器とタービン間の主蒸気管で破断が生じ、蒸気の流出を生じる現象のうち、主蒸気隔離弁の下流で破断する現象を考える。主蒸気隔離弁の下流で破断が生じた場合、主蒸気隔離弁の閉止に成功したループの蒸気発生器による冷却に期待できることから、主蒸気隔離弁上流の主蒸気管破断とは独立した評価を行う。

ホ 主給水管破断(完全両端破断)

本起因事象は、主給水管が破断し、蒸気発生器の2次側に液相を保つだけの十分な給水ができない程の大規模な主給水管の破断によって、冷却能力が低下し1次冷却材の温度、圧力の上昇を引き起こす現象として考える。

ヘ 過渡事象

過渡事象としては、原子炉トリップを伴うトランジェント(異常な過渡変化)

一般を含むものとする。主給水系の故障による原子炉トリップ事象は、主給水流量喪失として個別の事象として扱うことから、本起因事象では主給水系の喪失を伴わないトランジェントを対象とする。

(g) ATWS

ATWSは、原子炉トリップが必要な起因事象発生後に、原子炉トリップに失敗する事象である。厳密には起因事象ではないが、評価上1つの起因事象として取り扱う。

ATWSは、2次冷却系からの除熱機能が喪失する事象が厳しく、蒸気発生器2次側保有水が減少することにより補助給水が必要となる主給水流量喪失、負荷の喪失及び外部電源喪失を対象（以下「AT事象」という。）とする。主給水流量喪失のように、起因事象発生時にはタービントリップによる主蒸気の遮断が達成されていない事象と、負荷の喪失や外部電源喪失のように起因事象発生時に既に主蒸気が遮断されている事象では事象進展が異なることから、これらは異なる起因事象として評価する。以上より、ATWSについては、事象シナリオの影響を含めて以下の2つのシナリオを評価する。

- ATWS1: 起因事象発生後にタービントリップが必要な事象＋原子炉トリップ失敗
- ATWS2: 起因事象発生時にタービントリップに成功している事象＋原子炉トリップ失敗

なお、AT事象以外の事象については、起因事象発生頻度がこれらの事象と同程度、又は以下であり、事象進展の観点でも緩やかになることから、評価結果に有意な影響がないと判断しATWSの評価対象から除く。

以上の検討により、本プラントの評価対象とする起因事象は以下の20事象とした。

- ・大破断LOCA
- ・中破断LOCA
- ・小破断LOCA
- ・極小LOCA
- ・インターフェイスシステムLOCA
- ・主給水流量喪失
- ・過渡事象
- ・手動停止
- ・外部電源喪失
- ・ATWS1(タービントリップが必要な事象)
- ・ATWS2(タービントリップが不要な事象)
- ・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
- ・蒸気発生器伝熱管破損
- ・原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・原子炉補機冷却機能の部分喪失
- ・AC母線の1系列喪失
- ・DC母線の1系列喪失
- ・原子炉容器破損

d. 起因事象の発生頻度評価

各起因事象の発生頻度推定において、本評価で用いる評価手法は以下に従う。

- (a) 国内PWRプラントの運転経験から起因事象の発生件数及び運転期間を収集し、(起因事象の発生件数)÷(運転期間)から推定する。なお、運転実績において起因事象の発生件数が0件である場合には、発生件数を0.5件とする。
- (b) フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析により起因事象発生頻度を推定する。
- (c) 国内PWRプラントにおいて実績データが極めて少ない起因事象等、国内PWRプラントの実績データのみでは起因事象発生頻度が適切に推定できない場合は、一般データソースから本プラントの特性に適合する他プラントのデータを選定し、(a)又は(b)の手法を用いて起因事象発生頻度を推定する。
(a)の手法を用いる場合、国内PWRプラントの実績データに加え米国PWRプラントの実績データを算入して推定する。
- (d) 国内外でも実績データがない起因事象であり、起因事象発生頻度をデータから推定することが困難な場合は、起因事象発生頻度の評価条件を明確にして推定する。一般パラメータを引用する場合は、本プラントの特性を考慮して適切なパラメータを用いる。

また、発生件数や運転期間等の運転経験に基づいて発生頻度を推定する際には、次の基本的な考え方に基づいて実施した。

- イ 国内で発生実績のある起因事象は、国内の運転実績を適用する。
- ロ 国内では発生実績はないが、米国で発生実績のある起因事象は、国内と米国の運転実績を適用する。
- ハ 国内及び米国ともに発生実績のない起因事象は、国内と米国の運転実績を適用する。

e. 起因事象発生頻度の推定

最新の国内及び米国PWRプラントの運転実績の調査結果に基づいて、起因事象又はグループ化した起因事象の発生頻度を評価した。

(a) 小破断LOCA

外部リークを除くLOCAについては、国内及び米国ともに発生実績はない。日米間で1次冷却系統の設計に基本的な差がないことから、発生件数を0.5件、運転実績を国内と米国の合計として以下のように評価した。

$$\text{小破断LOCAの発生頻度} = 0.5 / (492 + 2016) = 2.0 \times 10^{-4} (\text{／炉年})$$

492: 運転開始からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

2016: 運転開始からの米国PWRプラント臨界時間(炉年)

(b) 大破断LOCA

大破断LOCAの発生頻度は、WASH-1400と同様の考え方にに基づき、小破断LOCAの発生頻度の1/10とした。

$$\text{大破断LOCAの発生頻度} = 2.0 \times 10^{-4} / 10 = 2.0 \times 10^{-5} (\text{／炉年})$$

(c) 中破断LOCA

中破断LOCAの発生頻度は、WASH-1400と同様の考え方にに基づき、小破断LOCAの発生頻度と大破断LOCAの発生頻度の相乗平均とした。

中破断LOCAの発生頻度

$$= (2.0 \times 10^{-4} \times 2.0 \times 10^{-5})^{0.5} = 6.3 \times 10^{-5} (\text{／炉年})$$

(d) 極小LOCA

当該事象は1976年4月1日から2014年3月31日までに国内PWRプラントで

1件発生していることから、同時期の国内の運転実績を用いて算出する。

極小LOCAの発生頻度 = $1/486 = 2.1 \times 10^{-3}$ (／炉年)

486: 1976年4月1日からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

(e) インターフェイスシステムLOCA

インターフェイスシステムLOCAの発生頻度はフォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によって算出する。

インターフェイスシステムLOCAは、原子炉冷却材圧力バウンダリと、それに直結した原子炉格納容器外の低圧設計部との隔離に失敗した場合に、原子炉冷却系の圧力が低圧設計部に付加されるために発生する事象である。

PRAで評価対象とするインターフェイスシステムLOCAのシナリオについて、LOCAの発生箇所として次の3つを抽出した。

イ 余熱除去ポンプ吸込側ライン

ロ 余熱除去ポンプ低温側注入ライン

ハ 余熱除去ポンプ高温側注入ライン

余熱除去ポンプ吸込側ラインからのインターフェイスシステムLOCAは、原子炉冷却系と余熱除去系(RHR)を隔離している2つの電動弁の誤開又は内部リークによって発生する。余熱除去ポンプ低温側注入ラインからのインターフェイスシステムLOCAは3つの逆止弁の内部リーク、余熱除去ポンプ高温側注入ラインからのインターフェイスシステムLOCAは2つの逆止弁の内部リーク及び1つの電動弁の誤開又は内部リークによって発生する。緩和設備への影響はいずれの場合も同等であることから、最も発生頻度の高い「イ 余熱除去ポンプ吸込側ラインからのインターフェイスシステムLOCA」を評価対象とし、システム信頼性解析によって算出する。

インターフェイスシステムLOCAの発生頻度 $=3.4 \times 10^{-9}$ (／炉年)

(f) 主給水流量喪失

当該事象は1976年4月1日から2014年3月31日までに国内PWRプラントで5件発生していることから、同時期の国内の運転実績を用いて算出する。

主給水流量喪失の発生頻度 $=5/486=1.0 \times 10^{-2}$ (／炉年)

486:1976年4月1日からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

(g) 過渡事象

設置変更許可申請書における運転時の異常な過渡変化のうち、主給水流量喪失と外部電源喪失以外の事象については、原子炉トリップによって事象はほぼ終結しており、炉心損傷の観点からは同一グループとして取り扱えるため1つの事象として扱い、これをPRAにおける過渡事象とする。当該事象は1976年4月1日から2014年3月31日までに国内PWRプラントで47件発生していることから、同時期の国内の運転実績を用いて算出する。

過渡事象の発生頻度 $=47/486=9.7 \times 10^{-2}$ (／炉年)

486:1976年4月1日からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

(h) 手動停止

当該事象は1976年4月1日から2014年3月31日までに国内PWRプラントで110件発生していることから、同時期の国内の運転実績を用いて算出する。

手動停止の発生頻度 $=110/486=2.3 \times 10^{-1}$ (／炉年)

486:1976年4月1日からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

(i) 外部電源喪失

当該事象は1976年4月1日から2014年3月31日までに国内PWRプラントで3件発生していることから、同時期の国内の運転実績を用いて算出する。なお、外部電源喪失は、内部事象停止時PRAでも起因事象として考慮している事象であることから、1976年4月1日から2014年3月31日までの運転期間を運転実績として使用する。

$$\text{外部電源喪失の発生頻度} = 3 / 693 = 4.3 \times 10^{-3} (\text{／炉年})$$

$$693: 1976\text{年}4\text{月}1\text{日からの国内PWRプラント運転時間(年)}$$

(j) ATWS

当該事象について、AT事象は国内での発生実績があることから、1976年4月1日から2014年3月31日までの発生件数と運転実績から算出する。また、原子炉トリップに失敗する確率は、フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によって算出する。

ATWSの観点では、事故解析結果に基づき、事象発生による1次系の温度、圧力の上昇が急激なものを厳しい事象として選定している。具体的には、主給水流量喪失、負荷の喪失及び外部電源喪失がATWSの観点から厳しい事象に属する。これ以外の事象については、有意な結果にならないと判断し評価対象から除外する。

AT事象の発生件数は35件であり、そのうちタービントリップ操作が必要な事象は21件、タービントリップ操作が必要でない事象は14件である。

・AT事象の発生頻度(タービントリップ操作が必要な場合)

$$= 21 / 486 = 4.3 \times 10^{-2} (\text{／炉年})$$

・AT事象の発生頻度(タービントリップ操作が不要な場合)

$$= 14 / 486 = 2.9 \times 10^{-2} (\text{／炉年})$$

486:1976年4月1日からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

また、フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析より原子炉トリップの失敗確率は 2.7×10^{-7} となり、ATWSの発生頻度は、次のように算出される。

・ATWS1発生頻度(タービントリップ操作が必要な場合)

$$= 4.3 \times 10^{-2} \times 2.7 \times 10^{-7} = 1.2 \times 10^{-8} (\text{/炉年})$$

・ATWS2発生頻度(タービントリップ操作が不要な場合)

$$= 2.9 \times 10^{-2} \times 2.7 \times 10^{-7} = 7.9 \times 10^{-9} (\text{/炉年})$$

(k) 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)

主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)については、国内、米国ともに発生実績がない。日米間で2次冷却系の設計に基本的な差がないことから、小破断LOCAと同様に、発生件数を0.5件、運転実績を国内と米国の合計として以下のように評価した。

主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)の発生頻度

$$= 0.5 / (492 + 2016) = 2.0 \times 10^{-4} (\text{/炉年})$$

492:運転開始からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

2016:運転開始からの米国PWRプラント臨界時間(炉年)

(l) 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)

主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)については、国内での発生実績はないが、米国では1988年以降に発生実績がある。NRCのホームページによれば、当該事象(Steam Line Break Outside Containment)は10件報告されている。このうち、2件が自動で原子炉トリップに至った事象であり、更に主蒸気隔離弁が閉止した事象は1件である。出力運転時PRAで評価する主蒸気管破断等の2次系破断に関する起因事象は、自動原子炉トリップ及び破断箇

所の隔離(主蒸気隔離弁の自動閉止)を必要とする破断規模であり、PRA上の想定と一致する事例を当該事象の発生件数として考慮する。なお、自動原子炉トリップを伴わない事象は「手動停止」、自動原子炉トリップに至るが自動主蒸気隔離を伴わない事象は「過渡事象」に分類する。

1988年以降の米国の運転実績は1363炉年であることから、国内及び米国の実績に基づき、以下のように評価した。

主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)の発生頻度

$$=(0+1)/(492+1363)=5.4\times 10^{-4}(\text{／炉年})$$

492:運転開始からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

(m) 主給水管破断

主給水管破断については、国内、米国ともに発生実績がない。日米間で2次冷却系の設計に基本的な差がないことから、小破断LOCAと同様に、発生件数を0.5件、運転実績を国内と米国の合計として以下のように評価した。

$$\text{主給水管破断の発生頻度}=0.5/(492+2016)=2.0\times 10^{-4}(\text{／炉年})$$

492:運転開始からの国内PWRプラント発電時間(炉年)

2016:運転開始からの米国PWRプラント臨界時間(炉年)

(n) 蒸気発生器伝熱管破損

当該事象は1976年4月1日から2014年3月31日までに国内PWRプラントで1件発生していることから、同時期の国内の運転実績を用いて算出する。以下に検討及び評価の詳細を示す。

1次系から2次系への漏えい量が伝熱管の完全両端破断に相当する事象を伝熱管破損事象とする。

国内PWRプラントの蒸気発生器伝熱管の運転実績は、1976年4月1日か

ら2014年3月31日までの発電期間及び蒸気発生器伝熱管本数(蒸気発生器交換(SGR)を実施している場合はSGR前後の伝熱管本数を考慮)から運転実績を算出した結果、伝熱管本数と発電期間の積分値は 4.1×10^{10} (本・炉時間)となる。

上記の条件により、我が国の伝熱管破損の発生件数及びプラントの運転実績に基づく当該事象の発生頻度は、以下の式によって評価できる。

蒸気発生器伝熱管破損の発生頻度

$$= 1 / (4.1 \times 10^{10} \times (1-0.1)) \times (3386 \times 3) \times 8760 = 2.4 \times 10^{-3} (\text{／炉年})$$

1: 発生実績(件)

4.1×10^{10} : 国内PWRプラントの蒸気発生器伝熱管本数と

発電時間の積分値(本・炉時間)

0.1: 伝熱管施栓率

3386×3 : 本プラントの伝熱管本数(本)

8760: 時間から年への換算係数($8760 = 365 \times 24$)(時間／年)

(o) 原子炉補機冷却機能の全喪失

原子炉補機冷却機能の全喪失の発生頻度はフォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によって算出する。

$$\text{原子炉補機冷却機能の全喪失の発生頻度} = 8.3 \times 10^{-7} (\text{／炉年})$$

(p) 原子炉補機冷却機能の部分喪失

原子炉補機冷却機能の部分喪失の発生頻度はフォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によって算出する。

$$\text{原子炉補機冷却機能の部分喪失の発生頻度} = 2.9 \times 10^{-4} (\text{／炉年})$$

(q) AC母線の1系列喪失

AC母線の1系列喪失の発生頻度はフォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によって算出する。

$$\text{AC母線の1系列喪失の発生頻度} = 7.8 \times 10^{-3} (\text{/炉年})$$

(r) DC母線の1系列喪失

DC母線の1系列喪失の発生頻度はフォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によって算出する。

$$\text{DC母線の1系列喪失の発生頻度} = 1.6 \times 10^{-4} (\text{/炉年})$$

(s) 原子炉容器破損

WASH-1400では、ECCSの注水能力を超えた原子炉容器の破損頻度を 10^{-7} (/炉年)と評価している。当該事象の発生頻度はWASH-1400に基づき設定する。

$$\text{原子炉容器破損の発生頻度} = 1.0 \times 10^{-7} (\text{/炉年})$$

以上の算出結果をまとめて、第3.1.3.1.1.2.4表に示す。

(2) 成功基準

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) 一般的な炉心損傷判定条件

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1,200℃を超えると評価される状態。

(b) LOCA時格納容器内除熱シナリオにおける炉心損傷判定条件

原子炉格納容器内圧力が破損限界圧力を超え、かつ破損限界圧力を超える時点で格納容器再循環サンプル水の温度が100℃以上と評価される状態。

(c) Non-LOCA時2次系による除熱シナリオ成功の判定条件

- ・2次側の除熱機能が確保され、崩壊熱を有効に除去することで、炉心露出に至らないと評価される状態。
- ・給水可能な健全側蒸気発生器の水位回復傾向が、安全評価結果等と比較して有意と判断でき、1次系温度が低下傾向にある状態。
- ・1次系が飽和状態にないことを確認し、自然循環冷却が損なわれない状態。

b. 炉心損傷を防止するために必要な安全機能

ここでは、安全機能を同定した上で、安全機能に必要とされる緩和設備又は緩和操作を抽出し、各起因事象についてそれらの必要な組合せを同定する。

(a) 炉心損傷を防止するために必要な安全機能の同定

原子力発電所の安全機能としては、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」が基本であり、これを踏まえて起因事象を概略分類した上で、PRAにおける安全機能を同定する。

イ 「止める」について

ATWSは原子炉停止に失敗した事象であることから、原子炉停止が必要な安全機能の一つとなる。また、大破断LOCA、中破断LOCA、原子炉容器破損については、炉心部での冷却材密度の低下(ボイド発生)が短期間で生じるため、原子炉停止に期待していない。

手動停止は、原子炉トリップを伴わず、運転員の手動による原子炉停止が行われる事象を想定したものであり、原子炉保護系の動作には期待していない。また、原子炉補機冷却機能の部分喪失及びAC母線の1系列喪失は、保安規定に定める運転上の制限(LCO)からの逸脱によるプラントの手動停止を想定したものであるため、原子炉保護系の動作には期待していない。

本プラントの場合、DC母線の1系列喪失によって自動原子炉トリップに至る設計であるが、自動原子炉トリップに失敗した場合、プラントは通常運転を継続することから、原子炉保護系の動作には期待していない。

ロ 「冷やす」について

全起因事象において、崩壊熱除去が必要である。原子炉格納容器内に1次冷却材が放出されるシナリオ(大破断LOCA、中破断LOCA、小破断LOCA、極小LOCA)、起因事象発生後に従属的に発生するシナリオ(RCPシールLOCA、加圧器逃がし弁／安全弁LOCA)又は各起因事象における

フィードアンドブリードシナリオ(以下「LOCAシナリオ」という。)や原子炉格納容器外へのLOCA、すなわちインターフェイスシステムLOCA及び蒸気発生器伝熱管破損(以下「バイパスLOCAシナリオ」という。)、RCPシールリークシナリオにおいては、1次冷却系保有水の確保が必要である。

また、LOCAシナリオでは、注入段階と再循環段階を考えるとともに、再循環段階では原子炉格納容器内雰囲気冷却(原子炉格納容器外への除熱)も格納容器先行破損に伴う炉心損傷を防止するために必要である。なお、極小LOCAにおいて、充てん／高圧注入ポンプによる注入に成功した場合、原子炉格納容器内雰囲気冷却(原子炉格納容器外への除熱)は不要である。

1次冷却系保有水の確保のためには、バイパスLOCAシナリオでは漏えい箇所の隔離が必要である。また、1次冷却系保有水の確保が必要な全シナリオにおいて、1次冷却系への注水が必要である。RCSへの注水を低圧注入系で行う場合には、大破断LOCAを除き、2次系強制冷却による1次系の減圧を行う必要がある。

ハ 「閉じ込める」について

炉心損傷を防止することによって、放射性物質の大規模放出は防止することができる。格納容器先行破損に伴う炉心損傷を防止するためには、原子炉格納容器の健全性を確保することが必要であるが、これに必要な安全機能は上述の「冷やす」において同定した。

以上で同定した安全機能は次のように整理できる。

(イ) 原子炉停止

(ロ) 1次冷却系保有水の確保(注入時／再循環時)

(ハ) 崩壊熱除去(注入時／再循環時)

(ニ) 原子炉格納容器内雰囲気冷却／原子炉格納容器外への除熱

(b) 安全機能に必要とされる緩和設備又は緩和操作の抽出

安全機能のうち「閉じ込める」については、「冷やす」に係る機能によって包絡されるため、以下では、「止める」、「冷やす」を実現するための緩和設備又は緩和操作を抽出する。各起因事象が発生した場合には、これらの設備や操作を組み合わせ、「止める」、「冷やす」を実現する必要がある。

イ 「止める」ための緩和設備又は緩和操作

(イ) 原子炉停止

- ・自動原子炉トリップ
- ・緊急ほう酸注入

ロ 「冷やす」ための緩和設備又は緩和操作

(イ) 1次冷却系保有水の確保

- ・高圧注入
- ・蓄圧注入
- ・低圧注入
- ・常設電動注入ポンプによる炉心への注入
- ・代替再循環

(ロ) 崩壊熱除去

- ・2次系からの冷却
- ・フィードアンドブリード操作
- ・余熱除去冷却器による冷却
- ・格納容器スプレイ冷却器による冷却
- ・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

(c) 安全機能に対する成功基準の設定

起因事象ごとに、主にフロントラインシステムに着目した必要な安全機能の組合せによる成功シーケンスを検討し、フロントラインシステムの必要台数等を整理する。全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を参考資料に示す。

c. 診断時間

事象発生後の緩和操作を対象として、緩和操作開始までの余裕時間である診断時間については、成功基準解析等の結果を参照して設定している。診断時間については参考資料に示す。

d. 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使命時間を設定した。

(a) 内部事象出力運転時レベル1PRA

レベル2PRAにおける考慮すべき使命時間が7日間であり、レベル1PRAとも共有する以下の長期的緩和設備は、使命時間を7日間とする。

- ・格納容器内自然対流冷却 (CCW)
- ・格納容器内自然対流冷却 (海水)
- ・中央制御室空調系

それ以外の設備は考慮すべき使命時間が24時間以内であるため、24時間で評価する。

(b) 内部事象出力運転時レベル2PRA

レベル2PRAにおける考慮すべき使命時間が7日間である以下の長期的緩和設備は、使命時間を7日間とする。

- ・格納容器内自然対流冷却 (CCW)
- ・格納容器内自然対流冷却 (海水)
- ・中央制御室空調系
- ・アニュラス空気浄化設備
- ・格納容器隔離

それ以外の設備は考慮すべき使命時間が24時間以内であるため、24時間で評価する。

e. 成功基準の設定に用いる解析コード

成功基準の設定には、設置変更許可申請時に妥当性が確認された解析コードを使用し、成功基準の設定に必要な解析条件の変更を行って実施した。なお、解析条件は、設置変更許可申請時と同様に、現実的な条件を基本としつつ、保守的な条件も考慮した。

(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及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網羅的に展開することである。

a. 事故シーケンスの分析手法

炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開するための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。

b. ヘディングの設定

安全機能及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、できる限り事象の進展に従いヘディングの順番を設定している。

c. イベントツリーの展開

ヘディングにおける分岐の有無を、関連する全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。

イベントツリーの例として、大破断LOCAのイベントツリーを第3.1.3.1.1.2.2図に示す。大破断LOCAを含めた各起因事象のイベントツリーを参考資料に示す。

d. 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又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。また、内部事象出力運転時レベル2PRAとのインターフェイスを考慮し、炉心損傷に至る事故シーケンスについて、熱水力挙動の類似性及び事故の緩和操作の類似性に基づきプラント損傷状態（以下「PDS」という。）に分類した。

事故シーケンスグループの分類は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に従い、次のとおり実施する。なお、事故シーケンスグループは最初に失敗した緩和手段に基づき設定する。例えば、主給水流量喪失時に補助給水に失敗する事故シーケンスは全てグループ1:2次冷却系からの除熱機能喪失に分類する。

・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

外部電源が喪失して、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:原子炉補機冷却機能喪失

起因事象の発生と同時にECCS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

LOCA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:原子炉停止機能喪失

原子炉トリップが必要な事象が発生した後に、原子炉トリップに失敗する事故シーケンス。

- ・グループ6:ECCS注水機能喪失

LOCA事象が発生し、蓄圧注入、高圧注入（極小LOCAでは充てん／高圧注入）、又は低圧注入によるECCS注水に失敗する事故シーケンス。

- ・グループ7:ECCS再循環機能喪失

LOCA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、低圧再循環又は高圧再循環によるECCS再循環に失敗する事故シーケンス。

- ・グループ8:格納容器バイパス

インターフェイスシステムLOCAや蒸気発生器伝熱管破損後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故シーケンス。

(a) プラント損傷状態の考え方、定義

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

類する。

この分類により、レベル1PRAより得られる膨大な数の事故シーケンスの個々について、格納容器イベントツリーを展開せずにグループ別に現実的な評価が可能である。

分類方法の詳細を以下に示す。

イ 事故のタイプと1次系圧力

事象進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ(LOCA(RCPシールLOCAを含む)、トランジェント(LOCAの発生がない過渡事象等)、格納容器先行破損、格納容器バイパス事象)及び原子炉容器破損前の1次系圧力状態(高圧状態、中圧状態又は低圧状態)により分類する。1次系圧力状態を考慮する理由は、原子炉容器破損時の原子炉格納容器圧力上昇や、熔融炉心の飛散とその冷却性に影響を与えるためである。事故のタイプと1次系圧力の分類記号を第3.1.3.1.1.2.5表に示す。

ロ 炉心損傷時期

炉心損傷時期が事故発生後早期か後期かで分類する。この時期は炉心損傷時に放出される放射性物質の量に影響するとともに、炉心損傷後の原子炉容器破損の時期又は原子炉格納容器圧力や温度の上昇による格納容器機能喪失の時期に影響を与え、緩和操作のための時間余裕に影響を与える。炉心損傷時期の分類記号を第3.1.3.1.1.2.6表に示す。

ハ 原子炉格納容器内事故進展

原子炉格納容器内事故進展では、格納容器機能喪失時期及び熔融炉心の冷却手段を考慮して分類する。格納容器機能喪失時期に関しては、

炉心損傷後に格納容器機能喪失が生じる場合と格納容器機能喪失後に炉心損傷が生じる場合で分類する。後者は、ECCS再循環は機能するが除熱ができず格納容器機能喪失が炉心損傷に先行するため、放射性物質放出挙動が前者と大きく異なり、独立に評価する必要がある(格納容器先行破損)。

溶融炉心の冷却手段に関しては、非常用炉心冷却設備や格納容器スプレイ系が使用可能かにより分類する。これらのシステムが使用可能である場合、溶融炉心が冷却される可能性が高い。なお、レベル2PSA学会標準の例では、格納容器除熱手段である格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有無によりPDS进行分类しているが、本評価ではPDSの分類は行わず、格納容器内自然対流冷却は格納容器イベントツリー上でモデル化する。原子炉格納容器内事故進展の分類記号を第3.1.3.1.1.2.7表に示す。

上記の3種類の属性を用いて、PDSを表記する。PDSの定義を第3.1.3.1.1.2.8表に示す。

(4) システム信頼性の評価

事故シーケンスの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、各システムの非信頼度の定量化を実施した。

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を以下に示す。システム信頼性の評価に当たり、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、試験及びシステム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。

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の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、低圧注入系（注入時）の従属性マトリックスを第3.1.3.1.1.2.9表に示す。また、フロントライン系同士の共用設備の従属性マトリックスを第3.1.3.1.1.2.10表に示す。

- ・ 電源系
- ・ 原子炉停止系
- ・ 信号系
- ・ 制御回路
- ・ 制御用空気系
- ・ 換気空調系
- ・ 原子炉補機冷却海水系

- ・ 原子炉補機冷却水系
- ・ 燃料取替用水系
- ・ 充てん／高圧注入系(注入時)
- ・ 充てん／高圧注入系(再循環時)
- ・ 蓄圧注入系
- ・ 低圧注入系(注入時)
- ・ 低圧注入系(再循環時)
- ・ 格納容器スプレイ系(注入時)
- ・ 格納容器スプレイ系(再循環時)
- ・ 補助給水系／主蒸気圧力制御系
- ・ 破損SG隔離
- ・ 主蒸気隔離
- ・ RCPシールLOCA
- ・ 加圧器逃がし弁／安全弁LOCA
- ・ 加圧器逃がし弁強制開
- ・ 代替再循環
- ・ 2次系強制冷却
- ・ 常設電動注入ポンプ
- ・ 移動式大容量ポンプ車の確立
- ・ 格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水系)
- ・ 格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却海水系)
- ・ RHR隔離
- ・ 1次系の減圧
- ・ 安全注入制御
- ・ RHR運転

- ATWS緩和設備
- タービントリップ系
- 原子炉圧力上昇の抑制
- 緊急ほう酸注入
- 外部電源の復旧
- 大容量空冷式発電機
- 主給水系
- 1次系と2次系の均圧化

b. システム信頼性評価手法

システム信頼性解析では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のサポート系について、フォールトツリーを作成し信頼性評価を行った。

フォールトツリーの作成に当たっては、対象範囲を示す概略系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを基事象リストの形で整理した。また、これらの情報に基づきa.項で示したシステムについてフォールトツリーを作成し、定量化を実施した。フォールトツリーでは、機器故障、試験及び補修による待機除外、人的過誤等を基事象としてモデル化している。

フォールトツリーの中で考慮すべき機器故障の対象機器及びその故障モードの一覧を第3.1.3.1.1.2.11表に示す。対象とする機器をフォールトツリーでモデル化する場合、スクリーニングを実施し展開すべき故障モードの抽出を行っている。

なお、出力運転時PRAでは、起因事象の重畳は発生する確率が非常に小さいと考えられることから考慮していないが、起因事象の発生とサポート系の機能喪失が重畳した場合の影響は、個別の事故シーケンスの評価結果の一部として考慮している。

c. システム信頼性評価の結果

同じシステムであっても、起因事象によっては、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の例として、低圧注入系（注入時）の非信頼度を第3.1.3.1.1.2.12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、試験又は補修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、試験による待機除外データ、補修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。

b. 機器故障率パラメータの一覧

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化で使用する機器故障率データは、原則として、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績(1982年度～2002年度21ヵ年49基データ(21ヵ年データ))を基にした「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(平成21年5月公表)」に記載されているデータ(以下「国内故障率データ」という。)を使用する。また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「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ヵ年49基データ改訂版)(平成13年2月)、電中研報告P00001、(一財)電力中央研究所」で定義した機器バウンダリに従っている。

NUCIAにおいて登録されている機種のうち、本評価で利用する機種を第3.1.3.1.1.2.13表に示す。なお、評価対象機器のうち、NUCIAでグループ登録されていないものについては、類似性を考慮した工学的判断に基づいてNUCIAの機器グループに分類している。

上記の機器故障率を用いて、以下の評価式により基事象発生確率を算出

した。

(a) 状態変更失敗確率

$$Q=Q_d (Q_d: \text{デマンド故障率})$$

(b) 機能維持失敗確率

$$Q=1-\exp(-\lambda_r T_m) (\lambda_r: \text{機能維持失敗の故障率、} T_m: \text{時間パラメータ}^*)$$

※作動要求期間中の故障確率算出には使命時間を使用。

待機期間中の故障確率算出には(健全性確認間隔×1/2)を使用。

(c) 試験による待機除外確率

PRA対象システムに対する試験による待機除外のモデル化の要否について検討し、モデル化が必要な場合は試験データを収集し、待機除外確率を算出した。

試験による待機除外確率は日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準:2015」に記載されているアンアベイラビリティの評価式から算出する。アンアベイラビリティ(q)は(式3.1.3.1.1.2.1)で表される。

$$q = \frac{MDT}{MUT + MDT} \quad (\text{式3.1.3.1.1.2.1})$$

ここで、MUT: 供用可能時間 (mean up time)

MDT: 供用不能時間 (mean down time)

MUT、MDTはそれぞれ試験間隔(T)、試験時間(t)と同義であるため、試験による待機除外確率(q_t)の計算式は(式3.1.3.1.1.2.2)となる。

$$\begin{aligned}
q_t &= \frac{MDT}{MUT + MDT} \\
&= \frac{t}{(T + t)} \\
&= \frac{t}{T \left(1 + \frac{t}{T}\right)} \\
&\doteq \frac{t}{T} \quad (\because T \gg t) \quad (\text{式 3.1.3.1.1.2.2})
\end{aligned}$$

試験による待機除外状態となる系統・機器をリスト化し、試験時間（試験の開始から終了までの時間）を調査して試験時間 (t) に代入して算出した。

(d) 補修作業による待機除外確率

PRA対象システムに対する補修による待機除外のモデル化の要否について検討し、モデル化が必要な場合は保安規定に基づく待機除外許容時間と機器故障率データを用いて待機除外確率を算出した。

補修による待機除外確率は、試験による待機除外確率と同様に、日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2015」に記載されているアンアベイラビリティの評価式（前述の（式3.1.3.1.1.2.1））から算出する。（式3.1.3.1.1.2.1）において、MUTは時間依存型の故障率 (λ) の逆数で表され、また、補修時間と同義のMDT（供用不能時間）には保安規定で許容されている復旧までの最長の完了時間（待機除外許容時間：AOT）を保守的に適用すると、補修による待機除外確率 (q_m) の計算式は（式3.1.3.1.1.2.3）となる。

$$\begin{aligned}
q_m &= \frac{MDT}{MUT + MDT} \\
&= \frac{AOT}{\left(\frac{1}{\lambda} + AOT\right)} \\
&= \frac{\lambda \cdot AOT}{(1 + \lambda \cdot AOT)} \\
&\approx \lambda \cdot AOT \quad (\because 1 \gg \lambda \cdot AOT) \quad (\text{式3.1.3.1.1.2.3})
\end{aligned}$$

c. 機器復旧の取扱い方法及び機器復旧失敗確率

本評価では、外部電源喪失時にディーゼル発電機からの給電にも失敗し全交流電源喪失に至った場合の外部電源の速やかな復旧に期待している。復旧失敗確率には文献値を使用する。

d. 共通原因故障の評価

(a) 共通原因故障のモデル化

同一又は異なるシステムにおいて、多重性を持たせるために用いられる機器について、型式、機能、運用方法を考慮して、共通原因故障(CCF)としてモデル化すべき機器群と故障モードを選定し、共通原因故障を評価した。

共通原因故障の発生要因は、日本原子力学会標準及びNUREG文献(NUREG/CR-5485及びNUREG/CR-4780)を参考とし、以下の4つの条件に集約した。これを同時に満たす独立故障のグループに対して、共通原因故障の適用を検討した。

イ 同一系統

ロ 冗長の機能を有する同種機器

ハ 起因事象発生前の運転状態が同一

ニ 同一故障モード

動的機器と静的機器及びそれらの故障モードによって、共通原因故障の可能性は異なると考えられるため、これらを区別して共通原因故障の適用性を検討した。

動的機器については、動的故障モードと静的故障モードに区別して検討するが、動的故障モードとはポンプの起動失敗、弁の開失敗等であり、静的故障モードとはリーク、閉塞等である。動的機器の動的故障モードについては、共通原因故障が発生する可能性が比較的高いと考えられることから、上記条件を満たす動的機器の動的故障モードに対しては共通原因故障を考慮している。また、動的機器の静的故障モード及び静的機器については、共通原因故障の可能性は低いと考えられるが、故障実績があるものに対しては共通原因故障を考慮した。

(b) 共通原因故障パラメータの推定

共通原因故障パラメータについては、NUREG/CR-5497(レベル1PRA学会標準推奨データベース)の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2012」に記載されるMGL(Multiple Greek Letter)パラメータを使用する。MGLモデルは冗長度が高い系の解析に対応しており、原子力プラントにおいて広く使用実績のある共通原因故障解析手法である。

(6) 人的過誤の評価

人的過誤確率を評価するために、人間信頼性解析を実施する。人間信頼性解析とは、炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間行動(タスク)に対して、起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功又は失敗の確率を評価することである。本評価では、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同定し、その発生確率を算出した。

人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック(NUREG/CR-1278)のTHERP(Technique for Human Error Rate Prediction)手法を使用して評価した。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誤操作に関する人的過誤(コミッションエラー)については、THERP手法では詳細な評価が行えないことから、評価の対象外としている。

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

イ 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、運転基準などを調査、分析し、人間信頼性解析においてモデル化すべき試験及び補修作業などを同定する。

ロ 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。なお、起因事象発生前における作業は、同一系統内であっても各トレンで

操作時期が異なることなどが想定され、従属性は十分小さいと考えられるため、本評価では考慮していない。

ハ 同定した作業の除外

試験後や補修作業後、機器を待機状態又は運転状態に復旧させる操作について、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、更にシステム信頼性解析への影響程度を勘案した上で、人的過誤事象のモデル化可否を決定し、モデル化した。

(b) 人的過誤事象(起因事象発生前)のモデル化

イ 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わ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。

ロ 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、機器故障率データとして採用するNUCIAの国内故障率データは、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。

(c) 人的過誤確率(起因事象発生前)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。

イ 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に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とおりである。

- ・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に基づいて選定し、操作内容・操作場所・対象機器に応じて、分類する。
- ・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THERP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、ヒューマンエラーハンドブックを参照し、操作におけるストレスレベルは最適状態とする。

ロ 運転員や補修員による過誤回復の評価

本評価においては、補修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、操作員間の従属性レベル及びストレス／スキルファクタを適切に設定する。

b. 起因事象発生後人的過誤

(a) 事故シナリオで必要とされる緩和操作の同定

プラントで起因事象が発生した場合、運転員は運転基準に記載されている手順に従って、原子炉を安全に停止させるために必要な措置をとる。PRAにおいては、原則、運転基準に記載されている操作を評価対象とする。但し、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した場合、当該操作のモデル化も検討する。

(b) 人的過誤事象(起因事象発生後)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。

イ 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を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運転基準

緩和操作として同定された操作の記載された運転基準へのエントリー失敗について、診断過誤として取り扱う。診断過誤が発生した場合、運転基準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

運転基準へのエントリーの際に考慮する診断過誤については、操作時間や、アクセスを含めた時間的な余裕を設定する。なお、中央制御室における操作や読取りに必要となる時間は十分短く、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

操作や読取りの失敗については、上位者等によるバックアップに期待した評価とする。但し、その際は従属性を設定する。

(二) 緩和操作の内容

操作に失敗した場合の影響を考慮し、モデル化する。

ロ 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。

プラントで起因事象が発生した場合、緩和操作を行うために事象内容を特定し、その事象に対応する運転基準へ移行する(診断)。その診断に失敗する診断過誤を考慮し、失敗の場合、当該運転基準に記載された操作には期待できないものとする。

起因事象発生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。

(イ) 警報、信号、計測表示等(兆候)により異常を検知し、参照すべき運転基準の該当箇所を判断する。

(ロ) 運転基準に基づいて、実際の操作を行う。

(ハ) 運転基準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。

(二) (ハ)の確認結果に基づいて、関連する操作を行う。

このうち、(イ)が認知(診断)行為に、(ロ)及び(二)が操作行為、(ハ)が

読取りに分類され、それぞれの人的過誤確率を評価する。

実際に事象発生後の操作を行うトリガーとなる診断行為に失敗した場合、運転員は後に続く操作行為を行わないと考えられる。すなわち、ある緩和系の起動操作の診断に失敗した場合、代替の緩和系の起動操作の診断にも原則失敗するものとし、完全従属として扱う。

診断行為は複数の計器指示、警報等により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。読取失敗については、読取対象となる計器等が運転基準に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、読取失敗については、複数の計器により判断が可能である場合については、失敗の確率が十分に小さいとして、評価対象外とする。

(c) 人的過誤確率(起因事象発生後)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体系的な方法を用いて人的過誤確率を評価する。

イ 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査定し、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に対数正規分布を仮定する。ヒューマンエラーハンドブックを参照した出力運転時PRAでの人的過誤確率の設定方針を第3.1.3.1.1.2.14表に示す。

ロ 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、システムのアニ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は、個々の操作が実行される時点でのプラント及び運転員の状況を踏まえ、先行する人的過誤との間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、SPAR-H (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THERPに基づき算出する。SPAR-Hの従属性評価用のイベントツリーを第3.1.3.1.1.2.3図に、また、ヒューマンエラーハンドブックを参照した従属レベル毎の人的過誤確率を第3.1.3.1.1.2.15表に示す。

c. 回復操作の評価

回復操作は、運転基準に記載のあるものを対象としており、機器の故障により喪失した系統機能の回復には期待した評価を行う。具体的には、待機ポンプの起動操作などを期待する。

(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

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、国内外で使用実績のある計算コードであるRiskSpectrum® PSAを使用して行った。

b. 事故シーケンスの発生頻度及び炉心損傷頻度の定量化結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全炉心損傷頻度は 1.3×10^{-6} （／炉年）となった。

(a) 起因事象別炉心損傷頻度

起因事象別の炉心損傷頻度を第3.1.3.1.1.2.16表に示す。小破断LOCAを起因とする炉心損傷頻度が約4割を占めている。次いで、中破断LOCA、原子炉補機冷却機能の全喪失となっている。炉心損傷頻度に対してLOCA関連の起因事象が支配的となった理由は、診断余裕が短く、必要となる操作も多いことから、人的過誤の影響が大きいことによるものである。本プラントはLOCA発生後の再循環切替を手動で行う設計であるため、再循環切替に関連した人的過誤や、後段のSA対策の人的過誤との従属性により、炉心損傷頻度への寄与が大きくなる結果が得られた。なお、中破断LOCAと比較して小破断LOCAのほうが中破断LOCAよりも寄与が大きくなった要因は、主に発生頻度の違いによるものである。

原子炉補機冷却機能の全喪失は、常設電動注入ポンプ等のSA対策による緩和手段に失敗した場合には炉心損傷に至ることから、全炉心損傷頻度への寄与割合が高い結果となった。

原子炉容器破損はほかの起因事象と比較して起因事象発生頻度は小さいが、炉心損傷を回避する緩和手段がないことから、直接炉心損傷に至る。このため、当該事象の起因事象発生頻度が炉心損傷頻度となり、全炉心損傷頻度に対する寄与割合が高い結果となった。

なお、重要事故シーケンス選定のためのPRAから追加された原子炉補機冷却機能の部分喪失、主蒸気管破断（主蒸気隔離弁下流）及びAC母線の1系列喪失は全炉心損傷頻度に対して1%未満の寄与であった。

(b) 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度を第3.1.3.1.1.2.17表に示す。LOCA＋再循環切替失敗関連の事故シーケンスが分類されるECCS再循環機能喪失の炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度に対し高い寄与を有している。

(c) プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

PDS別の炉心損傷頻度を第3.1.3.1.1.2.18表に示す。PDS別の炉心損傷頻度では、小破断LOCAと再循環切替操作失敗の組合せの寄与が含まれるSLWの炉心損傷頻度が最も高い値となった。

c. 重要度解析

炉心損傷頻度に支配的な因子を同定し、PRAの活用に有用な定量的情報を得るために、重要度解析を実施した。

重要度解析では、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(FV)重要度及びリスク増加価値(RAW)を算出した。FV重要度とRAWの定義は次のとおりである。

- FV重要度: 炉心損傷の発生を仮定したときに、当該事象の発生が寄与している割合を表わす指標

$$FV = \frac{F_A(CD)}{F(CD)}$$

$F_A(CD)$: 事象Aの発生が寄与して発生する炉心損傷頻度

$F(CD)$: 炉心損傷頻度

- RAW: 対象とする事象が必ず発生すると仮定した場合に、リスクがどれだけ増加するかを示す指標

$$RAW = \frac{F(CD|A=1)}{F(CD)}$$

$F(CD|A=1)$: 対象とする事象Aの生起確率が1の場合の炉心損傷頻度

基事象のFV重要度評価結果及びRAW評価結果を参考資料に示す。その中で主要なFV重要度について、それぞれの内容と影響を以下に示す。

- LOCA時再循環切替操作失敗(低圧再循環)

内容: LOCA発生後、余熱除去ポンプの水源を格納容器再循環サンプに切り替える低圧再循環への切替操作失敗。

影響: 低圧再循環に失敗した場合、代替再循環によって炉心損傷を防止する必要がある。代替再循環にも失敗した場合は炉心損傷に至る。

- スプレイ再循環操作／診断失敗(従属度中)

内容: LOCA発生後、低圧再循環への切替操作失敗後に実施する格納容器スプレイ再循環への切替操作／診断失敗であり、低圧再循環との従属性を考慮した人的過誤事象。

影響：格納容器スプレイ再循環に失敗した場合は、代替再循環に期待できないため、炉心損傷に至る。

- 2次系強制冷却等による炉心冷却操作／診断失敗（LOCA再循環）（従属度低）

内容：LOCA発生後、ECCS再循環への切替操作失敗後に実施する2次系強制冷却又は代替再循環切替操作／診断失敗であり、ECCS再循環切替操作失敗との従属性を考慮した人的過誤事象。

影響：2次系強制冷却又は代替再循環に失敗した場合には、炉心損傷に至る可能性がある。

- 通水側海水ストレーナ閉塞時の待機側海水ストレーナへの切替操作失敗

内容：通水側の海水ストレーナ閉塞時における待機側の海水ストレーナへの切替操作失敗。

影響：待機側の海水ストレーナへの切替操作に失敗した場合、原子炉補機冷却機能の全喪失事象に至る。

- 海水ストレーナ1A,1C-SWS閉塞CCF

内容：通水側の海水ストレーナの共通原因故障による閉塞。

影響：通水側の海水ストレーナが閉塞した場合、待機側の海水ストレーナに切り替える必要がある。待機側の海水ストレーナへの切替操作に失敗した場合、原子炉補機冷却機能の全喪失事象に至る。

d. 不確実さ解析

(a) 炉心損傷頻度の不確実さ解析の実施

起因事象発生頻度及びフォールトツリーに含まれる機器故障、人的過誤、共通原因故障等の基事象の発生確率を確率変数とみなし、それぞれのパラメータ作成において設定した確率分布を入力としてモンテカルロ手法を用いて、炉心損傷頻度の平均値及び不確実さ幅(エラーファクタ)を評価した。エラーファクタは、95%上限値と5%下限値を用いて以下の定義式により求めた。

$$\text{エラーファクタ} = \sqrt{\frac{95\% \text{上限値}}{5\% \text{下限値}}}$$

(b) 解析条件・仮定

モンテカルロ手法を用いる際に使用する乱数の発生方法は基本的には基事象単位で発生させるが、2つの電動弁の誤開又は内部リークによって発生する余熱除去ポンプ吸込側ラインからのインターフェイスシステムLOCAについては、SOKC(State-of-knowledge correlation)を考慮し、パラメータ単位の乱数とした。

個々のパラメータの確率分布の形状は、PRAで一般的に使用されている対数正規分布を仮定する。エラーファクタについて、機器故障率はNUCIAで評価されたエラーファクタ、人的過誤確率はTHERPの不確実さ解析により算出されたエラーファクタを使用した。また、不確実さ幅が明記されていないパラメータについては、比較的大きいエラーファクタとして30を仮定した。

(c) 不確実さ解析結果

不確実さ解析の結果を第3.1.3.1.1.2.19表及び第3.1.3.1.1.2.4図に示す。全炉心損傷頻度のエラーファクタは4.2となった。これは、各パラメータの不確

実さの影響により、上限値と下限値の間に約18倍の不確実さ幅があることを意味する。

全炉心損傷頻度の95%上限値は、支配的な事故シーケンスグループであるECCS再循環機能喪失とほぼ同じになる。一方、5%下限値は、ほかの事故シーケンスグループの95%上限値の影響を受けてECCS再循環機能喪失の5%下限値に比べ大きくなっている。結果として、全炉心損傷頻度のエラーファクタが小さくなっていると考えられる。

e. 感度解析

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

本評価では、重要度解析及び既往のPRAの結果を参考にして、以下の3項目について感度解析を実施した。

- ・ 人的過誤に係る感度解析
- ・ SA対策に係る感度解析
- ・ SA有効性評価では対象としていない対策設備及び多様性拡張設備（以下、これらをまとめて「多様性拡張設備等」という。）に係る感度解析

(a) 人的過誤に係る感度解析

イ 解析条件

人的過誤確率を全て0（解析ケース1）又は1（解析ケース2）とし、人的過誤確率の最大の振れ幅を確認することで、人的過誤確率の感度を確認する。人的過誤を除いた評価を行うことで、人的過誤に依存しないプラント設計における脆弱性を確認し、インターロックの追設等の設計の観点から、将来の

安全性向上に資する情報とする。また、運転員操作に全て失敗する評価を行うことで、仮に運転員の操作に期待できない場合のリスクを把握する。

ロ 感度解析結果

感度解析結果を第3.1.3.1.1.2.20表に示す。

(イ) 解析ケース1

全炉心損傷頻度は 2.6×10^{-7} (／炉年)となり、ベースケース 1.3×10^{-6} (／炉年)から約 2.0×10^{-1} 倍となった。ケース1では、炉心損傷直結事象として扱う原子炉容器破損が最も支配的である。これに続き、起因事象と共通原因故障の組合せが炉心損傷の主要因となった。

本結果より、人的過誤確率の低減による、全炉心損傷頻度の低減効果を確認することができた。

(ロ) 解析ケース2

全炉心損傷頻度は 3.7×10^{-3} (／炉年)となり、ベースケース 1.3×10^{-6} (／炉年)から約 2.9×10^3 倍となった。ケース2では、運転員操作を必要とする起因事象が支配的であり、その順位は起因事象発生頻度に従っている。過渡事象発生後の2次系除熱による高温停止維持のシナリオ等は事故後の特殊な運転員操作に期待することなく達成できることから、本感度解析においても支配的な起因事象とはならない。

(b) SA対策に係る感度解析

イ 解析条件

SA対策によるリスク低減効果を把握することを目的として、SA対策に期待

しない場合の炉心損傷頻度を算出する。

ロ 感度解析結果

感度解析結果を第3.1.3.1.1.2.21表及び第3.1.3.1.1.2.5図に示す。本感度解析の全炉心損傷頻度は 4.2×10^{-5} （／炉年）であり、ベースケース 1.3×10^{-6} （／炉年）と比較すると、SA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。また、第3.1.3.1.1.2.5図に示すとおり全ての事故シナリクスグループにおいて、SA対策による炉心損傷頻度の低減効果を確認した。SA対策なしの評価にて最も寄与が大きい「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対しては、フィードアンドブリード等のSA対策により、炉心損傷頻度が低減することを確認した。

(c) 多様性拡張設備等に係る感度解析

イ 解析条件

多様性拡張設備等によるリスク低減効果を把握することを目的として、多様性拡張設備等に期待する場合の炉心損傷頻度を算出する。但し、多様性拡張設備等については、PRAで扱う全てのシナリオに対する有効性・成立性を確認してはいないため、本PRA評価条件下において有効性が期待できると推察される対策について、仮にモデル化した場合のリスク低減効果を概略評価により確認する。

評価対象とする対策については、有効性や結果への影響の観点からスクリーニングを行い選定した。評価対象として選定した対策の概要を第3.1.3.1.1.2.22表に示す。また、多様性拡張設備等に関する故障率や人的過誤確率については、評価手法が確立していないため、当該対策には必ず成功するという仮定で感度解析を行った。

評価対象とする対策は、ベースケースに反映している緩和設備のバックアップ設備に位置づけられるため、当該設備の故障又は当該設備の操作に関連する人的過誤事象のFV重要度から、当該設備による炉心損傷頻度の低減効果を次の式で評価する。

$$\text{炉心損傷頻度} \times \text{FV重要度} = \text{炉心損傷頻度の低減値}$$

ロ 感度解析結果

感度解析結果を第3.1.3.1.1.2.23表に示す。本感度解析の全炉心損傷頻度は 1.2×10^{-6} （／炉年）となり、評価対象とした多様性拡張設備等による炉心損傷頻度の低減効果は 6.7×10^{-8} （／炉年）程度であった。本感度解析では、多様性拡張設備等による対策の失敗確率は考慮しておらず、本評価で得られる炉心損傷頻度の低減値は、評価対象とした対策によるリスクの最大限の低減効果に相当する。実際には、当該設備の故障や人的過誤などは考慮する必要があることから、このような故障要因を詳細にモデル化した場合に得られる低減値は、本概略計算結果の値よりも小さくなる。

一般に、多様性拡張設備等は、前段で期待しているSA対策のバックアップに位置づけられることが多く、前段の対策との従属性有無（人的過誤間の従属性、設備間の従属性）が炉心損傷頻度の低減効果に大きく影響するため、大きな低減効果は得られない。また、多様性拡張設備等に期待せずとも、炉心損傷頻度の十分な低減が図られている場合には、多様性拡張設備等による炉心損傷頻度の低減効果は小さい。

第 3.1.3.1.1.2.1 表 川内 1 号機 重要事故シーケンス選定のための PRA で
評価対象とした起回事象

No	起回事象
1	大破断 LOCA
2	中破断 LOCA
3	小破断 LOCA
4	極小 LOCA
5	インターフェイスシステム LOCA
6	主給水流量喪失
7	外部電源喪失
8	ATWS
9	2 次冷却系の破断
10	蒸気発生器伝熱管破損
11	過渡事象
12	原子炉補機冷却機能喪失
13	DC 母線の 1 系列喪失
14	手動停止

第 3.1.3.1.1.2.2 表 海外の PRA で検討されている起回事象の調査結果(1/4)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	選定した起回事象との対応
LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA
	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA
	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA
	・加圧器逃がし弁 / 安全弁 LOCA	・加圧器逃がし弁 / 安全弁 LOCA	・加圧器逃がし弁 / 安全弁 LOCA	—	—	—	—	・加圧器逃がし弁 / 安全弁 LOCA	—	
	・RCP シール LOCA	—	・RCP シール LOCA	—	—	—	・RCP シール LOCA	・RCP シール LOCA	—	
	・極小 LOCA	・極小 LOCA	・極小 LOCA	—	・極小 LOCA	・極小 LOCA	・極小 LOCA	—	—	・極小 LOCA
	—	—	—	・原子炉容器破損	—	—	—	—	・原子炉容器破損	・原子炉容器破損
蒸気発生器伝熱管破損	・蒸気発生器伝熱管破損	・蒸気発生器伝熱管破損	・蒸気発生器伝熱管破損	—	・蒸気発生器伝熱管破損	・蒸気発生器伝熱管破損	・蒸気発生器伝熱管破損	・蒸気発生器伝熱管破損	・蒸気発生器伝熱管破損	・蒸気発生器伝熱管破損
インターフェイスシステム LOCA	—	—	・インターフェイスシステム LOCA	・インターフェイスシステム LOCA	・インターフェイスシステム LOCA	・インターフェイスシステム LOCA	・インターフェイスシステム LOCA	・インターフェイスシステム LOCA	・インターフェイスシステム LOCA	・インターフェイスシステム LOCA

文献①:NUREG/CR-5750

文献②:NUREG/CR-6928

文献③:SPAR Initiating Event Data and Results 2010 Parameter Estimation Update

文献④:WASH-1400

文献⑤:NUREG-1150

文献⑥:NUREG-1150 (NUREG/CR-4550 vol.3), Surry プラント

文献⑦:NUREG-1150 (NUREG/CR-4550 vol.5), Sequoyah プラント

文献⑧:NUREG-1150 (NUREG/CR-3300, NUREG/CR-4550 vol.7), Zion プラント

文献⑨:IAEA-TECDOC-719

第3.1.3.1.1.2.2表 海外のPRAで検討されている起因事象の調査結果(2/4)

第 3.1.3.1.1.2.2 表 海外の PRA で検討されている起因事象の調査結果 (3/4)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	選定した起因事象との対応
特殊な 起因事象	・高圧交流母線の喪失 ・低圧交流母線の喪失	・交流母線の喪失	・高圧交流母線の喪失 ・低圧交流母線の喪失	・過渡事象	・交流母線の喪失	・低圧交流母線の喪失	・交流母線の喪失	—	—	・AC 母線の 1 系列喪失（高圧及び低圧交流母線のいずれについても考慮） ・AC 母線の全喪失は対象外とした起因事象
	—	—	—		—	・計装用母線の喪失	—	・計装用母線の喪失	・計装用母線の喪失	・対象外とした起因事象
	・直流母線の喪失	・直流母線の喪失	・直流母線の喪失		・直流母線の喪失	・直流母線の喪失	・直流母線の喪失	—	・直流母線の喪失	・DC 母線の 1 系列喪失 ・DC 母線の全喪失は対象外とした起因事象
	・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全喪失 ・原子炉補機冷却水系の全喪失	・原子炉補機冷却海水系の全喪失 ・原子炉補機冷却水系の全喪失		・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全喪失 ・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	・原子炉補機冷却海水系の全喪失 ・原子炉補機冷却水系の全喪失	・原子炉補機冷却海水系の全喪失	・原子炉補機冷却機能の全喪失
	・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部分喪失 ・原子炉補機冷却水系の部分喪失	・原子炉補機冷却海水系の部分喪失 ・原子炉補機冷却水系の部分喪失		—	—	—	—	—	・原子炉補機冷却機能の部分喪失

第 3.1.3.1.1.2.2 表 海外の PRA で検討されている起回事象の調査結果 (4/4)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	選定した起回事象との対応
プラント固有の起回事象	—	—	—	—	・空調喪失	—	—	—	—	・対象外とした起回事象
	—	—	—	—	—	・Low Intake Canal Level	—	—	—	・対象外とした起回事象
	—	—	—	—	—	・充てんポンプの冷却機能喪失	—	—	—	・過渡事象
	—	—	—	—	—	—	—	・抽出流量の増加／充てん流量の減少	—	・小破断LOCA
	—	—	—	—	—	—	—	・抽出流量の減少／充てん流量の増加	—	・過渡事象
	—	—	—	—	—	—	—	・加圧熱衝撃	—	・原子炉容器破損
	—	—	—	—	—	—	—	・格納容器スプレイの誤作動	—	・過渡事象
	—	—	—	—	—	—	—	・格納容器の誤隔離	—	・過渡事象
	—	—	—	—	—	—	—	・低温停止中の起回事象	—	・対象外とした起回事象
	—	—	—	—	—	—	—	・1次冷却材ポンプ及びほかの内部ミサイル	—	・対象外とした起回事象
	—	—	—	—	—	—	—	—	・加圧器からの漏えい	・小破断LOCA
その他	・火災 ・溢水	—	—	—	—	—	—	—	・火災 ・内部溢水	・対象外とした起回事象
備考					EPRI 2230 で挙げられている41の過渡事象も検討している				EPRI 2230 で挙げられている41の過渡事象も検討している	

第 3.1.3.1.1.2.3 表 川内原子力発電所 1/2 号機の予兆事象の調査結果(1/3)

発生年月日	発電所名	概要	想定され得る起因事象	備考
1983/12/2	川内 1 号機	タービンバイパス弁の不具合によって、主蒸気圧力が上昇した結果、蒸気発生器水位低下により原子炉自動停止	過渡事象	運開開始(1984/7/4)前に発生
1985/7/15	川内 2 号機	A 主蒸気隔離弁点検に伴う作業員の負傷	なし(人的災害であり、プラントへの外乱なし)	運開開始(1985/11/28)前に発生
1986/3/19	川内 1 号機	燃料集合体漏えいの発生	計画外停止	
1988/10/17	川内 1 号機	1 次冷却材変流翼取付ボルトの損傷	過渡事象	
1989/2/13	川内 2 号機	1 次冷却材変流翼取付ボルトの損傷	過渡事象	
1989/3/20	川内 2 号機	抽出ライン元弁の弁棒折損	過渡事象	
1989/3/24	川内 2 号機	温度測定用配管戻り弁の弁棒折損	過渡事象	
1991/5/14	川内 1 号機	蒸気発生器伝熱管の損傷	蒸気発生器伝熱管破損	
1991/7/17	川内 1 号機	出力領域中性子束検出装置の動作不良による原子炉トリップパーシャル信号による手動停止	過渡事象	手動停止の発生件数に含めている
1991/10/15	川内 2 号機	蒸気発生器伝熱管の損傷	蒸気発生器伝熱管破損	
1996/10/27	川内 1 号機	制御棒駆動装置ハウジング部からの漏えい	LOCA	
1998/4/8	川内 1 号機	蒸気加減弁動作不調	過渡事象	
1998/11/10	川内 1 号機	格納容器再循環サンプ水位の上昇に伴う手動停止	計画外停止	手動停止の発生件数に含めている
1999/8/25	川内 1 号機	タービンソレノイド動作によるタービンの自動停止に伴う原子炉自動停止	過渡事象	過渡事象の発生件数に含めている

第3.1.3.1.1.2.3 表 川内原子力発電所1／2号機の予兆事象の調査結果(2/3)

発生年月日	発電所名	概要	想定され得る起因事象	備考
2000/9/14	川内1号機	蒸気発生器伝熱管の損傷	蒸気発生器伝熱管破損	
2003/5/15	川内1号機	蒸気発生器伝熱管の損傷	蒸気発生器伝熱管破損	
2004/9/10	川内1号機	蒸気発生器伝熱管の損傷	蒸気発生器伝熱管破損	
2004/12/15	川内2号機	蒸気発生器伝熱管の損傷	蒸気発生器伝熱管破損	
2005/2/9	川内2号機	B 湿分分離加熱器出口配管フランジ部からの微小な蒸気漏れ	過渡事象	手動停止の発生件数に含めている
2006/1/13	川内1号機	蒸気発生器伝熱管の損傷	蒸気発生器伝熱管破損	
2006/2/23	川内1号機	ループドレン弁の増し締め不足による定期検査中の格納容器サンプ水位の上昇	LOCA	
2006/6/25	川内2号機	地震計不適合に伴う原子炉トリップパーシャル信号発信	過渡事象	
2007/4/22	川内1号機	低圧タービン内部車室カバーの損傷	過渡事象	
2007/4/26	川内1号機	原子炉補機冷却水冷却器伝熱管の減肉	原子炉補機冷却機能の全喪失 原子炉補機冷却機能の部分喪失	
2007/5/10	川内1号機	蒸気発生器伝熱管の損傷	蒸気発生器伝熱管破損	
2007/5/17	川内1号機	加圧器安全弁からの漏えい発生による再検査	加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA	
2007/6/11	川内1号機	C 復水ブースタポンプ電動機地絡	過渡事象	
2007/9/3	川内1号機	使用済燃料貯蔵設備増強工事作業員の救急搬送	なし(人的災害であり、プラントへの外乱なし)	
2007/9/11	川内1号機	液体廃棄物処理設備からの水漏れ	なし(プラントへの外乱なし)	
2008/4/18	川内1号機	A 充てん／高圧注入ポンプ主軸の折損	過渡事象	
2008/12/12	川内2号機	蒸気発生器1次冷却材入口管台溶接部での傷の確認	LOCA	

第 3.1.3.1.1.2.3 表 川内原子力発電所1／2号機の子兆事象の調査結果 (3/3)

発生年月日	発電所名	概要	想定され得る起因事象	備考
2010/1/29	川内 1 号機	所内電源設備点検作業中の人身事故	なし(人的災害であり、プラントへの外乱なし)	
2010/11/2	川内 1 号機	供用期間中検査計画不備について	なし(プラントへの外乱なし)	
2011/9/10	川内 2 号機	構内におけるボヤの発生	なし(プラントへの外乱なし)	
2015/8/7	川内 1 号機	A1 次冷却材ポンプ軸振動計指示値低下	過渡事象	
2015/8/20	川内 1 号機	復水ポンプ出口の電気伝導率の上昇	主給水流量喪失	
2015/9/15	川内 2 号機	復水器 A 水室細管の予防施栓	主給水流量喪失	

第 3.1.3.1.1.2.4 表 起因事象発生頻度

起因事象	発生頻度(／炉年)
大破断 LOCA	2.0E-05
中破断 LOCA	6.3E-05
小破断 LOCA	2.0E-04
極小 LOCA	2.1E-03
インターフェイスシステム LOCA	3.4E-09
主給水流量喪失	1.0E-02
過渡事象	9.7E-02
手動停止	2.3E-01
外部電源喪失	4.3E-03
ATWS1(タービントリップが必要な事象)	1.2E-08
ATWS2(タービントリップが不要な事象)	7.9E-09
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	2.0E-04
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	5.4E-04
主給水管破断	2.0E-04
蒸気発生器伝熱管破損	2.4E-03
原子炉補機冷却機能の全喪失	8.3E-07
原子炉補機冷却機能の部分喪失	2.9E-04
AC 母線の 1 系列喪失	7.8E-03
DC 母線の 1 系列喪失	1.6E-04
原子炉容器破損	1.0E-07

第3.1.3.1.1.2.5表 事故のタイプと1次系圧力の分類記号

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

第3.1.3.1.1.2.6表 炉心損傷時期の分類記号

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

第3.1.3.1.1.2.7表 原子炉格納容器内事故進展の分類記号

分類記号	説 明
D	燃料取替用水タンク水が非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれないため、熔融炉心の冷却が達成されない可能性がある。炉心損傷後に格納容器機能喪失に至る可能性がある。格納容器スプレイ系が使用不可能で原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態。
W	燃料取替用水タンク水が非常用炉心冷却設備や格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心の冷却が達成される可能性がある。炉心損傷後に格納容器機能喪失に至る可能性がある。格納容器スプレイ系の再循環運転が使用不可能で原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態。
I	燃料取替用水タンク水が非常用炉心冷却設備や格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心の冷却が達成される可能性がある。炉心損傷後に格納容器機能喪失に至る可能性がある。格納容器スプレイ系の再循環運転が使用可能で原子炉格納容器内熱除去が行われている状態。
C	燃料取替用水タンク水が非常用炉心冷却設備により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心の冷却が達成される可能性がある。格納容器機能喪失後に炉心損傷に至る可能性がある。格納容器スプレイ系の再循環運転が使用不可能で原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態。

第3.1.3.1.1.2.8表 プラント損傷状態の定義

No	PDS	事故のタイプ	1次冷却材 圧力	炉心 損傷 時期	原子炉格納容器内事象進展		
					燃料取替用水 タンク水の 原子炉格納容 器への移送	原子炉格納 容器の機能 喪失時期	原子炉格納 容器内熱除 去手段
1	AED	大中破断LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	AEW	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	AEI	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	ALC	大中破断LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×
5	SED	小破断LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	SEW	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	SEI	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	SLW	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×
9	SLI	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○
10	SLC	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×
11	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	V	インターフェイス システムLOCA	低圧	—			
15	G	SGTR	中圧	—			

第 3.1.3.1.1.2.9 表 システム間の従属性マトリックス(低圧注入系(注入時))

機器					原子炉補機冷却水系		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	供給母管 A	供給母管 B	6・6 kV 母線 C	6・6 kV 母線 D	パワーセンタ 440V 母線 C	パワーセンタ 440V 母線 D	原子炉コントロールセンタ C1	原子炉コントロールセンタ C2	原子炉コントロールセンタ D1	原子炉コントロールセンタ D2	125V 直流電源 A	125V 直流電源 B	125V 直流電源 C	安全注入信号 A	安全注入信号 B	格納容器スプレイ作動信号 A	格納容器スプレイ作動信号 B	BO シーケンス信号 A	BO シーケンス信号 B	母線電圧低信号 A	母線電圧低信号 B	ATWS 緩和設備 / CCF 対策設備
1A-RHRP	1A 余熱除去ポンプ	電動ポンプ (純水)	Standby	Run	○		○											○								
1A-RHRP	1A 余熱除去ポンプ 遮断器	遮断器	Open	Close											○											
1B-RHRP	1B 余熱除去ポンプ	電動ポンプ (純水)	Standby	Run		○	○												○							
1B-RHRP	1B 余熱除去ポンプ 遮断器	遮断器	Open	Close												○										
1FCV-601	電動弁 (純水) _601	電動弁 (純水)	Close	Open							○															
1FCV-611	電動弁 (純水) _611	電動弁 (純水)	Close	Open									○													

○: 上側のサポート系(原子炉補機冷却水系、電源系及び信号系)の故障により、左側の機器の事故時要求機能に影響する場合

第 3.1.3.1.1.2.10 表 システム・運転モードと共用設備の従属性マトリックス

システム間の共用機器 システム・運転モード	燃料 取替用 水タンク	低温 側注 入ラ イン 逆止 弁 203A と 203C	格納 容器 再循 環サ ンプ A と B
充てん／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）	○		
充てん／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		○	○
常設電動注入ポンプ	○	○	
RHR 運転		○	

○：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 3.1.3.1.1.2.11 表 機器タイプ及び故障モード(1/5)

機器タイプ	故障モード
電動ポンプ(純水) 空調用冷凍機 空気圧縮機 電動ポンプ(海水) タービン駆動ポンプ ディーゼル駆動ポンプ 移動式大容量ポンプ車 消防ポンプ 非常用ディーゼル発電機 大容量空冷式発電機 電源車	起動失敗 制御回路の作動失敗 継続運転失敗
ファン／ブロア	起動失敗 制御回路の作動失敗 継続運転失敗 継続運転失敗(異常時)
電動弁(純水) 電動弁(海水) 空気作動弁 油圧作動弁 空気作動ダンパ	開失敗 閉失敗 制御回路の作動失敗 閉塞 内部リーク 誤開又は誤閉 外部リーク
逆止弁	開失敗 閉失敗 内部リーク 外部リーク
真空逃がし弁 エアロック均圧弁	内部リーク 外部リーク

第 3.1.3.1.1.2.11 表 機器タイプ及び故障モード(2/5)

機器タイプ	故障モード
手動弁	開失敗 閉失敗 閉塞 内部リーク 外部リーク
機器搬入口	蓋内部リーク 貫通部破損 閉失敗
エアロック	内側／外側扉内部リーク 貫通部破損
安全弁	開失敗 閉失敗 内部リーク 誤開 外部リーク
真空逃がし弁 (PWR)	作動失敗
電磁弁	開閉失敗(作動失敗) 制御回路の作動失敗 閉塞 内部リーク 誤開又は誤閉 外部リーク
配管 (3 インチ未満) スプレイリング 配管 (3 インチ以上)	閉塞 リーク
格納容器貫通部	貫通部破損
液体熱交換器 空気熱交換器(流体式) 空気除湿装置(熱交換有)	伝熱管閉塞 伝熱管破損 外部リーク

第 3.1.3.1.1.2.11 表 機器タイプ及び故障モード(3/5)

機器タイプ	故障モード
オリフィス ストレーナ(純水等) フィルタ(純水等) フィルタ(空気) 吐出消音器 空気除湿装置(熱交換無) ストレーナ(海水) フィルタ(海水)	閉塞 内部破損 外部リーク
サンプスクリーン	閉塞
手動ダンパ	開失敗 閉失敗 閉塞 内部リーク 外部リーク
逆止ダンパ	開失敗 閉失敗 内部リーク 外部リーク
防火ダンパ 防火兼手動ダンパ ダクト開放機構	開失敗 閉失敗 閉塞 内部リーク 誤開又は誤閉 外部リーク
タンク 制御用空気だめ 窒素ポンペ 組立式水槽	閉塞 破損
ピット／サンプ	閉塞
制御棒駆動装置	挿入失敗

第 3.1.3.1.1.2.11 表 機器タイプ及び故障モード(4/5)

機器タイプ	故障モード
リレー 電源切替用コンタクタ 遅延リレー 圧力スイッチ リミットスイッチ トルクスイッチ 手動スイッチ 流量スイッチ 水位スイッチ 温度スイッチ カード(半導体ロジック回路) バイステータブル DC コントローラ 警報設定器	不動作 誤動作
遮断器	開失敗 閉失敗 制御回路の作動失敗 誤閉 誤開
ドロップバイパス開閉器 NFB 断路器	開失敗 閉失敗 誤閉 誤開

第 3.1.3.1.1.2.11 表 機器タイプ及び故障モード(5/5)

機器タイプ	故障モード
充電器 蓄電池 変圧器 母線 インバータ(バイタル) 後備用定電圧装置 MG セット(RPS、CRDM) ヒーター ヒートトレース 空気熱交換器(電気式) アナレンシエータ	機能喪失
ヒューズ	誤断線
配線／電線 制御ケーブル	短絡 地絡 断線
演算器 電流／電圧・電圧変換器 流量トランスミッタ 圧力トランスミッタ 水位トランスミッタ 温度検出器 放射線検出器 コントローラ	不動作 高出力／低出力
イグナイタ	機能喪失 制御回路の作動失敗

第 3.1.3.1.1.2.12 表 フォールトツリー定量化結果の例(低圧注入系(注入時))

起因事象	成功基準	非信頼度
大破断 LOCA	2 台の余熱除去ポンプのうち 1 台のポンプで、燃料取替用水タンクのほう酸水を健全な低温側配管 2 ループのうち 1 ループに注入可能なこと	1.2E-04
中破断 LOCA 小破断 LOCA 極小 LOCA	高圧注入系(注入時)による注入に失敗している時、2 次系強制冷却による 1 次系の減温／減圧を実施し、2 台の余熱除去ポンプのうち 2 台のポンプで、燃料取替用水タンクのほう酸水を健全な低温側配管 2 ループのうち 1 ループに注入可能なこと	6.2E-03
上記以外	高圧注入系(注入時)による注入に失敗している時、2 台の余熱除去ポンプのうち 1 台のポンプで、燃料取替用水タンクのほう酸水を健全な低温側配管 2 ループのうち 1 ループに注入可能なこと	6.5E-03

第 3.1.3.1.1.2.13 表 評価対象機種

No.	PRA 対象機種
1	電動ポンプ(純水)
2	電動ポンプ(海水)
3	タービン駆動ポンプ
4	ディーゼル駆動ポンプ
5	非常用ディーゼル発電機
6	ファン／ブロア
7	電動弁(純水)
8	電動弁(海水)
9	空気作動弁
10	油圧作動弁
11	逆止弁
12	手動弁
13	安全弁
14	真空逃がし弁(PWR)
15	電磁弁
16	配管(3 インチ未満)
17	配管(3 インチ以上)
18	熱交換器
19	オリフィス
20	ストレーナ／フィルタ(純水等)
21	ストレーナ／フィルタ(海水)
22	ダンパ
23	タンク
24	制御棒駆動装置
25	リレー
26	遅延リレー
27	遮断器

No.	PRA 対象機種
28	圧力スイッチ
29	リミットスイッチ
30	手動スイッチ
31	流量スイッチ
32	水位スイッチ
33	温度スイッチ
34	充電器
35	蓄電池
36	変圧器
37	母線
38	インバータ(バイタル)
39	ヒューズ
40	配線／電線
41	制御ケーブル
42	MG セット(RPS、CRDM)
43	演算器
44	カード(半導体ロジック回路)
45	警報設定器
46	流量トランスミッタ
47	圧力トランスミッタ
48	水位トランスミッタ
49	温度検出器
50	放射線検出器
51	コントローラ
52	ヒーター
53	アナライザ

第 3.1.3.1.1.2.14 表 出力運転時 PRA の人的過誤確率の設定方針

項目	設定方針
診断失敗確率	運転基準緊急処置編:下限値* ¹ 運転基準緊急処置編(第二部):ノミナル値* ¹ 運転基準緊急処置編(第三部):ノミナル値* ¹
操作・読取失敗における ストレスレベル	Moderately high

*1:ヒューマンエラーハンドブックの時間信頼性曲線を参照して設定

第 3.1.3.1.1.2.15 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-01
CD	完全従属	1.0

第 3.1.3.1.1.2.16 表 起因事象別の炉心損傷頻度

起因事象	炉心損傷頻度(／炉年)	寄与割合(%)
大破断 LOCA	5.4E-08	4.2
中破断 LOCA	1.8E-07	13.8
小破断 LOCA	5.2E-07	40.3
極小 LOCA	2.4E-08	1.9
インターフェイスシステム LOCA	1.0E-09	<0.1
主給水流量喪失	5.2E-09	0.4
過渡事象	4.9E-08	3.7
手動停止	4.4E-08	3.4
外部電源喪失	5.9E-08	4.5
ATWS1(タービントリップが必要な事象)	7.5E-10	<0.1
ATWS2(タービントリップが不要な事象)	4.7E-10	<0.1
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	4.4E-08	3.4
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	6.3E-09	0.5
主給水管破断	4.4E-08	3.4
蒸気発生器伝熱管破損	2.1E-08	1.6
原子炉補機冷却機能の全喪失	1.4E-07	10.6
原子炉補機冷却機能の部分喪失	2.3E-11	<0.1
AC 母線の 1 系列喪失	1.7E-09	0.1
DC 母線の 1 系列喪失	3.5E-09	0.3
原子炉容器破損	1.0E-07	7.7
合計	1.3E-06	100

第 3.1.3.1.1.2.17 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)	寄与割合(%)
2 次冷却系からの除熱機能喪失	2.1E-07	15.8
全交流動力電源喪失	5.3E-08	4.0
原子炉補機冷却機能喪失	1.4E-07	10.6
原子炉格納容器の除熱機能喪失	2.5E-08	1.9
原子炉停止機能喪失	1.2E-09	<0.1
ECCS 注水機能喪失	2.3E-07	17.3
ECCS 再循環機能喪失	6.4E-07	48.7
格納容器バイパス	2.1E-08	1.6
合計	1.3E-06	100.0

第3.1.3.1.1.2.18表 プラント損傷状態別の発生頻度

プラント損傷状態	発生頻度(炉心損傷頻度) (／炉年)	寄与割合 (%)
AED	1.7E-09	0.1
AEW	1.2E-07	9.0
AEI	2.1E-07	15.8
ALC	5.9E-09	0.4
SED	6.1E-08	4.5
SEW	6.3E-10	<0.1
SEI	6.3E-08	4.7
SLW	3.3E-07	24.6
SLI	2.1E-07	15.8
SLC	2.2E-08	1.7
TED	1.1E-07	8.3
TEW	2.5E-08	1.9
TEI	1.5E-07	11.5
V	1.0E-09	<0.1
G	2.1E-08	1.6
合 計	1.3E-06	100.0

第3.1.3.1.1.2.19表 不確実さ解析結果

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	
2次冷却系からの除熱機能喪失	2.1E-08	8.5E-08	1.8E-07	5.4E-07	5.0
全交流動力電源喪失	1.7E-10	2.7E-09	1.6E-08	5.9E-08	18.4
原子炉補機冷却機能喪失	1.9E-09	1.6E-08	8.6E-08	2.8E-07	12.0
原子炉格納容器の除熱機能喪失	5.7E-10	6.6E-09	2.5E-08	9.5E-08	12.9
原子炉停止機能喪失	1.3E-11	1.6E-10	1.0E-09	3.2E-09	15.6
ECCS 注水機能喪失	2.0E-08	1.0E-07	2.1E-07	6.9E-07	5.9
ECCS 再循環機能喪失	3.1E-08	2.3E-07	6.1E-07	2.2E-06	8.4
格納容器バイパス	1.7E-10	2.3E-09	1.3E-08	4.9E-08	17.0
合計(全炉心損傷頻度)	2.0E-07	6.6E-07	1.2E-06	3.5E-06	4.2

第 3.1.3.1.1.2.20 表 人的過誤に係る感度解析結果

解析ケース	ベースケースからの変更点	炉心損傷頻度(／炉年)	ベースケースとの比
ベースケース	－	1.3E-06	－
解析ケース 1	全ての人的過誤確率(独立)＝0	2.6E-07	2.0E-01
解析ケース 2	全ての人的過誤確率(独立)＝1	3.7E-03	2.9E+03

第 3.1.3.1.1.2.21 表 SA 対策に係る感度解析結果

起回事象	ベースケース (SA 対策あり)		感度解析ケース (SA 対策なし)		主な SA 対策
	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)	
大破断 LOCA	5.4E-08	4.2	1.5E-07	0.4	・代替再循環
中破断 LOCA	1.8E-07	13.8	1.3E-06	3.2	・2 次系強制冷却 ・代替再循環
小破断 LOCA	5.2E-07	40.3	4.2E-06	10.2	・2 次系強制冷却 ・代替再循環
極小 LOCA	2.4E-08	1.9	4.0E-07	1.0	・フィードアンドブリード
インターフェイスシステム LOCA	1.0E-09	<0.1	3.4E-09	<0.1	・クールダウンアンドリサーキュレーション
主給水流量喪失	5.2E-09	0.4	9.2E-07	2.2	・フィードアンドブリード
過渡事象	4.9E-08	3.7	9.0E-06	21.6	・フィードアンドブリード
手動停止	4.4E-08	3.4	2.1E-05	51.2	・主給水回復
外部電源喪失	5.9E-08	4.5	7.7E-07	1.9	・フィードアンドブリード ・大容量空冷式発電機 ・2 次系強制冷却 ・常設電動注入ポンプ ・移動式大容量ポンプ車 ・外部電源の復旧
ATWS1(タービントリップが必要な事象)	7.5E-10	<0.1	2.3E-08	<0.1	・ATWS 緩和設備 ・緊急ほう酸注入
ATWS2(タービントリップが不要な事象)	4.7E-10	<0.1	1.6E-08	<0.1	・ATWS 緩和設備 ・緊急ほう酸注入
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	4.4E-08	3.4	6.4E-07	1.5	・フィードアンドブリード
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	6.3E-09	0.5	5.1E-08	0.1	
主給水管破断	4.4E-08	3.4	6.4E-07	1.5	
蒸気発生器伝熱管破損	2.1E-08	1.6	3.8E-07	0.9	・クールダウンアンドリサーキュレーション ・フィードアンドブリード
原子炉補機冷却機能の全喪失	1.4E-07	10.6	8.2E-07	2.0	・2 次系強制冷却 ・常設電動注入ポンプ ・移動式大容量ポンプ車
原子炉補機冷却機能の部分喪失	2.3E-11	<0.1	2.5E-08	<0.1	・フィードアンドブリード ・主給水回復
AC 母線の 1 系列喪失	1.7E-09	0.1	7.7E-07	1.8	
DC 母線の 1 系列喪失	3.5E-09	0.3	1.4E-08	<0.1	
原子炉容器破損	1.0E-07	7.7	1.0E-07	0.2	
合計	1.3E-06	100	4.2E-05	100	

第 3.1.3.1.1.2.22 表 多様性拡張設備等に係る感度解析で評価対象とした対策(1/2)

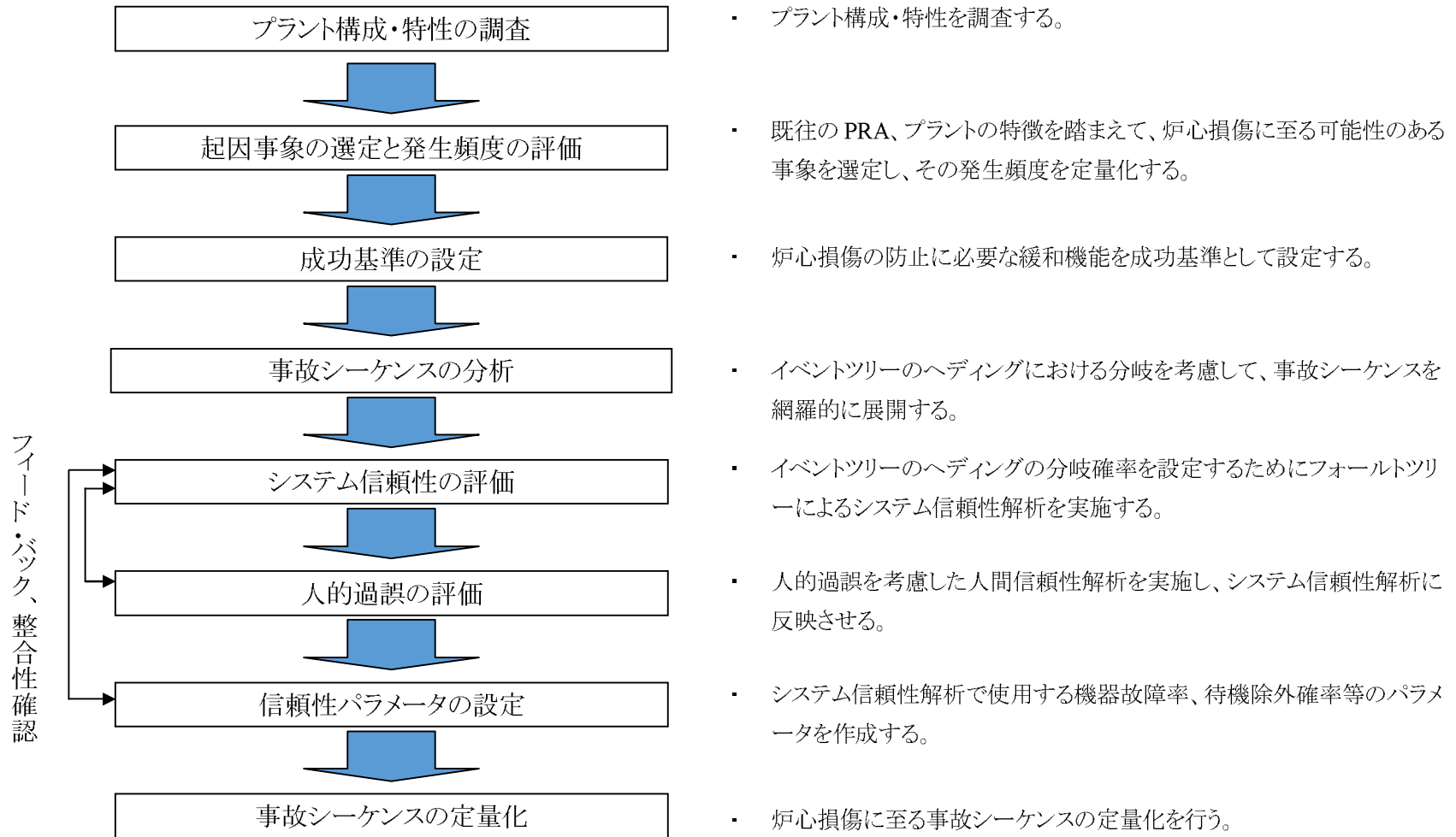
手順	概要
手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	直流電源が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を使用しタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を押し上げ、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する手順。
大容量空冷式発電機による電動補助給水ポンプの機能回復	全交流動力電源が喪失した場合に、大容量空冷式発電機により非常用高圧母線を回復させ、電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する手順。
現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	主蒸気逃がし弁は、駆動源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であるため、駆動源が喪失した場合、弁が閉止するとともに中央制御室からの遠隔操作が不能となる。この場合に現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う手順。
電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水	補助給水ポンプが使用出来ない場合に、常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順。
タービンバイパス弁による蒸気放出	主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合に、常用系設備であるタービンバイパス弁を中央制御室にて開弁し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う手順。
加圧器補助スプレイ弁による減圧	加圧器逃がし弁の故障により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に、加圧器補助スプレイ弁を中央制御室にて開弁し、減圧を行う手順。
B 充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注入	全交流動力電源喪失事象又は原子炉補機冷却機能喪失事象と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、B 充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する手順。

第 3.1.3.1.1.2.22 表 多様性拡張設備等に係る感度解析で評価対象とした対策 (2/2)

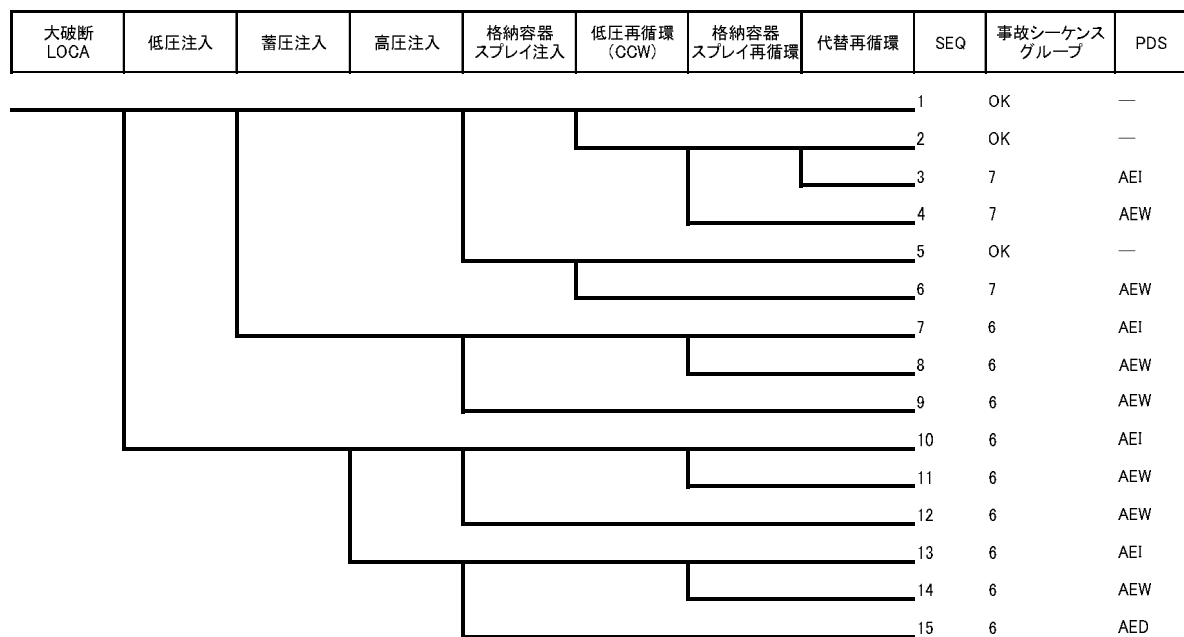
手順	概要
復水タンクから 2 次系純水タンクへの水源切替え	重大事故等の発生において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却(注水)中において、復水タンクが枯渇、破損等により供給が必要な場合に、復水タンクから 2 次系純水タンクへの水源切替えを行う手順。
予備変圧器 2 次側電路を使用した号炉間融通による代替電源(交流)からの給電	大容量空冷式発電機による代替電源(交流)からの給電が実施できない場合に、予備変圧器 2 次側電路を使用した号炉間融通による非常用高圧母線への代替電源(交流)から給電する手順。
蓄電池(重大事故等対処用)による代替電源(直流)からの給電	全交流動力電源喪失時に、蓄電池(安全防護系用)により非常用直流母線へ給電した後、直流母線電圧が許容最低電圧値(108V)以上を維持できない場合(約 6 時間後)は、蓄電池(重大事故等対処用)から給電を行うことで、24 時間以上にわたり代替電源(直流)から必要な負荷へ給電する手順。
代替所内電気設備による給電(大容量空冷式発電機)	所内電気設備の 2 系統が同時に機能を喪失した場合は、少なくとも 1 系統は機能喪失した 2 系統から独立させ、機能の維持及び人の接近性を確保する。この独立した 1 系統の確保のため、常設重大事故等対処設備である重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤により、代替電源から原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器(監視計器、常設電動注入ポンプ)へ給電する手順。

第 3.1.3.1.1.2.23 表 多様性拡張設備等に係る感度解析結果

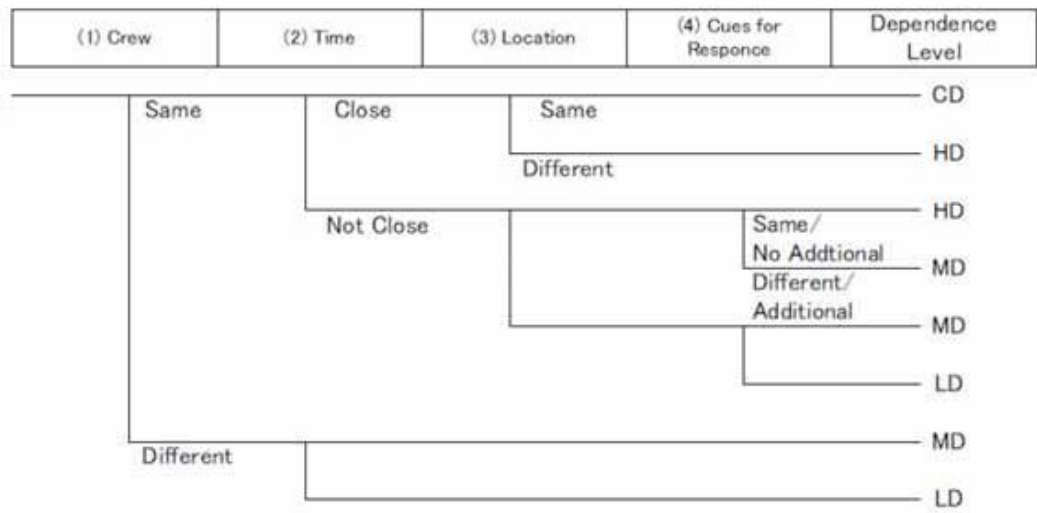
解析ケース	炉心損傷頻度(／炉年)
ベースケース	1.3E-06
感度解析ケース(多様性拡張設備等考慮)	1.2E-06



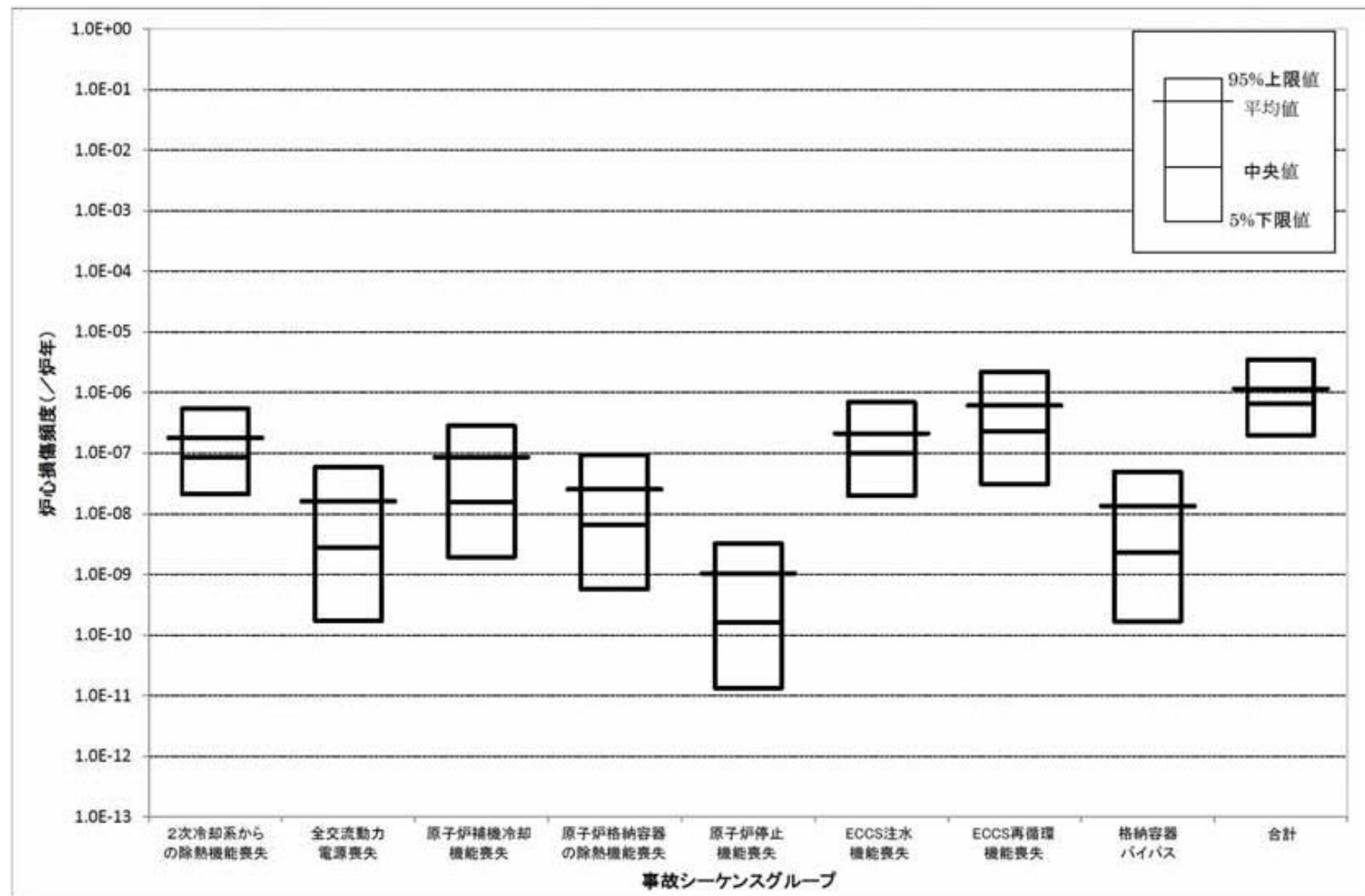
第 3.1.3.1.1.2.1 図 内部事象出力運転時レベル 1PRA の評価フロー



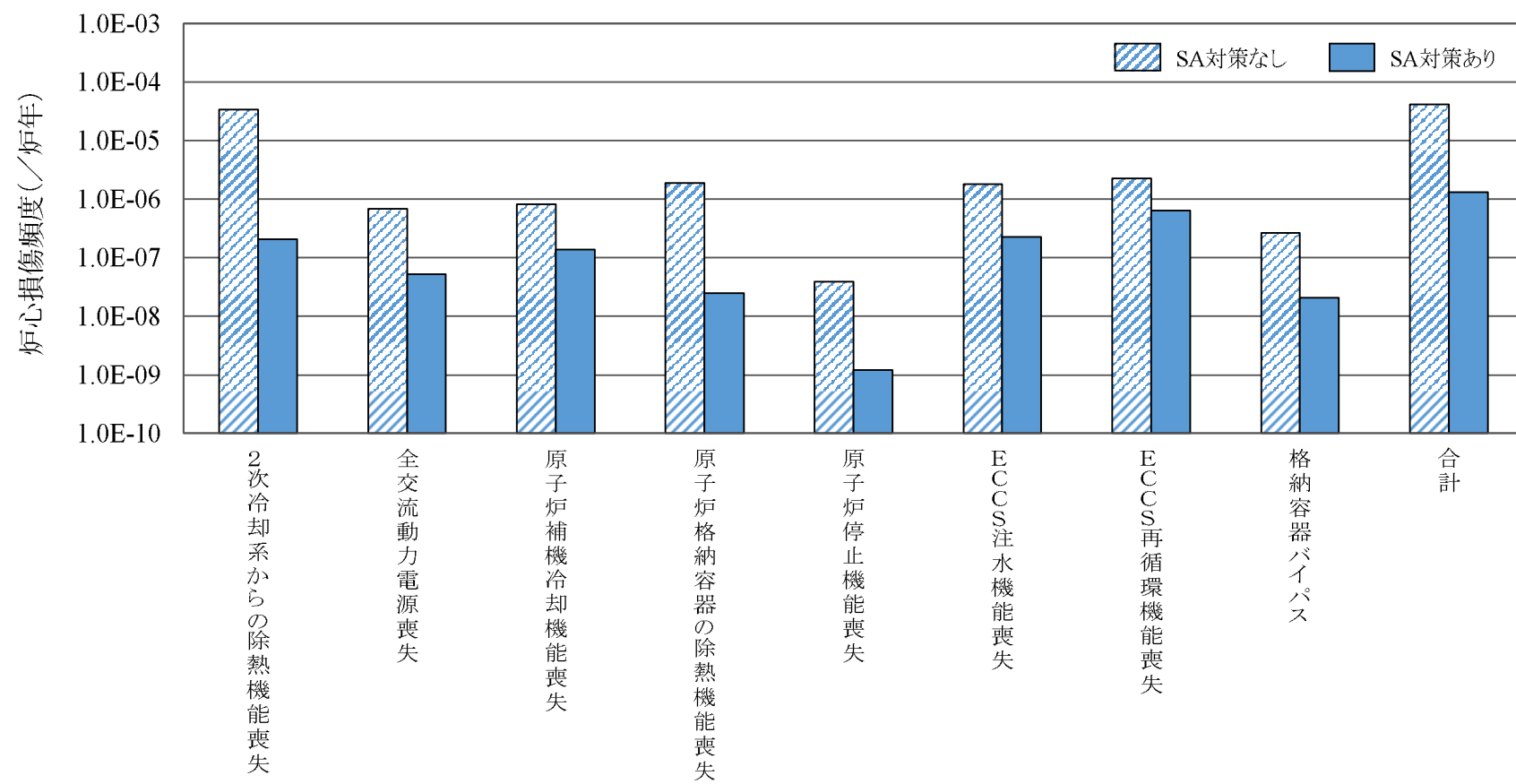
第 3.1.3.1.1.2.2 図 大破断 LOCA イベントツリー



第 3.1.3.1.1.2.3 図 従属性評価用イベントツリー



第 3.1.3.1.1.2.4 図 不確実さ解析結果



第3.1.3.1.1.2.5 図 SA 対策に係る感度解析結果

3.1.3.1.1.3 格納容器機能喪失頻度評価

内部事象出力運転時レベル2PRAの評価フローを第3.1.3.1.1.3.1図に示す。なお、本評価フローは、地震及び津波による影響を除き、地震出力運転時レベル2PRA及び津波出力運転時レベル2PRAにおいても同様である。

(1) プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

a. プラント損傷状態の分類

「3.1.3.1.1.2 (3) d. (a) プラント損傷状態の考え方、定義」に示す。

b. プラント損傷状態ごとの発生頻度

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

(2) 格納容器機能喪失モードの設定

事故の進展に伴って原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える負荷が生じ、その結果、格納容器破損に至る可能性がある。そのため、負荷の分析及び同定並びに負荷に対する格納容器構造健全性評価を行い、かつ、原子炉格納容器内での放射性物質の閉じ込め機能が期待できない事象も考慮し、格納容器機能喪失モードを設定する。

a. 格納容器破損に至る負荷の分析及び同定

事故の進展に伴って生じる原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える負荷による破損形態を抽出し、それらの負荷及び負荷がかかる格納容器構造物の部位に関する知見を整理する。なお、ここで整理した情報は格納容器イベントツリーの構築及び格納容器機能喪失頻度の定量化にも用いる。

(a) 負荷の分析

PWRのシビアアクシデントで考えられている事故進展の概要を第3.1.3.1.1.3.2図に示す。シビアアクシデント時において、LOCA又はトランジェントから格納容器破損に至る事故シーケンスと、蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステムLOCAから原子炉格納容器をバイパスする事故シーケンスとでは、事故進展が大きく異なる。LOCA及びトランジェントの事故シーケンス並びに蒸気発生器伝熱管破損及びインターフェイスシステムLOCAを起因事象とし漏えい箇所の隔離に成功した事故シーケンスに対しては、原子炉格納容器の構造健全性が非常に重要となる。

第3.1.3.1.1.3.2図に示したPWRのシビアアクシデントで考えられている事故進展から、原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷による破損形態を抽出した結果を第3.1.3.1.1.3.1表に示し、これらの負荷による破損形

態をPDSと発生時期に着目して系統的に整理した結果を第3.1.3.1.1.3.2表に示す。

(b) 負荷の同定

原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える次の負荷に対して、(a)項で抽出した負荷による破損形態の種類ごとに、負荷がかかる格納容器構造物の部位を同定する。

- ・ 静的圧力荷重
- ・ 熱荷重、局所的な熱荷重
- ・ 動的圧力荷重、局所的動的圧力荷重、ミサイル

各負荷に対する知見として、国内外における実験成果の要点を以下に示す。各負荷がかかる格納容器構造物の部位及び各負荷に対する知見を整理した結果を第3.1.3.1.1.3.3表に示す。

イ 静的圧力荷重

(イ) 水蒸気による過圧

日米共同事業「格納容器信頼性実証試験構造挙動計画」の実証試験に基づく実炉スケール解析評価においては、鋼製格納容器では、BWR Mark IIの1/10縮尺モデルの窒素ガス加圧による実証試験で、常温での漏えい耐力は、機器ハッチフランジ部耐力とほぼ同じ約6Pd (Pd:原子炉格納容器の最高使用圧力)あることを確認し、試験結果をほぼ模擬可能な解析モデルが構築された。PWR実炉スケールでは、構築された解析モデル化技術を適用した有限要素法解析を実施した結果、最高温度200℃時で2Pd程度までは十分な耐力があると判断されている。また、プレストレストコンクリート製格納容器(PCCV)で

は、縮尺モデル試験結果に基づく実炉スケール解析評価によって、200℃でも2.5Pd以上の気密漏えい耐力が確認されている。

ロ 熱荷重、局所的な熱荷重

(イ) 格納容器過温破損

原子力発電技術機構 (NUPEC) 試験では、電気配線貫通部で266～324℃、フランジガasketの場合は279～349℃で微少漏えいが観測されている。高電圧モジュールの場合には、400℃までに漏えいの発生は観測されていない。SNLの試験では圧力0.92MPaで371℃でも漏えいが生じていない。

(ロ) 格納容器直接接触

この現象はBWR Mark I特有の問題であり、米国PWRでの格納容器雰囲気直接加熱評価でも溶融炉心分散量は少ないという評価結果が得られていることから、この現象により格納容器機能喪失に至る確率は極めて小さいと考えられている。

(ハ) コンクリート侵食

実験的研究においても不確かさが高く負荷評価は難しいが、実際の溶融燃料を用いたCOTELS B/C-5試験では、粒子状デブリベッドに浸透した冷却水により、溶融炉心・コンクリート相互作用が抑制された。また、溶融炉心・コンクリート相互作用に関する実験及び研究から、クラストが形成されても次のように自重あるいは熱応力によって破碎されることや、コンクリートと溶融炉心の境界のギャップの発生により冷却が促進されると考えられる。

- ・ 溶融炉心落下時、溶融炉心は完全には粒子化せず、床上を溶融炉心が拡がり、床面との間にケーキが形成される。ジェットの一部が粒子化して溶融炉心上に降下する。クラストが形成されるまでは水－溶融炉心の間において比較的高い熱流束が維持される(MACE実験、CCI実験)。
- ・ 長期冷却時、溶融炉心上面からクラストが形成されるが、自重あるいは熱応力によって破碎していく(JNES解析研究)ため、時間の経過とともに亀裂の入ったクラストが成長し、溶融炉心全体が固化する。溶融炉心全体が固化した後の挙動においては、溶融炉心固化物の熱伝導が律速となるが、ひび割れによる伝熱面積の増大と内部への水浸入により除熱が促進される。また、コンクリートと溶融炉心の境界にギャップが発生し、水がギャップへ浸入することで冷却が促進される(COTELS実験)。

ハ 動的圧力荷重、局所的動的圧力荷重、ミサイル

(イ) 水素燃焼

水素爆燃については、既存の研究により、ドライ型格納容器に対しては重大な影響を及ぼすことはないと考えられている。水素爆轟については、NUPEC大規模燃焼試験では、水素濃度15vol%ドライ条件でも爆轟に至らないことが確認されている。

また、NUPEC/NRC/BNLの高温燃焼試験では、水素濃度15vol%以下の領域において水蒸気濃度25vol%以上では650K(約377℃)の高温でも爆轟に至らないことなどが確認されている。

(ロ) 水蒸気爆発

大規模な水蒸気爆発は起きにくいとされている。NUPECの UO_2 混合物を用いた水蒸気爆発実験では、水蒸気爆発の発生は確認されていない。イスプラ研究所のKROTOS実験、韓国原子力研究所のTROI実験では、 UO_2 混合物を用いて水蒸気爆発の発生が確認されたが、外部トリガにより水蒸気爆発を誘発させている又は実機で想定されるより高過熱度の溶融物を用いており実機の条件と異なる。また、日本原子力研究所の水蒸気爆発実験では、高雰囲気圧力又は高冷却水温度の場合に水蒸気爆発の発生が抑制されることが確認されている。

(ハ) 格納容器雰囲気直接加熱

格納容器雰囲気直接加熱の起こる確率は極めて小さいとされている。SNLのWCプロジェクトでは、テルミット反応による溶融物を用いた試験が行われ、格納容器の温度上昇、圧力上昇は設計基準内に抑えられたことが確認されている。COREXIT試験では、実炉溶融物を用いて試験を行いテルミット反応による試験と比較して格納容器の最大圧力上昇が低く加圧効率も低いことが確認されている。

b. 格納容器構造健全性評価

a. 項で抽出した負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準を第3.1.3.1.1.3.4表に整理する。

c. 格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象

格納容器構造健全性評価とは別に、原子炉格納容器内での放射性物質

の閉じ込め機能が期待できない事象について整理する。

(a) 格納容器バイパス

格納容器バイパス事象として以下の3つを考慮する。

イ 蒸気発生器伝熱管破損

ロ 温度誘因蒸気発生器伝熱管破損 (TI-SGTR)

温度誘因蒸気発生器伝熱管破損は、1次系が高圧状態で炉心損傷に至る場合に、蒸気発生器伝熱管が長時間、高圧及び高温状態にさらされクリープ破損する現象である。NUREG/CR-6995では、この破損は以下の挙動と依存関係にあるとしており、炉心損傷後に1次系が高圧かつ2次系への給水がない事故シーケンスで発生する可能性が考えられる。

(温度誘因蒸気発生器伝熱管破損に影響するほかの挙動)

- 1次系圧力状態、1次系減圧操作
- ホットレグ破損、原子炉容器破損
- 2次系への注水
- 2次系圧力状態、2次系減圧操作
- ループシール解除
- RCPシールリーク／LOCAの流量及びタイミング

ハ インターフェイスシステムLOCA

(b) 格納容器隔離失敗

格納容器隔離失敗の判定条件は、重大事故発生時、格納容器隔離に係る設備・機器の損傷又は作動失敗によって原子炉格納容器外への漏えい経路が生じる場合を、その規模によらず格納容器隔離失敗とする。

d. 格納容器機能喪失モードの選定

格納容器破損に至る事象並びに格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象に加えて、原子炉格納容器の健全性が維持される場合を含め、本プラントにおける格納容器機能喪失モードを設定する。格納容器機能喪失モードの設定結果を第3.1.3.1.1.3.5表に示す。各格納容器機能喪失モードの概要を以下に示す。

(a) 水蒸気爆発 (α モード、 η モード)

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

(b) 水素燃焼又は爆轟 (γ モード、 γ' モード、 γ'' モード)

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

(c) 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (δ モード)

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

(d) 水蒸気蓄積による格納容器先行破損 (θ モード)

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

(e) 格納容器雰囲気直接加熱 (σ モード)

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

(f) 格納容器直接接触 (μ モード)

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

(g) ベースマット溶融貫通 (ε モード)

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

(h) 格納容器過温破損 (τ モード)

原子炉格納容器内温度が異常に上昇して過熱している状態で貫通部の熱的に脆弱な部分が過温破損する事象として分類する。

(i) 格納容器隔離失敗 (β モード)

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

(j) 格納容器バイパス (gモード、 ν モード)

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

(3) 事故シーケンスの分析

PDSごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全設備など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の進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを作成する。

a. 事故シーケンスの特徴分析

(a) シビアアクシデント時の物理化学現象の分析

炉心損傷から格納容器機能喪失に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象を、各PDSを考慮して抽出し、発生条件及び発生後の事故進展を検討した結果を第3.1.3.1.1.3.6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した結果を第3.1.3.1.1.3.7表に示す。

b. 格納容器イベントツリーの作成

(a) 事故シーケンスの同定

a.項の事故シーケンスの特徴分析において整理したシビアアクシデント時の主要な物理化学現象と事故進展中に実施される緩和手段を考慮して、格納容器イベントツリーを作成する。

第3.1.3.1.1.3.6表の物理化学現象と第3.1.3.1.1.3.7表の緩和手段との関係を整理した結果を、第3.1.3.1.1.3.8表にまとめる。また、第

3.1.3.1.1.3.8表の分析結果から、主要な物理化学現象及び緩和手段を格納容器イベントツリーのヘディングに選定し、定義を明確化した結果を第3.1.3.1.1.3.9表に示す。なお、非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイ設備の炉心損傷後の再循環運転に期待しないため、原子炉容器は必ず破損するとし、関連する物理化学現象から原子炉容器破損を除外した。

選定したヘディングについて、ヘディング間の従属性及び物理化学現象の発生時期や緩和手段の実施時期などを考慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表わすヘディングをイベントツリーの終端として格納容器機能喪失モードと対応付けし作成した格納容器イベントツリーを第3.1.3.1.1.3.3図に示す。

格納容器イベントツリーは、扱いの容易さを考慮して以下の3つの期間で分割して作成した。

T1:原子炉容器破損前

T2:原子炉容器破損直後

T3:原子炉容器破損後後期

c. 従属性のモデル化

(a) 炉心損傷防止のための設備の利用

炉心損傷防止のための設備の復旧については原則として考慮しない。但し、炉心損傷前に外部電源が喪失しているシナリオに対して、被ばくの影響がない範囲において外部電源の復旧を考慮する。ここで、被ばくの影響がない範囲としては、外部電源の復旧の作業場所・内容を特定できないことから、後述する事故進展解析に基づき、燃料から放射性物質が放出されない燃料被覆管破損までの時間を設定する。

(b) シビアアクシデント現象及び緩和手段の従属性

第3.1.3.1.1.3.9表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、ほかの複数のヘディングの状態へ従属して決定される場合がある。この場合、従属するヘディングは、その複数の従属先のヘディングの状態が確定していなければ、そのヘディングにおける分岐確率を決定できない。また、ヘディングの従属性を明確にしていなければヘディングの順序を決定する事ができない。選定したヘディング間の従属性を整理した結果を第3.1.3.1.1.3.10表に示す。

(4) 事故進展解析の実施

プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損などの事象の発生時期、シビアアクシデント時の物理化学現象による格納容器負荷を解析することで、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定に必要なデータを求める。

a. 解析対象事故シーケンスの選定

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

選定に際しては、炉心損傷頻度が大きく確率的にそのPDSを代表し、かつ、安全設備及び緩和操作の時間余裕が厳しくなる事故進展の相対的に早い事故シーケンスを考慮する。選定した事故シーケンスを第3.1.3.1.1.3.11表に示す。

なお、本評価においては炉心損傷後の格納容器スプレイ再循環に期待しておらず、AEI、SEI、TEIについてはそれぞれAEW、SEW、TEWと格納容器内雰囲気条件が類似することになるため、これらについては事故進展解析を行っていない。また、PDSが**Cとなる格納容器先行破損シナリオ及びPDSがV、Gである格納容器バイパス事象は、物理化学現象に係るヘディングは考慮しておらず、直接格納容器機能喪失に至るとしていることから、物理化学現象に係るヘディングの分岐確率の設定のための事故進展解析は不要である。

b. 事故進展解析の条件設定

(a) 解析において考慮すべき項目

事故進展解析においては、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、

機器・システムの動作などを模擬することができる解析コードを使用することとする。

(b) 解析条件の設定

プラント構成・特性の調査より、全ての解析に対し共通するプラント構成・特徴に依存した基本解析条件を第3.1.3.1.1.3.12表に示す。また、解析対象の事故シーケンスの事故状態及び設備作動状況に関する解析条件を第3.1.3.1.1.3.13表に示す。

(c) 実機適用可能な手法の使用

事故進展解析には、炉心、1次系、2次系及び原子炉格納容器内の挙動を詳細に模擬し、事故発生から格納容器破損以降の放射能放出過程までフルスコープで評価可能なMAAP (Modular Accident Analysis Program)コードを使用する。当該プラントの1次系のノーディング、原子炉格納容器のノーディングをそれぞれ第3.1.3.1.1.3.4図及び第3.1.3.1.1.3.5図に示す。なお、MAAPコードは米国IDCORプログラム (Industry Degraded Core Rulemaking Program、産業界における損傷炉心規制プログラム)の中で開発され、所有権が米国電力研究所 (EPRI: The Electric Power Research Institute)に移管されたコードであり、国内外で多数の実機適用実績を持つ検証されたコードである。

c. シビアアクシデント時の物理化学現象の発生及び負荷の解析

1次系及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事象進展を表わす主要事象発生時刻を第3.1.3.1.1.3.14表に示す。

格納容器イベントツリーの定量化に必要なシビアアクシデント時の水素燃

焼、格納容器雰囲気直接加熱、水蒸気爆発及びベースマツト溶融貫通等の負荷の確率評価に必要な解析結果の情報を第3.1.3.1.1.3.15表に示す。また、事故進展解析のパラメータが確率評価に与える影響について第3.1.3.1.1.3.16表に、詳細を参考資料に示す。

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

(a) プラント損傷状態:AED

AEDに分類される事故シーケンスは、大中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約5.4時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約154℃、ベースマツト溶融貫通は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後後期にかけては4vol%(ウェット条件)未満で、水素燃焼の可能性は低い。
- 原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送がないため、水蒸気爆発の可能性は低い。
- ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- 貫通部の過温破損の可能性は低い。

(b) プラント損傷状態:AED+AM

(a)の事故シーケンスに対し、緩和操作として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(海水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、

溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマツト溶融貫通は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後後期にかけては4vol%(ウェット条件)未満で、水素燃焼の可能性は低い。
- 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水がたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。
- 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。

(c) プラント損傷状態:AEW

AEWに分類される事故シーケンスは、大中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約4秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約12時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内温度は約152℃、ベースマツト溶融貫通は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後後期にかけて4vol%(ウェット条件)未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。
- 貫通部の過温破損の可能性は低い。

(d) プラント損傷状態: AEW+AM

(c)の事故シーケンスに対し、緩和操作として、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマツト溶融貫通は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後後期にかけて4vol%(ウェット条件)未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。
- 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。

(e) プラント損傷状態: SED

SEDに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約8.4時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約152℃、ベースマツト溶融貫通は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後後期にかけて4vol%(ウェット条件)未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- 原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送がないため、水蒸気爆発の可能性は低い。
- ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

- ・貫通部の過温破損の可能性は低い。

(f) プラント損傷状態:SED+AM

(e)の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁開による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(海水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマツト溶融貫通は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損後後期では4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol %以上であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水がたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。
- ・緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

(g) プラント損傷状態:SEW

SEWに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破

損に至る。事故発生後約1.5時間で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約14時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内温度は約150℃、ベースマツト溶融貫通は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損後後期では4vol%(ウェット条件)未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- 貫通部の過温破損の可能性は低い。

(h) プラント損傷状態:SEW+AM

(g)の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁開による1次系強制減圧、格納容器スプレイポンプ(手動)による格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマツト溶融貫通は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- 水素濃度は、原子炉容器破損前で4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後から原子炉容器破損後後期にかけて4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であり、水素燃焼の可能性は低い。

- 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

(i) プラント損傷状態:SLW

SLWに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約1.5時間で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約12時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内温度は約154℃、ベースマット溶融貫通は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後後期にかけて4vol%(ウェット条件)未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- 貫通部の過温破損の可能性は低い。
- 緩和操作を考慮していないが、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

(j) プラント損傷状態:SLW+AM

(i)の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁開による1次系強制減圧、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、熔融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマツト熔融貫通は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後後期にかけて4vol%(ウェット条件)未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマツト熔融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。

(k) プラント損傷状態:SLI

SLIに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送はあり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われる。したがって、熔融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマツト熔融貫通は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後後期にかけて4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。

- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 格納容器スプレイによる格納容器雰囲気除熱に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。但し、分岐確率の定量化に当たっては、格納容器スプレイ再循環には期待しない。
- ・ 緩和操作を考慮していないが、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

(1) プラント損傷状態：TED

TEDに分類される事故シーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約11時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約157℃、ベースマット溶融貫通は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前では水素濃度が4vol% (ウェット条件) 以上であるが、水蒸気濃度が高いため水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損直後から原子炉容器破損後後期にかけて水素濃度は4vol% (ウェット条件) 未満となり水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉格納容器への燃料取替用水タンク水の移送がないため、水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・ 貫通部の過温破損の可能性は低い。

(m) プラント損傷状態:TED+AM

(1)の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(海水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマツト溶融貫通は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前で4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後から原子炉容器破損後後期にかけて4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水がたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

(n) プラント損傷状態:TEW

TEWに分類される事故シーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水タンク水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約3.0時間で格納容器スプレイ作動設定圧に達し、約16時間で最高使用圧力の2倍に到達する。このときの原子炉格納容器

内温度は約162℃、ベースマツト溶融貫通は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損後後期では水素濃度は4vol%(ウェット条件)未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水がたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。
- 貫通部の過温破損の可能性は低い。

(o) プラント損傷状態:TEW+AM

(n)の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁開による1次系強制減圧、格納容器スプレイポンプ(手動)による格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマツト溶融貫通は発生していない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて、4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損後後期では4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であり、水素燃焼の可能性は低い。
- 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。

- ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

d. 事故の緩和手段の操作余裕時間の設定

事故進展解析により求められた炉心損傷、原子炉容器破損の事象発生時期等を参照し、「(3) 事故シーケンスの分析」で抽出した緩和手段に対して操作余裕時間を設定することで、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定に必要なデータとする。各緩和手段の操作に対する診断項目及び診断時間の設定結果を参考資料に示す。

(5) 格納容器機能喪失頻度の定量化

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

a. 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定

格納容器イベントツリーの各ヘディングにおける分岐確率は、MAAPコードによる事故進展解析結果、シビアアクシデントの各物理化学現象に対する研究成果に関する知見、並びに安全設備及び事故緩和設備の特徴を基にして設定する。また、フォールトツリーに含まれる機器故障、物理化学現象、人的過誤、共通原因故障等の基事象の発生確率を確率変数とみなし、格納容器イベントツリーの分岐確率の平均値及び不確実さ幅を考慮して当該分岐の確率分布を設定する。なお、ここで設定した確率分布は、格納容器機能喪失頻度及び放出カテゴリの発生頻度の不確実さ解析に用いる。

格納容器イベントツリーの定量化のうちシステムに関わる部分は、システム信頼性解析に基づき設定した。また、物理化学現象に基づき設定する部分の一部は、分解イベントツリー(DET:Decomposition Event Tree)評価結果を適用して分岐確率を算出した。

各ヘディングの分岐確率の設定の考え方を第3.1.3.1.1.3.17表に、詳細を参考資料に示す。また、不確実さの分布設定の考え方を第3.1.3.1.1.3.18表に、本評価における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結果を参考資料に示す。以下に分岐確率の設定の概要を示す。

(a) 物理化学現象に関する分岐確率の設定

物理化学現象に関わるヘディングについては、シビアアクシデント現象に関する知見や事故進展解析結果を参考に設定した。これらの物理化学

現象はまだ十分に解明されておらず、発生可能性を定量的に評価する手法も確立されていないため、NUREG/CR-4700手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置き換え、分岐確率を定量化する手法を採用した。具体的な評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を参考資料に示す。また、一部の物理化学現象についてはDET評価結果を適用し、分岐確率を算出した。

(b) 事故の緩和手段に関する分岐確率の設定

事故の緩和手段についてはシステム信頼性解析結果を使用する。

格納容器隔離失敗の判定条件は、重大事故発生時、格納容器隔離に係る設備・機器の損傷又は作動失敗によって原子炉格納容器外への漏えい経路が生じる場合を、その規模によらず格納容器隔離失敗とする。また、モデル化の範囲及び主な漏えい経路について参考資料に示す。

(c) 工学的判断

工学的判断によって分岐確率を設定したヘディングについては、事故進展解析結果等を考慮して設定する。

(d) ヘディングの従属性

従属性があるヘディングについては、ヘディング間の従属性及び炉心損傷防止手段との従属性を考慮して分岐確率を設定する。例えば、前者については、ホットレグクリープ破損と温度誘因蒸気発生器伝熱管破損の従属性が該当し、後者については、事故の緩和手段やサポート系が該当する。

b. 格納容器機能喪失頻度の解析

(a) 格納容器機能喪失頻度

PDSごとに格納容器イベントツリーの定量化を行い、格納容器機能喪失頻度を算出した。PDS別の炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度を第3.1.3.1.1.3.19表に、格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度を第3.1.3.1.1.3.20表に示す。

全格納容器機能喪失頻度(CFF)は 2.5×10^{-7} (／炉年)、条件付き格納容器機能喪失確率(CCFP)は約0.19となった。全CFFのうち、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)の寄与が約63.8%、格納容器隔離失敗(β モード)の寄与が約15.1%、水蒸気蓄積による格納容器先行破損(θ モード)の寄与が約11.2%、蒸気発生器伝熱管破損(gモード)の寄与が約8.3%であった。これら以外の格納容器機能喪失モードの寄与は各々1%以下となっている。

本結果の妥当性の確認として、第3.1.3.1.1.3.19表に示すPDS別CCFPのばらつき及び合計のCCFPが0.19となることについて、以下のとおり分析した。

イ PDS 別 CCFP のばらつきについて

第 3.1.3.1.1.3.19 表に示すとおり、PDS 別 CCFP は、格納容器先行破損となる ALC 及び SLC 並びに格納容器バイパスとなる V 及び G を除き、0.04～0.95 と PDS 間で数値にばらつきがある。

この理由は、主に各 PDS の CDF における機器故障、損傷又は人的過誤(要素)のうちレベル 2PRA の緩和手段の失敗と共通する要素の占める割合が PDS ごとに異なるためである。

第 3.1.3.1.1.3.6 図に CDF の主要素が「レベル 2PRA と共通する

要素」である場合のイメージを示す。例えば、炉心損傷に至る主要素に直流電源喪失が含まれる場合、直流電源喪失が格納容器損傷防止のための格納容器内自然対流冷却に失敗する要素にもなるため、当該 PDS の CCFP が高くなる傾向となる。

このような要素には、直流電源喪失のほかに、RWST 関連の機器故障、メタルクラッド開閉装置の損傷などがあげられる。

CDF の主要素が、レベル 2PRA と共通する要素である場合、CCFP は中程度から 1 に近い値となる(AED、SED、SEW、SEI、SLW、TEW: 0.22~0.95)。

これらの PDS の CCFP の値のばらつきは、レベル 2PRA と共通する要素の CDF に占める割合が PDS ごとに差があることが主要因である。例えば、TEW においては、直流電源喪失が CDF の主要素の約 70%を占めており、その結果、CCFP は 0.75 となっている。また、SEW においては、直流電源喪失が CDF の主要素の約 18%を占め、CCFP は 0.25 となっている。

CDF の主要素がレベル 2PRA と共通する要素ではないが全交流動力電源喪失(SBO)又は原子炉補機冷却機能の全喪失(LUHS)である場合、CCFP は中程度となる(TED:0.26)。これは、SBO 又は LUHS に対する緩和手段である移動式大容量ポンプ車の人的過誤及び機器故障による失敗確率が比較的高いためである。

CDF の主要素がレベル 2PRA と共通する要素ではなく、SBO 又は LUHS でもない場合には、CCFP は低い値となる(AEW、AEI、SLI、TEI: 0.04~0.06)。

ロ 合計の CCFP 0.19 について

以下の式により求めた「PDS ごとの全 CDF に対する CFF の割合」を第 3.1.3.1.1.3.21 表に示す。なお、以下の式中と第 3.1.3.1.1.3.21 表の①～⑥は同じものを指す。

$$\begin{aligned} \text{⑥ (PDSごとの全CDFに対するCFFの割合)} &= \frac{\text{⑤ (CFF)}}{\text{② (全CDF)}} \\ &= \frac{\text{① (CDF)}}{\text{② (全CDF)}} \times \frac{\text{⑤ (CFF)}}{\text{① (CDF)}} \\ &= \frac{\text{③ (PDSごとの全CDFに対するCDFの寄与割合 (\%))}}{100} \times \text{④ (PDSごとのCCFP)} \end{aligned}$$

第 3.1.3.1.1.3.21 表のとおり、PDS ごとの全 CDF に対する CDF の寄与割合(第 3.1.3.1.1.3.21 表の③)は異なり、かつ、PDS ごとの CCFP (第 3.1.3.1.1.3.21 表の④)が異なるが、これらの積である PDS ごとの全 CDF に対する CFF の割合(第 3.1.3.1.1.3.21 表の⑥)を合計すると 0.19 となる。

これは、全 CDF のうちの全 CFF の割合にほかならず、全 CCFP そのものである。

以上のとおり、全 CDF に対する CDF の寄与割合と CCFP の積が大きい PDS ほど、PDS ごとの全 CDF に対する CFF の割合は高くなる。上位 5 位である PDS は、これらの積が大きい SLW:5.4E-02、SED:2.3E-02、TED:2.2E-02、TEW:1.4E-02、SEI:1.2E-02 となり、それ以外の PDS は 1.0E-02 より低い(ALC、SLC、V、G を除く)。

全 CDF に対する CFF の割合が 1.0E-02 より低い PDS のうち、AED 及び SEW は「イ PDS 別 CCFP のばらつきについて」で「CDF の主要要素がレベル 2PRA と共通する要素である場合」に分類され、CCFP が 0.95 及び 0.25 と比較的高いが、全 CDF に対する CDF の寄与割

合が低く、CCFP の合計値への影響は小さい。

一方、AEW、AEI、SLI、TEI は全 CDF に対する CDF の寄与割合が比較的高いが、「イ PDS 別 CCFP のばらつきについて」で「CDF の主要要素がレベル 2PRA と共通する要素ではなく、SBO 又は LUHS でもない場合」に分類され、格納容器内自然対流冷却などのレベル 2PRA の緩和手段が有効に機能することで CCFP が 0.04～0.06 と低く抑えられる。

したがって、CCFP の合計が 0.19 となる(炉心損傷するシーケンスの 80%程度が格納容器機能喪失を防止できる)要因は、CDF の寄与割合が比較的高い PDS について、主に格納容器内自然対流冷却で対応できるシーケンスが多く、格納容器機能喪失を避けることができるためである。

(b) 格納容器健全性が維持される頻度

炉心損傷事故時において、格納容器健全性が維持される頻度は、格納容器健全に至る事故シーケンスの頻度を積算することによって算出した。その頻度は、 1.1×10^{-6} (／炉年)である。

c. 重要度解析

重要度解析として、格納容器機能喪失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、全 CFF に対する Fussell-Vesely (FV) 重要度及びリスク増加価値 (RAW) を評価し、全 CFF への寄与の大きい因子を分析する。

FV 重要度と RAW の定義は次のとおりである。

- ・ FV 重要度：格納容器機能喪失の発生を仮定したときに、当該事象の

発生が寄与している割合を表わす指標

$$FV = \frac{F_A(CF)}{F(CF)}$$

$F_A(CF)$: 事象Aの発生が寄与して発生する格納容器機能喪失頻度

$F(CF)$: 格納容器機能喪失頻度

- RAW: 対象とする事象が必ず発生すると仮定した場合に、格納容器

機能喪失頻度がどれだけ増加するかを示す指標

$$RAW = \frac{F(CF|A=1)}{F(CF)}$$

$F(CF|A=1)$: 対象とする事象Aの生起確率が1の場合の格納容器機能喪失頻度

基事象のFV重要度評価結果及びRAW評価結果を参考資料に示す。

その中で主要なFV重要度について、それぞれの内容と影響を以下に示す。

- RCPシールLOCA発生

内容: RCPシールLOCA発生。

影響: 全交流動力電源喪失時、原子炉補機冷却機能の全喪失時にRCPシールLOCAが発生した場合、移動式大容量ポンプ車の確立に失敗すると炉心損傷となり、原子炉格納容器の長期冷却もできず格納容器機能喪失となる。

- 海水ストレーナ(1A-SWS、1C-SWS) 閉塞 CCF

内容: 通水側の海水ストレーナの共通原因故障による閉塞。

影響: 通水側の海水ストレーナが閉塞した場合、待機側の海水ストレーナに切り替える必要がある。待機側の海水ストレーナへの切替操作に失敗した場合、原子炉補機冷却機能の全喪失事

象に至る。

- ・通水側海水ストレーナ閉塞時の待機側海水ストレーナへの切替操作失敗

内容:通水側の海水ストレーナ閉塞時における待機側の海水ストレーナへの切替操作失敗。

影響:待機側の海水ストレーナへの切替操作に失敗した場合、原子炉補機冷却機能の全喪失事象に至る。

- ・移動式大容量ポンプ車の確立(空調用冷凍機、制御用空気圧縮機、格納容器再循環ユニットへの通水)失敗

内容:移動式大容量ポンプ車による空調用冷凍機、制御用空気圧縮機、格納容器再循環ユニットへの通水の失敗。

影響:全交流動力電源喪失時、原子炉補機冷却機能の全喪失時に移動式大容量ポンプ車の確立に失敗すると原子炉格納容器の長期冷却ができず格納容器機能喪失となる。

- ・LOCA 時再循環切替操作失敗(スプレイ再循環)

内容:LOCA発生後、格納容器スプレイポンプの水源を格納容器再循環サンプに切り替える格納容器スプレイ再循環への切替操作失敗。

影響:2次系強制冷却失敗及び格納容器内自然対流冷却失敗との重ね合せて格納容器先行破損となる。

(6) 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化

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

a. 放出カテゴリの分類

選定した放出カテゴリを第3.1.3.1.1.3.22表に示す。選定に当たっては、格納容器バイパス、エナジェティック現象による破損及び格納容器先行破損は、独立した放出カテゴリとした。これらを踏まえて、第3.1.3.1.1.3.7図に示すように、格納容器イベントツリーで同定された全ての事故シーケンスを放出カテゴリに分類した。

b. 放出カテゴリごとの発生頻度

放出カテゴリに分類した全ての事故シーケンスの発生頻度を積算し、放出カテゴリごとに発生頻度を算出した。評価結果を第3.1.3.1.1.3.23表に示す。なお、本評価は内部事象を対象としているため、外部事象に係る放出カテゴリである格納容器バイパス(外的)(F2)及び格納容器破損(外的)(F4)に分類された事故シーケンスはない。

放出カテゴリのうち健全(設計漏えい)(内的及び外的)(F6)の発生頻度が最も大きく、 1.1×10^{-6} (/炉年)であった。これは、格納容器機能喪失モード別の発生頻度が大きい「格納容器健全」(ϕ モード)がこの放出カテゴリに含まれているためである。

(7) 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及び放出カテゴリの発生頻度の定量化を踏まえ、フォールトツリーに含まれる機器故障、物理化学現象、人的過誤、共通原因故障等の基事象の発生確率を確率変数とみなし、それぞれのパラメータ作成において設定した確率分布を入力として、モンテカルロ手法を用いて格納容器機能喪失頻度及び放出カテゴリの発生頻度の平均値及び不確実さ幅（エラーファクタ）を評価した。エラーファクタの定義については、「3.1.3.1.1.2(7)d. 不確実さ解析」に示す。

PDS別の不確実さ解析結果を第3.1.3.1.1.3.24表及び第3.1.3.1.1.3.8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3.1.3.1.1.3.25表及び第3.1.3.1.1.3.9図に示す。また、放出カテゴリ別の不確実さ解析結果を第3.1.3.1.1.3.26表及び第3.1.3.1.1.3.10図に示す。

全格納容器機能喪失頻度のエラーファクタは4.1となった。これは、各パラメータの不確実さの影響により、上限値と下限値の間に約17倍の不確実さ幅があることを意味する。

b. 感度解析

炉心損傷頻度評価と同様に、以下の3項目について感度解析を実施した。

- ・ 人的過誤に係る感度解析
- ・ SA対策に係る感度解析
- ・ 多様性拡張設備等に係る感度解析

(a) 人的過誤に係る感度解析

イ 解析条件

人的過誤確率を全て0(解析ケース1)又は1(解析ケース2)とし、人的過誤確率の最大の振れ幅を確認することで、人的過誤確率の感度を確認する。人的過誤を除いた評価を行うことで、人的過誤に依存しないプラント設計における脆弱性を確認し、インターロックの追設等の設計の観点から、将来の安全性向上に資する情報とする。また、運転員操作に全て失敗する評価を行うことで、仮に運転員の操作に期待できない場合のリスクを把握する。

ロ 解析結果

感度解析結果を第3.1.3.1.1.3.27表に示す。

(イ) 解析ケース1

全格納容器機能喪失頻度は 7.7×10^{-8} (/炉年)となり、ベースケース(2.5×10^{-7} (/炉年))から約7割低減した。解析ケース1では、複数のシステムへ影響がある設備の故障が格納容器機能喪失の主要因となった。

この結果は、今後の継続的な安全性向上の取り組みの中で、人的過誤発生防止に係る対策(手順)の整備、設備の自動化あるいは訓練強化・運用変更等を行った場合に、それだけの低減効果が得られる可能性があるということを示す。

(ロ) 解析ケース2

全格納容器機能喪失頻度は 3.7×10^{-3} (/炉年)となり、ベースケー

ス(2.5×10^{-7} (／炉年))から約 1.5×10^4 倍となった。解析ケース2では、運転員操作を必要とする起因事象が支配的であり、その順位は起因事象発生頻度に従っている。過渡事象発生後の2次系除熱による高温停止維持のシナリオ等は事故後の特殊な運転員操作に期待することなく達成できることから、本感度解析においても支配的な起因事象とはならない。

(b) SA対策に係る感度解析

イ 解析条件

SA対策によるリスク低減効果を把握することを目的として、SA対策に期待しない場合の格納容器機能喪失頻度を算出する。

ロ 解析結果

感度解析結果を第3.1.3.1.1.3.28表及び第3.1.3.1.1.3.11図に示す。本感度解析の全格納容器機能喪失頻度は 4.2×10^{-5} (／炉年)であり、ベースケース(2.5×10^{-7} (／炉年))から約167倍となっており、SA対策の追加によるリスク低減効果を確認できた。

また、格納容器機能喪失モード別では、水素燃焼(原子炉容器破損後後期)(γ モード)及びベースマット溶融貫通(ε モード)を除き、SA対策による格納容器機能喪失頻度の低減効果を確認できた。

γ モードについては、SA対策ありの場合、格納容器内自然対流冷却成功時には原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器内が不活性化されないため、格納容器機能喪失頻度が増加する。この要因は、工学的判断により水素燃焼確率及び格納容器破損確率を大きく設定したことによるが、詳細について以下に示す。

重大事故等対策の有効性評価(水素燃焼)では、判断基準として水素濃度13vol%(ドライ条件)を下回れば水素爆轟はないとされている。

これに対し、重大事故等対策の有効性評価の水素燃焼シーケンス「大破断LOCA+ECCS注入失敗」を対象とし、PWRは格納容器自由体積が大きいことにより、全炉心内の75%のジルコニウムが水と反応したしても水素濃度のピーク値は13vol%(ドライ条件)未満であり、更に放射線水分分解などの長期的に発生する水素を考慮してもPAR5基で継続的に低減でき、規制基準を満足することを確認している(第3.1.3.1.1.3.12図参照)。

また、重大事故等対策の有効性評価の水素燃焼シーケンス「大破断LOCA+ECCS注入失敗」では格納容器スプレイに成功していることを前提としているが、過圧破損シーケンス「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」においても、原子炉下部キャビティの溶融炉心冷却対策として代替格納容器スプレイが成功することを前提としている。このため、第3.1.3.1.1.3.13図に示すとおりMAAP結果のベースマット侵食はほぼなく、追加水素発生はない。

重大事故等対策の有効性評価の審査ではMAAPコードにおけるMCCI現象に係る不確かさが議論となり、解析コードの不確かさ評価の中で、原子炉下部キャビティの溶融炉心冷却対策として代替格納容器スプレイが成功したとしても、意図的にベースマット侵食させ追加水素発生させる感度解析を行った。結果としては、ベースマットが約19cmの侵食をすることに伴って数10kg/hの速度で追加水素が発生し、PAR処理速度1.2kg/h/基(水素濃度4vol%、圧力0.15MPa[abs]時)を上回る。但し、この場合においても、ピーク値は13vol%(ドライ条件)を超えず、その後PARにより継続的に水素濃度を低減できることを確認している。また、更

に水素対策として電気式水素燃焼装置（以下「イグナイタ」という。）を設置することで、ピーク値を8vol%程度にすることができ、水素爆発による原子炉格納容器の破損防止に有効であることを確認している。

今回のMAAPコードによる事故進展解析結果としては、侵食深さは第3.1.3.1.1.3.15表に示すとおりどのシーケンスにおいても小さいが、MCCIの不確かさを考慮していないため、MAAPコードでは原子炉下部キャビティに蓄水されていれば「溶融炉心冷却に成功」し、ベースマツト侵食は抑えられるモデルとなっていることによる。また、AEDのようなドライシーケンスにおいても、LOCAに伴い原子炉下部キャビティにたまった1次冷却材及び蓄圧注入水が枯渇する前に2Pdに至りCV過圧破損することとしていることから、この場合も「溶融炉心冷却に成功」し、侵食が小さい結果となったものである。

しかしながら、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへの注水が成功したとしても、前述のとおりMCCI不確かさを否定できないこと、さらに、今回のレベル2PRAにおいては、人的過誤や機器故障等により原子炉下部キャビティへの代替格納容器スプレイに失敗するシーケンスなども考慮する必要があることから、これらのシーケンスではMCCI及びそれに伴う追加水素が発生すると考えられる。

以上のとおり、今回のレベル2PRAでは、MCCI現象に係る不確かさを考慮し、MCCIによる追加水素が発生した場合にはその発生速度はPARの処理速度を上回ること、その上でイグナイタに失敗した場合には水素濃度が8vol%を超えてCV内全体燃焼による負荷が生じる可能性を踏まえ、「溶融炉心冷却に失敗」、「CV内自然対流冷却に成功」、かつ、「イグナイタに失敗」しているシーケンスに限り、 γ ”モードに工学的判断として分岐確率を大きめに与えた。

(c) 多様性拡張設備等に係る感度解析

イ 解析条件

多様性拡張設備等によるリスク低減効果を把握することを目的として、多様性拡張設備等に期待する場合の格納容器機能喪失頻度を算出する。但し、多様性拡張設備等については、PRAで扱う全てのシナリオに対する有効性・成立性を確認してはいないため、本PRA評価条件下において有効性が期待できると推察される対策について、仮にモデル化した場合のリスク低減効果を概略評価により確認する。

評価対象とする対策については、有効性や結果への影響の観点から選定した。評価対象として選定した対策の概要を第3.1.3.1.1.3.29表に示す。なお、当該対策には必ず成功するという仮定で感度解析を行うものとし、全格納容器機能喪失頻度の最大低減効果を確認する。

ロ 解析結果

感度解析結果を第3.1.3.1.1.3.30表に示す。本感度解析の全格納容器機能喪失頻度は 2.2×10^{-7} (／炉年)となり、評価対象とした対策に必ず成功すると仮定して、格納容器機能喪失頻度の低減効果は約13.8%であった。

第3.1.3.1.1.3.1表 原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷による破損形態の抽出

機能喪失状態	破損形態	記号	破損形態の解説
格納容器破損	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
	ベースマツト溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマツトが溶融貫通
	格納容器過温破損	τ	原子炉格納容器の貫通部が過温で破損
	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
	原子炉容器外水蒸気爆発	η	原子炉容器外での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって原子炉格納容器が破損
	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
	水素燃焼(原子炉容器破損後後期)	γ''	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損後後期)によって原子炉格納容器が破損
	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溶融炉心が直接接触して原子炉格納容器が破損

第3.1.3.1.1.3.2表 プラント損傷状態と負荷による破損形態の整理結果

プラント損傷状態	炉心損傷まで	原子炉容器破損まで	原子炉容器破損直後	原子炉容器破損以降
大中破断LOCA (A) 小破断LOCA (S) トランジェント (T)	格納容器先行破損 (θ) (A又はSのみ可能性あり)	水素燃焼 (γ) 原子炉容器内水蒸気爆発 (α)	水素燃焼 (γ') 原子炉容器外水蒸気爆発 (η) 格納容器直接接触 (μ) (S又はTのみ可能性あり) 格納容器雰囲気直接加熱 (σ) (S又はTのみ可能性あり)	水素燃焼 (γ'') 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (δ) 格納容器過温破損 (τ) ベースマツト溶融貫通 (ε)

第3.1.3.1.1.3.3表 負荷の同定(1/2)

負荷(部位)		負荷に対する知見	備考
静的過圧	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (格納容器壁全体/原子炉格納容器に設置されている開口部(機器搬入口、エアロック)、格納容器貫通部(配管貫通部、電気配線貫通部)、格納容器隔離弁)	鋼製格納容器:BWR Mark IIの1/10縮尺モデルの窒素ガス加圧による実証試験で、常温での漏えい耐力は、機器ハッチフランジ部耐力とほぼ同じ約6Pd(Pd:原子炉格納容器の最高使用圧力)あることを確認し、試験結果をほぼ模擬可能な解析モデルが構築された。PWR実炉スケールでは、構築された解析モデル化技術を適用した有限要素法解析を実施した結果、最高温度200℃時で2Pd程度までは十分な耐力があると判断されている。 PCCV:縮尺モデル試験結果に基づく実炉スケール解析評価によって、200℃でも2.5Pd以上の気密漏えい耐力が確認されている。	日米共同事業「格納容器信頼性実証試験構造挙動計画」
動的過圧	水素燃焼 (爆燃:格納容器壁全体/原子炉格納容器に設置されている開口部(機器搬入口、エアロック)、格納容器貫通部(配管貫通部、電気配線貫通部)、格納容器隔離弁、爆轟:原子炉格納容器内一般部)	水素爆燃については、既存の研究により、ドライ型格納容器に対しては重大な影響を及ぼすことはないと考えられている。水素爆轟については、NUPEC大規模燃焼試験では、水素濃度15vol%ドライ条件でも爆轟に至らないことが確認されている。 また、NUPEC/NRC/BNLの高温燃焼試験では、水素濃度15vol%以下の領域において水蒸気濃度25vol%以上では650K(約377℃)の高温でも爆轟に至らないことなどが確認されている。	NUPEC大規模燃焼試験、NUPEC/NRC/BNL高温燃焼試験
	水蒸気爆発 (原子炉容器内:ドーム部、原子炉容器外:原子炉下部キャビティ)	大規模な水蒸気爆発は起きにくいとされている。NUPECのUO ₂ 混合物を用いた水蒸気爆発実験では、水蒸気爆発の発生は確認されていない。イスプラ研究所のKROTOS実験、韓国原子力研究所のTROI実験では、UO ₂ 混合物を用いて水蒸気爆発の発生が確認されたが、外部トリガにより水蒸気爆発を誘発させている又は実機で想定されるより高過熱度の熔融物を用いており実機の条件と異なる。日本原子力研究所の水蒸気爆発実験では、高雰囲気圧力又は高冷却水温度の場合に水蒸気爆発の発生が抑制されることが確認されている。	NUPECの水蒸気爆発実験、イスプラ研究所のKROTOS実験、韓国原子力研究所のTROI実験、日本原子力研究所の水蒸気爆発実験
	格納容器雰囲気直接加熱 (格納容器壁全体/原子炉格納容器に設置されている開口部(機器搬入口、エアロック)、格納容器貫通部(配管貫通部、電気配線貫通部)、格納容器隔離弁)	格納容器雰囲気直接加熱の起こる確率は極めて小さいとされている。SNLのWCプロジェクトでは、テルミット反応による熔融物を用いた試験が行われ、格納容器の温度上昇、圧力上昇は設計基準内に抑えられたことが確認されている。COREXIT試験では、実炉熔融物を用いて試験を行いテルミット反応による試験と比較して格納容器の最大圧力上昇が低く加圧効率も低いことが確認されている。	米国SNLのWCプロジェクト、COREXIT試験

第3.1.3.1.1.3.3表 負荷の同定(2/2)

負荷(部位)		負荷に対する知見	備考
静的過温	格納容器過温破損 (格納容器壁全体/原子炉格納容器に設置されている開口部(機器搬入口、エアロック)、格納容器貫通部(配管貫通部、電気配線貫通部)、格納容器隔離弁)	NUPEC試験では、電気配線貫通部で266～324℃、フランジガasketの場合は279～349℃で微少漏えいが観測されている。高電圧モジュールの場合には、400℃までに漏えいの発生は観測されていない。SNLの試験では圧力0.92MPaで371℃でも漏えいが生じていない。	NUPEC試験 SNLの試験
局所的過温	格納容器直接接触 (原子炉下部キャビティ出口近傍格納容器壁)	この現象はBWR Mark I特有の問題として捉えられていたものであり、米国PWRでの格納容器雰囲気直接加熱評価でも溶融炉心分散量は少ないという評価結果が得られていることから、この現象により格納容器破損に至る確率は極めて小さいと考えられている。	
コンクリート 侵食	ベースマツト溶融貫通 (原子炉下部キャビティ床)	実験的研究においても不確実さが高く負荷評価は難しいが、実際の溶融燃料を用いたCOTELS B/C-5試験では、粒子状デブリベッドに浸透した冷却水により、溶融炉心・コンクリート相互作用が抑制された。また、溶融炉心・コンクリート相互作用に関する実験及び研究から、クラストが形成されても自重あるいは熱応力によって破砕されることがコンクリートと溶融炉心の境界のギャップの発生により冷却が促進されると考えられる。	米国MACE実験 NUPEC:COTELS実験 CCI実験 クラスト強度のJNES解析研究

第3.1.3.1.1.3.4表 負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準

格納容器機能喪失カテゴリ	対応する格納容器機能喪失モード ^{*1}	判断基準
水蒸気(崩壊熱)による過圧	δ 、 θ	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。
コンクリート侵食	ε	熔融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマツト厚さを上回ること。
貫通部過温	τ	原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が200℃を上回ること。
水蒸気爆発 (水蒸気スパイク)	α 、 η	原子炉容器内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器上蓋のエネルギーが原子炉格納容器の破損エネルギーを上回ること。 原子炉容器外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが1次遮蔽壁スリーブ若しくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。 水蒸気スパイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。
格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること。
可燃性ガスの高濃度での燃焼	γ 、 γ' 、 γ''	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を上回ること、又は爆轟が発生し原子炉格納容器に動的な荷重がかかり原子炉格納容器が破損すること。
格納容器への直接接触	μ	原子炉容器破損時に分散放出した熔融炉心が原子炉格納容器本体に付着して原子炉格納容器が破損すること。

*1: 第3.1.3.1.1.3.5表に示す格納容器機能喪失モード。

第3.1.3.1.1.3.5表 格納容器機能喪失モードの設定

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	g	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
				温度誘因蒸気発生器伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリープ破損による格納容器バイパス
				インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
		格納容器隔離失敗		格納容器隔離失敗	β	事故後に原子炉格納容器の隔離に失敗
		格納容器破損	早期格納容器破損	原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損
				水素燃焼(原子炉容器破損前)	γ	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損前)によって原子炉格納容器が破損
				水素燃焼(原子炉容器破損直後)	γ'	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損直後)によって原子炉格納容器が破損
				原子炉容器外水蒸気爆発	η	原子炉容器外での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって原子炉格納容器が破損
				格納容器雰囲気直接加熱	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溶融炉心が直接接触して原子炉格納容器が破損
		後期放出	格納容器破損	後期格納容器破損	水素燃焼(原子炉容器破損後後期)	γ''
	ベースマツト溶融貫通				ε	溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマツトが溶融貫通
	格納容器過温破損				τ	原子炉格納容器の貫通部が過温で破損
	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損				δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が破損
	水蒸気蓄積による格納容器先行破損				θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損

第3.1.3.1.1.3.6表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展
炉心損傷	—	格納容器機能喪失の可能性
蒸気発生器伝熱管破損	・プラント損傷状態で定義される蒸気発生器伝熱管破損	gモードによる格納容器機能喪失
インターフェイスシステム LOCA	・プラント損傷状態で定義されるインターフェイスシステムLOCA	ν モードによる格納容器機能喪失
格納容器先行破損	・プラント損傷状態で定義される格納容器先行破損	θ モードによる格納容器機能喪失
配管クリープ破損	・1次系高圧(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次系高圧(温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)	gモードによる格納容器機能喪失
原子炉容器内水蒸気爆発	・溶融炉心が原子炉容器下部ヘッドへ落下 ・1次系低圧	α モードによる格納容器機能喪失の可能性
水素燃焼	・水素濃度4vol%上方、6vol%側方、8vol%下方伝ば ・水蒸気濃度55vol%以下	γ 、 γ' 、 γ'' モードによる格納容器機能喪失の可能性
原子炉容器破損	・炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出
溶融物分散放出	・原子炉容器破損時に1次系高圧	溶融炉心の原子炉下部キャビティ外への放出
原子炉下部キャビティ内水量	・燃料取替用水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の接触
原子炉容器外水蒸気爆発	・原子炉容器破損時に溶融炉心が重力落下 ・溶融炉心落下質量大	η モードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器雰囲気直接加熱	・溶融物分散放出あり	σ モードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器直接接触	・溶融物分散放出あり	μ モードによる格納容器機能喪失の可能性
溶融炉心冷却	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内に溶融炉心落下	溶融炉心・コンクリート相互作用の継続
ベースマツト溶融貫通	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内の溶融炉心冷却に失敗	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 ・原子炉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3.1.3.1.3.7表 緩和手段の分析

主要な緩和手段	関連設備	主要な目的	運転操作タイミング	熱水力・放射能雰囲気条件下での運転操作可能性
格納容器隔離	格納容器隔離弁	放射性物質放出防止	・各種信号による自動作動 ・炉心損傷検知前に実施	可能
作業環境維持	アニュラス空気浄化系	放射性物質放出緩和	・各種信号による自動起動 ・所内電源及び外部電源喪失判断後実施	可能
	中央制御室非常用循環系(外気との隔離に係るバウンダリのみ)		一(中央制御室換気系隔離信号(M信号)による自動作動)	なし
1次系強制減圧	加圧器逃がし弁 (制御用空気系使用)	・蒸気発生器伝熱管の健全性維持 ・熔融炉心の分散放出防止	炉心損傷検知後実施	可能
	加圧器逃がし弁 (窒素ポンベ使用)			
炉心への注水	非常用炉心冷却設備	・未臨界の維持 ・炉心損傷の進展防止と緩和 ・原子炉容器破損の防止及び遅延	非常用炉心冷却設備作動信号(S 信号)による自動起動	可能
格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)	格納容器スプレイポンプ (中央制御室における手動起動)	・熔融炉心冷却 ・原子炉格納容器圧力上昇抑制 ・放射性物質放出緩和	炉心損傷検知後実施	可能
	常設電動注入ポンプ (水源補給前)			
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)	格納容器破損防止	最高使用圧力到達後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。
格納容器内注水(格納容器内液相部への蓄熱)	常設電動注入ポンプ (水源補給後)	原子炉格納容器圧力上昇抑制	燃料取替用水枯渇後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。
格納容器内自然対流冷却(海水通水)	格納容器再循環ユニット (海水通水)	格納容器破損防止	事故後24 時間後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。
水素濃度制御	電気式水素燃焼装置	水素濃度低減(短期)	炉心損傷検知前に実施	可能
	静的触媒式水素再結合装置(PAR)	水素濃度低減(長期)	一(受動的な安全設備)	なし
電源の確保	外部電源の回復	交流電源の復旧	所内電源及び外部電源喪失判断後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。
	大容量空冷式発電機			可能

第3.1.3.1.1.3.8表 物理化学現象と関連する緩和手段の整理(1/2)

物理化学現象	関連する緩和手段	備考
炉心損傷	—	—
蒸気発生器伝熱管破損	—	—
インターフェイスシステム LOCA	—	—
格納容器先行破損	格納容器隔離	格納容器隔離に失敗した場合、格納容器先行破損に至らない。
配管クリープ破損	1次系強制減圧	1次系強制減圧による配管クリープ破損発生防止。
温度誘因蒸気発生器伝熱管 破損	1次系強制減圧	1次系強制減圧による温度誘因蒸気発生器伝熱管破損発生防止。
原子炉容器内水蒸気爆発	1次系強制減圧	配管クリープ破損又は1次系強制減圧により原子炉容器内水蒸気爆発の発生可能性増大。
水素燃焼	炉心への注水	過熱炉心への注水による水素追加発生。
	電気式水素燃焼装置	電気式水素燃焼装置による、水素燃焼による格納容器破損の防止。
	静的触媒式水素再結合装置 (PAR)	静的触媒式水素再結合装置による、水素燃焼による格納容器破損の防止。
	格納容器内注水 (原子炉下部キャビティ水張り)	格納容器内注水 (原子炉下部キャビティ水張り) による、原子炉下部キャビティ内溶融炉心冷却による追加水素発生の抑制。
	格納容器内自然対流冷却 (原子炉補機冷却水通水、海水通水)	格納容器内自然対流冷却による格納容器減圧に伴う水素燃焼の発生可能性増大。
原子炉容器破損	炉心への注水	炉心への注水による原子炉容器破損防止。但し、本評価では再循環運転に期待しないため原子炉容器破損防止は考慮しない。
溶融物分散放出	1次系強制減圧	1次系強制減圧による溶融物分散放出の発生防止。
原子炉下部キャビティ内水量	炉心への注水	炉心への注水により、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水量が増大する可能性がある。
原子炉容器外水蒸気爆発	1次系強制減圧	1次系強制減圧によって溶融炉心が重力落下することで水蒸気爆発の発生可能性増大。
	格納容器内注水 (原子炉下部キャビティ水張り)	原子炉下部キャビティに水がたまる場合、原子炉容器外水蒸気爆発の発生可能性増大。

第3.1.3.1.1.3.8表 物理化学現象と関連する緩和手段の整理 (2/2)

物理化学現象	関連する緩和手段	備考
格納容器雰囲気直接加熱	1次系強制減圧	1次系強制減圧によって熔融炉心が重力落下することで格納容器雰囲気直接加熱の発生防止。
	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)	原子炉下部キャビティに水がたまる場合、格納容器雰囲気直接加熱の発生可能性低減。
格納容器直接接触	1次系強制減圧	1次系強制減圧によって熔融炉心が重力落下することで格納容器直接接触の発生防止。
熔融炉心冷却	1次系強制減圧	1次系強制減圧によって熔融炉心が重力落下し、熔融炉心の冷却失敗可能性増大。
	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)により原子炉下部キャビティ内水量が増大し、熔融炉心冷却を促進。
ベースマツト熔融貫通	1次系強制減圧	1次系強制減圧によって熔融炉心が重力落下し、熔融炉心の冷却ができず、ベースマツト熔融貫通の可能性増大。
	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)	格納容器内注水により原子炉下部キャビティ内水量が増大し、熔融炉心の冷却が促進されることで、ベースマツト熔融貫通を抑制。
格納容器過温破損	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り、格納容器内液相部への蓄熱)	格納容器内注水による格納容器過温破損防止。
	格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水、海水通水)	格納容器内自然対流冷却による格納容器過温破損防止。
格納容器過圧破損	格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り、格納容器内液相部への蓄熱)	格納容器内注水による格納容器過圧破損防止。
	格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水、海水通水)	格納容器内自然対流冷却による格納容器過圧破損防止。

第3.1.3.1.1.3.9表 ヘディングの選定及び定義(1/2)

No.	ヘディング	記号	ヘディングの定義
原子炉容器破損前 (T1)	1 バイパス	BP	格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA)の場合、失敗とする。
	2 CV隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。
	3 先行破損	PF	格納容器先行破損の場合、失敗とする。
	4 1次系強制減圧	FD	加圧器逃がし弁(制御用空気系、窒素ポンプ)による1次系強制減圧に失敗した場合、失敗とする。
	5 配管クリープ破損	HCF	配管クリープ破損が発生せず1次系が中高压である場合、失敗とする。
	6 TI-SGTR	ITR	温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR)が発生した場合、失敗とする。
	7 炉心への注水	LR	過熱炉心に注水したときの水素生成量増大の観点から、炉心損傷後に高压注入又は低压注入が継続していない場合、失敗とする。
	8 炉内水蒸気爆発	ISX	原子炉容器内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
	9 イグナイタ	IG	電気式水素燃焼装置(イグナイタ)の起動に失敗した場合、失敗とする。
	10 水素燃焼	HP1	原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生し、格納容器破損に至った場合、失敗とする。
原子炉容器破損直後 (T2)	11 溶融物分散放出	RPV	原子炉容器破損の時点で1次系圧力が2.0MPa(gage)未満であった場合、失敗(溶融炉心が重力落下する)とする。
	12 キャビティ内水量	DC	原子炉容器破損の時点で、原子炉下部キャビティに十分に水がたまっておらず溶融炉心が冠水しない場合、失敗とする。
	13 CV内注水(キャビティ水張り)	CF	格納容器スプレイ(中央制御室における手動起動)による格納容器内注水又は常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ(水源補給前)に失敗した場合、失敗とする。
	14 炉外水蒸気爆発	ESX	原子炉容器破損直後に、原子炉容器外水蒸気爆発による格納容器破損が生じた場合、失敗とする。
	15 CV雰囲気直接加熱	DCH	原子炉容器破損直後に、格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損が生じた場合、失敗とする。
	16 CV直接接触	MA	原子炉容器破損直後に、格納容器直接接触による格納容器破損が生じた場合、失敗とする。
	17 水素燃焼	HP2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生し、格納容器破損に至った場合、失敗とする。

第3.1.3.1.1.3.9表 ヘディングの選定及び定義(2/2)

No.	ヘディング	記号	ヘディングの定義
原子炉容器破損後後期(T3)	18 CV内自然対流冷却 (CCW通水)	NCC1	格納容器再循環ユニット(原子炉補機冷却水通水)による格納容器内自然対流冷却により格納容器除熱が行えない場合、失敗とする。
	19 CV内注水(液相蓄熱)	HSL	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ(水源補給後)に失敗した場合、失敗とする。
	20 CV内自然対流冷却(海水通水)	NCC2	格納容器再循環ユニット(海水通水)による格納容器内自然対流冷却により格納容器除熱が行えない場合、失敗とする。
	21 溶融炉心冷却	EVC	溶融炉心の冷却に失敗し、溶融炉心・コンクリート相互作用が継続する場合、失敗とする。
	22 水素燃焼	HP3	原子炉容器破損後後期に、原子炉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。
	23 ベースマット溶融貫通	BM	溶融炉心冷却に失敗した場合に、過圧破損、過温破損より先行してベースマットが溶融貫通に至る場合、失敗とする。
	24 CV過温破損	OT	原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。

第3.1.3.1.1.3.10表 ヘディングの従属性

	ヘディング (影響を与える側)	パイパス (BP)	CV隔離 (CI)	先行破損 (PF)	1次系強制減圧 (FD)	配管クリープ破損 (HCF)	TI-SGTR (ITR)	炉心への注水 (LR)	炉内水蒸気爆発 (ISX)	イグナイタ (IG)	水素燃焼 (HP1)	溶融物分散放出 (RPV)	キャビティ内水量 (DC)	CV内注水(キャビティ水張り) (CF)	炉外水蒸気爆発 (ESX)	CV窮屈気直接加熱 (DCH)	CV直接接触 (MA)	水素燃焼 (HP2)	CV内自然対流冷却(CCW通水) (NCC1)	CV内注水(液相蓄熱) (HSL)	CV内自然対流冷却(海水通水) (NCC2)	溶融炉心冷却 (EVC)	水素燃焼 (HP3)	ベースマツト溶融貫通 (BM)	CV過温破損 (OT)	備考	
ヘディング (影響を受ける側)																											
パイパス (BP)																											—
CV隔離 (CI)		×																									—
先行破損 (PF)		×	×																								—
1次系強制減圧 (FD)		×	×	×																							—
配管クリープ破損 (HCF)		×	×	×		●																					1次系強制減圧(FD)失敗時に発生可能性有。
TI-SGTR (ITR)		×	×	×		●	●																				1次系強制減圧(FD)失敗時、配管クリープ破損 (HCF)失敗時に発生可能性有。
炉心への注水 (LR)		×	×	×		○	○	×																			中高圧シーケンス(S**、T**)では、1次系強制減圧(FD)成功時、配管クリープ破損(HCF)成功時に炉心への注水可能性有。
炉内水蒸気爆発 (ISX)		×	×	×		○	○	×																			中高圧シーケンス(S**、T**)では、1次系強制減圧(FD)成功時、配管クリープ破損(HCF)成功時に発生可能性有。
イグナイタ (IG)		×	×	×				×	×																		—
水素燃焼 (HP1)		×	×	×				×	◎	×	●																炉心への注水 (LR)に従属(Zr-水反応による水素発生)。イグナイタ(IG)失敗時に発生可能性有。
溶融物分散放出 (RPV)		×	×	×		◎	◎	×		×		×															中高圧シーケンス(S**、T**)では、1次系強制減圧(FD)、配管クリープ破損 (HCF)に従属。
キャビティ内水量 (DC)		×	×	×				×	◎	×		×															炉心への注水 (LR)に従属。
CV内注水(キャビティ水張り) (CF)		×	×	×				×		×			●														キャビティ内水量(DC)失敗(キャビティ水少量)時に、操作を実施。
炉外水蒸気爆発 (ESX)		×	×	×				×		×		◎	◎	◎													溶融物分散放出(RPV)、キャビティ内水量(DC)、CV内注水(キャビティ水張り) (CF)に従属。
CV窮屈気直接加熱 (DCH)		×	×	×				×		×		○	◎		×		×	×	×								溶融物分散放出(RPV)成功(分散放出)時に発生可能性有。キャビティ内水量(DC)に従属。
CV直接接触 (MA)		×	×	×				×		×		○			×	×	×	×	×								溶融物分散放出(RPV)成功(分散放出)時に発生可能性有。
水素燃焼 (HP2)		×	×	×				×	◎	×	●	×	*			×	×	×	×								炉心への注水 (LR)に従属(Zr-水反応による水素発生)。イグナイタ(IG)失敗時に発生可能性有。過去の水素燃焼の有無に従属。
CV内自然対流冷却(CCW通水) (NCC1)		×	×	×				×		×			○	○	×	×	×	×	×								キャビティ内水量(DC)成功(キャビティ水多量)時又はCV内注水(キャビティ水張り) (CF)成功時に操作を実施。
CV内注水(液相蓄熱) (HSL)		×	×	×				×		×			●	○	×	×	×	×	×	●							キャビティ内水量(DC)失敗(キャビティ水少量)時及びCV内注水(キャビティ水張り) (CF)成功時に操作を実施。CV内自然対流冷却(CCW通水) (NCC1)失敗時に操作を実施。
CV内自然対流冷却(海水通水) (NCC2)		×	×	×				×		×					×	×	×	×		○							CV内注水(液相蓄熱) (HSL) 成功時に操作を実施。
溶融炉心冷却 (EVC)		×	×	×				×		×		◎	◎	◎	×	×	×	×									溶融物分散放出(RPV)、キャビティ内水量(DC)、CV内注水(キャビティ水張り) (CF)に従属。
水素燃焼 (HP3)		×	×	×				×	◎	×	●	×	*			◎	×	×	×	◎		◎	◎				炉心への注水 (LR)に従属(Zr-水反応による水素発生)。イグナイタ(IG)失敗時に発生可能性有。過去の水素燃焼の有無、CV内注水(キャビティ水張り) (CF)、CV内自然対流冷却(CCW通水) (NCC1)、CV内自然対流冷却(海水通水) (NCC2)、溶融炉心冷却(EVC)に従属。
ベースマツト溶融貫通 (BM)		×	×	×				×		×		◎			×	×	×	×	×	◎		◎	●	×			溶融物分散放出(RPV)、CV内自然対流冷却(CCW通水) (NCC1)、CV内自然対流冷却(海水通水) (NCC2)に従属。溶融炉心冷却(EVC)失敗時に発生可能性有。
CV過温破損 (OT)		×	×	×				×		×		◎		◎	×	×	×	×	×	●		●		×	×		溶融物分散放出(RPV)、CV内注水(キャビティ水張り) (CF)に従属。CV内自然対流冷却(CCW通水) (NCC1)、CV内自然対流冷却(海水通水) (NCC2)失敗時に発生可能性有。

○: 影響を与える側が成功した場合に影響を受ける側が従属
●: 影響を与える側が失敗した場合に影響を受ける側が従属
◎: 影響を与える側が成功・失敗によらず影響を受ける側が従属
×: 影響を与える側が失敗した場合に格納容器機能喪失
*1: 過去に水素燃焼が発生したがCV破損に至らなかった場合、従属

第3.1.3.1.1.3.11表 事故進展解析の対象とした事故シーケンス

No.	プラント 損傷状態	プラント損傷状態ごとに選定した 事故シーケンス	緩和操作
1	AED	大破断LOCA + ECCS注入失敗 + CV スプレイ注入失敗	なし
2	AED+AM		常設電動注入ポンプ CV内自然対流冷却(海水通水)
3	AEW	大破断LOCA + ECCS再循環失敗 + CVスプレイ再循環失敗	なし
4	AEW+AM		CV内自然対流冷却(CCW通水)
—	AEI	大破断LOCA + ECCS注入失敗	—
5	SED	小破断LOCA + ECCS注入失敗 + CV スプレイ注入失敗	なし
6	SED+AM		1次系強制減圧 常設電動注入ポンプ CV内自然対流冷却(海水通水)
7	SEW	小破断LOCA + ECCS注入失敗 + CV スプレイ再循環失敗	なし
8	SEW+AM		1次系強制減圧 CVスプレイポンプ(手動) CV内自然対流冷却(CCW通水)
—	SEI	小破断LOCA + ECCS注入失敗	—
9	SLW	小破断LOCA + ECCS再循環失敗 + CVスプレイ再循環失敗	なし
10	SLW+AM		1次系強制減圧 CV内自然対流冷却(CCW通水)
11	SLI	小破断LOCA + ECCS再循環失敗	なし
12	TED	全交流動力電源喪失 + 補助給水系作 動失敗	なし
13	TED+AM		1次系強制減圧 常設電動注入ポンプ CV内自然対流冷却(海水通水)
14	TEW	全給水喪失 + CVスプレイ再循環失敗	なし
15	TEW+AM		1次系強制減圧 CVスプレイポンプ(手動) CV内自然対流冷却(CCW通水)
—	TEI	全給水喪失	—

注) ハッチング箇所のAEI、SEI、TEIについては、本評価では炉心損傷後の格納容器スプレイ再循環に期待しておらず、それぞれAEW、SEW、TEWと格納容器内雰囲気条件が類似することになるため、これらについては事故進展解析を行っていない。

第3.1.3.1.1.3.12表 解析コードの基本解析条件

項 目	条件	備考
燃料(UO ₂)重量	8.32×10 ⁴ kg	
被覆管(ジルカロイ)重量	2.00×10 ⁴ kg	
炉心崩壊熱	炉心平均評価用	日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線 ^{*1}
炉心熱出力	2,652×1.02 MWt	102%出力運転
1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+計測誤差
1次冷却材平均温度	302.3+2.2 °C	設計値+計測誤差
ループ全流量	45.7×10 ⁶ kg/h	100%T.D.F.ベース
蒸気発生器伝熱管施栓率	10%	
原子炉格納容器区画室分割	5分割	
原子炉格納容器区画全自由体積	67,400 m ³	標準値 ^{*2}
原子炉格納容器初期圧力	9.8 kPa[gage]	最大値(保安規定値考慮)
原子炉格納容器初期温度	49°C	標準値 ^{*2}
原子炉格納容器ヒートシンク温度	49°C	標準値 ^{*2}
蓄圧タンク作動基数	3基	
蓄圧タンク保持圧力	4.04 MPa[gage]	最小値
蓄圧タンク保有水量	29.0 m ³ /基	最小値

*1:「PWRの安全解析用崩壊熱について」MHI-NES-1010改4 (H25年7月)

*2:評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて設定した条件

第3.1.3.1.3.13表 事故進展解析の解析条件

プラント 損傷状態	起回事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	高圧再循環	低圧再循環	格納容器スプレイ再循環	補助給水
AED	高温側配管 完全両端破断	不作動	不作動	3基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
AED+AM									
AEW	高温側配管 完全両端破断	2系統	2系統	3基	2系統	不作動	不作動	不作動	作動
AEW+AM									
AEI	高温側配管 完全両端破断	不作動	不作動	3基	2系統	不作動	不作動	2系統	作動
SED	高温側配管 2inch 破断	不作動	不作動	3基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
SED+AM									
SEW	高温側配管 2inch 破断	不作動	不作動	3基	2系統	不作動	不作動	不作動	作動
SEW+AM									
SEI	高温側配管 2inch 破断	不作動	不作動	3基	2系統	不作動	不作動	2系統	作動
SLW	高温側配管 2inch 破断	2系統	2系統	3基	2系統	不作動	不作動	不作動	作動
SLW+AM									
SLI	高温側配管 2inch 破断	2系統	2系統	3基	2系統	不作動	不作動	2系統	作動
TED	全交流動力電源喪失	不作動	不作動	3基	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動
TED+AM									
TEW	全給水喪失	不作動	不作動	3基	2系統	不作動	不作動	不作動	不作動
TEW+AM									
TEI	全給水喪失	不作動	不作動	3基	2系統	不作動	不作動	2系統	不作動

注1) 緩和操作なしの解析条件を記載。

注2) ハッチング箇所のAEI、SEI、TEIについては、本評価では炉心損傷後の格納容器スプレイ再循環に期待しておらず、それぞれAEW、SEW、TEWと格納容器内雰囲気条件が類似することになるため、これらについては事故進展解析を行っていない。

第3.1.3.1.1.3.14表 事故進展解析結果(1/2)

主要事象	AED	AED+AM	AEW	AEW+AM	SED	SED+AM	SEW	SEW+AM
原子炉トリップ	0.0秒	0.0秒	0.4秒	0.4秒	0.0秒	0.0秒	2.0分	2.0分
補助給水系作動	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	1.0分	3.4分	3.4分
充てん系作動	—	—	—	—	—	—	—	—
高压注入系作動	—	—	0.4秒	0.4秒	—	—	—	—
低压注入系作動	—	—	11秒	11秒	—	—	—	—
蓄圧注入作動	9.4秒	9.4秒	9.4秒	9.5秒	1.2時間	1.2時間	1.2時間	1.2時間
蓄圧注入終了	1.4分	1.4分	1.1分	1.1分	3.6時間	4.6時間	3.8時間	4.6時間
ラプチャーディスク破損	—	—	—	—	—	1.3時間	—	1.3時間
格納容器スプレイ作動 ^{*1}	—	49分	3.8秒	3.8秒	—	1.6時間	1.5時間	1.1時間
再循環切替	—	—	—	—	—	—	—	—
炉心露出	5.6分	5.6分	27分	27分	42分	42分	44分	44分
被覆管破損	11分	11分	36分	36分	54分	54分	56分	56分
炉心溶融開始	19分	19分	45分	45分	1.1時間	1.1時間	1.1時間	1.1時間
下部ヘッドへ溶融炉心移動開始	55分	54分	1.5時間	1.5時間	2.0時間	5.1時間	2.2時間	5.1時間
原子炉容器破損	1.6時間	1.5時間	2.8時間	2.8時間	3.6時間	7.4時間	3.8時間	7.5時間
原子炉格納容器最高使用圧力到達	2.2時間	4.2時間	5.9時間	5.9時間	4.1時間	12時間	6.8時間	7.8時間
2Pd(原子炉格納容器最高使用圧力の2倍)到達 ^{*2}	5.4時間	—	12時間	—	8.4時間	—	14時間	—
原子炉格納容器内温度200℃到達 ^{*3}	—	—	—	—	—	—	—	—

*1:代替格納容器スプレイを考慮した解析ケースでは、代替格納容器スプレイ作動時刻(炉心溶融開始+30分)を示す。

*2:原子炉格納容器圧力2Pd到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

*3:原子炉格納容器内温度200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

第3.1.3.1.1.3.14表 事故進展解析結果(2/2)

主要事象	SLW	SLW+AM	SLI	TED	TED+AM	TEW	TEW+AM
原子炉トリップ	2.0分	2.0分	2.0分	0.0秒	0.0秒	46秒	46秒
補助給水系作動	3.4分	3.4分	3.4分	—	—	—	—
充てん系作動	—	—	—	—	—	—	—
高压注入系作動	2.4分	2.4分	2.4分	—	—	—	—
低压注入系作動	—	—	—	—	—	—	—
蓄圧注入作動	54分	54分	54分	4.7時間	3.4時間	3.3時間	2.1時間
蓄圧注入終了	7.6時間	5.2時間	7.6時間	4.7時間	7.8時間	3.3時間	5.9時間
ラプチャーディスク破損	—	4.7時間	—	1.7時間	1.7時間	35分	35分
格納容器スプレイ作動 ^{*1}	1.5時間	1.5時間	1.5時間	—	3.5時間	3.0時間	1.6時間
再循環切替	—	—	1.8時間	—	—	—	—
炉心露出	3.6時間	3.6時間	3.6時間	2.2時間	2.2時間	1.1時間	1.1時間
被覆管破損	4.0時間	4.0時間	4.0時間	2.5時間	2.5時間	1.3時間	1.3時間
炉心溶融開始	4.5時間	4.5時間	4.5時間	3.0時間	3.0時間	1.6時間	1.6時間
下部ヘッドへ溶融炉心移動開始	6.5時間	6.4時間	6.5時間	4.6時間	5.2時間	3.0時間	3.7時間
原子炉容器破損	8.4時間	8.3時間	8.3時間	4.7時間	7.8時間	3.3時間	5.9時間
原子炉格納容器最高使用圧力到達	7.2時間	8.5時間	—	6.3時間	8.1時間	9.9時間	7.1時間
2Pd(原子炉格納容器最高使用圧力の2倍)到達 ^{*2}	12時間	—	—	11時間	—	16時間	—
原子炉格納容器内温度200℃到達 ^{*3}	—	—	—	—	—	—	—

*1:代替格納容器スプレイを考慮した解析ケースでは、代替格納容器スプレイ作動時刻(炉心溶融開始+30分)を示す。

*2:原子炉格納容器圧力2Pd到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

*3:原子炉格納容器内温度200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

第3.1.3.1.3.15表 事故進展解析結果(シビアアクシデント負荷)

プラント 損傷状態	原子炉容器破損前		原子炉格納容器破損前			原子炉容器破損前			原子炉容器破損直後(30分)			原子炉容器破損後後期 ^{*1}		
	1次系圧力 (MPa[gage])	原子炉下部キャビティ内水量(t)	原子炉格納容器内温度(°C)	原子炉格納容器圧力 (MPa[gage])	ベースマツト侵食 深さ(mm)	水素濃度 (vol%) (ウェット条件)	水蒸気濃度(vol%)	水素濃度 (vol%) (ウェット条件) Zr-水反応 割合75% ^{*2}	水素濃度 (vol%) (ウェット条件)	水蒸気濃度(vol%)	水素濃度 (vol%) (ウェット条件) Zr-水反応 割合75% ^{*2}	水素濃度 (vol%) (ウェット条件)	水蒸気濃度(vol%)	水素濃度 (vol%) (ウェット条件) Zr-水反応 割合75% ^{*2}
AED	0.2	57.6	154.0	0.49	5.0	2.5	47.7	5.7	2.2	57.6	4.6	1.4	73.3	2.9
AED+AM	0.2	60.5	—	—	—	2.5	47.9	5.7	2.4	51.8	5.3	2.2	57.1	4.7
AEW	0.1	179.9	151.7	0.49	5.1	3.4	35.4	6.9	3.1	43.8	6.1	1.5	72.5	3.0
AEW+AM	0.1	179.7	—	—	—	3.1	35.1	7.0	2.8	45.1	5.9	1.9	63.0	4.0
SED	2.1	28.2	151.6	0.49	0.0	3.1	51.4	5.2	3.0	56.7	4.7	1.9	73.0	2.9
SED+AM	0.2	127.8	—	—	—	5.9	44.0	5.9	5.0	53.5	5.0	4.3	60.4	4.3
SEW	2.0	176.0	149.6	0.49	0.0	4.9	37.1	6.7	5.5	44.5	5.9	2.9	71.3	3.1
SEW+AM	0.2	175.7	—	—	—	5.5	48.6	5.5	4.8	56.2	4.8	4.2	61.5	4.2
SLW	0.3	176.4	153.7	0.49	1.5	3.7	58.1	4.5	3.4	62.4	4.0	2.8	70.0	3.2
SLW+AM	0.3	174.3	—	—	—	3.6	55.1	4.8	3.3	59.6	4.3	3.1	62.4	4.0
SLI	0.3	168.6	—	—	—	7.3	17.8	8.7	7.0	24.2	8.1	7.9	15.6	9.0
TED	17.1	8.3	157.3	0.49	0.0	4.4	68.3	6.4	3.9	48.5	5.5	2.1	72.3	3.0
TED+AM	1.4	107.6	—	—	—	4.8	50.8	5.2	5.0	56.9	5.0	5.2	55.2	5.2
TEW	15.6	41.8	162.5	0.49	1.1	5.7	13.0	8.1	7.2	12.2	9.3	2.4	71.5	3.1
TEW+AM	1.5	175.8	—	—	—	5.5	47.9	5.5	5.9	53.0	5.9	5.0	60.7	5.0

*1: AED、AEW、SED、SEW、SLW、TED及びTEWは原子炉格納容器破損時点の値。AED+AM、AEW+AM、SED+AM、SEW+AM、SLI、TED+AM及びTEW+AMは原子炉格納容器が破損しないため解析終了時点の値。

*2: 発生する水素量を補正するに当たっては、炉外での水素生成にあたるMCCIによる水素量も含む。但し、発生水素量の合計が全炉心Zr量の75%を上回る場合は補正を行っていない。

第3.1.3.1.3.16表 事故進展解析結果のパラメータの確率評価への影響

パラメータ		影響するヘディング	確率評価への影響
原子炉容器破損前	1次系圧力	溶融物分散放出 (RPV)	原子炉容器破損前の1次系圧力により、原子炉容器破損直後の溶融物分散放出 (RPV) の分岐確率を設定しており、RPVの成功、失敗によって、DCH、原子炉格納容器への直接接触等による格納容器破損の可能性の有無が変わる。
	原子炉下部キャビティ水量	キャビティ内水量 (DC)	キャビティ内水量の成功、失敗により炉外水蒸気爆発による格納容器破損の可能性の有無が変わる。また、原子炉下部キャビティ内の溶融炉心が冷却される効果及び分散する溶融炉心が冷却される効果を想定するためキャビティ内水量の成功、失敗により溶融炉心冷却の成功の可能性及びDCHによる格納容器破損等の確率が変わる。
原子炉格納容器破損前	原子炉格納容器雰囲気温度 原子炉格納容器圧力	格納容器過温破損 (OT)	格納容器破損直前は「原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の2倍に到達又は原子炉格納容器内温度が200℃到達」としている。格納容器破損直前の原子炉格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力を参照することで原子炉容器破損後後期の過温破損 (OT) の分岐確率を変える。
	ベースマツト侵食深さ	ベースマツト溶融貫通 (BM)	格納容器破損直前のベースマツト侵食深さを参照することで、原子炉容器破損後後期のベースマツト溶融貫通 (BM) の分岐確率を変える。
原子炉容器破損前／ 原子炉容器破損直後(30分)／ 原子炉容器破損後後期	水素濃度	水素燃焼 (HP1、HP2、HP3)	各時期の水素濃度、水蒸気濃度を参照することで、各時期の水素燃焼 (HP1、HP2、HP3) の分岐確率を設定する。炉心への注水 (LR) に成功した場合には、炉心への注水によるZr-水反応の促進を想定しZr-水反応割合75%の水素濃度を参照して分岐確率を設定する。
	水蒸気濃度		
	水素濃度 (Zr-水反応割合75%)		

第3.1.3.1.1.3.17表 各ヘディングの分岐確率の設定の考え方(1/2)

No.	ヘディング	記号	ヘディングの分岐確率の設定の考え方	分類
1	バイパス	BP	プラント損傷状態が格納容器バイパスの場合失敗	レベル1PRA結果
2	CV隔離	CI	システム信頼性解析によりCV隔離に失敗する確率を算出	システム信頼性解析
3	先行破損	PF	プラント損傷状態が格納容器先行破損の場合失敗	レベル1PRA結果
4	1次系強制減圧	FD	システム信頼性解析により加圧器逃がし弁(制御用空気系、窒素ポンプ)による1次系強制減圧に失敗する確率を算出	システム信頼性解析
5	配管クリープ破損	HCF	NUREGレポート等を基に設定	過去の知見(文献) 工学的判断
6	TI-SGTR	ITR	TI-SGTRに至る可能性がある事故シーケンスに対し、NUREGレポート等を基にAPET評価により設定	レベル1PRA結果 APET 評価 過去の知見(文献) 工学的判断
7	炉心への注水	LR	炉心損傷に至る事故シーケンスのうち、炉心損傷後も炉心に注水される事故シーケンスの割合から設定	レベル1PRA結果 工学的判断
8	炉内水蒸気爆発	ISX	米国での専門家の評価(NUREGレポート等)を基に設定	過去の知見(文献) 工学的判断
9	イグナイタ	IG	システム信頼性解析により電気式水素燃焼装置(イグナイタ)の作動に失敗する確率を算出	システム信頼性解析
10	水素燃焼	HP1	事故進展解析結果の水素濃度、水蒸気濃度 ^{*1} から水素燃焼及び水素燃焼による格納容器破損の可能性を判定して設定	事故進展解析 過去の知見(文献) 工学的判断
11	熔融物分散放出	RPV	事故進展解析のRV破損前の1次系圧力から熔融物分散放出の可能性を判定して設定	事故進展解析 過去の知見(文献) 工学的判断
12	キャビティ内水量	DC	事故進展解析のRV破損前のキャビティ内水量から設定	事故進展解析 工学的判断

*1: 水素が着火するタイミングについては不確かさがあることから、第3.1.3.1.1.3.15表に示す原子炉容器破損前の水素濃度、水蒸気濃度を代表的に用いて水素燃焼及び水素燃焼による格納容器破損の分岐確率を設定する。

第3.1.3.1.1.3.17表 各ヘディングの分岐確率の設定の考え方(2/2)

No.	ヘディング	記号	ヘディングの分岐確率の設定の考え方	分類
13	CV内注水(キャビティ水張り)	CF	システム信頼性解析によりCVスプレイ(手動起動)及び常設電動注入ポンプによる代替CVスプレイに失敗する確率を算出	システム信頼性解析 工学的判断
14	炉外水蒸気爆発	ESX	DET評価により炉外水蒸気爆発によるCV破損の確率を設定	DET評価 過去の知見(文献) 工学的判断
15	CV雰囲気直接加熱	DCH	DET評価によりDCHによるCV破損の確率を設定	DET評価 過去の知見(文献) 工学的判断
16	CV直接接触	MA	BWR Mark I特有の問題として捉えられていることを踏まえ、工学的判断で設定	過去の知見(文献) 工学的判断
17	水素燃焼	HP2	事故進展解析結果の水素濃度、水蒸気濃度 ^{*1} から水素燃焼及び水素燃焼による格納容器破損の可能性を判定して設定	事故進展解析 過去の知見(文献) 工学的判断
18	CV内自然対流冷却(CCW通水)	NCC1	システム信頼性解析によりCV内自然対流冷却(CCW通水)に失敗する確率を算出	システム信頼性解析 工学的判断
19	CV内注水(液相蓄熱)	HSL	システム信頼性解析により常設電動注入ポンプ(水源補給後)による代替CVスプレイに失敗する確率を算出	システム信頼性解析 工学的判断
20	CV内自然対流冷却(海水通水)	NCC2	システム信頼性解析によりCV内自然対流冷却(海水通水)に失敗する確率を算出	システム信頼性解析 工学的判断
21	溶融炉心冷却	EVC	DET評価により溶融炉心冷却に失敗する確率を設定	DET評価 過去の知見(文献) 工学的判断
22	水素燃焼	HP3	事故進展解析結果の水素濃度、水蒸気濃度 ^{*1} から水素燃焼及び水素燃焼による格納容器破損の可能性を判定して設定	事故進展解析 過去の知見(文献) 工学的判断
23	ベースマツト溶融貫通	BM	事故進展解析結果の熱水力挙動及び溶融炉心冷却の条件を考慮して設定	事故進展解析 工学的判断
24	CV過温破損	OT	事故進展解析結果の熱水力挙動及び過温破損の生じやすさに関して溶融炉心分散、キャビティ冠水の条件を考慮して設定	事故進展解析 工学的判断

*1: 水素が着火するタイミングについては不確かさがあることから、第3.1.3.1.1.3.15表に示す原子炉容器破損直後又は原子炉容器破損後後期の水素濃度、水蒸気濃度を代表的に用いて水素燃焼及び水素燃焼による格納容器破損の分岐確率を設定する。

第3.1.3.1.1.3.18表 各ヘディングの分岐確率の分布設定の考え方

No.	ヘディング	記号	ヘディングの分岐確率の分布設定の考え方	備考
1	バイパス	BP	PDSにより分岐の成否が決まり、設定不要。	固定値
2	CV隔離	CI	システム信頼性解析に従う。	システム評価
3	先行破損	PF	PDSにより分岐の成否が決まり、設定不要。	固定値
4	1次系強制減圧	FD	システム信頼性解析に従う。	システム評価
5	配管クリープ破損	HCF	文献を参考に設定。	連続分布
6	TI-SGTR	ITR	APETのヘディングの不確実さ分布を設定し、APET評価値の不確実さ分布を算出して設定。	APET評価
7	炉心への注水	LR	炉心損傷後も炉心に注水される事故シーケンスの割合の不確実さ分布を算出して設定。	システム評価
8	炉内水蒸気爆発	ISX	文献を参考に設定。	対数正規分布
9	イグナイタ	IG	システム信頼性解析に従う。	システム評価
10	水素燃焼	HP1	事故進展解析結果と文献を参考に設定。	離散分布
11	溶融物分散放出	RPV	事故進展解析結果、プラントパラメータ、文献を参考に設定。 FD成功の場合は2.0MPa[gage]未満の場合、固定値を設定。	離散分布 固定値
12	キャビティ内水量	DC	PDSにより分岐の成否が決まり、設定不要。	固定値
13	CV内注水(キャビティ水張り)	CF	システム信頼性解析に従う。	システム評価
14	炉外水蒸気爆発	ESX	DET評価値の不確実さ解析を実施して設定。DET評価値を参考に設定している条件については工学的判断より固定値を設定。	DET評価 固定値
15	CV雰囲気直接加熱	DCH	DET評価値の不確実さ解析を実施して設定。DET評価値を参考に設定している条件については工学的判断より固定値を設定。	DET評価 固定値
16	CV直接接触	MA	工学的判断より固定値を設定。	固定値
17	水素燃焼	HP2	HP1と同じ。過去の水素燃焼ありの条件については工学的判断より固定値を設定。	離散分布 固定値
18	CV内自然対流冷却(CCW通水)	NCC1	システム信頼性解析に従う。	システム評価
19	CV内注水(液相蓄熱)	HSL	システム信頼性解析に従う。	システム評価
20	CV内自然対流冷却(海水通水)	NCC2	システム信頼性解析に従う。	システム評価
21	溶融炉心冷却	EVC	DET評価値の不確実さ解析を実施して設定。DET評価値を参考に設定している条件については工学的判断より離散分布を設定。その他の条件については工学的判断より固定値を設定。	DET評価 離散分布 固定値
22	水素燃焼	HP3	HP1と同じ。過去の水素燃焼ありの条件については工学的判断より固定値を設定。その他の条件については工学的判断より固定値を設定。	離散分布 固定値
23	ベースマット溶融貫通	BM	工学的判断より固定値を設定。	固定値
24	CV過温破損	OT	工学的判断より固定値を設定。	固定値

第3.1.3.1.1.3.19表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度

プラント損傷 状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与 割合 (%)	条件付き格納 容器機能喪失 確率	格納容器機能 喪失頻度 (／炉年)	寄与 割合 (%)
AED	1.7E-09	0.1	0.95	1.7E-09	0.7
AEW	1.2E-07	9.0	0.06	7.2E-09	2.8
AEI	2.1E-07	15.8	0.05	1.0E-08	4.0
ALC	5.9E-09	0.4	1.00	5.9E-09	2.3
SED	6.1E-08	4.5	0.51	3.1E-08	12.3
SEW	6.3E-10	<0.1	0.25	1.6E-10	<0.1
SEI	6.3E-08	4.7	0.26	1.6E-08	6.3
SLW	3.3E-07	24.6	0.22	7.2E-08	28.3
SLI	2.1E-07	15.8	0.04	8.4E-09	3.3
SLC	2.2E-08	1.7	1.00	2.2E-08	8.8
TED	1.1E-07	8.3	0.26	2.8E-08	11.2
TEW	2.5E-08	1.9	0.75	1.9E-08	7.4
TEI	1.5E-07	11.5	0.06	9.8E-09	3.9
V	1.0E-09	<0.1	1.00	1.0E-09	0.4
G	2.1E-08	1.6	1.00	2.1E-08	8.2
合計	1.3E-06	100.0	0.19 ^{*1}	2.5E-07	100.0

*1:プラント損傷状態(PDS)別条件付き格納容器機能喪失確率(CCFP)を合計したものではなく、格納容器機能喪失頻度(CFF)の合計を炉心損傷頻度(CDF)の合計で除した値

第3.1.3.1.1.3.20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	格納容器機能喪失 頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	5.0E-11	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	3.8E-08	15.1
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後後期))	3.5E-10	0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	1.6E-07	63.8
ε (ベースマツト溶融貫通)	1.6E-09	0.6
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	2.8E-08	11.2
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	8.6E-10	0.3
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0	0
ν (インターフェイスシステムLOCA)	1.0E-09	0.4
g (蒸気発生器伝熱管破損)	2.1E-08	8.3
τ (格納容器過温破損)	5.1E-12	<0.1
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1
合 計	2.5E-07	100.0

ε :1.0E-12(／炉年)未満

第3.1.3.1.1.3.21表 PDSごとの全CDFに対するCFFの割合

PDS	CDF (／炉年) ①	寄与 割合 (%) ③	CCFP $\left(=\frac{CFF}{CDF}\right)$ ④	CFF (／炉年) ⑤	寄与 割合 (%)	$\frac{CFF}{\text{全CDF}}$ ⑥
AED	1.7E-09	0.1	0.95	1.7E-09	0.7	9.5E-04
AEW	1.2E-07	9.0	0.06	7.2E-09	2.8	5.4E-03
AEI	2.1E-07	15.8	0.05	1.0E-08	4.0	7.9E-03
ALC	5.9E-09	0.4	1.00	5.9E-09	2.3	4.0E-03
SED	6.1E-08	4.5	0.51	3.1E-08	12.3	2.3E-02
SEW	6.3E-10	<0.1	0.25	1.6E-10	<0.1	1.2E-06
SEI	6.3E-08	4.7	0.26	1.6E-08	6.3	1.2E-02
SLW	3.3E-07	24.6	0.22	7.2E-08	28.3	5.4E-02
SLI	2.1E-07	15.8	0.04	8.4E-09	3.3	6.3E-03
SLC	2.2E-08	1.7	1.00	2.2E-08	8.8	1.7E-02
TED	1.1E-07	8.3	0.26	2.8E-08	11.2	2.2E-02
TEW	2.5E-08	1.9	0.75	1.9E-08	7.4	1.4E-02
TEI	1.5E-07	11.5	0.06	9.8E-09	3.9	6.9E-03
V	1.0E-09	<0.1	1.00	1.0E-09	0.4	7.5E-06
G	2.1E-08	1.6	1.00	2.1E-08	8.2	1.6E-02
合計	② 1.3E-06	100.0	0.19 ^{*1}	2.5E-07	100.0	0.19

*1:PDS 別 CCFP を合計したものではなく、CFF の合計を CDF の合計で除した値

黄色 : ⑥の上位 5 位の PDS (ALC、SLC、V、G を除く)

青色 : ④は比較的高いが③が低いため、⑥が低い PDS

緑色 : ③は比較的高いが④が低いため、⑥が低い PDS

灰色 : 格納容器先行破損又は格納容器バイパスとなる PDS (ALC、SLC、V、G)

第3.1.3.1.3.22表 放出カテゴリの選定

原子炉格納容器の 状態		内的／ 外的	大規模放出開始 のタイミング	No.	放出カテゴ リ記号	格納容器機能喪失 モード	プラント損傷状態
格納 容器 機能 喪失	格納容器 バイパス	内的	炉心損傷時又は 炉心損傷後	①	F1	$g(\text{SGTR、TI-SGTR})$ ν	G(起因)、S**／T**(TI-SGTR) V
		外的	炉心損傷時	②	F2	$g(\text{SGTR(複数本破損)})$	G(起因)
	格納容器 破損	内的(エナ ジェティッ ク)	炉心損傷後	③-a	F3A	$\alpha、\gamma、\gamma'、\gamma''、$ $\eta、\sigma、\mu$	S**／T**($\sigma、\mu$ モード) 全て($\alpha、\gamma、\gamma'、\gamma''、\eta$ モード)
		内的(先行 破損)	炉心損傷時	③-b	F3B	θ	ALC、SLC
		内的(その 他)	炉心損傷後	③-c	F3C	$\varepsilon、\tau、\delta$	全て
		外的	炉心損傷時	④	F4	χ	B
	隔離 失敗	内的及び 外的	炉心損傷時	⑤	F5	β	全て
健全(設計漏えい)		内的及び 外的	— (大規模放出なし)	⑥	F6	ϕ	AED、AEW、AEI、SED、SEW、SEI、 SLW、SLI、TED、TEW、TEI

注)ハッチング箇所は内部事象出力運転時PRAにて考慮しない放出カテゴリ

第3.1.3.1.1.3.23表 放出カテゴリ別発生頻度

原子炉格納容器の状態		分類	放出カテゴリ 記号	発生頻度 (／炉年)	寄与 割合 (%)
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	—	F1	2.2E-08	1.7
	格納容器 破損	エナジェティック	F3A	1.3E-09	<0.1
		先行破損	F3B	2.8E-08	2.1
		その他	F3C	1.6E-07	12.3
	隔離失敗	—	F5	3.8E-08	2.9
健全(設計漏えい)		—	F6	1.1E-06	81.0

第3.1.3.1.1.3.24表 不確実さ解析結果(プラント損傷状態別)

プラント 損傷状態	格納容器機能喪失頻度(／炉年)				エラーファクタ
	5%下限値	中央値	95%上限値	平均値	
AED	4.8E-11	3.9E-10	4.9E-09	1.6E-09	1.0E+01
AEW	2.3E-10	2.1E-09	2.5E-08	6.9E-09	1.0E+01
AEI	6.2E-10	3.9E-09	3.3E-08	9.3E-09	7.3E+00
ALC	5.5E-11	1.1E-09	2.1E-08	5.9E-09	2.0E+01
SED	1.6E-09	9.7E-09	7.6E-08	2.4E-08	6.9E+00
SEW	1.4E-13	3.2E-12	1.1E-10	4.0E-11	2.8E+01
SEI	3.1E-10	2.9E-09	4.0E-08	1.3E-08	1.1E+01
SLW	1.9E-09	1.3E-08	1.5E-07	5.0E-08	8.9E+00
SLI	1.9E-10	2.1E-09	2.9E-08	8.1E-09	1.2E+01
SLC	6.4E-10	5.4E-09	7.8E-08	2.1E-08	1.1E+01
TED	5.9E-10	4.2E-09	5.3E-08	1.7E-08	9.5E+00
TEW	1.2E-10	1.6E-09	4.0E-08	1.3E-08	1.8E+01
TEI	8.7E-10	4.0E-09	3.1E-08	1.0E-08	6.0E+00
V	1.3E-13	1.3E-11	1.3E-09	7.7E-10	9.8E+01
G	1.6E-10	2.3E-09	4.7E-08	1.3E-08	1.7E+01
合 計	3.1E-08	1.0E-07	5.3E-07	1.9E-07	4.1E+00

第3.1.3.1.1.3.25表 不確実さ解析結果(格納容器機能喪失モード別)

格納容器 機能喪失 モード	格納容器機能喪失頻度(／炉年)				エラーファクタ
	5%下限値	中央値	95%上限値	平均値	
α	3.6E-12	2.2E-11	1.8E-10	5.5E-11	7.2E+00
β	3.7E-09	1.7E-08	1.1E-07	3.4E-08	5.5E+00
γ	－	－	－	－	－
γ'	－	－	－	－	－
γ''	9.4E-12	8.8E-11	1.2E-09	3.5E-10	1.1E+01
δ	1.3E-08	4.9E-08	3.2E-07	1.1E-07	4.9E+00
ε	9.7E-11	4.8E-10	3.6E-09	1.1E-09	6.1E+00
θ	1.1E-09	8.5E-09	9.9E-08	2.7E-08	9.5E+00
η	2.8E-11	2.8E-10	3.3E-09	9.1E-10	1.1E+01
σ	0	0	0	0	－
υ	1.3E-13	1.3E-11	1.3E-09	7.7E-10	9.8E+01
g	2.4E-10	3.4E-09	6.3E-08	1.9E-08	1.6E+01
τ	6.3E-18	9.9E-16	3.7E-13	4.2E-13	2.4E+02
μ	－	－	－	－	－
合 計	3.1E-08	1.0E-07	5.3E-07	1.9E-07	4.1E+00

第3.1.3.1.1.3.26表 不確実さ解析結果(放出カテゴリ別)

原子炉格納容器の状態		分類	放出カテ ゴリ記号	発生頻度(／炉年)				エラーファクタ
				5% 下限値	中央値	95% 上限値	平均値	
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	—	F1	3.0E-10	3.8E-09	6.1E-08	1.9E-08	1.4E+01
	格納容器 破損	エナジェテ イック	F3A	6.9E-11	4.6E-10	4.6E-09	1.3E-09	8.1E+00
		先行破損	F3B	1.1E-09	8.5E-09	9.9E-08	2.7E-08	9.5E+00
		その他	F3C	1.3E-08	5.0E-08	3.1E-07	1.1E-07	4.8E+00
	隔離失敗	—	F5	3.7E-09	1.7E-08	1.1E-07	3.4E-08	5.5E+00
健全(設計漏えい)		—	F6	1.4E-07	5.2E-07	3.0E-06	9.8E-07	4.6E+00

第 3.1.3.1.1.3.27 表 人的過誤に係る感度解析結果

解析ケース	ベースケースからの変更点	全格納容器機能喪失頻度(／炉年)
ベースケース	－	2.5E-07
解析ケース1	全人的過誤確率(独立)＝0	7.7E-08
解析ケース2	全人的過誤確率(独立)＝1	3.7E-03

第3.1.3.1.1.3.28表 SA対策に係る感度解析結果

格納容器機能喪失モード	ベースケース (SA対策あり)		感度解析ケース (SA対策なし)	
	格納容器機能 喪失頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)	格納容器機能 喪失頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	5.0E-11	<0.1	1.2E-10	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	3.8E-08	15.1	3.7E-05	87.2
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1	1.5E-11	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1	1.4E-11	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後後期))	3.5E-10	0.1	1.2E-11	<0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	1.6E-07	63.8	3.1E-06	7.4
ε (ベースマット熔融貫通)	1.6E-09	0.6	1.3E-09	<0.1
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	2.8E-08	11.2	1.9E-06	4.5
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	8.6E-10	0.3	3.0E-09	<0.1
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0	0	0	0
ν (インターフェイスシステムLOCA)	1.0E-09	0.4	3.4E-09	<0.1
g (蒸気発生器伝熱管破損)	2.1E-08	8.3	3.8E-07	0.9
τ (格納容器過温破損)	5.1E-12	<0.1	2.9E-10	<0.1
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1	1.2E-12	<0.1
合計	2.5E-07	100.0	4.2E-05	100.0

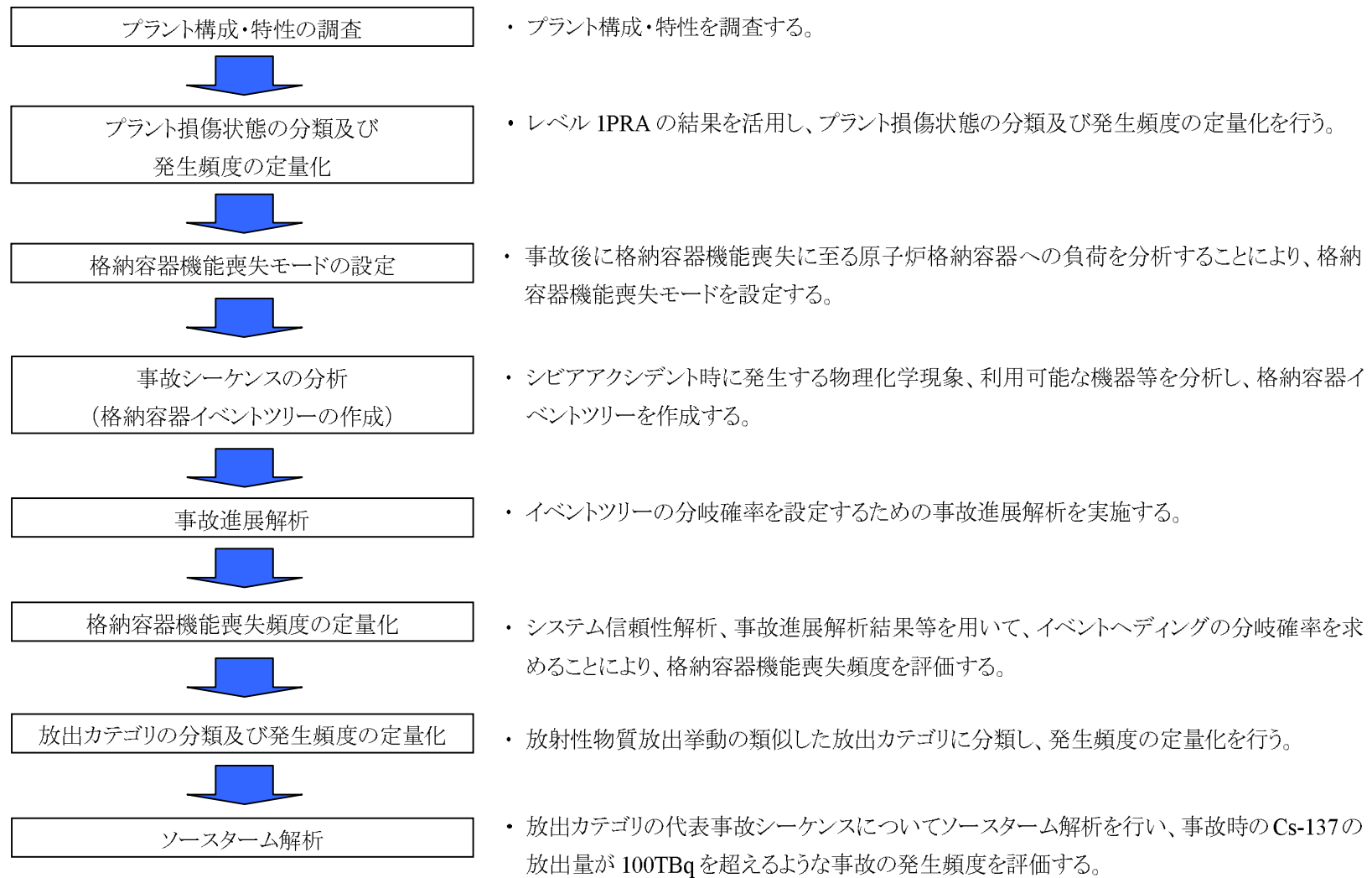
ε : 1.0E-12 (／炉年) 未満

第 3.1.3.1.1.3.29 表 多様性拡張設備等に係る感度解析で評価対象とした対策

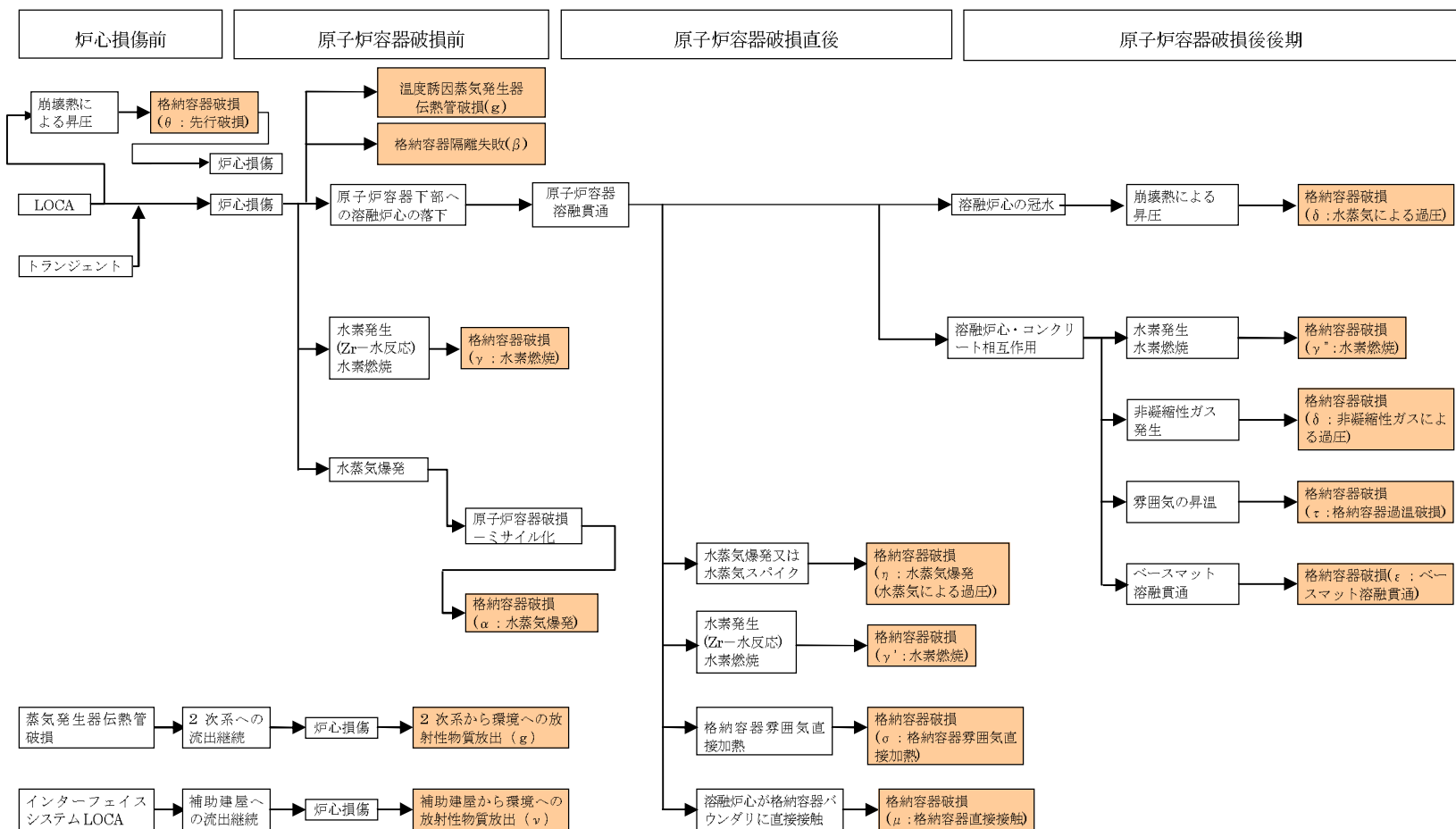
手順	概要
手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	直流電源が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を使用しタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を押し上げること及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する手順。
電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車による代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器圧力が低下しない場合に、電動消火ポンプ、ディーゼル消火ポンプ又は消防自動車によりろ過水貯蔵タンク水を原子炉格納容器へスプレイする手順。

第 3.1.3.1.1.3.30 表 多様性拡張設備等に係る感度解析結果

解析ケース	格納容器機能喪失頻度(／炉年)
ベースケース	2.5E-07
感度解析ケース (多様性拡張設備等考慮)	2.2E-07



第 3.1.3.1.3.1 図 内部事象出力運転時レベル 2PRA の評価フロー



第 3.1.3.1.1.3.2 図 PWR のシビアアクシデントで考えられている事故進展

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

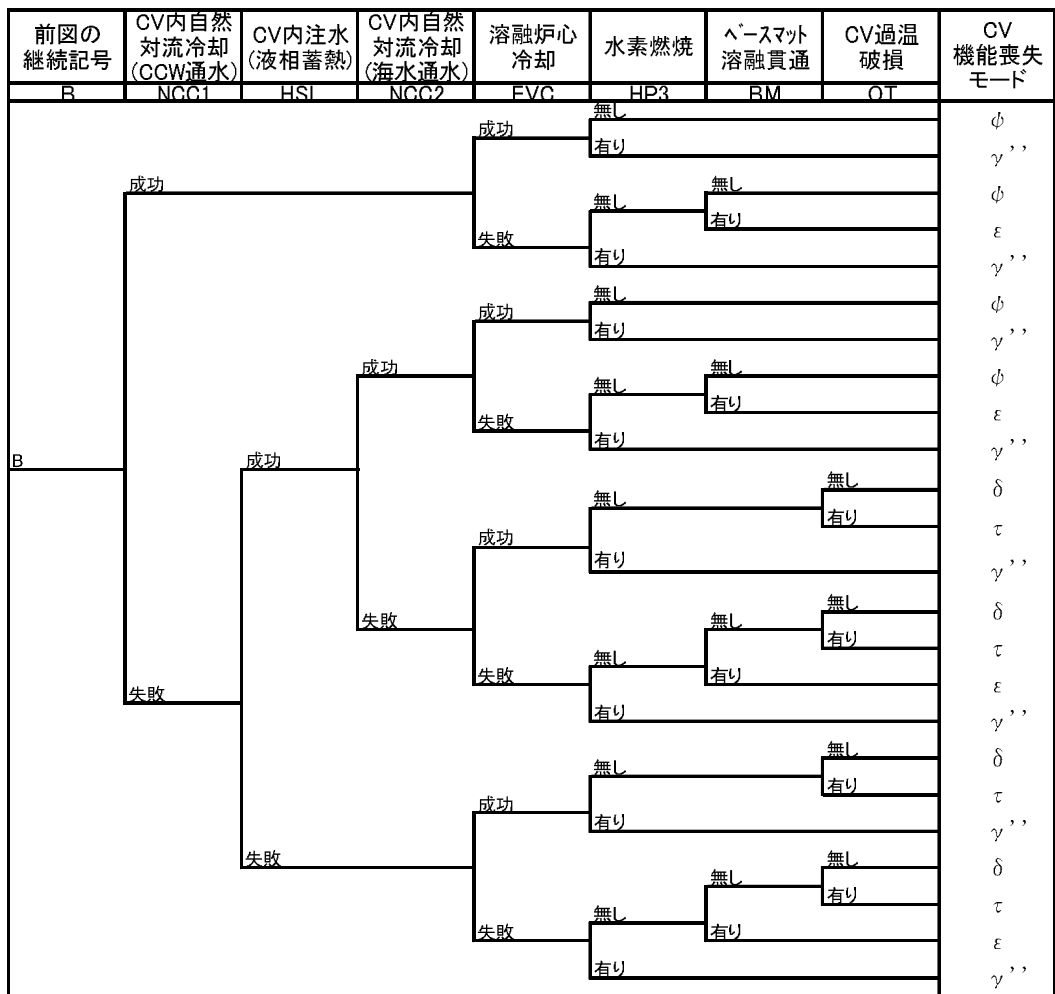
注 1) 後図の継続記号の—は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2) 格納容器機能喪失モード：

- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼（原子炉容器破損前）
- γ' = 水素燃焼（原子炉容器破損直後）
- γ'' = 水素燃焼（原子炉容器破損後後期）
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマット溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- v = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

(b) 原子炉容器破損直後

第 3.1.3.1.1.3.3 図 格納容器イベントツリー (2/3)

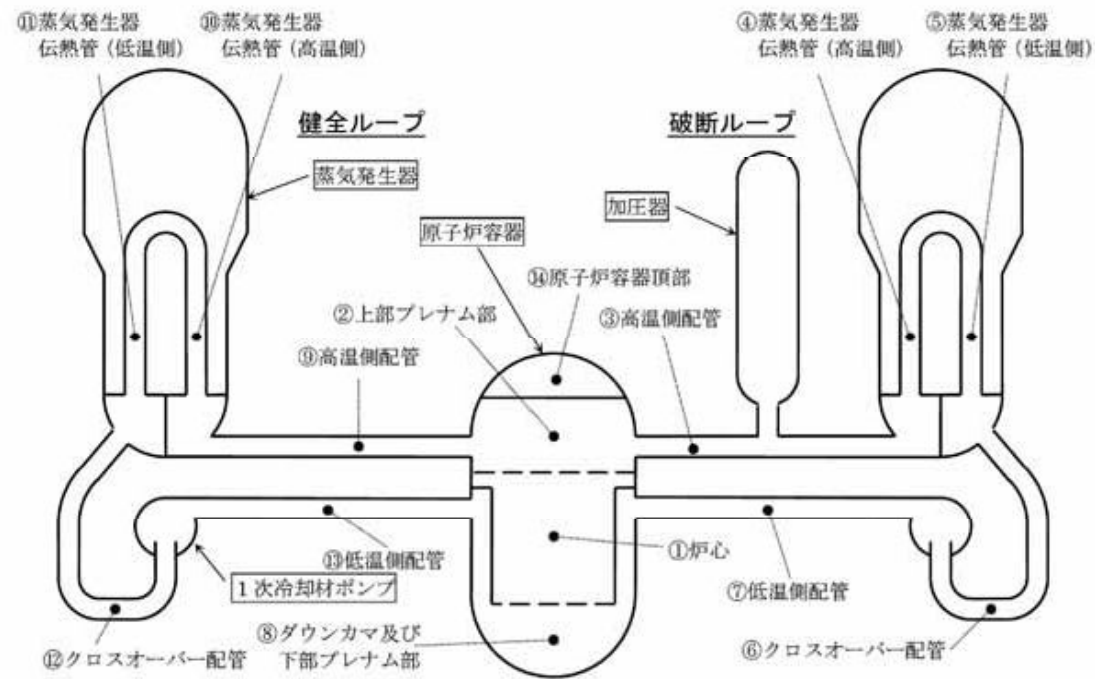


注 1) 格納容器機能喪失モード：

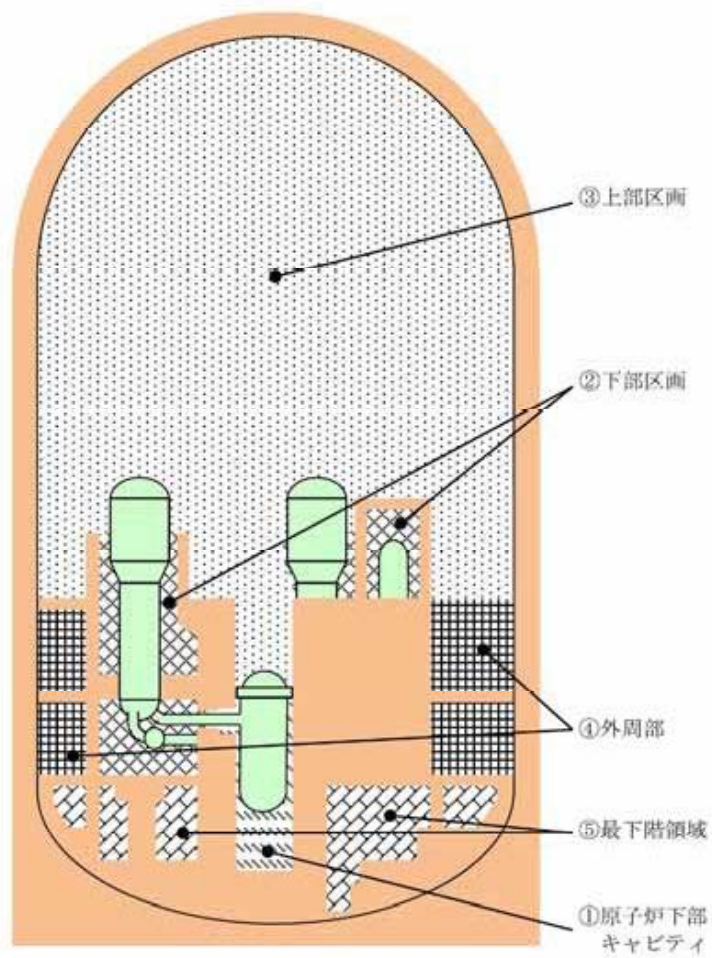
- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼（原子炉容器破損前）
- γ' = 水素燃焼（原子炉容器破損直後）
- γ'' = 水素燃焼（原子炉容器破損後後期）
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマツト溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- v = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

(c) 原子炉容器破損後後期

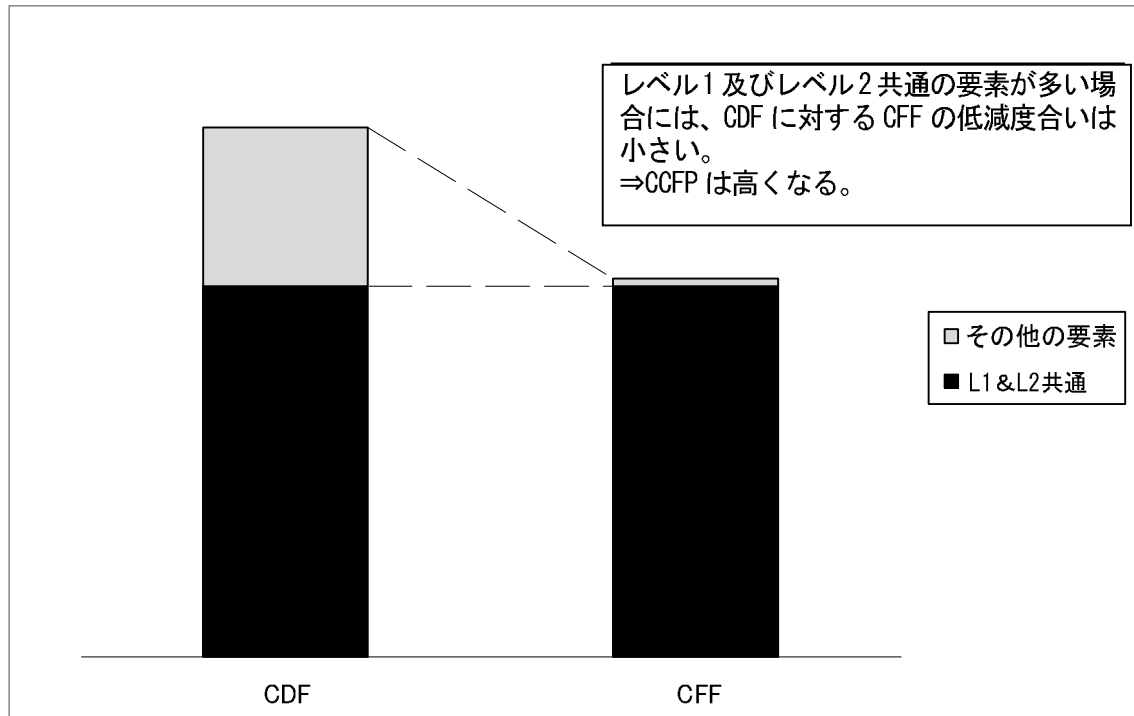
第 3.1.3.1.1.3.3 図 格納容器イベントツリー (3/3)



第 3.1.3.1.1.3.4 図 1次系ノーディング



第 3.1.3.1.1.3.5 図 格納容器ノーディング



第 3.1.3.1.1.3.6 図 CDF の主要要素が「レベル 2PRA と共通する要素」である場合

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

注 1) 後図の継続記号の—は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2) 格納容器機能喪失モード：

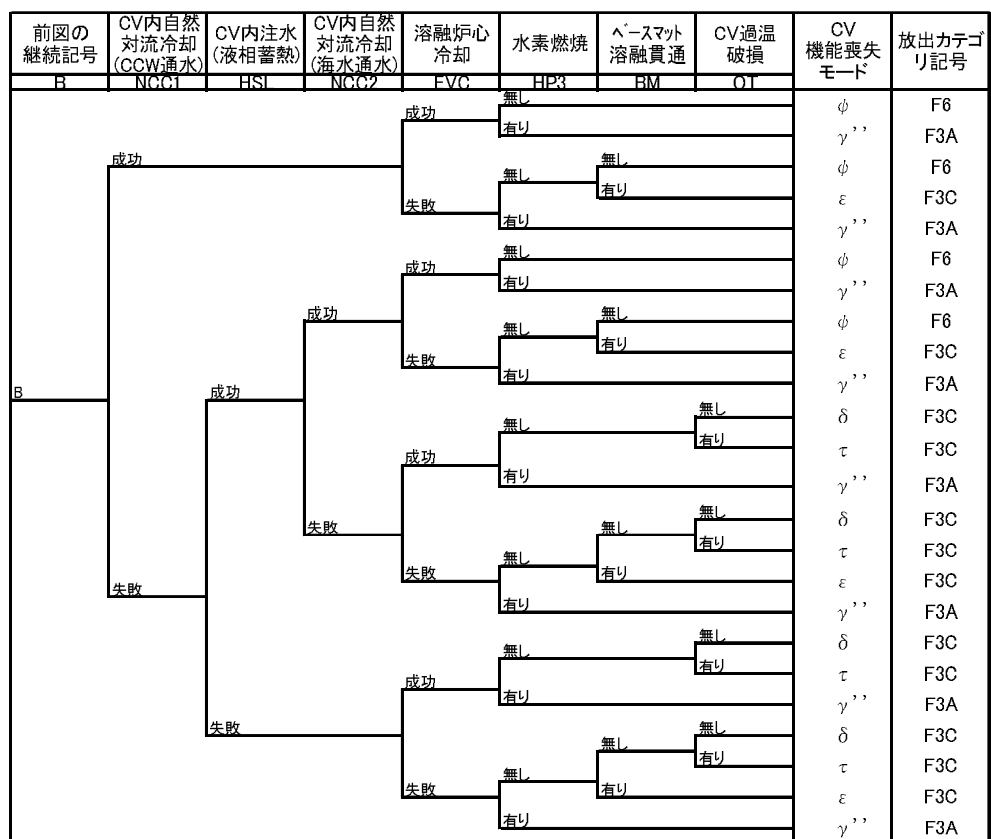
- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼（原子炉容器破損前）
- γ' = 水素燃焼（原子炉容器破損直後）
- γ'' = 水素燃焼（原子炉容器破損後後期）
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマット溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- ν = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

注 3) 放出カテゴリ記号

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

(b) 原子炉容器破損直後

第 3.1.3.1.1.3.7 図 格納容器イベントツリーにおける放出カテゴリ分類 (2/3)



注 1) 格納容器機能喪失モード：

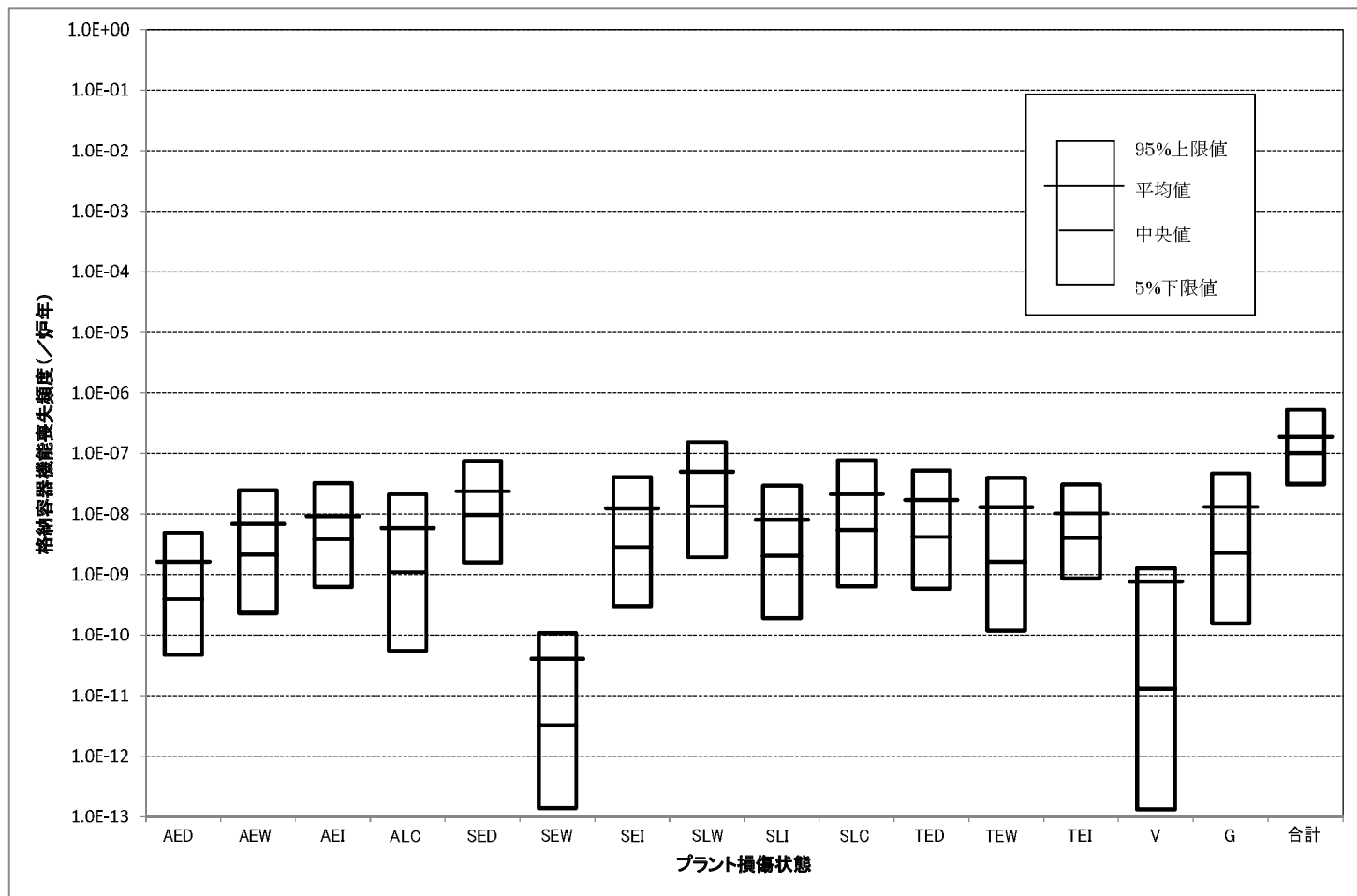
- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼（原子炉容器破損前）
- γ' = 水素燃焼（原子炉容器破損直後）
- γ'' = 水素燃焼（原子炉容器破損後後期）
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマツト溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- v = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

注 2) 放出カテゴリ記号

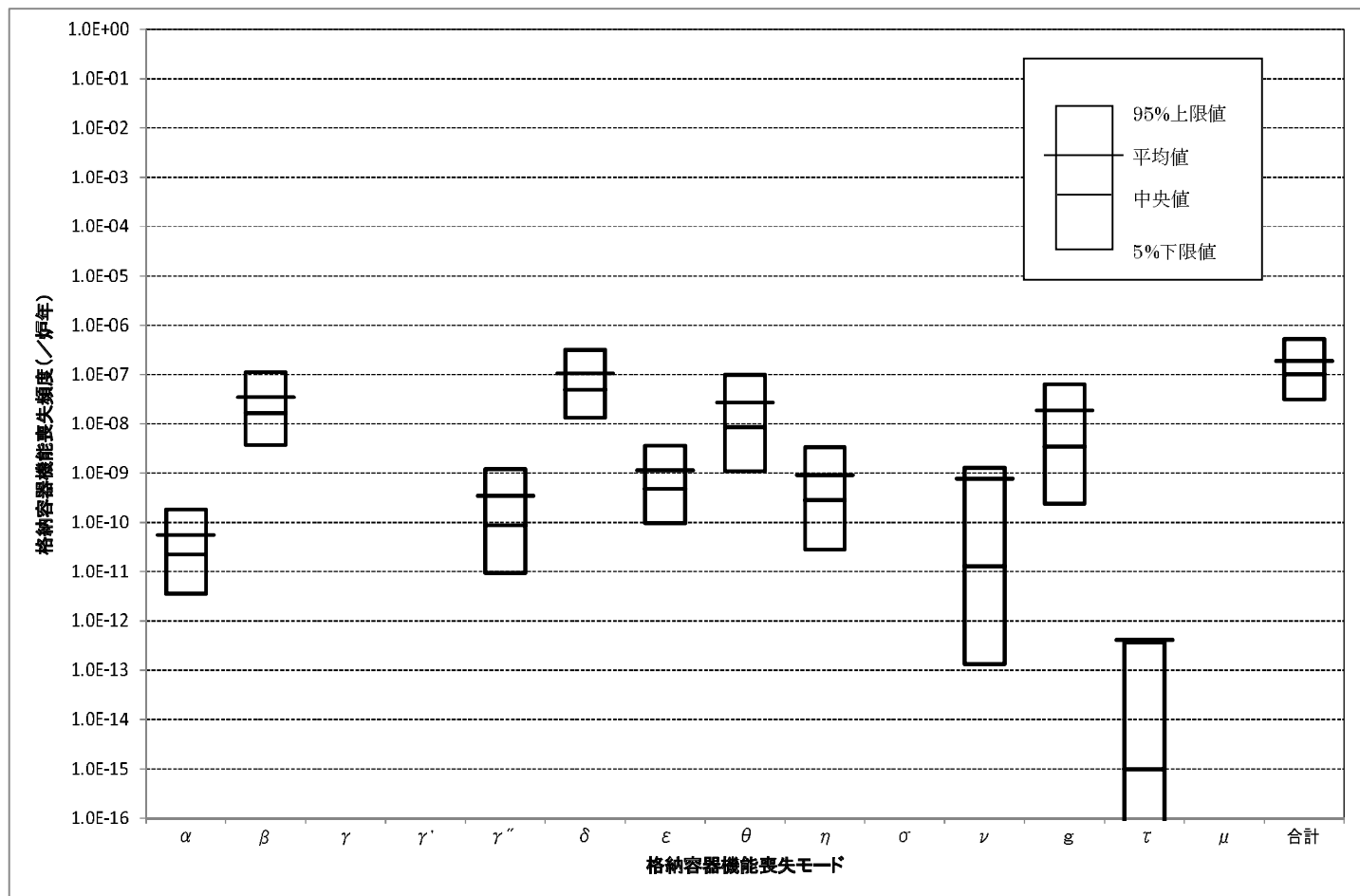
- F1 = 格納容器バイパス（内的）
- F2 = 格納容器バイパス（外的）
- F3A = 格納容器破損（内的）（エナジェティック）
- F3B = 格納容器破損（内的）（先行破損）
- F3C = 格納容器破損（内的）（その他）
- F4 = 格納容器破損（外的）
- F5 = 隔離失敗（内的及び外的）
- F6 = 健全（設計漏えい）（内的及び外的）

(c) 原子炉容器破損後後期

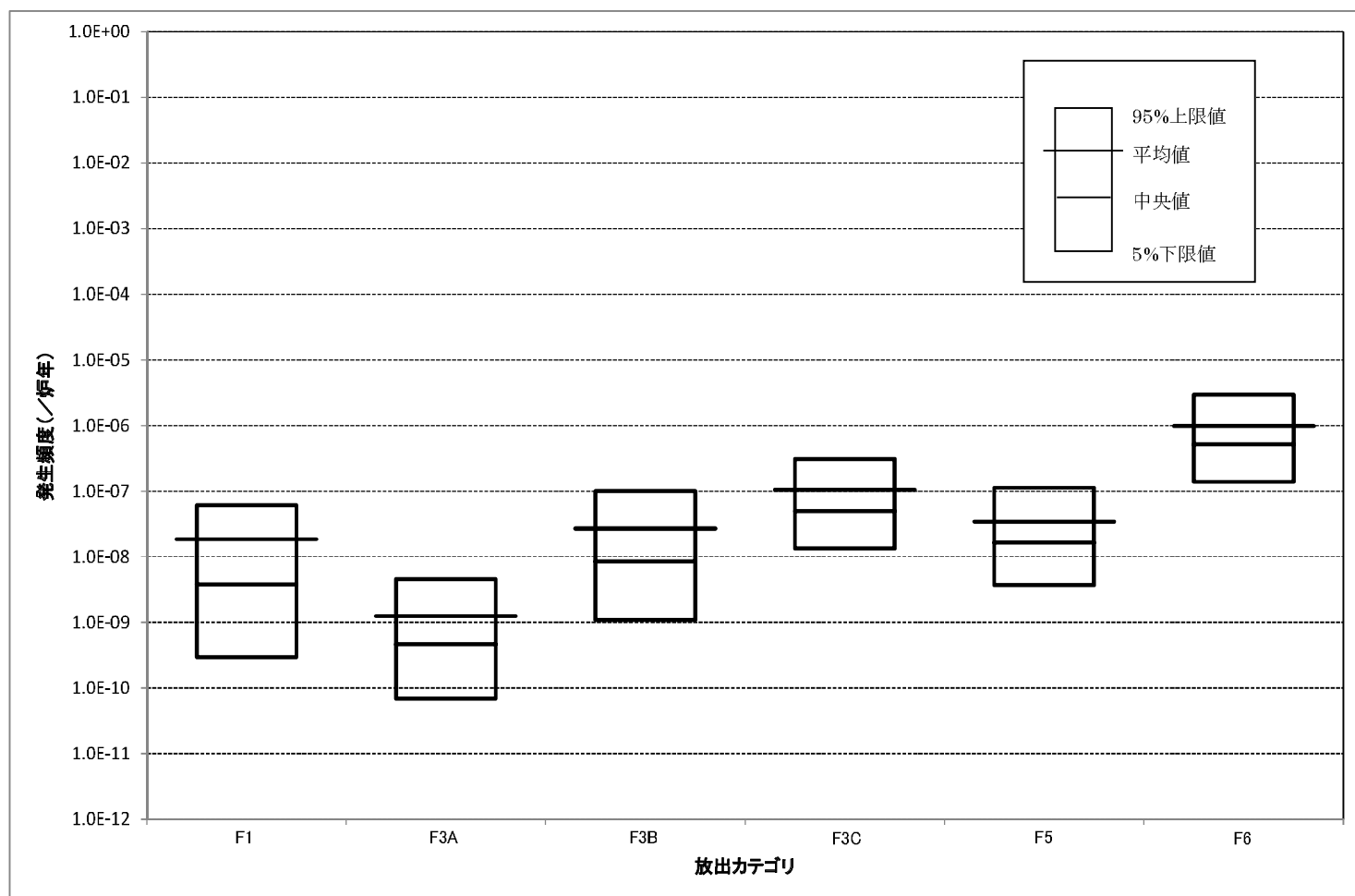
第 3.1.3.1.1.3.7 図 格納容器イベントツリーにおける放出カテゴリ分類(3/3)



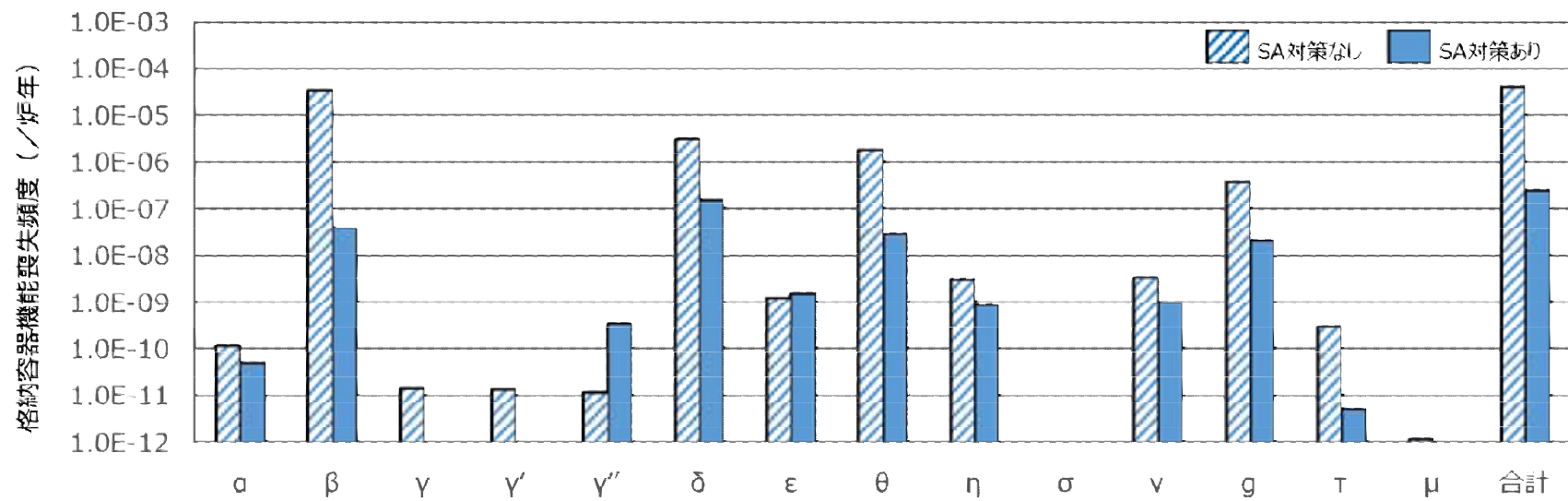
第3.1.3.1.1.3.8図 不確実さ解析結果(プラント損傷状態別)



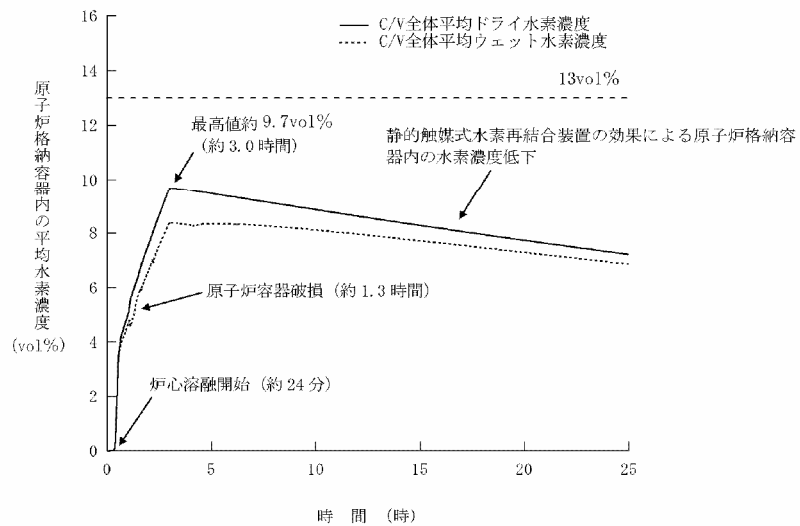
第 3.1.3.1.1.3.9 図 不確実さ解析結果(格納容器機能喪失モード別)



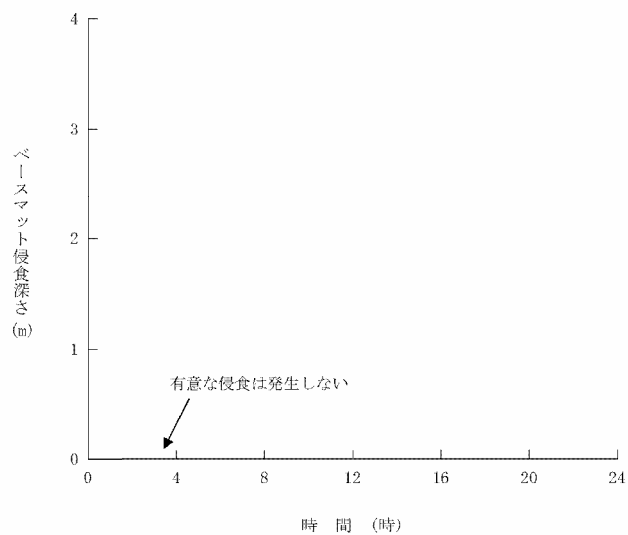
第3.1.3.1.1.3.10 図 不確実さ解析結果(放出カテゴリ別)



第3.1.3.1.3.11 図 SA 対策に係る感度解析結果



第3.1.3.1.1.3.12図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移
(有効性評価－水素燃焼シーケンス)



第3.1.3.1.1.3.13図 ベースマツト侵食深さの推移
(有効性評価－過圧破損シーケンス)

3.1.3.1.1.4 ソースターム評価

(1) 放出カテゴリのソースターム解析

放出カテゴリごとに解析対象事故シーケンスを選定し、ソースターム解析を行う。ソースターム解析として、各放出カテゴリのCs-137の放出量を定量化する評価も考えられるが、格納容器機能喪失時のソースタームを定量化する上で重要な原子炉格納容器の破損規模・形態等に係る知見や破損箇所から放出された核分裂生成物(FP)の沈着・移行挙動に係る知見が不足しており、十分な精度の定量化ができないため、本評価においては、安全性向上評価のリスク指標である「Cs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度」に着目した評価を行う。なお、Cs-137放出量が100TBqを超えることを確認した放出カテゴリについては、放出量を100TBq以上とする。

a. 解析対象事故シーケンスの選定

放射性物質の放出に至る事故シーケンスに対して、主に予想される放出量に基づいて、ソースターム解析対象とする代表的な事故シーケンスを選定する。

(a) 格納容器バイパスの代表事故シーケンス

放出カテゴリ「格納容器バイパス」(第3.1.3.1.1.3.22表の①及び②)に分類されるPDSとしてはG(SGTR(起因))、V(IS-LOCA)及びS**/T**(TI-SGTR)が挙げられる。いずれの事象も放出量が厳しいがFP放出経路及び放出量の特徴を踏まえ、比較的放出量が大きいと考えられるG(SGTR(起因))のシーケンスを代表事故シーケンスとする。

(b) 内的格納容器破損(エナジェティック)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(エナジェティック)(第3.1.3.1.1.3.22表の③-a)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

(c) 内的格納容器破損(先行破損)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(先行破損)(第3.1.3.1.1.3.22表の③-b)に分類されるPDSはALC、SLCが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設CVスプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

(d) 内的格納容器破損(その他)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(その他)(第3.1.3.1.1.3.22表の③-c)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設CVスプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

(e) 外的格納容器破損の代表事故シーケンス

外的格納容器破損(第3.1.3.1.1.3.22表の④)に分類されるPDSはBである。本PDSは地震により原子炉建屋又は原子炉格納容器が破損する際に1次系の損傷が起こるものである。1次系の損傷としては、Excess LOCAに至る可能性があるが、放出挙動の観点からはAEDの大破断LOCA+

ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗と同様であるため、代表事故シーケンスとしてはAEDとする。

(f) 格納容器隔離失敗の代表事故シーケンス

格納容器隔離失敗(第3.1.3.1.1.3.22表の⑤)に分類されるPDSは全てが含まれる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

(g) 格納容器健全の代表事故シーケンス

格納容器健全(第3.1.3.1.1.3.22表の⑥)に分類されるPDSはAED、AEW、AEI、SED、SEW、SEI、SLW、SLI、TED、TEW、TEIとなる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

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

b. ソースタームの解析

放出カテゴリごとに、代表事故シーケンスに沿ってソースタームを解析する。ソースターム解析は、シビアアクシデント解析コードであるMAAPコードを用いて行った。MAAPコードでは、炉心溶融に伴う燃料からのFPの放出及びFPの状態変化・輸送等がモデル化されており、燃料及び溶融炉心からの放射性物質の放出(原子炉容器内での燃料からの放射性物質放出量の時間変化、溶融炉心・コンクリート相互作用における放射性物質放出量の時間変化等)、

原子炉冷却系内の挙動(原子炉冷却系内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化等)、原子炉格納容器内の挙動(原子炉格納容器内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化等)を考慮した解析を行い、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合(炉心内蓄積量比)を事象進展に応じて評価することが可能である。ここでは、格納容器機能喪失頻度評価における事故進展解析の結果を用いる。

本評価では、核分裂生成物等を12のグループに分け、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合を求める。原子炉格納容器の機能が維持されている場合は、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合に別途アニュラス空気浄化設備の効果を考慮して環境への放射性物質の放出量を求める。なお、アニュラス空気浄化設備が起動して、アニュラス部内の負圧が達成するまでの間は、アニュラス空気浄化設備のフィルタによる低減効果に期待できないため、評価では、原子炉格納容器からアニュラス部内に放出された放射性物質は、アニュラス部内に保持され、アニュラス空気浄化設備の設計流量と同じ流量で大気中に放出されたとする。原子炉格納容器の機能が喪失している場合は、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合をそのまま環境への放射性物質の放出割合とし、炉心内蓄積量を乗じて環境への放射性物質の放出量とする。

Cs-137放出量は、12のグループのうち、Gr2(CsI)及びGr6(CsOH)の解析結果を使用する。

(a) 格納容器健全の放出量評価

放出放射エネルギー評価条件を第3.1.3.1.1.4.1表に、評価イメージを第3.1.3.1.1.4.1図に示す。また、解析の結果を第3.1.3.1.1.4.2図に示す。事故後7日時点のCs-137放出量は約3.2TBqとなり、100TBqを下回っている。

(b) 格納容器機能喪失の放出量評価

格納容器機能喪失に関するソースタームを既存の知見より定性的に評価した結果、いずれの放出カテゴリにおいても100TBqを超過することを確認した。

c. 放出カテゴリごとのソースタームと発生頻度

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

放出カテゴリの発生頻度とソースタームとを対応させて結果をまとめたものを第3.1.3.1.1.4.2表に示す。事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は 2.5×10^{-7} (／炉年)となった。

また、格納容器健全の放出量評価結果について、事故発生後約19分の炉心溶融に伴い放射性物質の放出が開始されるが、事故発生後78分のアニュラス負圧達成により放出率は大きく低下しており、格納容器健全の維持とあいまって放射性物質の大規模放出には至らないことから、当該放出カテゴリの解析結果として整合していることを確認した。

(2) 不確実さ解析及び感度解析

a. 不確実さ解析

ソースタームの不確実さ解析においては、原子炉格納容器内の核分裂生成物挙動に関する以下の5つの不確実さ因子による、(1)で示した格納容器健全の放出カテゴリの代表事故シーケンスを対象としたCs-137放出量への影響について検討した。

- ・ 核分裂生成物の炉心から格納容器内雰囲気(気相部)への放出
- ・ スプレイ及び原子炉格納容器内壁面等への沈着による気相部からの除去
- ・ 沈着及び液相からの核分裂生成物の再放出
- ・ 原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えい
- ・ 1次系内及び原子炉格納容器内の熱的挙動

以上の不確実さ因子について、Cs-137放出量に影響を与えるMAAPコード内のパラメータを抽出し、それらの確率分布を入力として、モンテカルロ手法を用いてMAAPコードで60ケースの解析を実施した。確率分布については、参考資料に示す。なお、代表事故シーケンスでは、事故発生から60分後にアニュラス空気浄化設備が起動し、フィルタによる除去を行うため、それ以降のCs-137の放出量は抑えられる。そのため、事故発生から約1.5時間後に発生する原子炉容器破損以降の物理化学現象であるMCCIに係るパラメータについては影響が小さいことから、ここでは除外した。

得られた各ケースのCs-137放出量について整理し、平均値、5%下限値、95%上限値及び不確実さ幅(最大値及び最小値)を評価した。ここで、平均値は各ケースのCs-137放出量の算術平均、5%下限値は低い方から数えて3番目のケース、95%上限値は低い方から数えて57番目のケースの値となる。なお、その他の入力条件は(1)で用いた条件と同じである。

第3.1.3.1.1.4.3表及び第3.1.3.1.1.4.3図に示すCs-137放出量の不確実さ

解析結果のとおり、Cs-137放出量の最大値は約3.4TBq、最小値は約2.0TBqであり、不確実さを考慮しても100TBqを下回ることを確認した。また、Cs-137放出量の5%下限値、平均値及び95%上限値は、各々約2.1TBq、約2.6TBq及び約3.1TBqであった。ベースケースの約3.2TBqは95%上限値よりも大きい結果となったが、これは抽出したMAAPコードの個々のパラメータが上記60ケースの解析ではランダムに選択さればらつきがある一方で、ベースケースではCs-137の放出量評価に対して感度が大きいパラメータが保守的に設定されているためである。

b. 感度解析

ソースターム解析結果に有意な影響を与える可能性がある条件として、既往の有効性評価の結果を参考にし、以下の4項目について感度解析を実施した。

- ・ MCCIの現象の不確かさに係る感度解析
- ・ Excess LOCAに係る感度解析
- ・ 代替格納容器スプレイの操作開始時間に係る感度解析
- ・ アニュラス空気浄化設備の操作開始時間に係る感度解析

(a) MCCIの現象の不確かさに係る感度解析

イ 解析条件

MCCIの現象の不確かさに係る感度を確認するため、既往の重大事故等対策の有効性評価における不確かさの影響評価と同様に、エントレインメント係数を当該変数推奨範囲の最大値とし、溶融炉心の拡がり面積を原子炉下部キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大するものとする。また、Kutateladze係数については、溶融物存在時には大気

圧条件で 0.8MW/m^2 相当、全体固化時には大気圧条件で 0.5MW/m^2 相当、コンクリート15%混入時には大気圧条件で 0.125MW/m^2 相当を設定する。

ロ 感度解析結果

感度解析のCs-137放出量は約 3.2TBq となり、ベースケースにおける放出量(約 3.2TBq)と同程度となった。

(b) Excess LOCAに係る感度解析

イ 解析条件

炉心溶融が早まる場合の影響を確認するため、既往の重大事故等対策の有効性評価におけるExcess LOCAに係る不確かさの影響評価のうち、炉心溶融開始時間の最も早い1次冷却材低温側配管全ループ破断による感度を確認する。

ロ 感度解析結果

感度解析のCs-137放出量は約 3.9TBq となり、ベースケースにおける放出量(約 3.2TBq)の約1.2倍となった。

(c) 代替格納容器スプレイの操作開始時間に係る感度解析

イ 解析条件

代替格納容器スプレイの操作開始時間に対する感度を確認するため、既往の有効性評価における不確かさ影響評価と同様に、ベースケースよりも約10分遅い事故発生から60分後に代替格納容器スプレイを操作開始する場合の解析を実施する。

ロ 感度解析結果

感度解析のCs-137放出量は約3.4TBqとなり、ベースケースにおける放出量(約3.2TBq)の約1.1倍となった。

(d) アニュラス空気浄化設備の操作開始時間に係る感度解析

イ 解析条件

アニュラス空気浄化設備の操作開始時間に対する感度を確認するため、既往の有効性評価における不確かさ影響評価と同様に、ベースケースよりも20分遅い事故発生から80分後にアニュラス空気浄化設備を操作開始する場合の解析を実施する。

ロ 感度解析結果

感度解析のCs-137放出量は約4.4TBqとなり、ベースケースにおける放出量(約3.2TBq)の約1.4倍となった。

第 3.1.3.1.1.4.1 表 ソースターム(放出量)評価条件表(格納容器健全) (1/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
評価事象	大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水喪失を考慮する)*	原子炉格納容器の機能が維持されているシーケンスのうち、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質量が多くなり、被ばく評価上厳しくなる事象
炉心熱出力	100% (2,652MWt)×1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定
原子炉運転時間	最高40,000時間	燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定
サイクル数 (バッチ数)	4	
炉心内蓄積量	ORIGEN2.1に基づく	—
原子炉格納容器内への放出割合	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着速度	MAAP解析に基づく	—
スプレイによるエアロゾルの除去	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器からの漏えい率	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部:97% アニュラス部外:3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定
アニュラス部体積	11,200m ³	アニュラス部体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に設定
アニュラス部からの放出流量	226m ³ /min	アニュラス空気浄化設備ファン流量の設計値を設定

*:SA 対策として代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却を考慮

第 3.1.3.1.1.4.1 表 ソースターム(放出量)評価条件表(格納容器健全) (2/2)

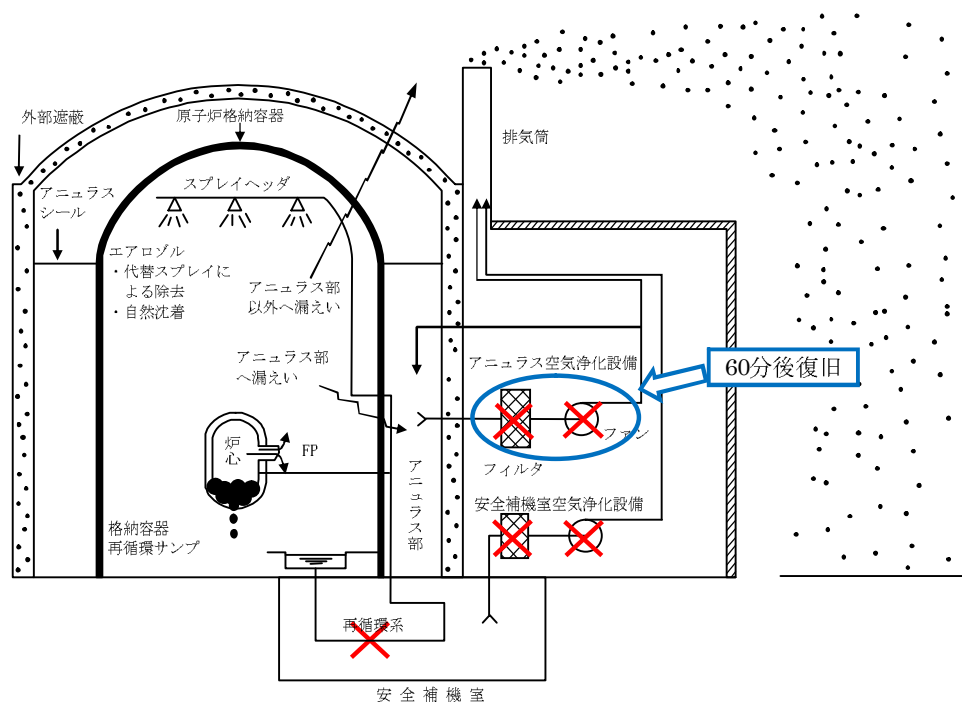
項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
アニュラス負圧達成 時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値(起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分) 起動遅れ時間60分は、大容量空冷式発電機による電源回復操作及びポンペによるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定
事故の評価期間	7日	少なくとも外部支援がないものとして7日間と設定
アニュラス空気浄化 設備微粒子フィルタ による除去効率	0～78分: 0% 78分～ :99%	設計上期待できる値を設定

第3.1.3.1.1.4.2表 放出カテゴリごとのCs-137放出量の評価結果

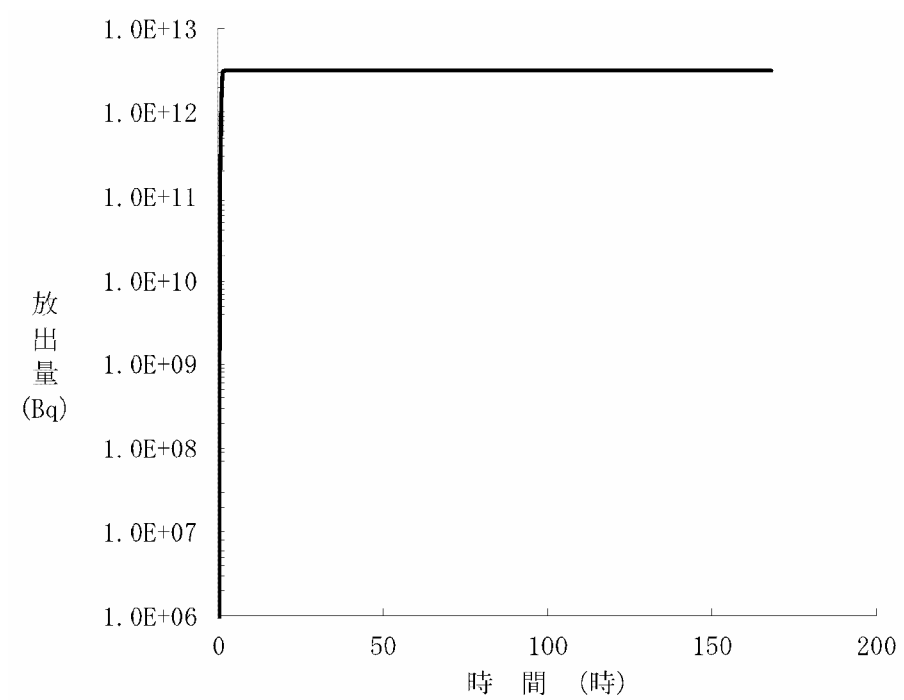
原子炉格納容器の状態		分類	放出カテゴリ 記号	発生頻度 (／炉年)		ソースターム解析結果(Cs-137放出量の 定量的結果又は定性的結果)(TBq)
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	—	F1	2.2E-08	2.5E-07	>100
	格納容器 破損	エナジェティック	F3A	1.3E-09		>100
		先行破損	F3B	2.8E-08		>100
		その他	F3C	1.6E-07		>100
	隔離失敗	—	F5	3.8E-08		>100
健全(設計漏えい)		—	F6	1.1E-06		3.2E+00

第3.1.3.1.1.4.3表 不確かさ解析結果(Cs-137放出量)

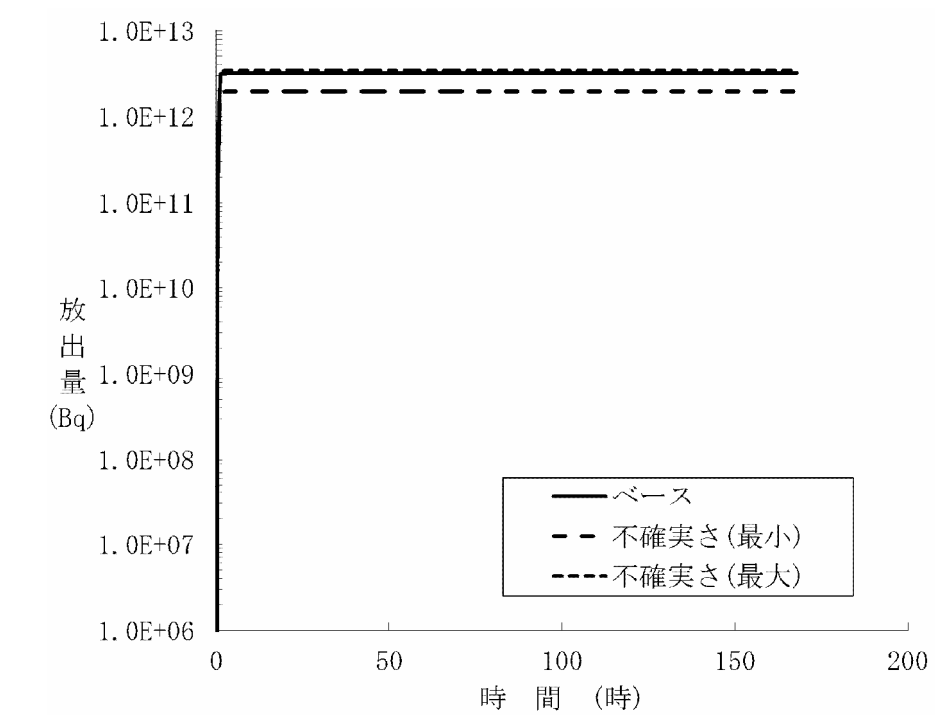
		放出量(TBq)
ベースケース		3.2E+00
不確かさ解析	最大ケース	3.4E+00
	最小ケース	2.0E+00
	平均値	2.6E+00
	5%下限値	2.1E+00
	95%上限値	3.1E+00



第 3.1.3.1.1.4.1 図 放出放射エネルギー評価イメージ



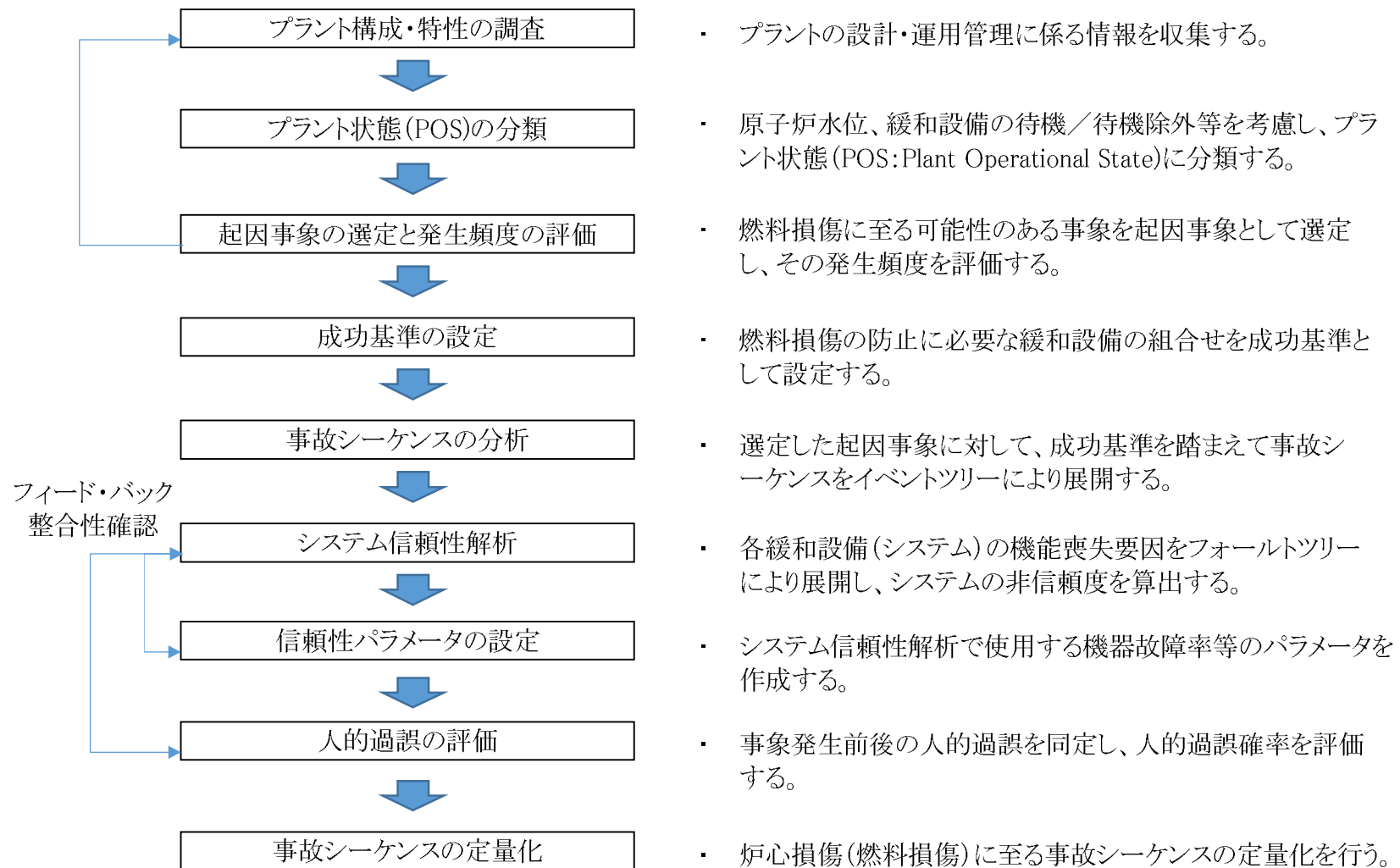
第 3.1.3.1.1.4.2 図 Cs-137 積算放出量の推移



第 3.1.3.1.1.4.3 図 不確かさ解析結果(Cs-137 放出量の最大／最小ケース)

3.1.3.1.2 内部事象停止時PRA

内部事象停止時 PRA は、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所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 1PSA 編):2010(以下「停止時 PSA 学会標準」という。)」を参考に評価を実施した。内部事象停止時 PRA の評価フローを第 3.1.3.1.2.1 図に示す。



第3.1.3.1.2.1図 内部事象停止時PRAの評価フロー

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

内部事象停止時PRA実施に当たり必要な情報を把握するため、本プラントの設計、運転・保守管理の情報や、国内機器故障率等のデータを調査・収集した。調査・収集した情報について、第3.1.3.1.2.1.1表に示す。なお、プラント職員への聞き取り調査により、以下の事項を調査することで情報を補完した。

- ・ 健全性確認間隔
- ・ 起因事象発生前人的過誤

a. 主要な設備の構成・特性

主要な設備の構成・特性については「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

本評価を実施するに当たり、系統間の依存関係を明確にするための情報を収集した。系統間の依存性については、「3.1.3.1.1.2(4)a. 評価対象としたシステムとその説明」に示す。

c. プラント状態の分類

(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、内部事象停止時PRAで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、状態ごとのプラントの主要パラメータとともに第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 (ECCS作動信号ブロックまで)

POS3 : 高温停止状態 (ECCS作動信号ブロック以降から余熱除去系運転開始まで)

POS4 : 余熱除去系による冷却状態① (1次冷却系は満水状態)

POS5 : 余熱除去系による冷却状態② (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)

POS6 : 原子炉上部キャビティ満水状態 (燃料の取出し時)

POS7 : 燃料取出し状態 (燃料が原子炉容器内にない状態)

POS8 : 原子炉上部キャビティ満水状態 (燃料の装荷時)

POS9 : 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)

POS10 : 余熱除去系による冷却状態④ (1次冷却系は満水状態)

POS11 : 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ている状態)

POS12 : 余熱除去系による冷却状態⑤ (1次冷却系は満水状態)

POS13 : 余熱除去系隔離から高温停止状態 (ECCS作動信号ブロック解除まで)

POS14 : 高温停止状態 (ECCS作動信号ブロック解除以降)

POS15 : 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、今回の評価の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 高圧状態のPOS (POS1、2、14、15) の除外

内部事象停止時レベル1PRA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1PRA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、POSの1、2、14、15は内部事象停止時レベル1PRAの評価対象外となる。

ロ 燃料取出し状態、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、除熱機能喪失やインベントリの系外流出の発生から炉心露出に至るまでの時間余裕が非常に長く、この間における機器の復旧等は十分に期待できることから、内部事象停止時レベル1PRAの定量評価の対象外とする。

以上の考え方にに基づき、本評価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、本事象に限りPOS14を評価対象とした。

本評価におけるPOSの継続時間は、再稼働後の初回施設定期検査である第22回施設定期検査（平成28年10月6日～平成28年12月11日）の

工程策定時の情報を基に設定した。本評価におけるPOSの継続時間を第3.1.3.1.2.1.2表に示す。

(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。

イ POS3

ECCS作動信号ブロック以降も、タービンバイパス系（又は主蒸気逃がし弁）を使用して原子炉の冷却を継続する。1次冷却系が2.76MPa [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。

ロ POS4

1次冷却系が2.76MPa [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次冷却系の保有水量の観点から、満水状態をPOS4とし、ミッドループ運転状態の期間と区別する。

ハ POS5

1次冷却系の酸化運転や蒸気発生器伝熱管の探傷検査実施のための蒸気発生器ノズル蓋（以下「SGノズル蓋」という。）の取付け、原子炉容器ふた取外し準備等のために、1次冷却系の水位を原子炉ノズルセンタ付近まで低下させたPOSであり、ミッドループ運転と呼ばれる。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、余熱除去ポンプのキャビ

テーションを生ずる可能性がある。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PRA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。

ニ POS9

原子炉容器ふた取付け、SGノズル蓋の取外し等のために1次冷却系の水位を原子炉ノズルセンタ付近まで低下させたPOSであり、ミッドループ運転と呼ばれる。

前述したように水位の低下により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、POS5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ほかの状態に比べて少ないことが特徴である。

ホ POS10

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。

ヘ POS11

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次冷却系の圧力は試験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。

ト POS12

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。

チ POS13

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、昇圧し、ECCS作動信号ブロック解除に至る。

リ POS14

ECCS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つのプラント状態として分類する。LOCAが生じた場合にはECCSは自動起動し、燃料の健全性を確保する。上述したとおり、ECCS作動信号のブロック解除以降は出力運転中の評価に包含されるため、基本的に評価対象外としたが、反応度の誤投入については本POSのみ発生の可能性があるため、反応度の誤投入のみ本POSを評価対象とした。

また、緩和設備の使用可能性については、保安規定の要求事項を基に保守的に設定した。緩和設備の使用可能性の例示を第3.1.3.1.2.1.3表に、定量化対象としたPOSの設定を第3.1.3.1.2.1.4表にまとめる。

第3.1.3.1.2.1.1表 内部事象停止時PRA実施のために収集した情報及び主な情報源(1/3)

PRAの実施項目		収集すべき情報	主な情報源
1.プラントの設計・運転 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 4) 単線結線図 5) 展開接続図(EWD) 6) ファンクショナルダイアグラム 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) 原子炉施設保安規定 12) 運転基準
2.停止期間中のプラント の状態調査	プラント状態(POS)の分類	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	1) 上記1)の情報源 2) 定期検査工程表
		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

第3.1.3.1.2.1.1表 内部事象停止時PRA実施のために収集した情報及び主な情報源 (2/3)

PRAの実施項目		収集すべき情報	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 ・原子力施設運転管理年報 ・原子力施設情報公開ライブラリ(NUCIA) 3)先行PRA 報告書 ・PSR報告書 ・原子炉設置許可申請書 4)起因事象発生頻度に関する文献 ・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 内部事象停止時PRA実施のために収集した情報及び主な情報源(3/3)

PRAの実施項目		収集すべき情報	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	1) 上記1の情報源 2) 成功基準解析結果
	事故シーケンスの分析	・崩壊熱レベル、設備構成などを考慮した各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) 原子力施設運転管理年報 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 2009年5月、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 平成13年2月、(財)電力中央研究所 4) 共通原因故障データ ・NUREG CCF Parameter Estimations 2012 ・NUREG/CR-5497, “ Common cause failure parameter estimations” 5) 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” ・NUREG/CR-6883, “ The SPAR-H Human Reliability Analysis Method” 6) 起因事象発生前人的過誤に関わる調査結果

第3.1.3.1.2.1.2表 各プラント状態の継続時間

プラント状態	継続時間(h)
POS3	10.0
POS4	73.0
POS5	119.5
POS9	178.0
POS10	42.0
POS11	15.7
POS12	94.3
POS13	8.8
POS14	43.7

第 3.1.3.1.2.1.3 表 緩和設備の使用可能性

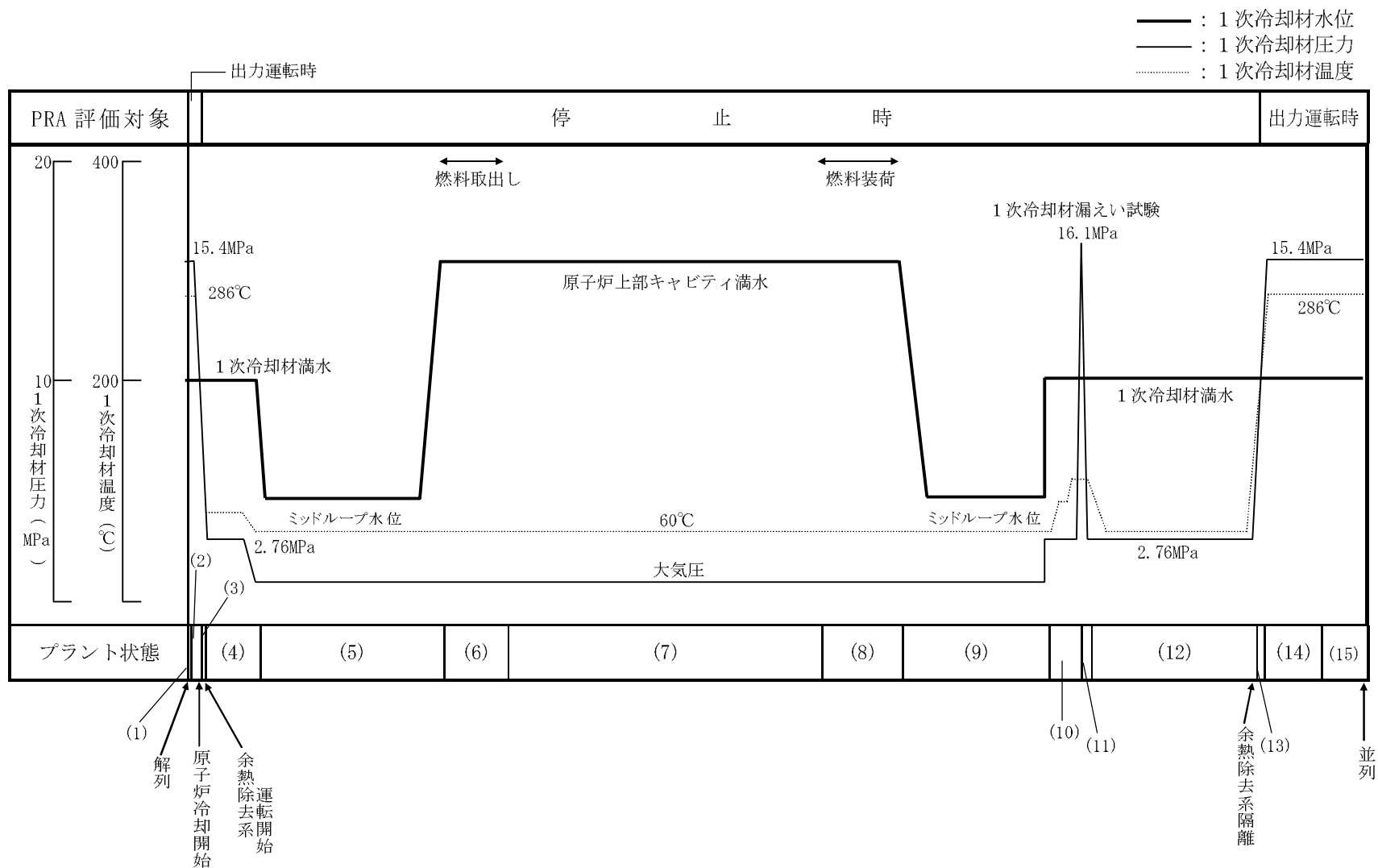
プラント状態	(1) 部分出力運転	(2) 高温停止状態 (ECCS作動信号ブロックまで)	(3) 高温停止状態 (RHR運転開始時まで)	(4) RHR 運転 ①RCS 満水	(5) RHR 運転 ②シングル プ	(6) 原子炉上部 燃料ペ ン満 水	(7) 燃料 取出し 状態	(8) 原子炉上部 燃料ペ ン満 水	(9) RHR 運転 ③シングル プ	(10) RHR 運転 ④RCS 満水	(11) 1次冷却 系の漏 えい 試 験	(12) RHR 運転 ⑤RCS 満水	(13) 高温停止状態 (RHR隔離以降)	(14) 高温停止状態 (ECCS作動信号ブロック解除以降)	(15) 部分出力運転
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	—	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	—	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	—
440V P/C母線	—	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	—	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	—
440V RCC母線	—	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	—	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	—
125V非常用直流母線	—	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	—	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	—
115V計装用母線	—	4/0/0	4/0/0	4/0/0	4/0/0	—	—	4/0/0	4/0/0	4/0/0	4/0/0	4/0/0	4/0/0	—	—
起動変圧器	—	1/0/0	1/0/0	1/0/0	1/0/0	—	—	1/0/0	1/0/0	1/0/0	1/0/0	1/0/0	1/0/0	—	—
予備変圧器	—	0/1/0	0/1/0	0/1/0	0/1/0	—	—	0/1/0	0/1/0	0/1/0	0/1/0	0/1/0	0/1/0	—	—
ディーゼル発電機	—	0/2/0	0/1/1	0/1/1	0/1/1	—	—	0/1/1	0/1/1	0/2/0	0/1/1	0/2/0	0/2/0	—	—
非常用直流電源 (蓄電池及び充電器)	—	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	0/2/0	—	—
原子炉補機冷却海水ポンプ	—	2/2/0	2/1/1	2/1/1	2/1/1	—	—	2/1/1	2/1/1	2/2/0	2/1/1	2/2/0	2/2/0	—	—
原子炉補機冷却水ポンプ＋ 原子炉補機冷却水冷却器	—	2/2/0	2/1/1	2/1/1	2/1/1	—	—	2/1/1	2/1/1	2/2/0	2/1/1	2/2/0	2/2/0	—	—
余熱除去ポンプ＋余熱除去冷却器	—	0/2/0	1/1/0	1/1/0	1/1/0	—	—	1/1/0	1/1/0	0/2/0	1/1/0	0/2/0	0/2/0	—	—

注) 凡例: 運転台数/待機台数/待機除外台数

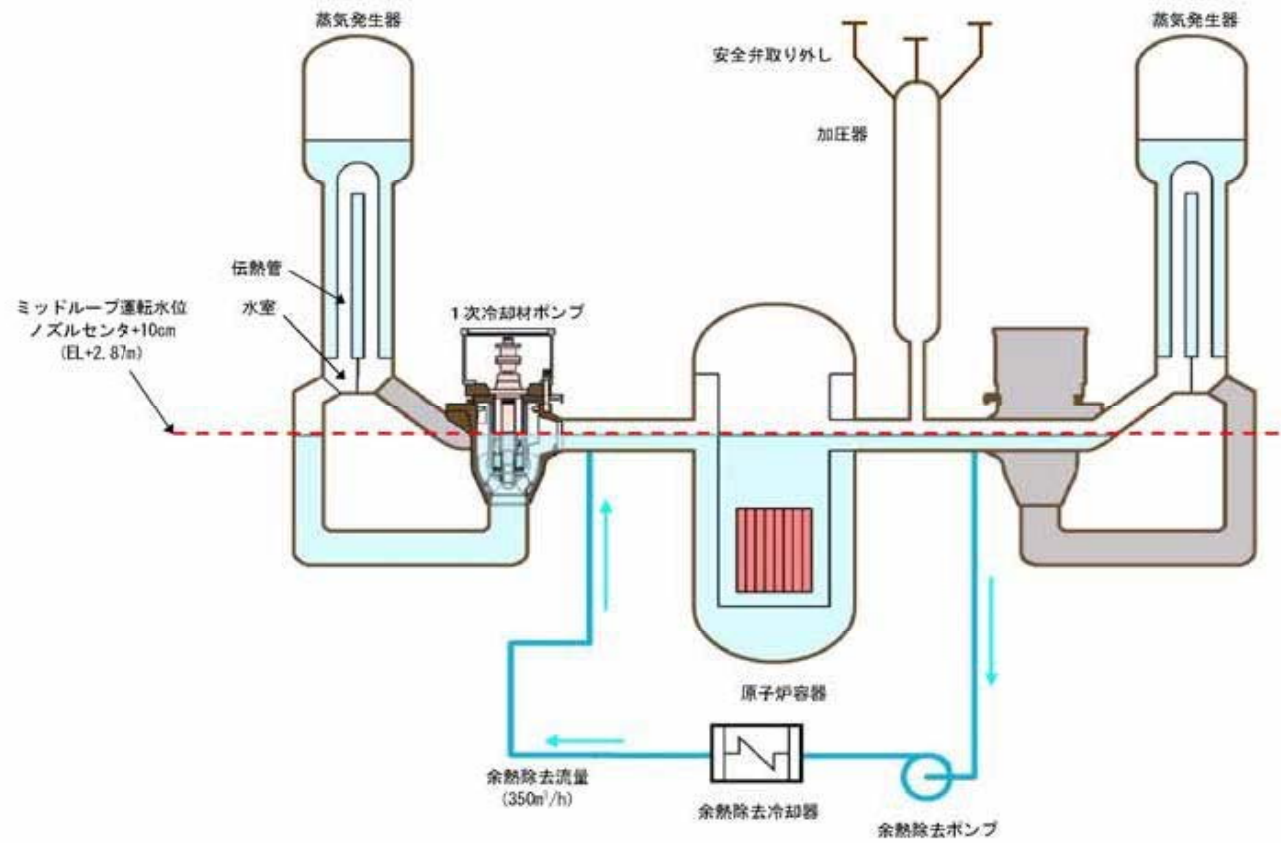
第 3.1.3.1.2.1.4 表 内部事象停止時 PRA における POS の分類

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 ECCS 作動信号ブロックまで				
3	高温停止状態	ECCS 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 RCS 水抜き開始まで	○	なし	不可	可
5	ミッドループ運転状態	RCS 水抜き開始からキャビティ水張り完了まで	○	小(加圧器安全弁全台取外し)	不可	不可
6	原子炉上部キャビティ満水	原子炉上部キャビティ満水から燃料取出完了まで				
7	燃料取出し状態	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	原子炉上部キャビティ満水	燃料装荷開始から RCS 水抜き開始まで				
9	ミッドループ運転状態	キャビティ水抜き開始から RCS 水張り完了まで	○	なし	不可	可
10	余熱除去系による冷却状態	RCS 水張り完了から余熱除去系隔離まで	○	なし	不可	可
11	一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 ECCS 作動信号ブロック解除まで	○	なし	不可	可
14	高温停止状態	ECCS 作動信号ブロック解除から原子炉臨界まで	○*1	なし	不可	可
15	部分出力運転状態	原子炉臨界から並列まで				

*1:反応度の誤投入のみ定量化対象



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



第 3.1.3.1.2.1.2 図 ミッドループ運転概要図

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、通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷や格納容器機能喪失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

本評価では、内部事象停止時PRAで評価すべき起因事象に見落としがないように起因事象を選定するため、以下の手法によって選定を行った。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、原子力施設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、燃料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。さらに、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PRA研究等による知見の活用

既往のPRA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PRAで評価対象とする起因事象の候補として同定した。

(d) 出力運転時PRAの評価対象事象の分析

本プラントにおける出力運転時PRA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た。ATWS、手動停止については、原子炉が既に停止している状態では明らかに起因事象とならないため除外し、それ以外の起因事象を内部事象停止時PRAで評価対象とする起因事象の候補として同定した。

b. 同定した起因事象の除外

停止時PSA学会標準の記載、及び出力運転時PRAにおける除外判定基準を参考に、内部事象停止時PRA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。

- (a) 起因事象発生頻度が 10^{-7} (／炉年)未満の事象。但し、インターフェイスシステムLOCA、格納容器バイパス及び原子炉容器破損は除く。
- (b) 起因事象発生頻度が 10^{-6} (／炉年)未満で、少なくとも独立した2系統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象。
- (c) 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。
- (d) 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。

(e) 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)

スクリーニングの検討結果を第3.1.3.1.2.2.2表に示す。

c. 起因事象のグループ化

POSごとに選定した起因事象については、体系的なプロセスを用いて起因事象のグループ化を行った。グループ化は停止時PSA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行った。

- (a) 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。
- (b) 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のグループとして、以下の事象を選定した。

- ・ 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
- ・ 余熱除去機能喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能の部分喪失
- ・ 外部電源喪失

- DC母線の1系列喪失
- AC母線の1系列喪失
- 反応度の誤投入
- 主給水流量喪失

d. 起因事象の発生頻度評価

起因事象の発生頻度は、以下の手法を用いて算出した。

- 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時間（国内PWRプラントの余熱除去運転実績時間）を用いる。
- フォールトツリーによるシステム信頼性解析を用いる。
- 出力運転時PRAで算出した発生頻度を適用する。

起因事象ごと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。なお、内部事象停止時PRAは定期検査期間におけるリスクを評価するものであるが、定期検査がほぼ1年に1回行われることから、本評価では起因事象発生頻度の単位として「／炉年」を用いることとする。また、起因事象発生頻度における「／炉年」とは、当該POSにおける年当たりの頻度を意味する。

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0.5件と仮定し、余熱除去運転時間 6.22×10^5 (h)を用いて評価した。

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の発生頻度

$$=0.5/6.22 \times 10^5 = 8.0 \times 10^{-7} (\text{/h})$$

オーバードレン、水位維持失敗、余熱除去機能喪失、原子炉補機冷却機能の全喪失、原子炉補機冷却機能の部分喪失、AC母線の1系列喪失、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、供用期間が短い等の理由により経験的な相場よりも過大な発生頻度となる等の理由から、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、DC母線の1系列喪失、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。

上述した各起因事象の発生頻度のうち単位時間あたりの発生頻度を示したものについては、POSごとの継続時間を乗じることでPOSごとの起因事象発生頻度(／炉年)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

本評価では、蒸気発生器による冷却期間中 (POS3、11、13) と余熱除去冷却期間中 (POS4、5、9、10、12) を含めている。蒸気発生器による冷却期間については、内部事象出力運転時PRAのモデルをベースとしているため、内部事象出力運転時PRAと同様に、「炉心の一部の燃料被覆管表面温度が1,200℃を超えると評価される状態」を一般的な炉心損傷の判定条件とする。

また、余熱除去冷却期間については、「有効燃料長頂部が露出した状態」を炉心損傷の判定条件として採用した。但し、反応度の誤投入については崩壊熱除去機能が喪失する事象と異なり上記の判定条件に基づき判定することが困難であるため、保守的に「臨界に達した状態」を炉心損傷の判定条件とする。

b. 炉心損傷を防止するために必要な安全機能

余熱除去冷却期間中 (POS4、5、9、10、12) における安全機能を以下のとおり同定した。なお、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、出力運転時PRAと同様である。

(a) 炉心冷却 (崩壊熱除去及びヒートシンクの確保)

イ 余熱除去冷却

- ロ 2次系からの冷却
 - ハ 格納容器スプレイ系
 - ニ 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
- (b) 原子炉冷却材インベントリの確保
- イ 高圧注入
 - ロ 充てん注入
 - ハ 低圧注入
 - ニ 蓄圧注入
 - ホ 代替低圧注入
 - ヘ 代替再循環
- (c) 反応度制御
- イ 純水注入停止

POSごと・起因事象ごとに、同定した安全機能に対して成功基準を設定した。内部事象停止時PRA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を参考資料に示す。

c. 診断時間

事象発生後の緩和操作を対象として、緩和操作開始までの余裕時間である診断時間については、成功基準解析等の結果を参照して設定した。診断時間について、POS5を例に参考資料に示す。

d. 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」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時間の使命時間を設定した。

e. 成功基準の設定に用いる解析コード

成功基準の設定には、設置変更許可申請時に妥当性が確認された解析コードを使用し、成功基準の設定に必要な解析条件の変更を行って実施した。なお、解析条件は、設置変更許可申請時と同様に、現実的な条件を基本としつつ、保守的な条件も考慮した。

(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及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網羅的に展開することである。

a. 事故シーケンスの分析手法

炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開するための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。

b. ヘディングの設定

安全機能及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設定している。

c. イベントツリーの展開

ヘディングにおける分岐の有無を、関連する全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。

d. 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又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、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に従い「事故シーケンスグループ」に分類した。

(a) POS3、11、13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

外部電源が喪失して、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:原子炉補機冷却機能喪失

起因事象の発生と同時にECCS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

LOCA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:原子炉停止機能喪失

原子炉トリップが必要な事象が発生した後に、原子炉トリップに失敗する事故シーケンス。

- ・グループ6:ECCS注水機能喪失

LOCA事象が発生し、蓄圧注入、高圧注入(極小LOCAでは「充てん／高圧注入」)、又は低圧注入によるECCS注水に失敗する事故シーケンス。

- ・グループ7:ECCS再循環機能喪失

LOCA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、低圧再循環又は高圧再循環によるECCS再循環に失敗する事故シーケンス。

- ・グループ8:格納容器バイパス

インターフェイスシステムLOCAや蒸気発生器伝熱管破損後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故シーケンス。

(b) POS4、5、9、10、12、14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

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

外部電源が喪失して、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。

各起因事象のイベントツリーを参考資料に示す。

(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、各システムの非信頼度の定量化を実施した。

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を以下に示す。システム信頼性の評価に当たり、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、試験及びシステム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。

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の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、充てん／高圧注入系（注入時）の従属性マトリックスを第3.1.3.1.2.2.4表に示す。また、フロントライン系同士の共用設備の従属性マトリックスを第3.1.3.1.2.2.5表に示す。

- ・ 電源系
- ・ 信号系
- ・ 制御回路
- ・ 制御用空気系
- ・ 換気空調系
- ・ 原子炉補機冷却海水系

- ・ 原子炉補機冷却水系
- ・ 燃料取替用水系
- ・ 充てん／高圧注入系（注入時）
- ・ 充てん／高圧注入系（再循環時）
- ・ 蓄圧注入系
- ・ 余熱除去系
- ・ 低圧注入系（注入時）
- ・ 低圧注入系（再循環時）
- ・ 格納容器スプレイ系（注入時）
- ・ 格納容器スプレイ系（再循環時）
- ・ 補助給水系
- ・ 常設電動注入ポンプ
- ・ 代替再循環
- ・ 加圧器逃がし弁強制開
- ・ 2次系強制冷却
- ・ 格納容器内自然対流冷却（原子炉補機冷却水系）
- ・ 格納容器内自然対流冷却（原子炉補機冷却海水系）
- ・ 移動式大容量ポンプ車の確立
- ・ 主給水系
- ・ 外部電源の復旧
- ・ 大容量空冷式発電機
- ・ 純水注入停止操作
- ・ RCPシールLOCA
- ・ 加圧器逃がし弁／安全弁LOCA

b. システム信頼性評価手法

システム信頼性解析では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のサポート系について、フォールトツリーを作成し信頼性評価を行った。

フォールトツリーの作成に当たっては、対象範囲を示す概略系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを基事象リストの形で整理した。また、これらの情報に基づきa.項で示したシステムについてフォールトツリーを作成し、定量化を実施した。フォールトツリーでは、動的機器及び静的機器の故障に加え、緩和設備の機能を阻害する人的過誤、試験又は保守によって使用不能な状態、機能上、現象上及び操作上の従属性、共通原因故障を基事象としてモデル化している。

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の例として、充てん／高圧注入系（注入時）の非信頼度を第3.1.3.1.2.2.6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、試験又は補修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、試験による待機除外データ、補修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。

b. 機器故障率パラメータ

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化で使用する機器故障率データは、原則として、国内故障率データを使用する。また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「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ヵ年49基データ改訂版)(平成13年2月)、電中研報告P00001、(一財)電力中央研究所」で定義した機器バウンダリに従っている。

なお、評価対象機器のうち、NUCIAでグループ登録されていないものについては、類似性を考慮した工学的判断に基づいてNUCIAの機器グループに分類している。

上記の機器故障率を用いて、以下の評価式により基事象発生確率を算出した。

(a) 状態変更失敗確率

$$Q=Q_d(Q_d: \text{デマンド故障率})$$

(b) 機能維持失敗確率

$$Q=1-\exp(-\lambda_r T_m)$$

(λ_r :機能維持失敗の故障率、 T_m :時間パラメータ※)

※作動要求期間中の故障確率算出には使命時間を使用。

待機期間中の故障確率算出には(健全性確認間隔×1/2)を使用。

(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・補修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、本評価では保安規定で定める運転上の制限を考慮し、設備の冗長性が最も小さくなる状態を仮定して、保守的に各POSに対する待機状態を設定した。

c. 機器復旧の取扱い方法及び機器復旧失敗確率

本評価では、外部電源喪失時にディーゼル発電機からの給電にも失敗し全交流動力電源喪失に至った場合の外部電源の速やかな復旧に期待している。復旧失敗確率には文献値を使用する。

d. 共通原因故障の評価

同一又は異なるシステムにおいて、多重性を持たせるために用いられる機器について、型式、機能、運用方法を考慮して、共通原因故障としてモデル化すべき共通原因故障機器群と故障モードを同定する。

共通原因故障のモデル化と共通原因故障パラメータの推定については、「3.1.3.1.1.2(5) d.共通原因故障の評価」に示す。

(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

人的過誤の評価については、「3.1.3.1.1.2(6)人的過誤の評価」に示す。

(7) 事故シーケンスの定量化

a. 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

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、国内外で使用実績のある計算コードであるRiskSpectrum® PSAを使用して行った。

また、停止時PRAにおける炉心損傷頻度は、分類された各POSの炉心損傷確率を合算することによって1回の定検停止当たりの炉心損傷確率を算出しており、1回の定検停止は通常時約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)とみなすことで得ることができる。

b. 事故シーケンスの発生頻度及び炉心損傷頻度の定量化結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全炉心損傷頻度は 1.2×10^{-6} (／炉年)となった。

(a) 起因事象別炉心損傷頻度

起因事象別、POS分類別の炉心損傷頻度を第3.1.3.1.2.2.7表に示す。全炉心損傷頻度に占める各起因事象の寄与は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失が最も大きい結果となった。次いで、オーバードレン、余熱除去機能喪失が大きい結果となった。低圧再循環と代替再循環の共通部の機器故障により長期的な安定冷却を達成するための緩和設備が全て喪失するシナリオや、人的過誤が従属的に発生し全ての緩和操作に失敗するシナリオの寄与が大きい。

全炉心損傷頻度に占める各POSの寄与は、POS5及びPOS9が大きい

結果となった。全POSについて、概ねPOSの継続時間に応じて寄与が大きい結果となったが、その中でもPOS5及びPOS9の寄与が大きくなったのは、1次系の初期水位が低いというPOS5及びPOS9特有のリスクが存在することが主な要因と考えられる。例えば、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失が発生した場合は1次系水位が低下し運転中のB余熱除去ポンプが機能喪失すると仮定しており、これに伴い長期的な安定冷却を達成することができる緩和設備が限定されるリスクがある。

(b) 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別の炉心損傷頻度を第3.1.3.1.2.2.8表に示す。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と原子炉冷却材の流出が大部分を占める結果になった。

c. 重要度解析

重要度解析では、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 (FV) 重要度及びリスク増加価値 (RAW) を算出した。FV重要度及びRAWの定義については、「3.1.3.1.1.2(7)c.重要度解析」に示す。

基事象のFV重要度評価結果及びRAW評価結果を参考資料に示す。その中で主要なFV重要度について、それぞれの内容と影響を以下に示す。

・ 再循環サンプスクリーンA閉塞

内容:再循環サンプスクリーンA が閉塞し、A トレンでの再循環系が機能喪失する。

影響:Aトレンでの再循環系に期待できないため、再循環運転による長期的な安定冷却を達成できる設備がB トレンの再循環系のみ限定される。特に、1次冷却材の流出を伴う起因事象(原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、オーバードレン等)発生時は、起因事象に伴い1次系水位が低下し運転中の余熱除去ポンプBが喪失すると仮定しており、B トレンの再循環系に期待できないため、再循環サンプスクリーンA閉塞が発生すると、両トレンの再循環系の失敗となる。

- ・ 弁操作失敗の従属性

内容:ミッドループ運転時の水抜き操作において、目標水位到達時のドレン停止操作に失敗した後、従属的に警報発信前のドレン停止操作にも失敗する。

影響:起因事象(オーバードレン)発生の原因となる。

- ・ ドレン停止操作失敗の従属性

内容:ミッドループ運転時の水抜き操作において、水位計読取によるドレン停止失敗後、従属的に警報発信後のドレン停止操作にも失敗する。

影響:起因事象(水位維持失敗/オーバードレン)発生の原因となる。

- ・ 水位計の読み取り失敗

内容:ミッドループ運転の目標水位から水位が低下した時、水

位計の読み取りに失敗し、水位低下の認知に失敗する。

影響: 起因事象(水位維持失敗/オーバードレン)発生の原因となる。

- ・ 抽出流量の調整失敗

内容: ミッドループ運転の目標水位到達時又は目標水位から水位が低下した時、警報発信前のドレン停止操作に失敗する。

影響: 起因事象(水位維持失敗/オーバードレン)発生の原因となる。

d. 不確実さ解析

起因事象発生頻度及びフォールトツリーに含まれる機器故障、人的過誤、共通原因故障等の基事象の発生確率を確率変数とみなして、それぞれのパラメータ作成において設定した確率分布を入力としてモンテカルロ手法を用いて、炉心損傷頻度の平均値及び不確実さ幅(エラーファクタ)を評価した。エラーファクタの定義については、「3.1.3.1.1.2(7)d. 不確実さ解析」に示す。

なお、解析条件については出力運転時PRAにおいて実施した不確実さ解析と同様である。

不確実さ解析の結果を第3.1.3.1.2.2.9表及び第3.1.3.1.2.2.2図に示す。全炉心損傷頻度のエラーファクタは4.7となった。これは、各パラメータの不確実さの影響により、上限値と下限値の間に約22倍の不確実さ幅があることを意味する。

e. 感度解析

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

本評価では、重要度解析及び既往のPRAの結果を参考にして、以下の2項目について感度解析を実施した。

- ・ 人的過誤に係る感度解析
- ・ SA対策に係る感度解析

(a) 人的過誤に係る感度解析

イ 解析条件

人的過誤確率を全て0とし、人的過誤確率の最大の振れ幅の感度を確認することで、人的過誤確率の感度を確認する。人的過誤を除いた評価を行うことで、人的過誤に依存しないプラント設計における脆弱性を確認し、インターロックの追設等の設計の観点から、将来の安全性向上に資する情報とする。

ロ 感度解析結果

感度解析結果を第3.1.3.1.2.2.10表に示す。全炉心損傷頻度は 6.8×10^{-7} (／炉年)となり、ベースケース(1.2×10^{-6} (／炉年))から約4割低減した。この結果から、事象発生後及び事象発生前の人的過誤が全炉心損傷頻度に対して約4割寄与していることが確認できる。今後の継続的な安全性向上の取り組みの中で、事象発生前及び事象発生後の人的過誤発生防止に係る対策(手順)の整備、設備の自動化あるいは訓練強化・運用変更等を行った場合に、それだけの低減効果が得られる可能性が

あるということを示す。

(b) SA対策に係る感度解析

イ 解析条件

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

ロ 感度解析結果

感度解析結果を第3.1.3.1.2.2.11表及び第3.1.3.1.2.2.3図に示す。本感度解析の全炉心損傷頻度は 6.4×10^{-4} (／炉年)であり、ベースケース(1.2×10^{-6} (／炉年))と比較すると、SA対策によって9割以上のリスク低減効果があることを確認した。また、第3.1.3.1.2.2.3図に示すとおり全ての事故シーケンスグループにおいて、SA対策による炉心損傷頻度の低減効果を確認した。なお、SA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、常設電動注入ポンプによる炉心注水等により、炉心損傷頻度が低減することを確認した。

第3.1.3.1.2.2.1表 起回事象候補の同定

停止時に発生しうる起回事象	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-1003113、 EPRI-1021176	内部事象出力運転時 レベル1PRA評価対 象起回事象
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 (オーバードレン、水位維持失敗を含む)	—	○	○	○	○	—	○	○	—
LOCA	—	—	—	—	—	○	○	—	○
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 冷却機能の部分喪失、原子炉補機冷却 機能の全喪失を含む)	—	○	○	—	—	○	○	○	○
外部電源喪失	—	○	○	○	○	○	○	○	○
安全系母線の1系列喪失(AC母線の1系 列喪失、DC母線の1系列喪失を含む)	—	—	—	—	—	—	○	○	○
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(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	—	—	—	—	—	—	○	—	—

注) ○:各分析・調査から抽出された事象

第3.1.3.1.2.2.2表 起回事象候補のスクリーニング検討結果(1/5)

起回事象	定義	対象POS	除外判定基準	備考	定量化対象
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原子炉冷却材が系外へ流出する事象。	4～10、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、POS4～10、12を評価対象とする。 1次冷却材圧力が比較的高いPOS3、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で考慮されていることから、POS3、11、13は評価対象外とする。 冷却材の流出先が原子炉格納容器内の場合と原子炉格納容器外の場合で事象進展が異なるが、原子炉格納容器外への流出であれば、流出を止められる可能性が高いと考えられることから、原子炉格納容器内への流出事象を代表事象として選定する。	○
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。	5、9	—	オーバードレンはRCS水抜き操作時にのみ発生しうる起回事象であるため、POS5及びPOS9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によってRCS水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象。	5、9	—	ミッドループ運転中(POS5、9)以外の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、余熱除去機能喪失に至るとは考えにくいため対象外とする。	○
LOCA	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、配管破断により原子炉冷却材が系外へ流出する事象。	—	(e)	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。	×

注) 凡例:起回事象の除外判定基準

- (a) 起回事象発生頻度が 10^{-7} (/炉年)未満の事象。但し、インターフェイスシステムLOCA、格納容器バイパス及び原子炉容器破損は除く。
- (b) 起回事象発生頻度が 10^{-6} (/炉年)未満で、少なくとも独立した2系統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象。
- (c) 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。
- (d) PRAの目的、事象進展、期待できる緩和系の観点から、選定された起回事象が既にモデル化されている起回事象に包絡することができる事象。
- (e) 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 起回事象候補のスクリーニング検討結果(2/5)

起回事象	定義	対象POS	除外判定基準	備考	定量化対象
インターフェイスシステムLOCA	原子炉容器に接続する配管の高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスにおいて、隔離機能が喪失することによって、低圧設計部分に設計圧を超える圧力がかかり機器破損を引き起こし、原子炉冷却材が原子炉格納容器外に流出する事象。	—	(e)	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、出力運転時PRAにおけるインターフェイスシステムLOCAの発生頻度と比べても非常に小さいと考えられることから、当該事象は除外する。	×
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。	4～10、12	—		○
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系の全喪失事象。なお、原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生した場合は、従属的に原子炉補機冷却水系の全喪失となる。	3～13	—		○
原子炉補機冷却機能の部分喪失	原子炉補機冷却水系の片ヘッダ又は原子炉補機冷却海水系の片ヘッダが機能喪失する事象。	3～13	—		○
外部電源喪失	外部電源が喪失する事象。	3～13	—		○
DC母線の1系列喪失	DC母線の1系列が機能喪失する事象。	3、11、13	—	余熱除去運転中は起回事象の要因とならないためPOS4～10、12は対象外とする。	○
AC母線の1系列喪失	AC母線の1系列が機能喪失する事象。	3～13	—		○

注) 凡例:起回事象の除外判定基準

- (a) 起回事象発生頻度が 10^{-7} (/炉年)未満の事象。但し、インターフェイスシステムLOCA、格納容器バイパス及び原子炉容器破損は除く。
- (b) 起回事象発生頻度が 10^{-6} (/炉年)未満で、少なくとも独立した2系統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象。
- (c) 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。
- (d) PRAの目的、事象進展、期待できる緩和系の観点から、選定された起回事象が既にモデル化されている起回事象に包絡することができる事象。
- (e) 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(3/5)

起因事象	定義	対象POS	除外判定基準	備考	定量化対象
制御用空気喪失	制御用空気系が全喪失する事象。 蒸気発生器による冷却期間中に当該事象が発生した場合、蒸気発生器水張制御弁がフェイル・クローズとなり主給水が停止し、蒸気発生器による冷却機能喪失に至る。また、ミッドループ運転時に当該事象が発生した場合、余熱除去冷却器出口流量調整弁がフェイル・オープンとなり、余熱除去系の流量調整ができなくなり、余熱除去系の流量が過大となると余熱除去ポンプが空気巻き込みを起こして故障し、余熱除去機能喪失に至る可能性がある。	—	(a)、(c)、 (e)	POS3、11、13の継続時間は短く、発生頻度は 10^{-7} (/炉年)未満と推定される。 蒸気発生器による冷却期間中に当該事象が発生したとしても、蒸気発生器のドライアウトまでに十分時間余裕があるため、バックアップ操作として所内用空気系に切り替えることができ、蒸気発生器による冷却機能は維持できる。 3ループプラントの場合は、1次系水位がノズルセンター＋10cm以上であれば、余熱除去系を定格流量で運転可能という知見が得られており、川内1号機のミッドループ運転中の目標水位はノズルセンター＋10cmであることから、余熱除去系の流量が定格流量まで増大しても余熱除去系は運転可能と考えられる。また、制御用空気喪失に伴い、充てんライン上の空気作動弁がフェイル・オープンとなり充てん流量が増加するとともに、低圧抽出ライン上の空気作動弁がフェイル・クローズとなり抽出流量が無くなるため、1次冷却系の水位が自動的に回復する。そのため、仮に余熱除去系の流量が定格流量を超過したとしても、現実的には余熱除去ポンプが空気巻き込みで損傷する可能性は極めて小さいと考えられる。 以上より、POS5,9における制御用空気喪失は定量化の対象外とした。 また、1次系満水状態の期間は1次系水位が十分あるため、POS4～10、12も同様に定量化の対象外とした。	×
空調喪失	空調系が機能喪失する事象。	—	(c)	崩壊熱除去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。	×
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	—		○

注) 凡例: 起因事象の除外判定基準

- (a) 起因事象発生頻度が 10^{-7} (/炉年)未満の事象。但し、インターフェイスシステムLOCA、格納容器バイパス及び原子炉容器破損は除く。
- (b) 起因事象発生頻度が 10^{-6} (/炉年)未満で、少なくとも独立した2系統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象。
- (c) 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。
- (d) 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。
- (e) 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(4/5)

起因事象	定義	対象POS	除外判定基準	備考	定量化対象
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	主蒸気管のうち主蒸気隔離弁の上流側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。	—	(e)	POS3、11、13の継続時間は短く、また、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ことから、これらの起因事象は除外する。	×
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	主蒸気管のうち主蒸気隔離弁の下流側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。	—	(e)		×
主給水管破断	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。	—	(e)		×
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。	—	(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。	—	(c)	本事象が発生しても、主蒸気逃がし弁あるいは主蒸気安全弁から蒸気が放出され、高温停止状態が維持される。長期的に高温停止状態を維持するためには2次系純水タンク等からの水源補給が必要となるが、時間余裕が十分あるため、評価対象外とする。	×
原子炉容器破損	原子炉容器が破損する事象。	—	(e)	POS3、11、13の継続時間は短く、また、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、発生頻度は出力運転時より低いと考えられることから、当該事象は除外する。	×
反応度の誤投入	原子炉起動前の低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	—		○

注) 凡例: 起因事象の除外判定基準

- (a) 起因事象発生頻度が 10^{-7} (/炉年)未満の事象。但し、インターフェイスシステムLOCA、格納容器パイパス及び原子炉容器破損は除く。
- (b) 起因事象発生頻度が 10^{-6} (/炉年)未満で、少なくとも独立した2系統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象。
- (c) 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。
- (d) 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。
- (e) 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 起回事象候補のスクリーニング検討結果(5/5)

起回事象	定義	対象POS	除外判定基準	備考	定量化対象
低温過加圧事象	原子炉冷却系が低温にあり、かつRCSに開口部がない状態において、高圧注入系の誤起動など、何らかの形で加圧事象が生じた場合に発生する事象。	—	(e)	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量が必要となること、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、起回事象から除外した。	×
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。	—	(e)	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、原子炉停止後にかなり崩壊・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、燃料集合体の落下は起回事象から除外した。	×
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。	—	(e)	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が考えられるが、「ECCS誤起動」の安全解析の結果を参考にすると、高温停止時においては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。	×
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。	—	(d)	米国Surry発電所ではSI信号等が誤発信した場合、CV隔離弁が閉止し、これによりRHRクーラへのCCW冷却水通水が遮断され余熱除去機能喪失に至るため、起回事象として考慮されている。 国内PWRプラントは、SI信号等が誤発信してもRHRクーラへのCCW冷却水通水は遮断されない。また、SI信号誤発信による低温過加圧事象は別途検討している。 主給水隔離信号が誤発信した場合は蒸気発生器水張制御弁が閉止して主給水喪失となるが、これは主給水流量喪失事象に包絡される。 以上より、本起回事象は評価対象外とする。	×

注) 凡例: 起回事象の除外判定基準

- (a) 起回事象発生頻度が 10^{-7} (/炉年)未満の事象。但し、インターフェイスシステムLOCA、格納容器バイパス及び原子炉容器破損は除く。
- (b) 起回事象発生頻度が 10^{-6} (/炉年)未満で、少なくとも独立した2系統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象。
- (c) 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。
- (d) PRAの目的、事象進展、期待できる緩和系の観点から、選定された起回事象が既にモデル化されている起回事象に包絡することができる事象。
- (e) 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 起因事象発生頻度

プラント 状態	継続時間 (h)	余熱除去 機能喪失	原子炉補機 冷却機能の 部分喪失	AC母線の 1系列喪失	DC母線の 1系列喪失	原子炉冷却 材圧力パウ ンダリ機能 喪失	水位維持 失敗	オーバー ドレン	原子炉補機 冷却機能の 全喪失	外部電源 喪失	主給水流量 喪失	反応度の 誤投入
POS3	10.0	—	5.9E-07	8.9E-06	1.8E-07	—	—	—	9.3E-10	5.0E-06	1.2E-05	—
POS4	73.0	2.0E-04	6.0E-06	3.3E-05	—	5.9E-05	—	—	5.3E-08	3.6E-05	—	—
POS5	119.5	3.2E-04	9.8E-06	5.3E-05	—	9.6E-05	3.5E-08	1.1E-04	8.6E-08	5.9E-05	—	—
POS9	178.0	4.8E-04	1.5E-05	7.9E-05	—	1.4E-04	5.3E-08	1.1E-04	1.3E-07	8.8E-05	—	—
POS10	42.0	1.1E-04	3.4E-06	1.9E-05	—	3.4E-05	—	—	3.0E-08	2.1E-05	—	—
POS11	15.7	—	9.2E-07	1.4E-05	2.8E-07	—	—	—	1.5E-09	7.8E-06	1.8E-05	—
POS12	94.3	2.5E-04	7.7E-06	4.2E-05	—	7.6E-05	—	—	6.8E-08	4.7E-05	—	—
POS13	8.8	—	5.2E-07	7.9E-06	1.6E-07	—	—	—	8.2E-10	4.4E-06	1.0E-05	—
POS14	43.7	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	3.1E-08

第3.1.3.1.2.2.4表 システム間の従属性マトリックス 充てん／高圧注入系（注入時）

機器						原子炉補機冷却水系		電源系										信号系									
機器番号	機器名	機器タイプ	その他情報	作動要求前の状態	作動要求後の状態	供給母管A	供給母管B	6・6kV母線C	6・6kV母線D	パワールセンタ440V母線C	パワールセンタ440V母線D	原子炉コントロールセンタC1	原子炉コントロールセンタC2	原子炉コントロールセンタD1	原子炉コントロールセンタD2	125V直流電源A	125V直流電源B	125V直流電源C	安全注入信号A	安全注入信号B	格納容器スプレイ作動信号A	格納容器スプレイ作動信号B	BOシークンス信号A	BOシークンス信号B	母線電圧低信号A	母線電圧低信号B	ATWS緩和設備／CCF対策設備
1LCV-121B	電動弁121B	電動弁(純水)		Open	Close							○							○								
1LCV-121C	電動弁121C	電動弁(純水)		Open	Close									○						○							
1B-CHSIP	B充てん/高圧注入ポンプ	電動ポンプ(純水)		Standby	Run	○		○												○							
1C-CHSIP	C充てん/高圧注入ポンプ	電動ポンプ(純水)		Standby	Run		○													○							
1B-CHSIP	B充てん/高圧注入ポンプ 遮断器	遮断器		Open	Close										○												
1C-CHSIP	C充てん/高圧注入ポンプ 遮断器	遮断器		Open	Close											○											
1V-CS-218	電動弁_218	電動弁(純水)		Open	Close							○						○									
1V-CS-219	電動弁_219	電動弁(純水)		Open	Close									○						○							
1V-SI-302	電動弁_302	電動弁(純水)		Close	Open							○															
1V-SI-094	電動弁_094	電動弁(純水)		Close	Open							○															
1V-SI-023A	電動弁023A	電動弁(純水)		Close	Open							○						○									
1V-SI-023B	電動弁023B	電動弁(純水)		Close	Open								○							○							
1V-SI-038	空気作動弁_038	空気作動弁	F.C	Open	Close														○								
1V-SI-039	空気作動弁_039	空気作動弁	F.C	Open	Close															○							
1V-SI-042A	電動弁042A	電動弁(純水)		Close	Open							○							○								
1V-SI-042B	電動弁042B	電動弁(純水)		Close	Open									○						○							
1LCV-121D	電動弁121D	電動弁(純水)		Close	Open									○						○							
1LCV-121E	電動弁121E	電動弁(純水)		Close	Open							○							○								
1V-CS-775A	空気作動弁775A	空気作動弁	F.C	Open	Close														○								
1V-CS-775B	空気作動弁775B	空気作動弁	F.C	Open	Close															○*							
1V-CS-775C	空気作動弁775C	空気作動弁	F.C	Open	Close															○							
1V-CS-774	空気作動弁_774	空気作動弁	F.C	Open	Close															○*							

注) ○: 上側のサポート系(原子炉補機冷却水系、電源系及び信号系)の故障により、左側の機器の事故時要求機能に影響する場合。

*: 両サポート系に期待できるため、フォールトツリーではANDゲートでモデル化する。

第 3.1.3.1.2.2.5 表 システム・運転モードと共用機器の従属関係

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 タ ン ク	低 温 側 注 入 ラ イ ン 逆 止 弁 203A ↙ 203C	格 納 容 器 再 循 環 サ ンプ A ／ B
充てん／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）	○		
充てん／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		○	○
常設電動注入ポンプ	○	○	
RHR 運転		○	

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3.1.3.1.2.2.6表 フォールトツリー定量化結果(充てん／高圧注入系(注入時))

起因事象	POS	注入	成功基準		非信頼度
			ポンプ台数	ループ数	
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	POS5、9、10、12	充てん注入	1台	1ループ	1.7E-02
	POS4、9、10、12	高圧注入	1台	2ループ	8.7E-03
	POS5	高圧注入	1台	1ループ	3.6E-03
余熱除去機能喪失	POS5、9、10、12	充てん注入	1台	1ループ	1.6E-02
	POS4、9、10、12	高圧注入	1台	3ループ	8.8E-03
	POS5	高圧注入	1台	1ループ	5.7E-03
外部電源喪失	POS5、9、10、12	充てん注入	1台	1ループ	1.9E-02
	POS4、9、10、12	高圧注入	1台	3ループ	1.5E-02
	POS5	高圧注入	1台	1ループ	5.8E-03

第3.1.3.1.2.2.7表 起因事象別、POS別炉心損傷頻度

プラント 状態	継続時間 (h)	余熱除去 機能喪失	原子炉補 機冷却機 能の部分 喪失	AC母線の 1系列喪 失	DC母線 の 1系列喪 失	原子炉冷 却材圧力 バウンダリ 機能喪失	水位維持 失敗	オーバー ドレン	原子炉補 機冷却機 能の全喪 失	外部電源 喪失	主給水流 量喪失	反応度の 誤投入	合計 (／炉年)	寄与割合 (%)
POS3	10.0	—	ε	8.8E-12	ε	—	—	—	1.1E-10	1.1E-10	1.3E-10	—	3.4E-10	<0.1
POS4	73.0	1.7E-08	1.4E-09	7.8E-09	—	4.7E-08	—	—	9.9E-10	1.5E-08	—	—	8.7E-08	7.1
POS5	119.5	9.6E-08	3.7E-09	4.4E-08	—	1.7E-07	5.4E-10	1.9E-07	1.5E-08	5.0E-08	—	—	5.7E-07	46.2
POS9	178.0	3.2E-08	2.8E-09	1.6E-08	—	3.5E-07	2.3E-10	1.9E-08	2.4E-09	2.9E-08	—	—	4.4E-07	36.0
POS10	42.0	7.3E-09	5.9E-10	3.6E-09	—	1.9E-08	—	—	5.5E-10	5.9E-09	—	—	3.6E-08	2.9
POS11	15.7	—	ε	7.7E-11	ε	—	—	—	1.5E-09	3.4E-10	1.7E-09	—	3.5E-09	0.3
POS12	94.3	1.7E-08	1.4E-09	8.1E-09	—	4.2E-08	—	—	1.3E-09	1.3E-08	—	—	8.2E-08	6.6
POS13	8.8	—	ε	7.7E-12	ε	—	—	—	9.4E-11	9.2E-11	1.2E-10	—	3.0E-10	<0.1
POS14	43.7	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	1.1E-08	1.1E-08	0.9
合計(／炉年)		1.7E-07	9.4E-09	7.9E-08	ε	6.2E-07	7.6E-10	2.1E-07	2.1E-08	1.1E-07	1.9E-09	1.1E-08	1.2E-06	100.0
寄与割合(%)		13.5	0.8	6.4	<0.1	50.5	0.1	16.8	1.7	9.2	0.2	0.8		

ε :1.0E-12(／炉年)未満

第3.1.3.1.2.2.8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)	寄与割合 (%)
POS4、5、9、10、12	崩壊熱除去機能喪失	3.2E-07	25.6
	全交流動力電源喪失	6.9E-08	5.6
	原子炉冷却材の流出	8.3E-07	67.6
POS14	反応度の誤投入	1.1E-08	0.9
POS3、11、13	2次冷却系からの除熱機能喪失	2.3E-09	0.2
	全交流動力電源喪失	2.1E-10	<0.1
	原子炉補機冷却機能喪失	1.7E-09	0.1
合計		1.2E-06	100.0

第3.1.3.1.2.2.9表 不確実さ解析結果

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	4.4E-08	1.5E-07	2.9E-07	8.7E-07	4.4
	全交流動力電源喪失	7.7E-10	8.1E-09	2.2E-08	8.4E-08	10.4
	原子炉冷却材の流出	3.5E-08	2.3E-07	7.2E-07	2.7E-06	8.7
POS14	反応度の誤投入	2.0E-10	2.3E-09	7.3E-09	2.8E-08	11.8
POS3、11、13	2次冷却系からの除熱機能喪失	3.3E-10	1.1E-09	1.9E-09	5.3E-09	4.0
	全交流動力電源喪失	9.7E-13	1.8E-11	8.4E-11	3.2E-10	18.1
	原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-11	1.8E-10	1.3E-09	3.6E-09	13.6
全炉心損傷頻度		1.5E-07	4.9E-07	1.1E-06	3.3E-06	4.7

第 3.1.3.1.2.2.10 表 人的過誤に係る感度解析結果

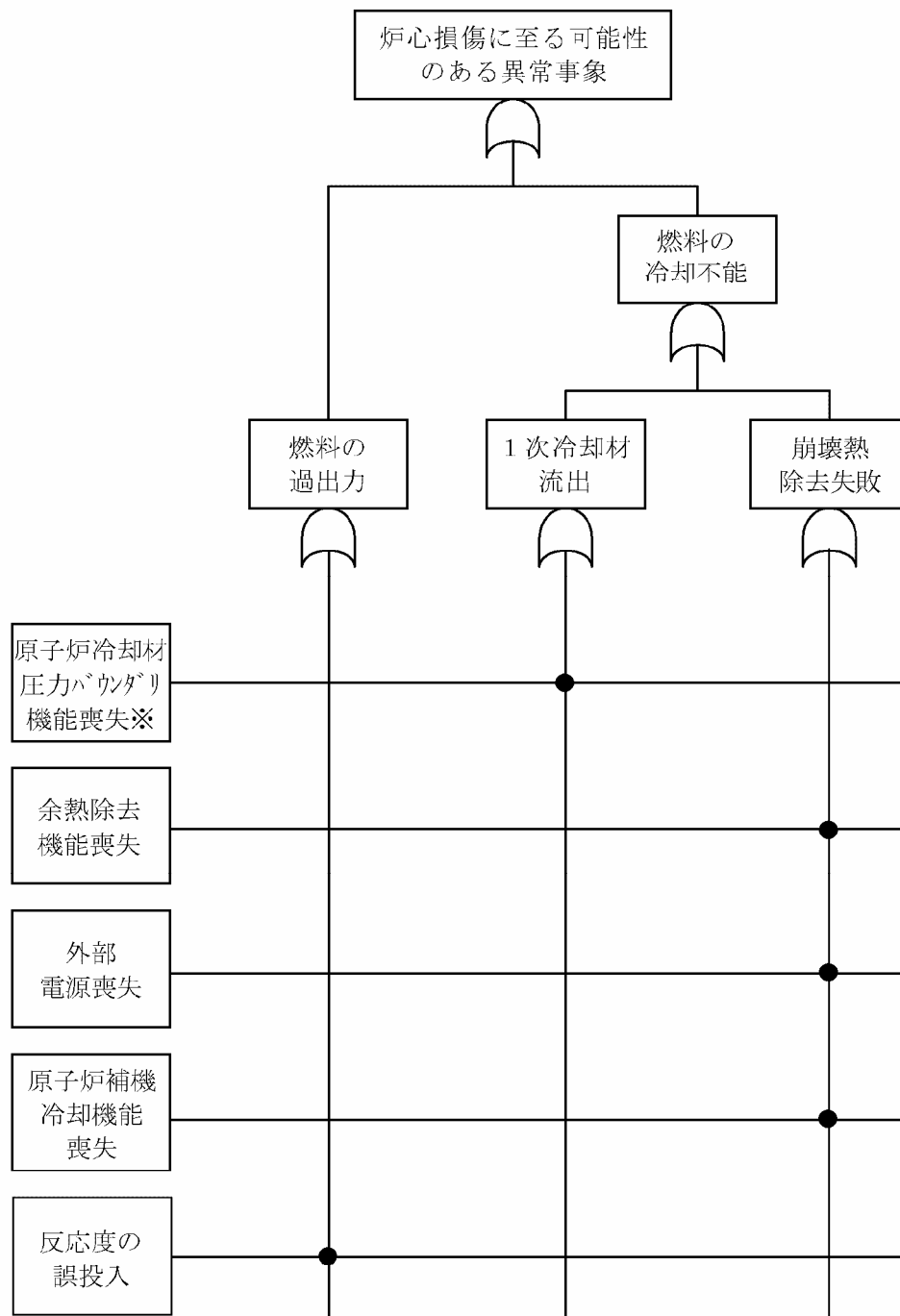
プラント 状態	継続時間 (h)	余熱除去 機能喪失	原子炉補 機冷却機 能の部分 喪失	AC母線 の1系列 喪失	DC母線 の1系列 喪失	原子炉冷 却材圧力 バウンダ リ機能喪 失	水位維持 失敗	オーパー ドレン	原子炉補 機冷却機 能の全喪 失	外部電源 喪失	主給水流 量喪失	反応度の 誤投入	感度解析 ケース 合計 (／炉年)	ベース ケース 合計 (／炉年)
POS3	10.0	—	ε	7.1E-12	ε	—	—	—	ε	1.1E-10	1.3E-10	—	2.4E-10	3.4E-10
POS4	73.0	3.6E-09	4.7E-10	3.0E-09	—	2.1E-08	—	—	1.8E-11	1.0E-08	—	—	3.8E-08	8.7E-08
POS5	119.5	7.4E-08	2.1E-09	1.3E-08	—	1.6E-07	ε	ε	2.5E-10	3.3E-08	—	—	2.8E-07	5.7E-07
POS9	178.0	8.9E-09	1.2E-09	7.4E-09	—	2.7E-07	ε	ε	4.8E-11	2.0E-08	—	—	3.0E-07	4.4E-07
POS10	42.0	2.0E-09	2.5E-10	1.7E-09	—	9.5E-09	—	—	8.7E-12	4.1E-09	—	—	1.7E-08	3.6E-08
POS11	15.7	—	ε	6.2E-11	ε	—	—	—	5.7E-12	3.4E-10	1.7E-09	—	2.1E-09	3.5E-09
POS12	94.3	4.7E-09	6.1E-10	3.9E-09	—	2.2E-08	—	—	2.3E-11	9.2E-09	—	—	3.9E-08	8.2E-08
POS13	8.8	—	ε	6.2E-12	ε	—	—	—	ε	9.2E-11	1.2E-10	—	2.1E-10	3.0E-10
POS14	43.7	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	ε	ε	1.1E-08
感度解析ケース合計 (／炉年)		9.3E-08	4.5E-09	2.9E-08	ε	4.8E-07	ε	ε	3.2E-10	7.7E-08	1.9E-09	ε	6.8E-07	
ベースケース合計 (／炉年)		1.7E-07	9.4E-09	7.9E-08	ε	6.2E-07	7.6E-10	2.1E-07	2.1E-08	1.1E-07	1.9E-09	1.1E-08		1.2E-06

ε : 1.0E-12 (／炉年) 未満

第 3.1.3.1.2.2.11 表 SA 対策に係る感度解析結果

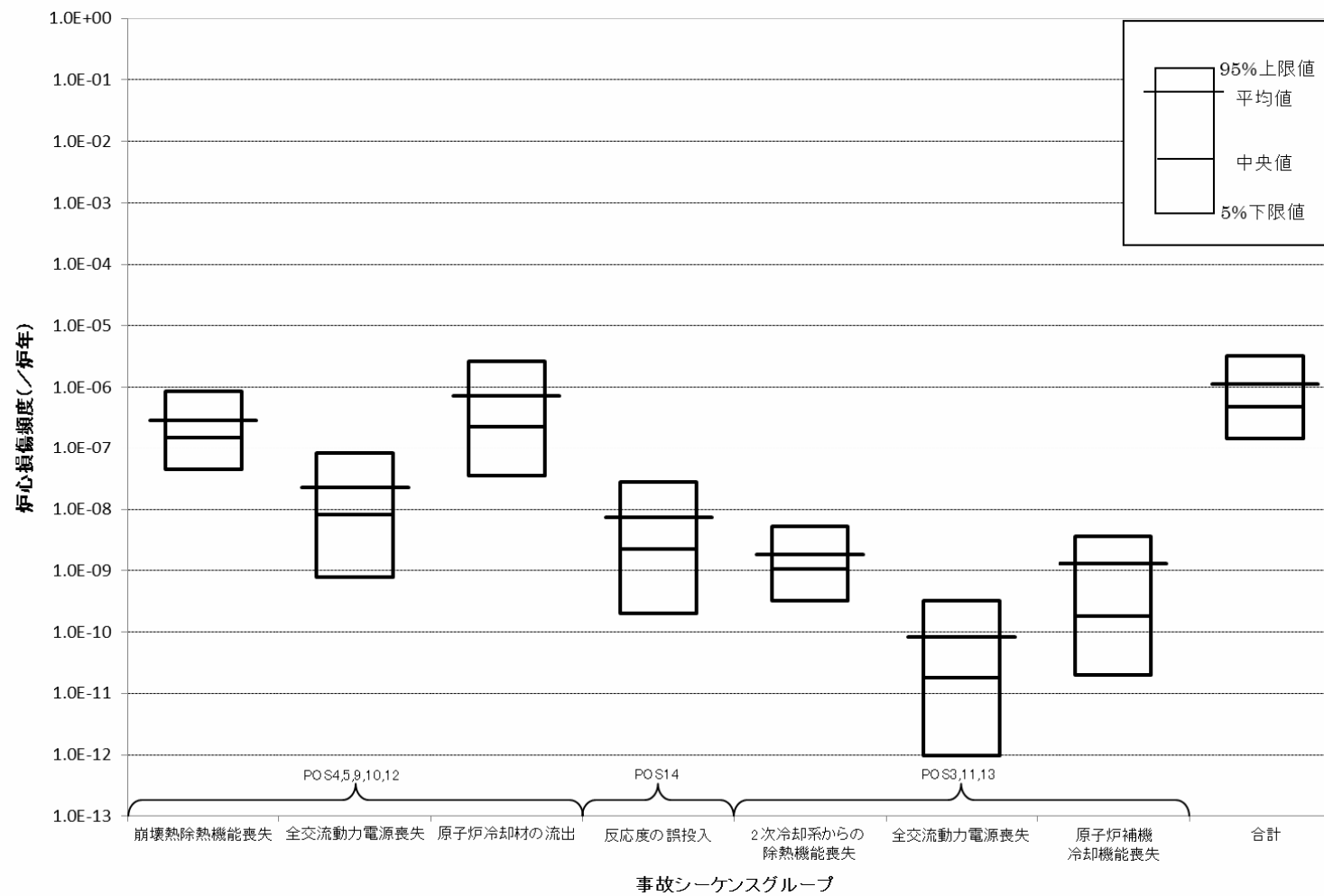
起因事象	炉心損傷頻度(／炉年)		主なSA対策		
	ベースケース (SA対策あり)	感度解析ケース (SA対策なし)	POS3、11、13、14	POS4、9、10、12	POS5
余熱除去機能喪失	1.7E-07	1.1E-05	—	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプ
原子炉補機冷却機能の部分喪失	9.4E-09	4.3E-07	・フィードアンドブリード	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプ
AC母線の1系列喪失	7.9E-08	2.2E-06	・フィードアンドブリード	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプ
DC母線の1系列喪失	ε	ε	・フィードアンドブリード	—	—
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	6.2E-07	4.1E-04	—	・高圧注入＋補助給水 ・2次系強制冷却＋低圧注入 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプ
水位維持失敗	7.6E-10	8.8E-08	—	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプ
オーバードレン	2.1E-07	2.2E-04	—	・2次系強制冷却 ・フィードアンドブリード	・充てん注入 ・常設電動注入ポンプ
原子炉補機冷却機能の全喪失	2.1E-08	3.7E-07	・2次系強制冷却＋常設電動 注入ポンプ＋移動式大容量 ポンプ車	・2次系強制冷却	・常設電動注入ポンプ＋移 動式大容量ポンプ車
外部電源喪失	1.1E-07	3.6E-06	・大容量空冷式発電機＋2次 系強制冷却＋常設電動注 入ポンプ＋移動式大容量 ポンプ車 ・外部電源の復旧	・大容量空冷式発電機＋2次 系強制冷却 ・外部電源の復旧	・大容量空冷式発電機＋常 設電動注入ポンプ＋移動 式大容量ポンプ車 ・外部電源の復旧
主給水流量喪失	1.9E-09	3.6E-09	・フィードアンドブリード	—	—
反応度の誤投入	1.1E-08	3.1E-08	・純水注入停止操作	—	—
合計	1.2E-06	6.4E-04			

ε :1.0E-12(／炉年)未満

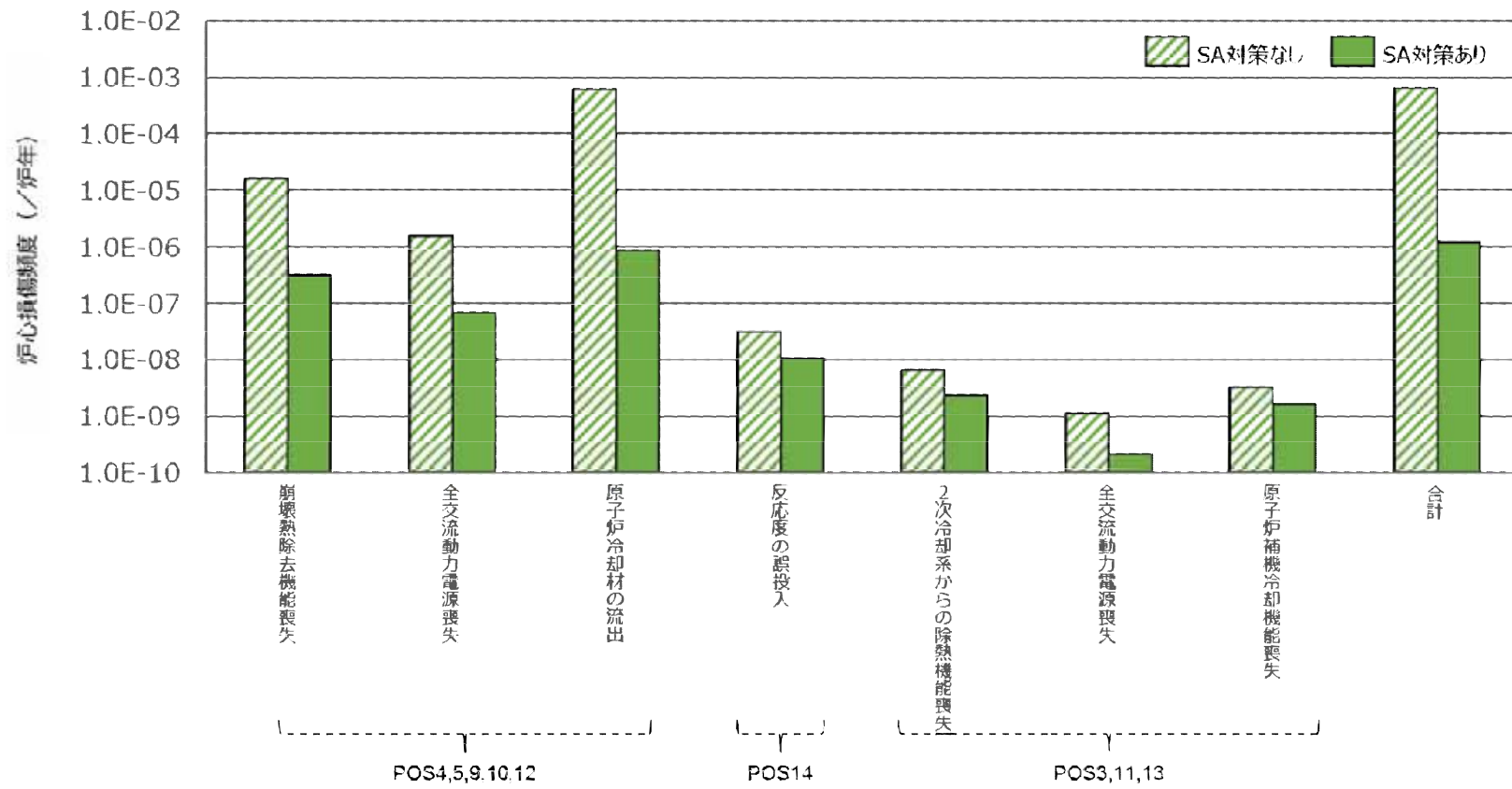


※原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、オーバードレン、水位維持失敗を想定

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のマスターロジックダイアグラム



第 3.1.3.1.2.2.2 図 不確実さ解析

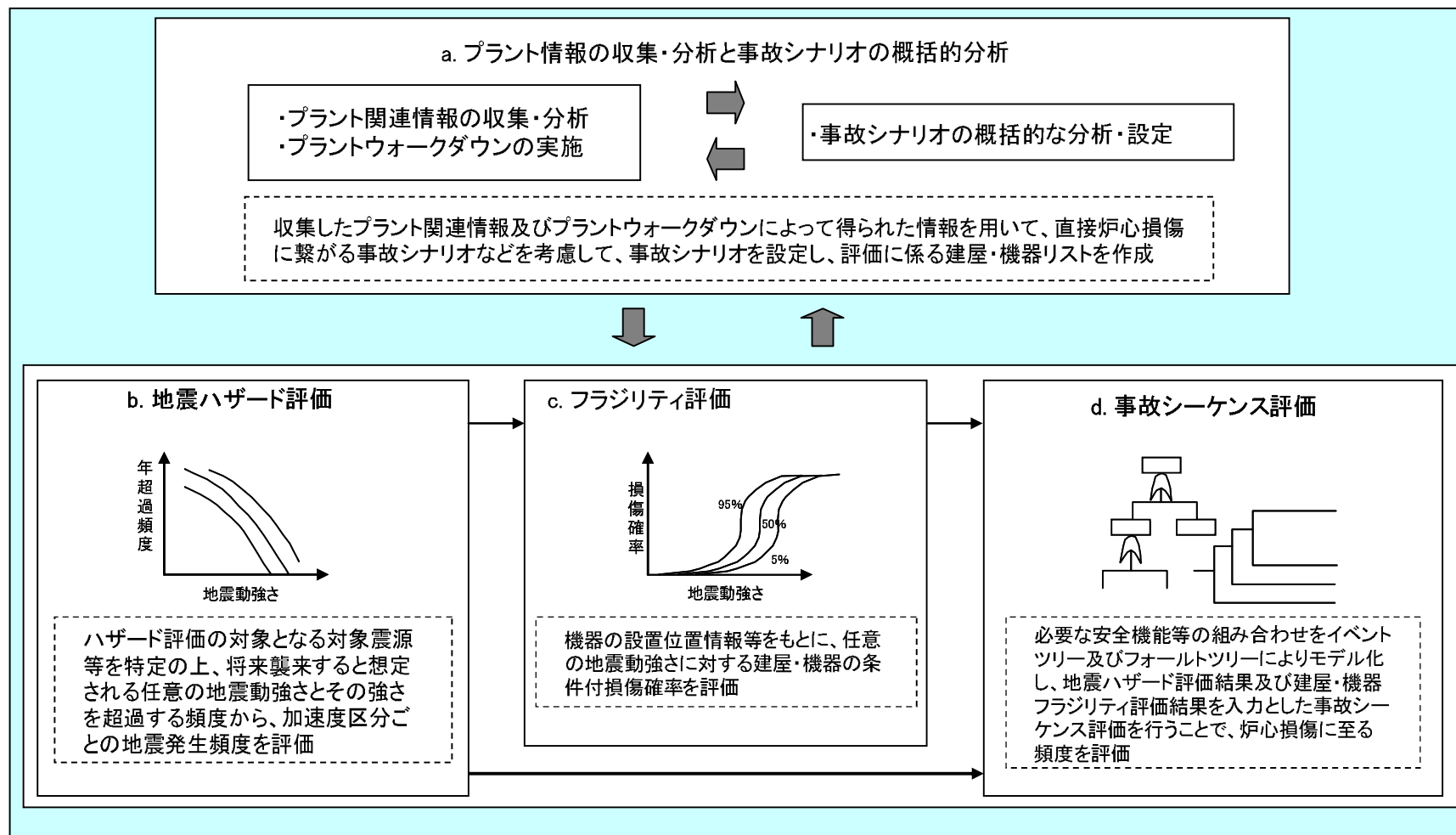


第 3.1.3.1.2.2.3 図 SA 対策に係る感度解析

3.1.3.2 外部事象 PRA

3.1.3.2.1 地震出力運転時 PRA

地震出力運転時 PRA(以下「地震 PRA」という。)は、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2015」(以下「地震 PRA 学会標準」という。)及びレベル 2PSA 学会標準を参考に評価を実施した。なお、今回の地震 PRA では、地震単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波(重畳事象)等は対象としていない。地震レベル 1PRA の評価フローを第 3.1.3.2.1.1 図に示す。



第3.1.3.2.1.1図 地震レベル1PRAの評価フロー

3.1.3.2.1.1 評価に必要な情報の収集及び分析

出力運転時 PRA 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 PRA を実施するために、プラントの耐震設計やプラント配置の特徴等の地震固有に考慮すべき関連情報を追加で収集・分析した。また、地震 PRA 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 PRA では主給水系や常用電源など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などの耐震クラスが低い設備の損傷が確認された事例を確認している。
- ・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あったことを確認している。
- ・地震発生後の運転員操作に期待している仮定に対し、地震後、運転員操作によって炉心の冷却が実施されている事例を確認している。

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。

b. プラント・ウォークダウン

(a) 実施目的

地震 PRA では、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得し、構築した PRA モデル及び検討したシナリオの妥当性を確認するため、地震 PRA の観点から重要な建屋・構築物、システム、機器（以下「SSC」という。）を対象にプラント・ウォークダウン（インタビュー含む）を実施した。

(b) 実施計画

調査対象とするSSCを第3.1.3.2.1.1.1図及び第3.1.3.2.1.1.2図のフローに従い選定し、第3.1.3.2.1.1.3図に示すチェックシートを用い、主に以下について確認を行った。

- ・耐震安全性の確認
- ・地震後のアクセス性及び現場操作の確認
- ・地震 PRA で特別に考慮するモデル化の前提条件

(c) 結果

イ 実施日

平成 28 年 12 月 5 日～12 月 8 日

ロ 実施結果

プラント・ウォークダウンの結果、地震PRAの実施に必要な基本的な情報について、構築したPRAモデル及び検討したシナリオに影響を与える要因のないことを確認した。

(2) 事故シナリオの同定

a. 本評価における仮定

本評価における事故シナリオの同定は、主に以下の仮定に基づき実施している。

- ・耐震性の低い以下の設備は必ず損傷する。
 - 常用電源(但し、外部電源には期待する)
 - 主給水系
 - 常用系の2次系の水源
 - 所内空気系
 - 制御用空気系 C ヘッダ
 - 主蒸気圧力制御系(主蒸気隔離弁下流)
- ・地震 PRA では地震加速度が増加するにつれ、安全機能や緩和機能を有する機器が複数同時に損傷することが考えられるため、後述のとおり、イベントツリーにおいて複数機器が同時に損傷する場合を考慮して評価を行った。起因事象階層イベントツリーでは起因事象の厳しいものから優先的に配列している。
- ・評価の対象とする地震動の強さは、常用系で耐震クラスの低い主給水系の機器損傷による「主給水流量喪失事象の発生以上の規模」(地震加速度 0.2G 以上)とし、これ以上の地震では少なくとも「主給水流量喪失」が発生するとした。

b. 事故シナリオの概括的な分析・設定

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を用いて、事故シナリオを広範に分析し、炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る事故シナリオを選定した。

(a) 炉心損傷に至る事故シナリオの分析

収集したプラント関連情報及びプラント・ウォークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナリオを広範に分析し、炉心損傷に至る事故シナリオを選定した。事故シナリオの選定に当たっては、地震起因による安全機能を有する SSC の損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナリオだけでなく、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した。

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、経年変化等を考慮した場合の事故シナリオについてはスクリーニングを行い、安全機能を有する SSC の損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナリオと合わせて事故シナリオの明確化を行った。安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化等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の内容を第 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うる事故シナリオ
- ・本震による炉心損傷事故に間接的に繋がりうる事故シナリオ
- ・シビアアクシデント対策を考慮すべき事故シナリオ

(b) 格納容器機能喪失に至る事故シナリオの分析

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。なお、地震を起因とする格納容器機能喪失頻度評価については、「3.1.3.2.1.5 格納容

器機能喪失頻度評価」に示す。

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。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。地震出力運転時レベル 2PRA 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、以下のような原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能への特有の影響が考えられる。

- ・地震動による原子炉格納容器本体の損傷
- ・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
- ・地震動による原子炉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

「3.1.3.2.1.1(2)b.(a) 炉心損傷に至る事故シナリオの分析」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 SSC 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、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。

また、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」の建屋・機器リストの作成において活用するとともに、「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。

- (a) 建屋・大型構築物の損傷

- イ 原子炉建屋の損傷

損傷規模によって事故シナリオが異なると考えられるが、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

- ロ 原子炉格納容器の損傷

損傷規模によって事故シナリオが異なると考えられるが、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 原子炉補助建屋の損傷

建屋の損傷による建屋内の電気盤の構造損傷により、電源系の機能喪失に至る。また、建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ等の構造損傷により原子炉補機冷却機能の全喪失に至る。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を行った。

(b) 放射性物質閉じ込め機能の喪失(格納容器バイパス事象)

イ 蒸気発生器伝熱管破損

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、複数本以上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。但し、評価上、蒸気発生器の伝熱管の破損本数を特定する事が困難であることから、保守的に複数本破断にまとめて、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

インターフェイスシステム LOCA については、地震により複数の電動弁などが同時に誤開するような事象は稀有であると考えられるため、本起因事象は対象外とした。稀有な事象であると判断した理由は以下のとおりである。

電動弁のフラジリティには、「機能損傷」と「構造損傷」がある。

一般的に地震による電動弁の機能損傷発生時には、弁の開閉動作が適切に実施できなくなり、地震発生前の状態となる。そのため、地震発生時に閉状態の弁は、機能損傷した場合でも閉状態を維持することとなる。加えて、RHR 系隔離弁は出力運転中に電源断運用されており、電気盤の誤作動を考えた場合でも、当該弁は閉状態が維持される。

構造損傷については、厚肉構造の弁の構造損傷に比べ薄肉構造の配管の構造損傷の方が先行して発生する。また、隔離弁は閉弁時、規定トルクで弁体を弁座に食い込ませシール機能を維持させている。そのため、配管の構造損傷に先行して隔離機能が損なわれる事は考えにくい。したがって、地震により弁の内部破損のような構造損傷が発生し、インターフェイスシステム LOCA が発生するよりも、配管の構造損傷の方が先

行して発生し、LOCA 事象になると考えられる。

(c) 1 次系保有水維持機能の喪失 (LOCA 事象)

イ 1 次冷却材圧力バウンダリの損傷

LOCA の緩和に必要な ECCS の組合せにより、起因事象が分類される。出力運転時 PRA では LOCA に対する成功基準の違いから、極小 LOCA、小破断 LOCA、中破断 LOCA、大破断 LOCA に分類している。地震 PRA では、これに加え、大破断 LOCA を上回る規模の LOCA が発生する可能性を考慮した。

極小 LOCA については、成功基準の観点で小破断 LOCA に包絡することが可能であり、また、破断時に極小 LOCA の原因となるような小口径配管は耐震性が高く、小破断 LOCA よりも発生確率が十分低いと考えられることから、小破断 LOCA で代表している。

以上より、LOCA に係る起因事象として以下を選定した。

- ・大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)
- ・大破断 LOCA
- ・中破断 LOCA
- ・小破断 LOCA

(d) 炉心冷却機能の喪失

イ 1 次冷却材の流量喪失 (バウンダリ内での変形)

1 次冷却材バウンダリ内での変形による 1 次系流路閉塞を想定する。本事象は、起因事象として扱わず、2 次冷却系からの除熱機能及び ECCS 注入機能が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を行った。

(e) 蒸気発生器除熱機能の喪失

イ 主蒸気系の損傷

主蒸気ラインのうち、主蒸気隔離弁より下流は耐震性が低いため、地震の発生で必ず損傷することを想定する。当該箇所の損傷に加え、主蒸気隔離に失敗した場合に起こる事象として、以下の起因事象を想定した。

- ・主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)

また、主蒸気隔離弁の上流が損傷した場合に起こる事象として、以下の起因事象を想定した。

- ・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耐震性が低いため、地震の発生で必ず損傷することを想定し、以下の起因事象とした。

- ・主給水流量喪失

また、主給水逆止弁の下流が損傷した場合に起こる事象として、以下の起因事象を想定する。

- ・主給水管破断

(f) サポート機能の喪失

イ 外部電源喪失

外部電源系が機能喪失する場合に対し、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

地震による電気盤等の損傷により、信号系が機能喪失に至る事象を考慮する。本評価では冗長系の SSC は同時に喪失すると仮定していることから、全喪失を想定する。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を行った。

ハ 原子炉補機冷却機能の喪失

出力運転時 PRA では原子炉補機冷却機能の部分喪失を考慮しているが、地震 PRA では冗長系の SSC は同時に喪失すると仮定していることから、原子炉補機冷却機能に対し全喪失を想定し、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、ある種類の弁が損傷した場合、機能に期待する全ての弁の機能が喪失するものとして評価する。本事象は、起因事象として扱わず、「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を行った。

(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。

- ・ATWS

ロ 制御棒挿入機構の変形による制御棒挿入失敗

損傷の規模によっては、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発信失敗と同様に全挿入失敗を想定するため、以下の起因事象とする。

•ATWS

第3.1.3.2.1.1.1表 地震PRA実施のために収集した情報及び主な情報源

	PRAの実施項目		収集すべき情報	主な情報源
1	プラントの設計・運転の把握		PRA実施に当たり必要とされる設計、運転管理に関する情報	- 出力運転時PRA で使用した設計図書（原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書、保安規定等） - 全体機器配置図、換気空調設備図、構内配置図、耐震計算書、プラントウォークダウン - 国内の震害事例（柏崎刈羽原子力発電所の震害情報、阪神淡路大震災の情報等） - 国外の震害事例（NUREG-1742の米国個別プラント外部事象評価（IPEEE）等）
2	確率論的地震ハザード評価		対象サイト周辺地域での地震発生様式を考慮した震源モデルの設定に係る震源特性や、地震動伝播モデルの設定に係わる地震動伝ば特性に関する情報	- 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・機器の耐力評価及び応答評価に関する情報	工事計画認可申請書、耐震バックチェック報告書、ストレステスト1次報告書、JEAG、JNES加振試験報告書、JSME等
4	事故シーケンス評価	a)事故シナリオの分析と起因事象の分類	大規模地震時に想定されるプラント状態	原子炉設置許可申請書
		b)事故シーケンスの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	- 安全系などのシステム使用条件 - システムの現実的な性能 - 運転員による緩和操作	上記1の情報源
		c)システムのモデル化	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態	
		d)事故シーケンスの定量化	評価結果の妥当性を確認できる情報	
		e)格納容器健全性に関する評価	原子炉格納容器の隔離機能に関する情報	

第3.1.3.2.1.1.2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(1/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
① 本震による炉心損傷事故に直接的に繋がりうる事故シナリオ		
安全機能に従属するSSCsの損傷による炉心損傷への影響	・地震PRAにて評価する。	地震PRAで考慮
② 本震による炉心損傷事故に間接的に繋がりうる事故シナリオ		
②-1 安全機能を有するSSCs以外の屋内設備の損傷による間接的影響		
天井クレーンの転倒・落下による原子炉容器、原子炉格納容器への影響	・格納容器ポーラクレーンはSs地震動に対して落下防止装置を有する。 ・万一落下防止装置が破損しても、リングガータの内径はクレーン内径より小さいため物理的にもクレーンが落下することはない。 ・仮に落下を想定しても、架台等の構造物があることから直接原子炉容器に衝突することはない。	除外
耐震B、Cクラスの機器の損傷に伴うSクラス機器の損傷	・実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則では、Sクラスの機器は、B、Cクラスの機器の破損によって波及的破損が生じないことを要求しており、耐震設計で考慮されている。 ・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。	除外
タービンミサイルによる隣接原子炉建屋内関連設備への影響	・タービンミサイルの影響は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。	除外

第3.1.3.2.1.1.2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(2/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
②-2 安全機能SSC以外の屋外設備の損傷による間接的影響		
排気筒などの転倒による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	・PWRの排気筒は原子炉格納容器に沿った、ステンレス製の軽量のダクト形状であり、万一損傷して落下しても建屋等を損傷させることはない。	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	・評価プラントは平地に設置されているため、斜面崩壊による影響はない。	除外
送電網の鉄塔などの損傷に伴う外部電源喪失への影響	・地震PRAでは外部電源の脆弱性は、米国事例に基づく保守的な想定で考慮している。	地震PRAで考慮
安全上重要な設備の冷却に使用可能な給水源の停止に伴う冷却水枯渇の影響	・安全上重要な設備の冷却用水源(海水取水設備、原子炉補機冷却水サージタンク、燃料取替用水タンク、復水タンク)の脆弱性については地震PRAで考慮している。	地震PRAで考慮

第3.1.3.2.1.1.2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(3/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
②-3 運転員操作の阻害による波及的影響		
地震前(設計、製作、組立、検査等)のミス	- 設計、製作、組立、検査等のミスは、設計、据付段階における品質管理プログラムでの適正管理及び工事認可申請等で確認されている。 - 万一、これらのミスがあったとしても、多重性を備えた設備の全てに同様のミスを犯す可能性は小さく、また、地震PRAでは保守的に多重設備の損傷の完全相関を想定している。	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PRAで期待する運転員による緩和操作は可能である。 - 地震発生時におけるヒューマンエラーへの影響を考慮した人的過誤確率を考慮している。	地震PRAで考慮
変圧器などの碍子類の損傷によるサイト電源の停電に伴うバックアップ操作の支障	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(非常用DGの起動等)は、運転基準(手順書)に従い、中央制御室近傍で操作可能であり、当該操作の失敗も考慮している。	地震PRAで考慮
構内通行支障、要員への影響	- 地震後のプラントの安全停止のための運転員操作は、中央制御室近傍で操作可能であり、構内通行支障による影響はない。 - プラントウォークダウンにより、アクセスルートを塞いでしまう設備がないことを確認している。	除外
二次部材の損傷などの従業員への影響	一部は人的過誤確率に包絡しており、その他の影響はプラントウォークダウンにて影響がないことを確認している。	除外

第3.1.3.2.1.1.2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(4/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
③ 余震による地震動の安全機能への影響		
本震直後の余震による炉心損傷への影響	・確率論的地震ハザード評価では余震を除外し、本震で発生頻度が評価されている。また、本震を上回るような余震の可能性は低い。 ・本震後、原子炉はトリップされ、運転基準(手順書)に従い安全停止に移行するため、余震が発生したとしても影響はない。 ・地震PRA学会標準では余震の評価手法が例示されているが、系統的な評価手法は確立されておらず、今後の課題とする。	余震による影響は今後の課題であるが、影響が大きいのは本震と想定する。
④ 経年変化を考慮した場合の影響		
経年変化を考慮した場合の炉心損傷への影響	・予防保全で設計想定以上の劣化が予測された場合は補修や交換がなされる。	除外
⑤ 複数基が立地するサイトにかかわる事故シナリオ		
ユニット間の相互依存関係を考慮した場合の炉心損傷への影響	・本評価では単一ユニットの評価のため、評価対象外としている。	除外
⑥ 緊急時対策所における緊急時の復旧対応に係る事故シナリオ		
劣悪な環境などによって緊急時対策所の機能が低下することによる炉心損傷への影響	・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、モデル化対象外とした。	除外

第3.1.3.2.1.1.2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(5/5)

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

第3.1.3.2.1.1.3表 地震時特有の格納容器機能喪失に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(1/2)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング	結 果
地震動による原子炉格納容器本体の損傷	- 地震動によって原子炉格納容器本体が損傷すると炉心損傷で発生した放射性物質が原子炉格納容器から環境へ直接放出される可能性がある。また、原子炉格納容器本体が含まれている原子炉建屋の損傷によって従属的に原子炉格納容器本体が損傷することが考えられる。 - なお、地震動によって原子炉格納容器本体が損傷すると、従属的に原子炉格納容器本体によって支持されている格納容器ポーラクレーン、格納容器スプレイリングなどの支持機能が喪失することが考えられる。	原子炉建屋の損傷及び原子炉格納容器本体の損傷(座屈以外)は地震出力運転時レベル1PRAにおいて考慮されている。原子炉格納容器本体の損傷(座屈)は地震動による格納容器隔離失敗として考慮する。	○
地震動による格納容器耐力の低下	- 炉心損傷時には水蒸気及び非凝縮性ガスが発生して原子炉格納容器内に蓄積し、原子炉格納容器内圧が上昇し、原子炉格納容器の耐力に到達した時点から原子炉格納容器内の放射性物質が環境に放出される可能性がある。 - 地震動によって原子炉格納容器の耐力が低下する場合には、原子炉格納容器が過圧破損する時期が早まることが考えられる。また、水素燃焼などの原子炉格納容器内圧が上昇するエナジェティック現象などに対して、格納容器破損に至る確率が高くなることが考えられる。	地震荷重を受けた原子炉格納容器の耐力は、材料が破損に至らない限りその後の圧力荷重に対しても同様の耐力機能を有すると考えられる。	×

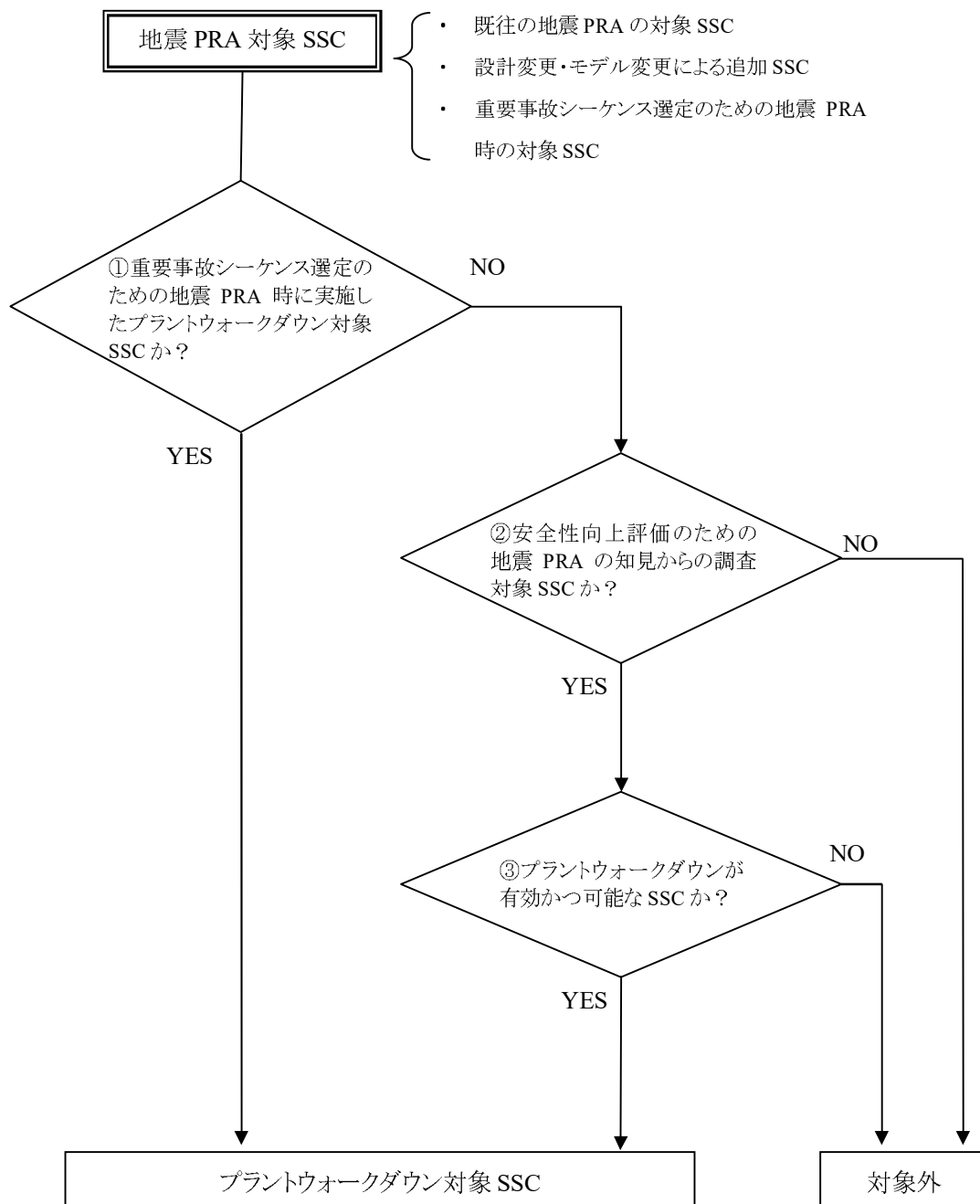
○:地震PRAで考慮する

×:除外可能

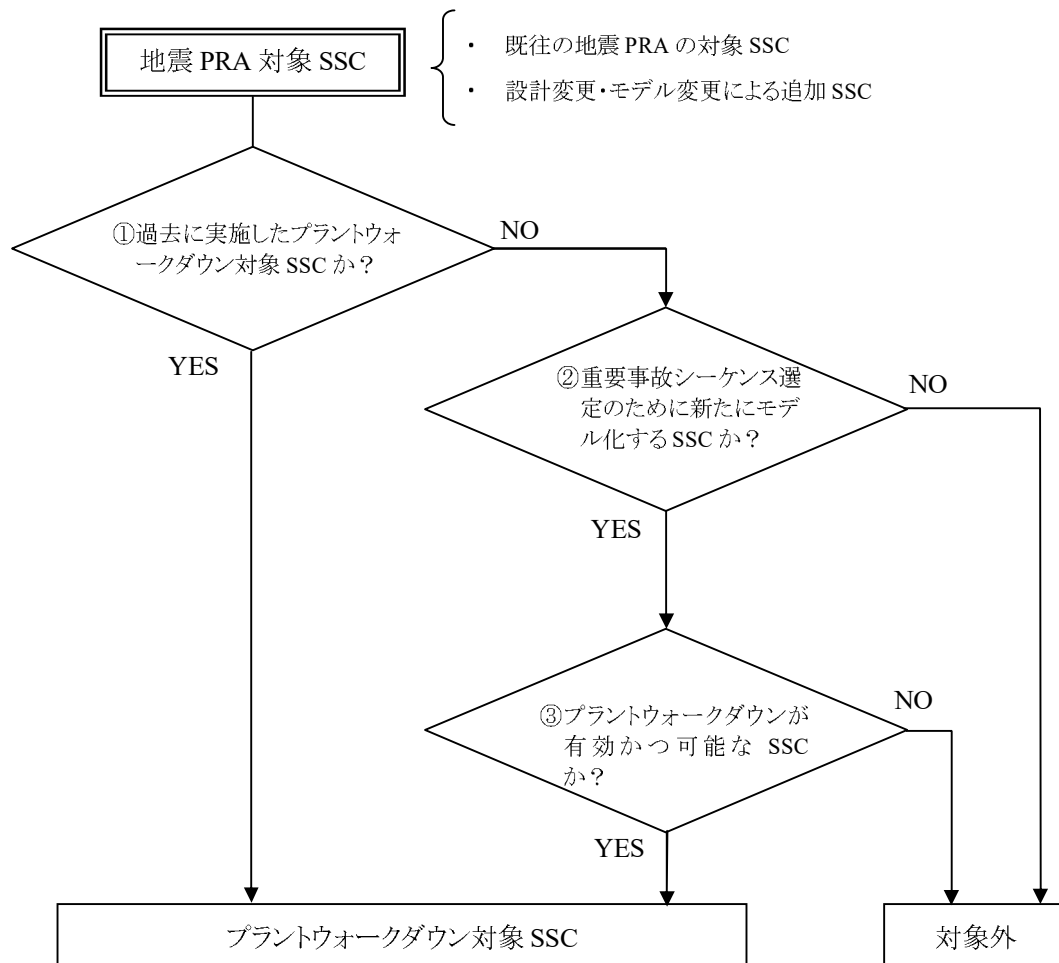
第3.1.3.2.1.1.3表 地震時特有の格納容器機能喪失に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(2/2)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング	結 果
地震動による格納容器隔離の失敗	- 地震動によって、格納容器隔離機能に係る設備（機器搬入口、エアロック、格納容器貫通部（配管貫通部、電線貫通部）、貫通配管など）の破損又は格納容器隔離弁の閉止ができなくなると、炉心損傷で発生した放射性物質が原子炉格納容器から環境へ放出される可能性がある。 - なお、放出される経路によっては格納容器雰囲気中から放射性物質が放出される場合や、1次系から環境へ直接放出される格納容器バイパスとなる場合もある。	緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮している。 なお、原子炉格納容器本体の損傷（座屈）は地震動による格納容器隔離失敗として考慮している。	○
地震動による格納容器圧力抑制機能の喪失	地震動によって、原子炉格納容器内の冷却に係る機器が損傷すると、格納容器圧力抑制機能が喪失し、原子炉格納容器が過圧で破損する可能性がある。	緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮している。	○
地震動による原子炉格納容器からの崩壊熱除去機能の喪失	地震動によって、原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却に係る機器及び原子炉格納容器内の冷却に係る機器が損傷すると、原子炉格納容器からの崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉格納容器が過圧などで破損する可能性がある。	緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮している。	○
地震動による放射性物質抑制機能の喪失	地震動によって原子炉格納容器内の冷却に係る機器、作業環境維持（被ばく防止）に係る機器が損傷すると、放射性物質抑制機能が喪失し、緩和操作の失敗などにより原子炉格納容器が過圧などで破損する可能性がある。	緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮している。	○
地震動によるその他の緩和手段の喪失	地震動によって、1次系の減圧、水素濃度制御に係る機器が損傷すると、必ずしも格納容器機能喪失に至るものではないが、格納容器機能喪失に至る可能性が高くなる場合がある。	緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮している。	○

○：地震PRAで考慮する
×：除外可能



第 3.1.3.2.1.1.1 図 地震 PRA プラント・ワークダウン調査対象 SSC の選定フロー



第 3.1.3.2.1.1.2 図 重要事故シーケンス選定時の地震 PRA における
プラント・ワークダウン調査対象 SSC の選定フロー

川内原子力発電所 1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	☐	☐
B)地震後のアクセス性及び現場操作の確認	☐	☐
C)地震PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件	☐	☐

総合評価

実施日:

実施者:

地震1-1

第 3.1.3.2.1.1.3 図 地震 PRA プラント・ウォークダウン チェックシート(1/3)

SSC名: _____

A)耐震安全性の確認

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

<u>アンカーボルト・基礎溶接部評価</u>	Y	N	U	N/A
1. 図面(外形図・耐震計算書等)と外見上の相違は無い	☐	☐	☐	☐
2. 周辺のコンクリート部を含めて外見上の異常(腐食・亀裂等)は無い	☐	☐	☐	☐
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)	☐	☐	☐	☐

<u>二次的影響について</u>	Y	N	U	N/A
1. 周辺の耐震クラスが低いSSC等の倒壊・落下により被害を受けない	☐	☐	☐	☐
2. 倒壊により被害を与える周辺のSSCの耐震性は問題ない (対象SSC本体の評価に準じた評価)	☐	☐	☐	☐
3. 周辺に固縛されていない重量物はない	☐	☐	☐	☐
4. 周辺SSCの損傷時、周辺SSCの保有水による影響はない	☐	☐	☐	☐
5. 周辺に仮置の火災源はない	☐	☐	☐	☐
6. SSCに接続されているケーブルは地震による損傷を受けない	☐	☐	☐	☐

二次的影響についての気づき事項を記載

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

地震1-2

第 3.1.3.2.1.1.3 図 地震 PRA プラント・ウォークダウン チェックシート(2/3)

SSC名: _____

B)地震後のアクセス性及び現場操作の確認

1. 対象SSC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SSC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. SSCの作動状態が確認できる

C)地震PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認

1. モデル化の前提条件が適切である

Y	N	U	N/A
☐	☐	☐	☐
☐	☐	☐	☐
☐	☐	☐	☐
☐	☐	☐	☐
☐	☐	☐	☐
☐	☐	☐	☐
☐	☐	☐	☐
☐	☐	☐	☐

Y	N	U	N/A
☐	☐	☐	☐

地震PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件

前提条件:

確認結果:

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

地震1-3

第 3.1.3.2.1.1.3 図 地震 PRA プラント・ウォークダウン チェックシート(3/3)

3.1.3.2.1.2 確率論的地震ハザード評価

本評価に使用している確率論的地震ハザードは、川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(平成 26 年 9 月補正)において、基準地震動の超過確率を参照したものである。

(1) 評価方針

確率論的地震ハザード評価については、日本原子力学会(2007)の方法に基づき、以下の流れで検討した。

(2) ハザード評価

a. 震源モデルの設定

震源モデルは、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。

(a) 特定震源モデル

基本的に川内原子力発電所敷地から 100km 程度以内にある「新編日本の活断層」に掲載されている確実度Ⅰ及びⅡの活断層、地震調査研究推進本部の長期評価等を踏まえてモデル化し、敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層については、敷地周辺の地質調査結果に基づいてモデル化した。

特定震源モデルは、文献又は活動度に応じて奥村・石川(1998)に基づき設定した年平均変位速度と、断層長さから松田(1975)の関係式により求めた一回の地震によるすべり量を用いて平均発生頻度を設定し、ポアソン過程により発生確率を評価する。活動度が不明な場合は、海域の活断層は活動度 B 級、陸域の活断層は活動度 C 級とする。また、最新活動時期が不明で平均活動間隔が確認できる場合は、平均活動間隔から発生頻度を求め、ポアソン過程により発生確率を評価する。平均活動間隔に加え最新活動時期が確認できる場合は、地震の発生間隔が BPT 分布に従うと仮定して発生確率を評価する。

第 3.1.3.2.1.2.1 図に敷地周辺の活断層の図を、第 3.1.3.2.1.2.1 表に主要な活断層の震源モデルの諸元を示す。また、第 3.1.3.2.1.2.2 図に主要な断層の応答スペクトルを示す。

第 3.1.3.2.1.2.3 図にその他の活断層の図を、第 3.1.3.2.1.2.2 表にその他の活断層の諸元を示す。

なお、プレート間地震及び海洋プレート内地震は、川内原子力発電所

から震源域まで 100km 以上の距離があるため、プレート間地震及び海洋プレート内地震による揺れの影響は内陸地殻内地震による揺れよりも小さいと判断し、モデル化の対象としない。

(b) 領域震源モデル

領域震源モデルについては、萩原(1991)及び垣見ほか(2003)の領域区分に基づき、サイトから 100km 以内の領域を対象とし、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値をもとに設定した。第 3.1.3.2.1.2.4 図に萩原(1991)及び垣見ほか(2003)の領域区分の図を示す。また、第 3.1.3.2.1.2.5 図に川内原子力発電所周辺の各領域区分と実際の地震発生状況の図を示し、これに対応する各領域の諸元を第 3.1.3.2.1.2.3 表に示す。参考として地域ごとの地震規模別発生頻度の評価及び b 値に関する図を第 3.1.3.2.1.2.6 図に示す。

b. 地震動伝播モデルの設定

地震動伝播モデルとしては Noda et al.(2002)による距離減衰式を用いる。基準地震動の策定では、川内原子力発電所の敷地地盤で得られた地震観測記録の分析により、Noda et al.(2002)による応答スペクトルよりも敷地における揺れは小さい傾向にあることを確認しているものの、安全側に観測記録に基づく距離減衰式の補正を考慮していない。確率論的地震ハザード評価では、ロジックツリーにおいて地震観測記録との補正の有無を考慮する。第 3.1.3.2.1.2.7 図に観測記録による補正に関する図を示す。

また、基準地震動の策定では、地質調査結果、地震観測記録及び微動アレイ探査結果等により、地下構造に特異な増幅特性が見られないことから、地下構造は水平成層とする。解放基盤表面の S 波速度は 1.5km/s、P 波速

度は 3.2km/s と設定する。

c. ロジックツリーの作成

日本原子力学会(2007)に示される専門家活用水準 1 を採用し、震源モデル及び地震動伝播モデルの設定において、選定した認識論的不確かさの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考慮して、ロジックツリーを作成した。考慮した認識論的不確かさを第 3.1.3.2.1.2.4 表に示す。特に敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層(断層帯断層区間、市来断層帯市来区間、市来断層帯断層海峡中央区間)については、基準地震動策定における地質調査、地震調査委員会(2013)の知見反映、考慮した不確かさを詳細にロジックツリーに展開し、評価した。作成したロジックツリーを第 3.1.3.2.1.2.8 図に、ロジックツリーの分岐の根拠及び重みの考え方を第 3.1.3.2.1.2.5 表に示す。

(3) ハザード曲線の作成

a. 確率論的地震ハザード曲線

上記により作成した平均地震ハザード曲線を第 3.1.3.2.1.2.9 図に、特定震源モデルによる確率論的地震ハザード曲線の内訳を第 3.1.3.2.1.2.10 図に示す。第 3.1.3.2.1.2.10 図より、特定震源の地震ハザード曲線において、甕断層帯甕区間による地震の寄与度が高い。また、フラクタイル地震ハザード曲線を第 3.1.3.2.1.2.11 図に示し、距離減衰式に対する観測記録による補正の有無を第 3.1.3.2.1.2.12 図、第 3.1.3.2.1.2.13 図に示す。

b. 一様ハザードスペクトル

基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較を第 3.1.3.2.1.2.14 図に示す。基準地震動 S_s の年超過確率は、 10^{-4} ～ 10^{-5} 程度となっている。また、一様ハザードスペクトルの算出のもととなる周期ごとの確率論的地震ハザード曲線を第 3.1.3.2.1.2.15 図に示す。特定震源 + 距離減衰式に対する平均ハザード曲線、領域震源 + 距離減衰式に対する平均ハザード曲線及び全体のロジックツリーによる平均ハザード曲線を比較したものを第 3.1.3.2.1.2.16 図に示す。全体のハザードに与える影響は、特定震源 + 距離減衰式も大きく変わらないことが確認できる。 10^{-4} よりも小さい年超過確率においては、特定震源が領域震源よりも寄与度が高い。

c. フラジリティ評価用地震動

フラジリティ評価用地震動は年超過確率 10^{-4} の一様ハザードスペクトルに適合する模擬波とし、経時特性を基準地震動の策定と同様に Noda et al.(2002)に基づき地震規模 $M=7.0$ 、等価震源距離 $X_{eq}=10\text{km}$ とした。模擬波を第 3.1.3.2.1.2.17 図に示す。

第3.1.3.2.1.2.1表 主な活断層の震源モデルの諸元

断層名	ケース		長さ(km)	M(松田式)	Xeq(km)
市来断層帯 市来区間	基本ケース		24.9	7.2	15.9
	傾斜角(60度)考慮		24.9	7.2	19.2
	五反田川断層		18.6	6.9	21.4
甑断層帯甑区間	基本ケース		40.9	7.5	22.1
	傾斜角(60度)考慮		40.9	7.5	22.6
	断層の拡がり考慮		43.0	7.6	21.9
	F-AとF-B各々活動	F-A断層	18.3	6.9	23.6
		F-B断層	14.9	6.8	39.3
市来断層帯 甑海峡中央区間	基本ケース		38.5	7.5	24.0
	傾斜角(60度)考慮		38.5	7.5	24.7
	F-C断層		16.1	6.8	40.1

第3.1.3.2.1.2.2表 その他の活断層の諸元

番号	断層名	長さ(km)	M	Δ(km)	Xeq(km)	活動度 *1	平均活動間隔 *2	最新活動時期	確率分布
1	出水断層系	23	7.1	35.5	39.5	—	約8000年	平均4850年	BPT分布
2	水俣断層群 笠山周辺断層群	31.8	7.3	33.7	39.8	C	—	—	ポアソン分布
3	長島断層群 長島西断層	20	7	33.8	37.3	C	—	—	
4	辻の堂	12.3	6.6	28.8	30.7	(B)	—	—	
5	泊野リニアメント	3.4	5.7	20.4	20.9	(C)	—	—	
6	紫尾山南リニアメント	6.8	6.2	21.4	22.6	(C)	—	—	
7	甌断層帯吹上浜西方沖	20.2	7	29.7	33.6	(B)	—	—	
8	F-E	9.1	6.4	22.3	24	(B)	—	—	
9	F-F	18	6.9	26.6	30.2	(B)	—	—	
10	布田川一日奈久断層帯	92.7	8.1	92	104	B	—	—	
11	人吉盆地南縁	21.8	7.1	79.1	81.1	—	約8000年以上	平均5250年	BPT分布
12	緑川断層系	33.6	7.4	115.4	117.8	—	51000年 (5.4×10^{-5})	—	ポアソン分布
13	甌島南側海域	38	7.5	75.94	80.4	B	—	—	
14	男女海盆海域	51.1	7.7	105.8	110.6	B	—	—	
15	甌島西側海域	62.5	7.8	62.8	72.1	B	—	—	
16	雲仙地溝帯	38	7.5	94.23	97.8	B	—	—	
17	鶴木場	11	6.8	92.04	92.6	—	63000年 (1.908×10^{-5})	—	
18	国見岳断層帯	13	6.8	93.16	93.9	—	6300年 (1.908×10^{-4})	—	
19	新深田	2	5.3	78.57	78.6	C(5.0×10^{-5})	—	—	
20	高原二朝ノ追	5	6	76.95	77.2	C(1.0×10^{-4})	—	—	
21	大島子	3	5.6	71.08	71.2	C(3.0×10^{-5})	—	—	
22	井手河内	4	5.8	72.16	72.3	(C)	—	—	
23	上瀬田	3	5.6	98.27	98.4	(C)	—	—	
24	金焼三	2	5.3	62.65	62.7	(C)	—	—	
25	上場	3.8	5.8	40.62	40.9	C(5.0×10^{-5})	—	—	
26	崎森	7	6.2	49.49	50	(C)	—	—	
27	鹿児島湾東縁断層帯	17	6.9	61.15	62.8	—	5800年 (2.380×10^{-4})	—	
28	松浦	1.6	5.2	51	51.1	(C)	—	—	
29	鹿児島湾西縁断層帯	16	6.9	45.1	47	—	63000年 (2.191×10^{-5})	—	
30	高千穂峰断層系	2.5	5.5	69.66	69.8	B	—	—	
31	〃	2.5	5.5	69.58	69.7	B	—	—	
32	稲葉嶺断層系	1.2	5	52.59	52.6	(C)	—	—	
33	〃	2.5	5.5	52.36	52.5	(C)	—	—	
34	〃	3	5.6	52.75	52.9	(C)	—	—	
35	〃	3	5.6	53.17	53.3	(C)	—	—	
36	〃	3	5.6	53.49	53.7	(C)	—	—	
37	忽林嶽断層系	3	5.6	41.23	41.4	(C)	—	—	
38	市来断層系	4	5.8	22.61	23.2	(C)	—	—	
39	〃	5	6	22.24	23.1	(C)	—	—	
40	〃	1.5	5.1	22.89	23	(C)	—	—	
41	市来断層系	2	5.3	23.8	24	(C)	—	—	
42	〃	3	5.6	23.89	24.3	(C)	—	—	
43	池田湖西断層帯	10	6.8	74.48	75	—	1500年 (8.015×10^{-4})	—	
44	清見岳東方	1.4	5.1	76.61	76.7	(C)	—	—	
45	新永吉—松ヶ窪	4	5.8	76.55	76.7	(C)	—	—	
46	鹿児島湾海域	4.7	6	79.85	80.1	(B)	—	—	
47	〃	7.8	6.3	85.34	85.7	(B)	—	—	
48	長崎海脚断層	86.4	8.1	80.2	93.6	(B)	—	—	
49	海域	7	6.3	58.97	59.5	(B)	—	—	
50	〃	14	6.8	86.4	87.4	(B)	—	—	
51	〃	22	7.1	109.1	110.6	(B)	—	—	
52	〃	11	6.6	55.89	56.9	(B)	—	—	
53	男女海盆北方断層	50.1	7.7	103.1	108	(B)	—	—	
54	甌島北方断層	28.1	7.2	34	39	(B)	—	—	

*1) 活動度：(B)(C)は、海域B級、陸域C級とする。活動度に応じて、奥村・石川による平均変位速度(A: 2.4×10^{-3} m/年, B: 2.5×10^{-4} m/年, C: 4.7×10^{-5} m/年)を設定する。活動度に()内の数値が付記される場合は、当該平均変位速度を用いる。

*2) 平均活動間隔：()内の数値は、平均変位速度である。

第3.1.3.2.1.2.3表 各領域の諸元

萩原(1991)の領域における諸元

領域名	最小M	最大M	b値	年発生頻度 (回／年)	震源深さ
J	5.0	7.1 6.6	1.00	0.88 (1.32E-05)	深さ2～15kmの一様分布
N	5.0	6.9	1.10	0.33 (1.98E-05)	
O	5.0	6.6	0.97	0.28 (0.975E-05)	

※)年発生頻度の()内は単位面積あたり(単位:回／年／km²)

垣見ほか(2003)の領域における諸元

領域名	最小M	最大M	b値	年発生頻度 (回／年)	震源深さ
11B1	5.0	—*1	0.97	0.37 (1.13E-05)	深さ2～15kmの一様分布
11C1	5.0	7.1 6.6	0.90	0.24 (1.08E-05)	
11X0	5.0	6.9	1.14	0.33 (1.53E-05)	
11X1	5.0	6.6	1.01	0.33 (0.782E-05)	

*1) 過去にM6.5以上の大きな地震が観測されていない。

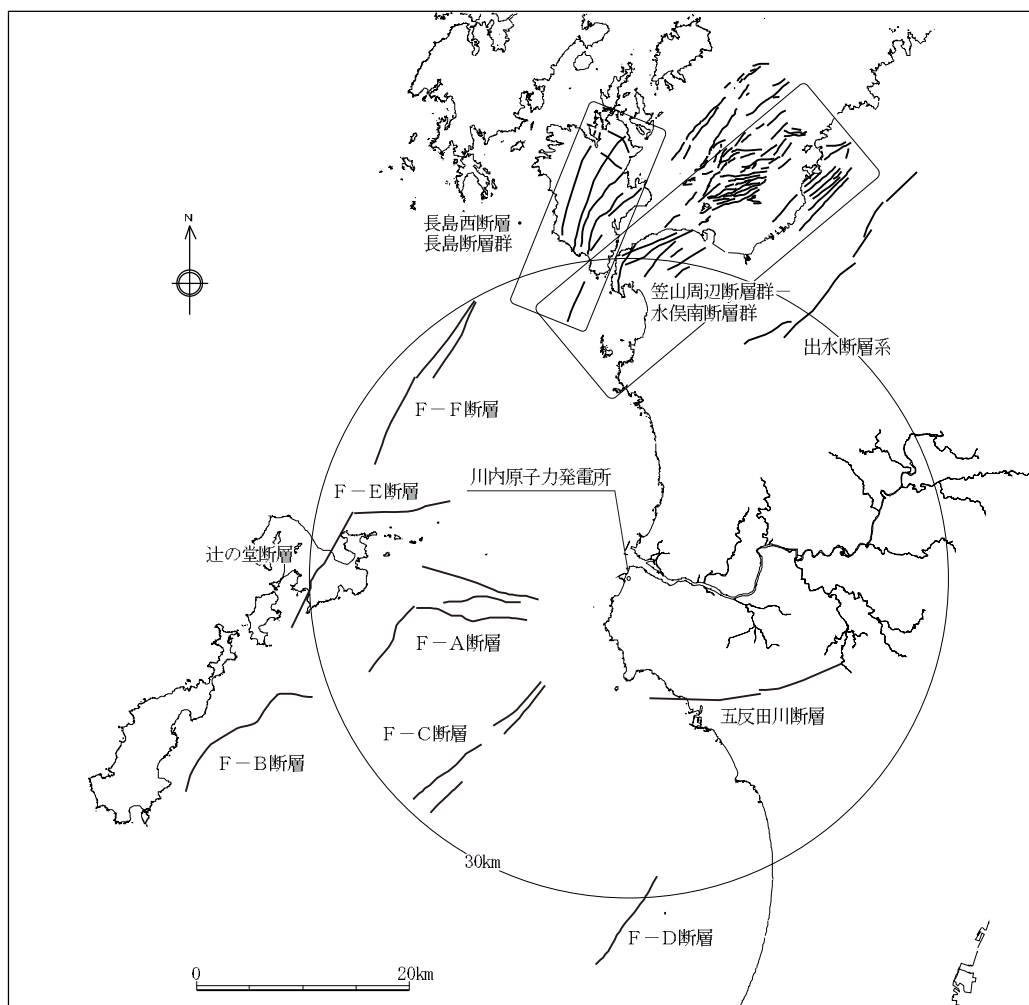
※)年発生頻度の()内は単位面積あたり(単位:回／年／km²)

第3.1.3.2.1.2.4表 考慮した認識論的不確実さ

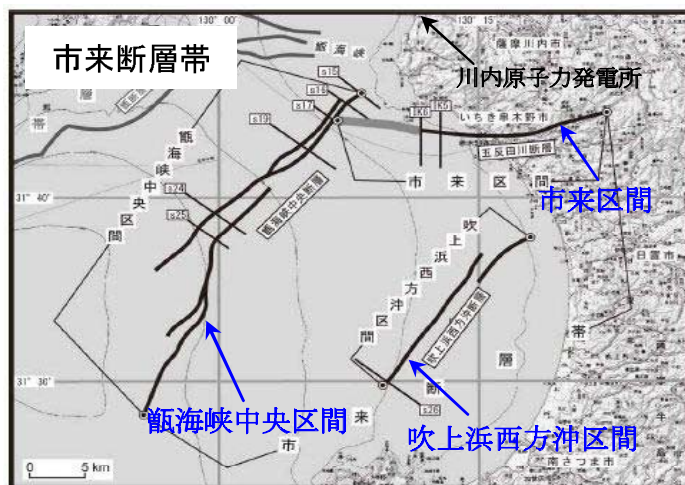
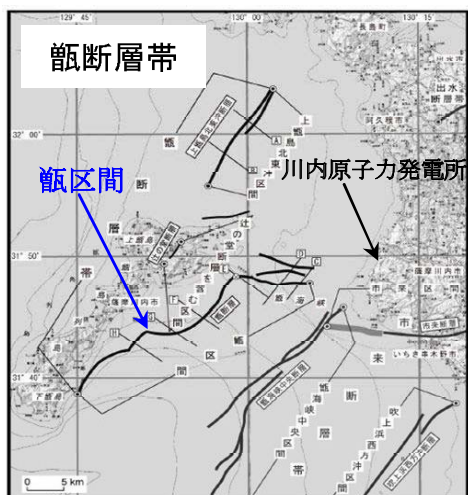
	認識論的不確実さ	偶然的不確実さ
特定震源 モデル	基準地震動の策定で考慮した不確かさ等を考慮 ・ 断層長さ及び震源断層の広がり ・ 断層傾斜角 ・ 当社調査結果に基づく断層長さ ・ 地震発生頻度 (断層帯断層区間による地震)	—
領域震源 モデル	・ 最大地震規模 ・ 領域区分モデルの選択	・ 領域内でG-R式に従う地震発生の仮定(地震規模の確率密度を考慮) ・ 領域内で一様な地震発生の仮定(距離の確率密度を考慮)
地震動 伝播 モデル	・ 地震観測記録の補正の有無	・ 距離減衰式のばらつき

第3.1.3.2.1.2.5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

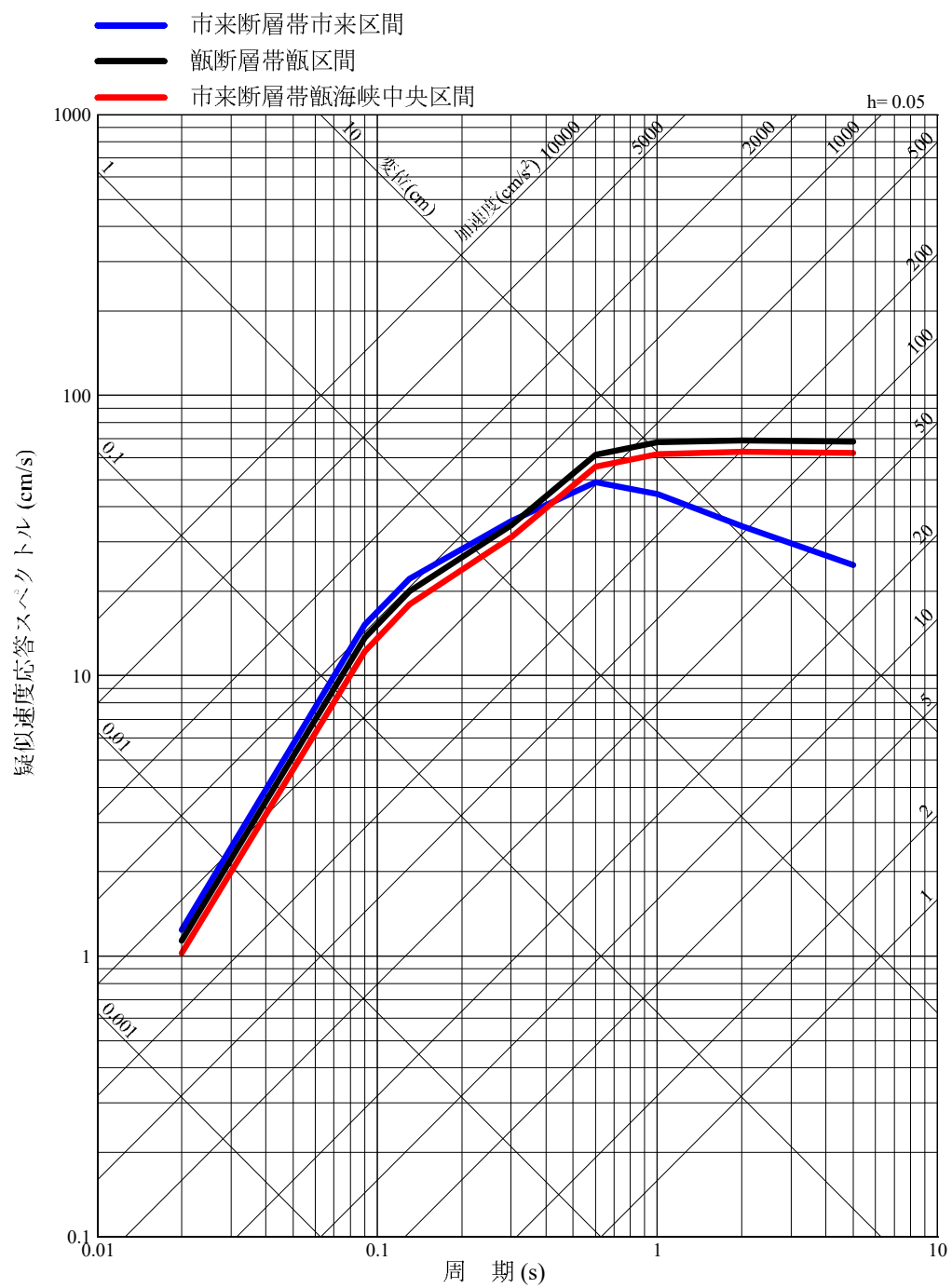
モデル	ロジックツリーで考慮した分岐		分岐の根拠	重みの考え方
特定震源モデル	主要活断層	市来断層帯市来区間 ・ 基本ケース(L24.9km,傾斜角90度) ・ 不確かさケース(L24.9km,傾斜角60度) ・ 当社調査(五反田川断層(L18.6km))	・ 基準地震動の策定で考慮した地震調査委員会(2013)に基づく基本震源モデルを考慮 ・ 基準地震動の策定で考慮した不確かさを考慮した震源モデルを考慮 ・ 当社調査結果に基づく震源モデルを考慮	基本ケース1/2として、その他を等重み
		市来断層帯甕海峡中央区間 ・ 基本ケース(L38.5km,傾斜角90度) ・ 不確かさケース(L38.5km,傾斜角60度) ・ 当社調査(F-C(L16.1km))		
		甕断層帯甕区間 ・ 基本ケース(L40.9km,傾斜角90度) ・ 不確かさケース(L40.9km,傾斜角60度) ・ 不確かさケース(L43.0km,傾斜角90度) ・ 当社調査(F-A,F-Bの個別活動)		
領域震源モデル	最大地震規模	地震調査委員会(2009) M6.8	内陸地殻内地震の震源を予め特定しにくい地震	内陸地殻内地震の規模 M6.8を1/2として、その他を等重み
		1914年桜島地震 M7.1	火山性地震の可能性を踏まえ考慮	
		1997年鹿児島県北西部地震 M6.6	上記以外で活断層と関連付けが困難な最大地震規模	
	領域区分	萩原マップ	原子力学会(2007)を参照し、複数のモデルを選定	等重み
		垣見マップ		
地震動伝播モデル	距離減衰式	Noda et al.(2002)による距離減衰式 ・ 地震観測記録に基づく補正の有無を考慮	基準地震動の策定における補正無しの評価の分岐として現実的な記録に基づく補正を考慮	等重み



第3.1.3.2.1.2.1図 敷地周辺の主な活断層 (1/2)

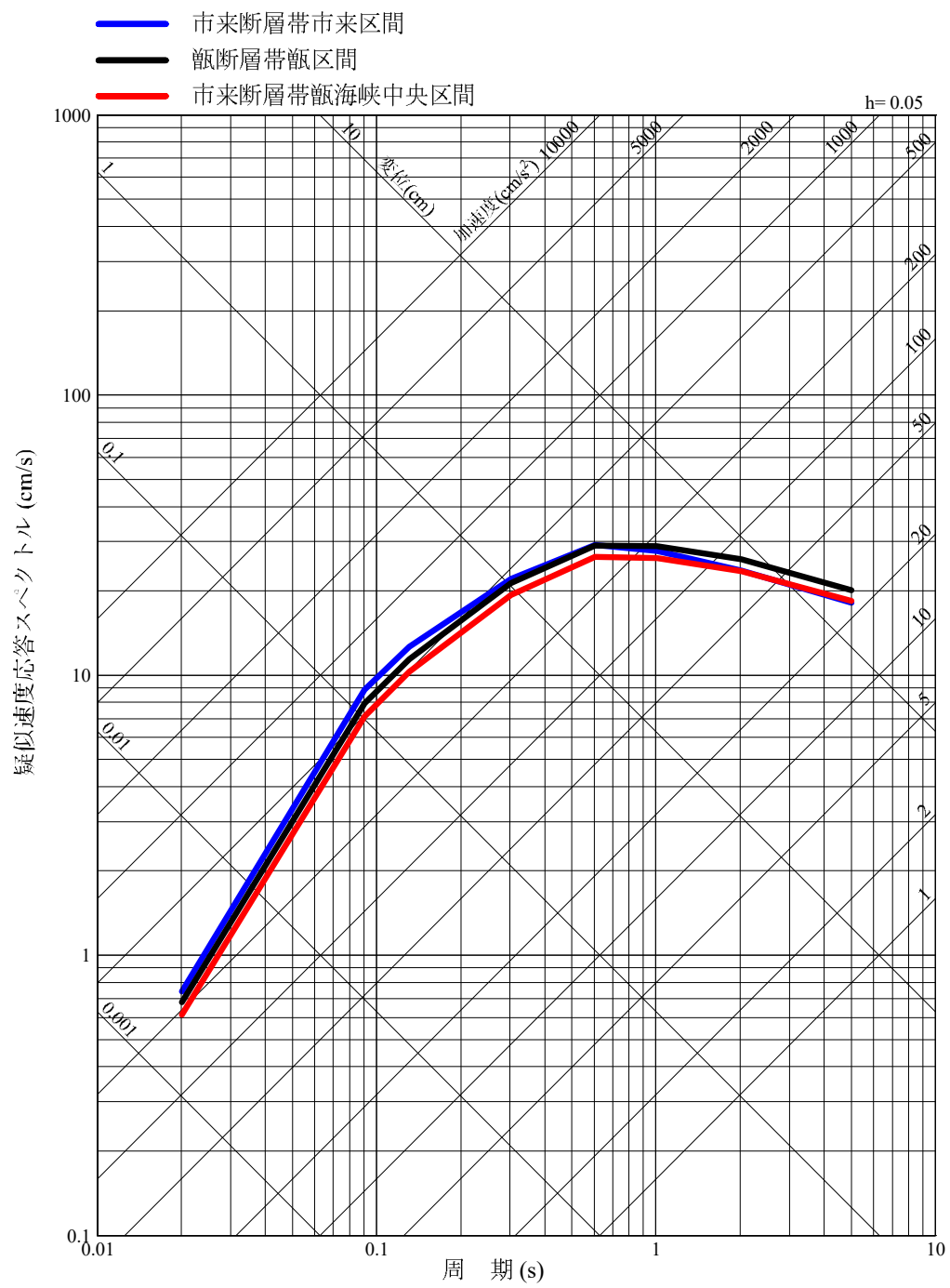


第3.1.3.2.1.2.1図 敷地周辺の主な活断層 (2/2) (地震調査研究推進本部 (2013))



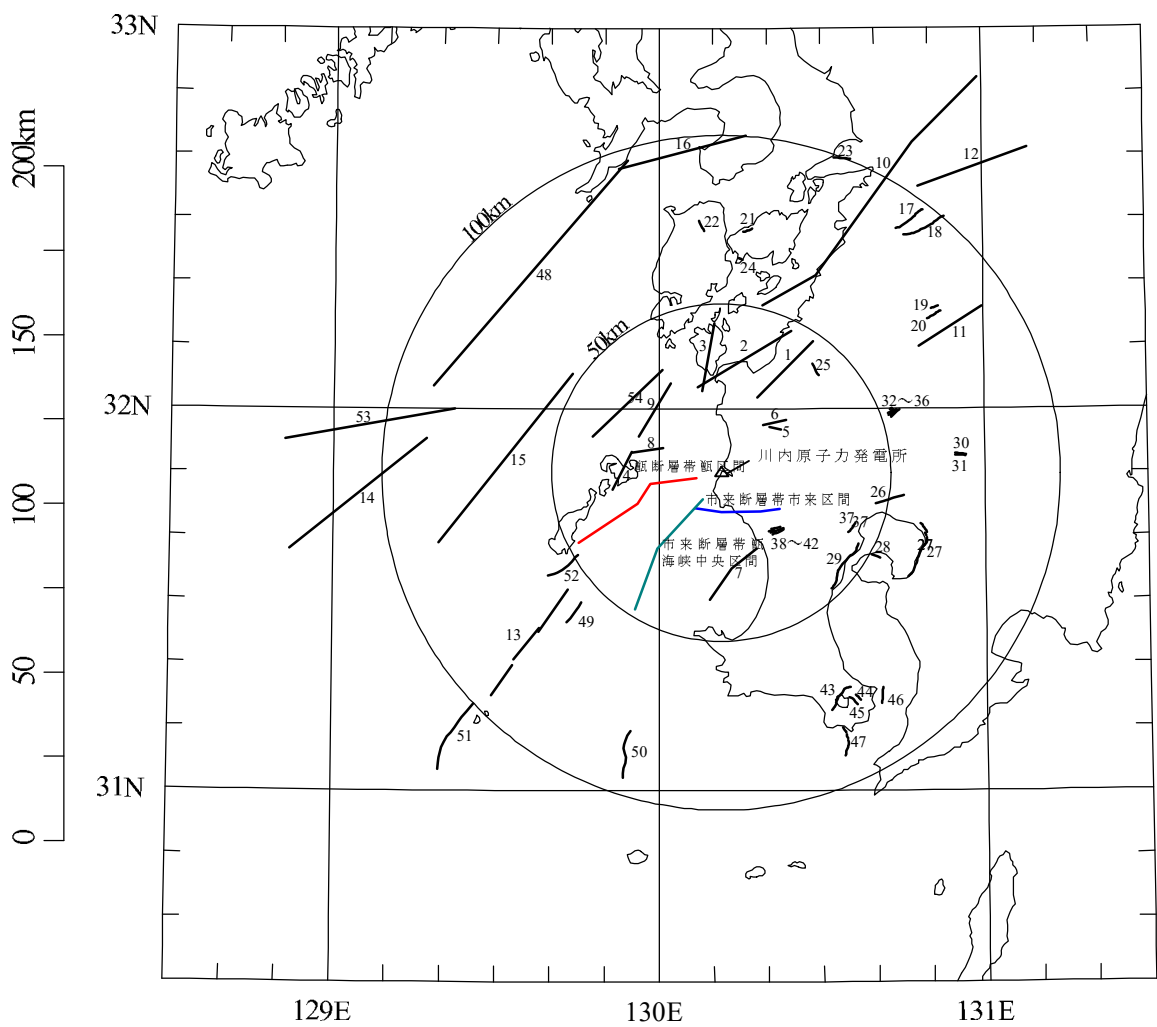
(水平方向)

第3.1.3.2.1.2.2図 主な活断層の応答スペクトル(1/2)

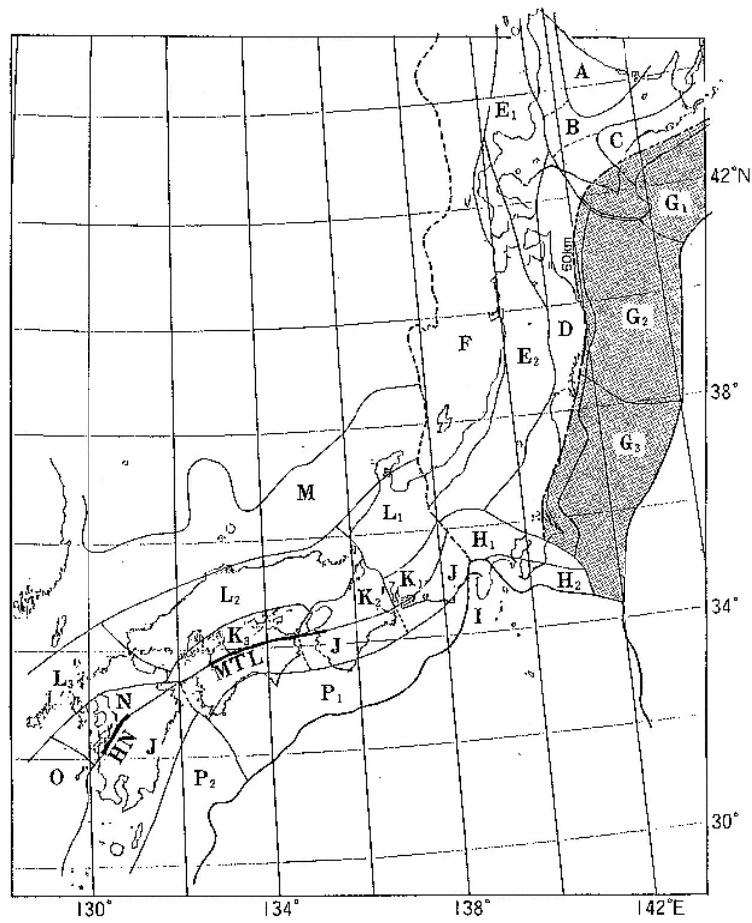


(鉛直方向)

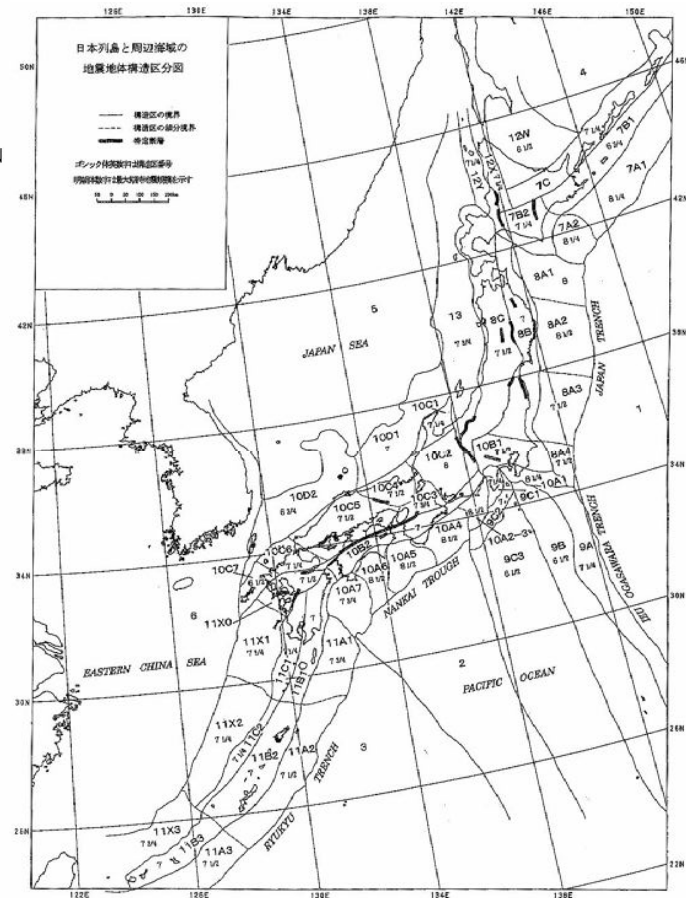
第3.1.3.2.1.2.2図 主な活断層の応答スペクトル(2/2)



第3.1.3.2.1.2.3図 その他の活断層

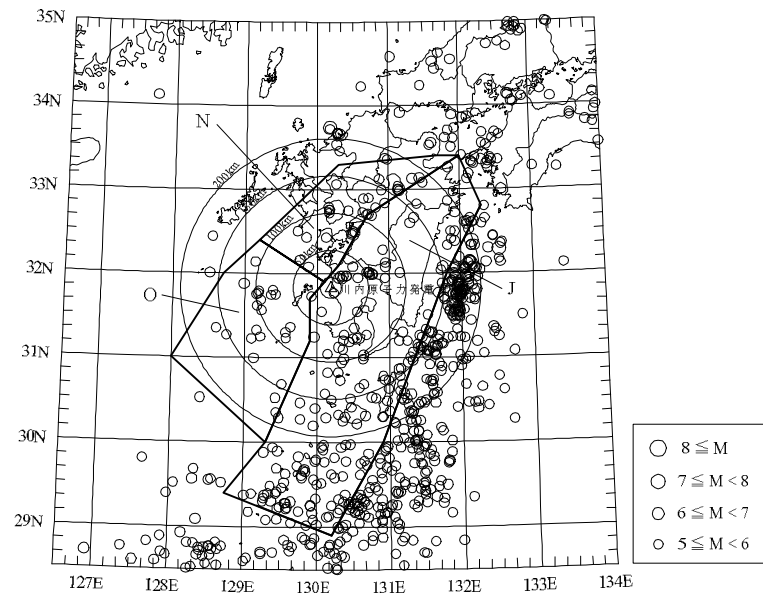


萩原(1991)の地震地体構造区分

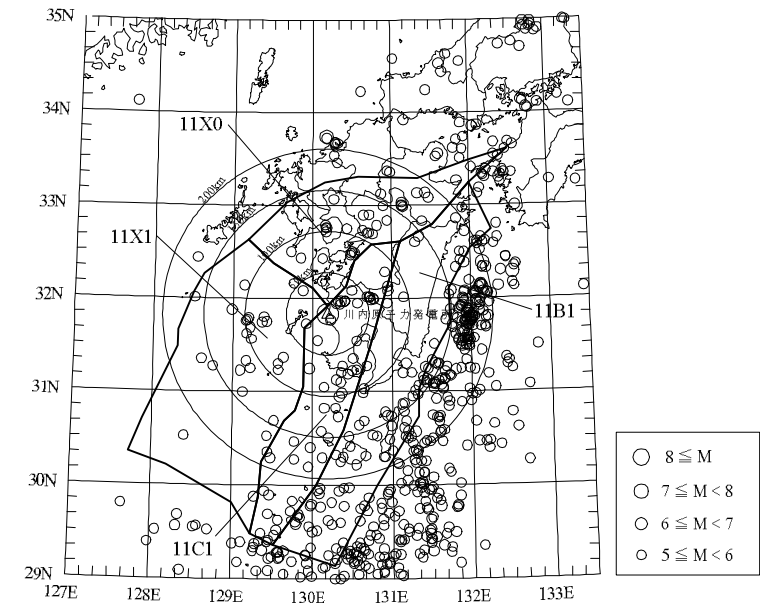


垣見ほか(2003)の地震地体構造区分

第3.1.3.2.1.2.4図 萩原(1991)及び垣見ほか(2003)による領域区分



萩原(1991)の地震地体構造区分



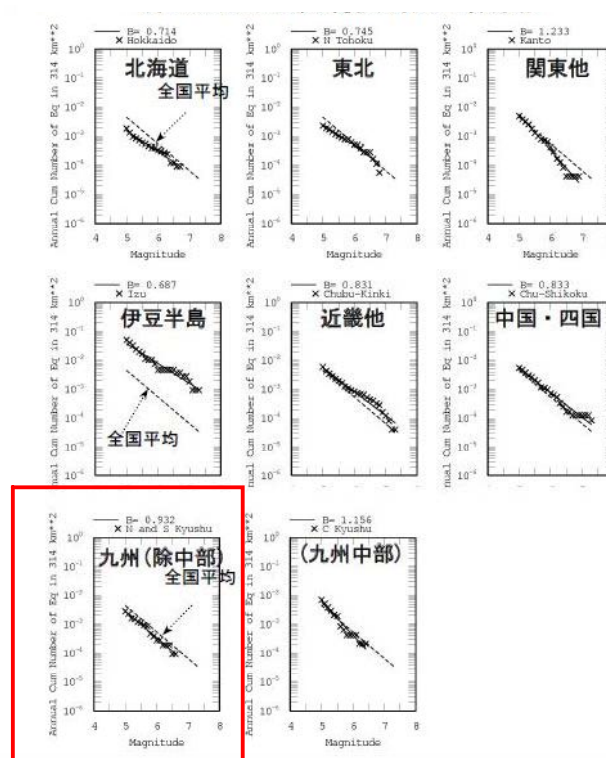
垣見ほか(2003)の地震地体構造区分

第3.1.3.2.1.2.5図 川内原子力発電所から100km以内の領域をモデル化した結果及び

1926年～2011年12月までの200km以浅でM5.0以上の震央分布



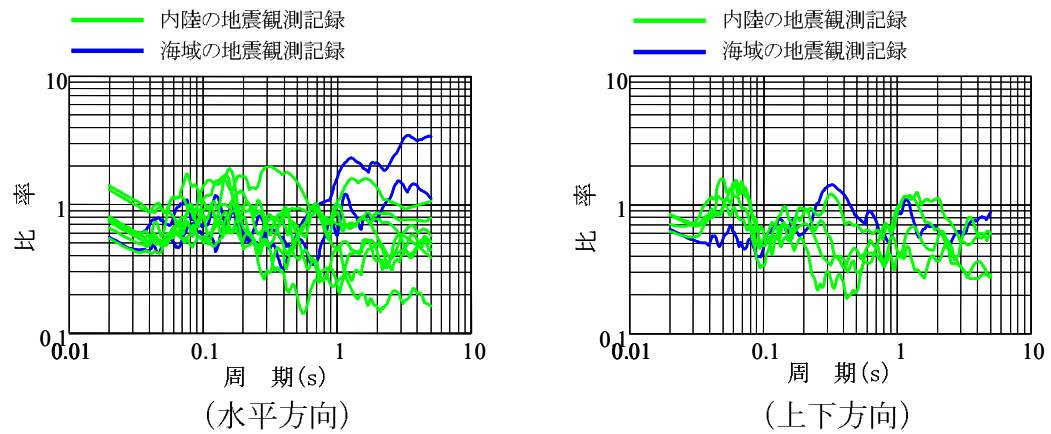
日本列島の地域分割(8地域)



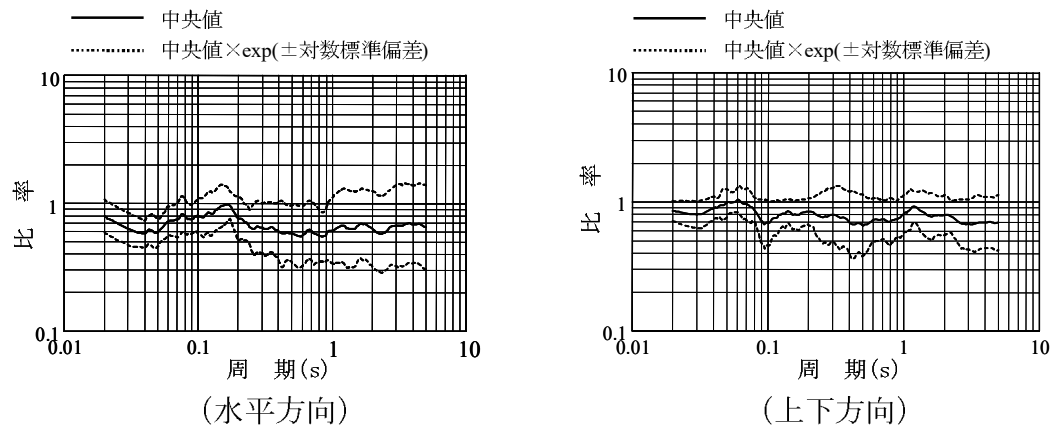
各地域の地震規模別発生頻度

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

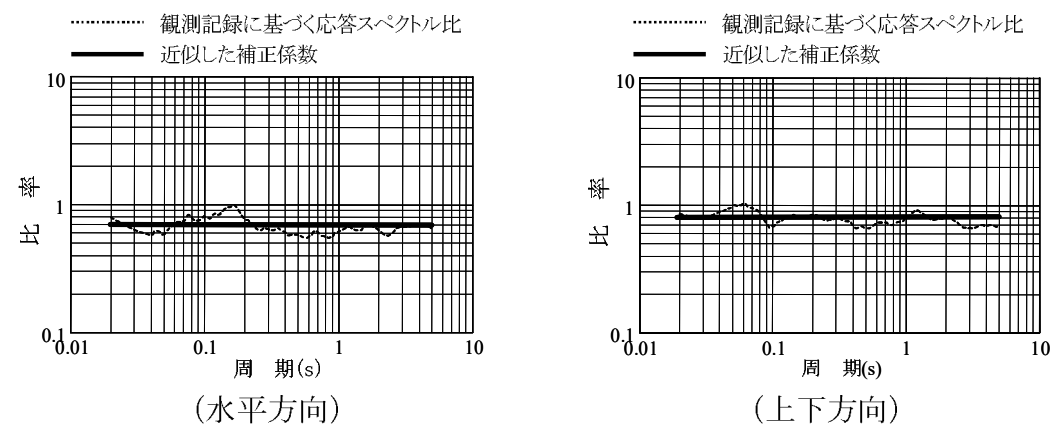
第3.1.3.2.1.2.6図 地域ごとの地震規模別発生頻度の評価



(a) 各観測記録の残差スペクトル

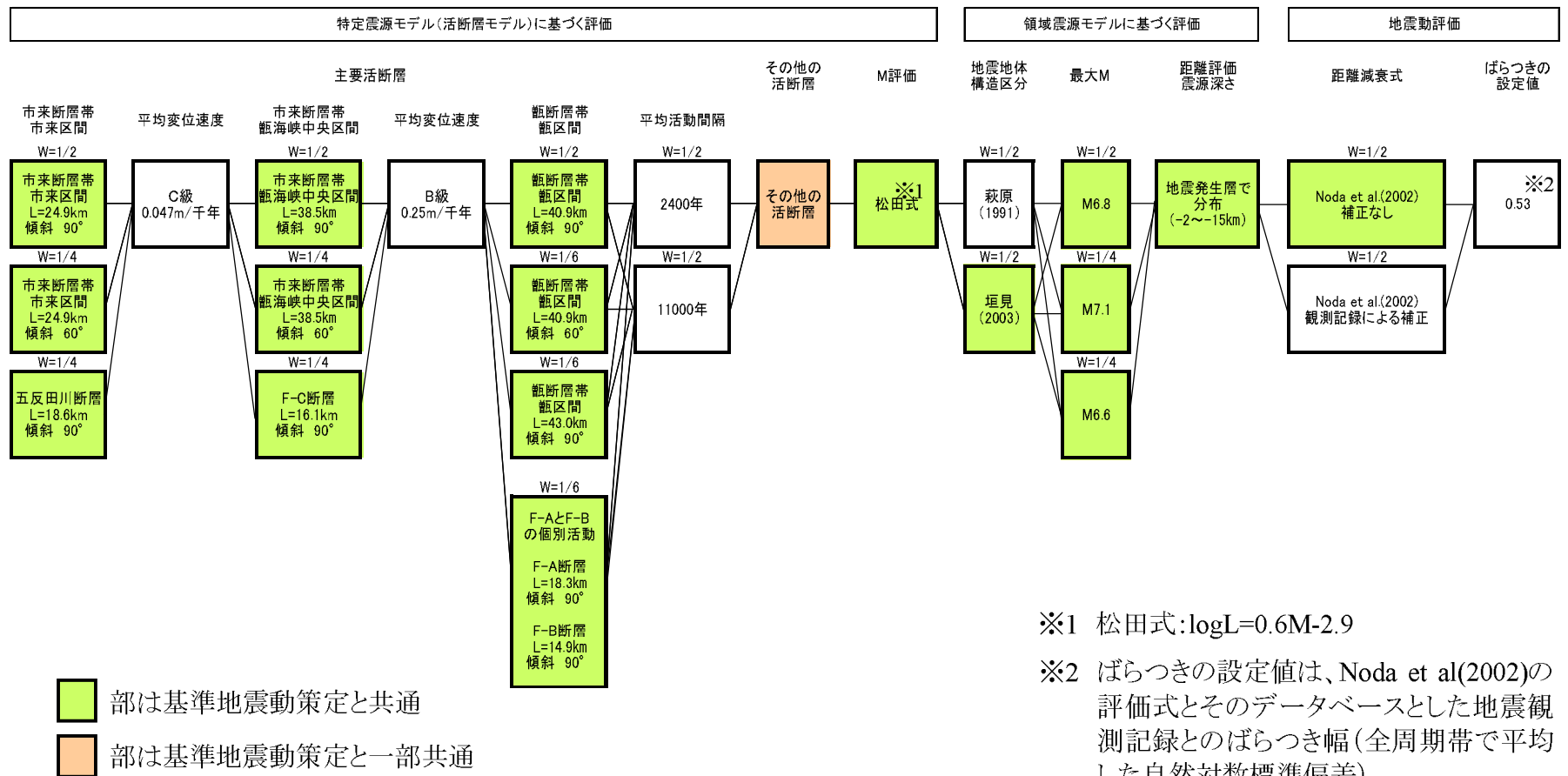


(b) 残差スペクトルの平均と標準偏差



(c) 補正係数の設定

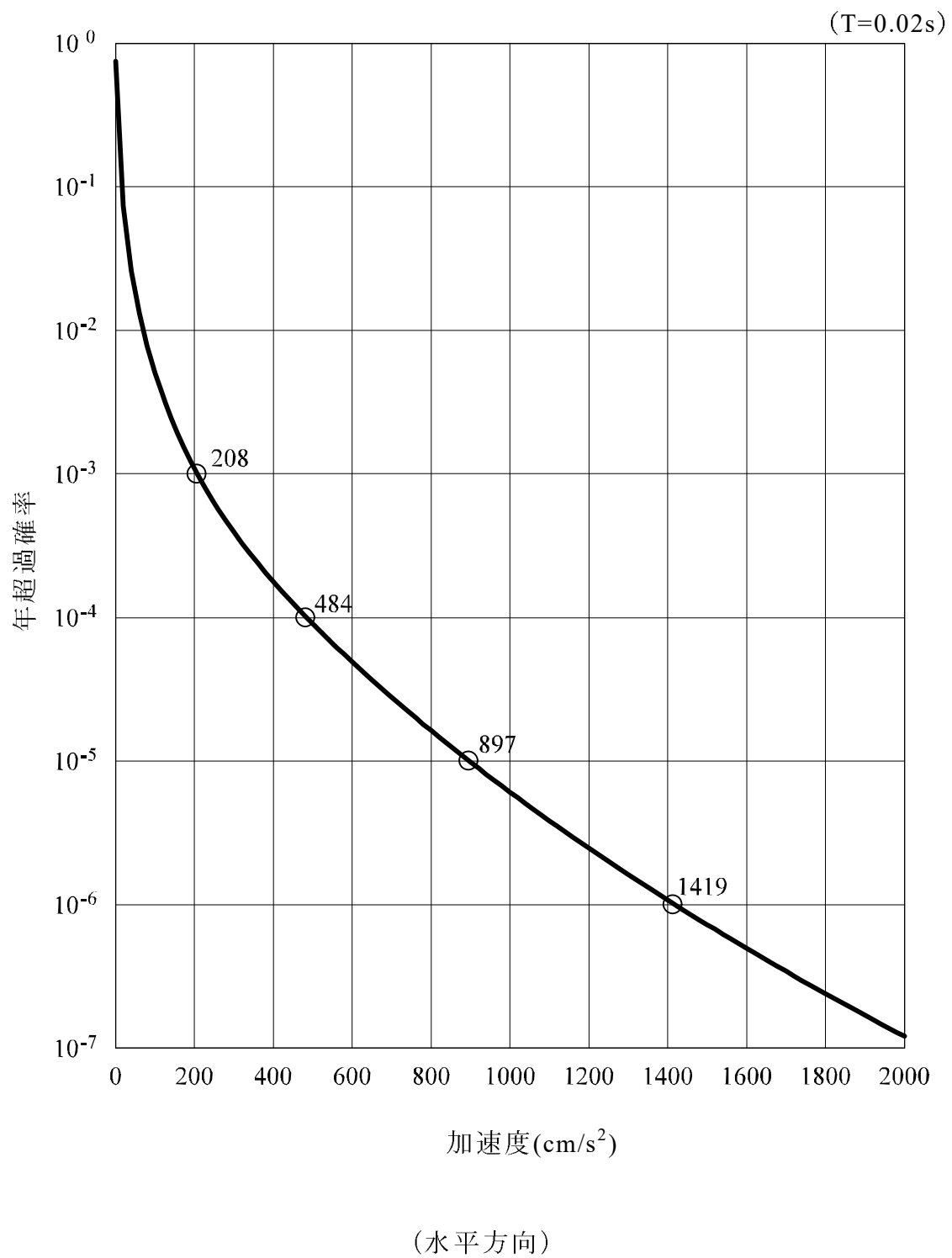
第3.1.3.2.1.2.7図 観測記録による補正



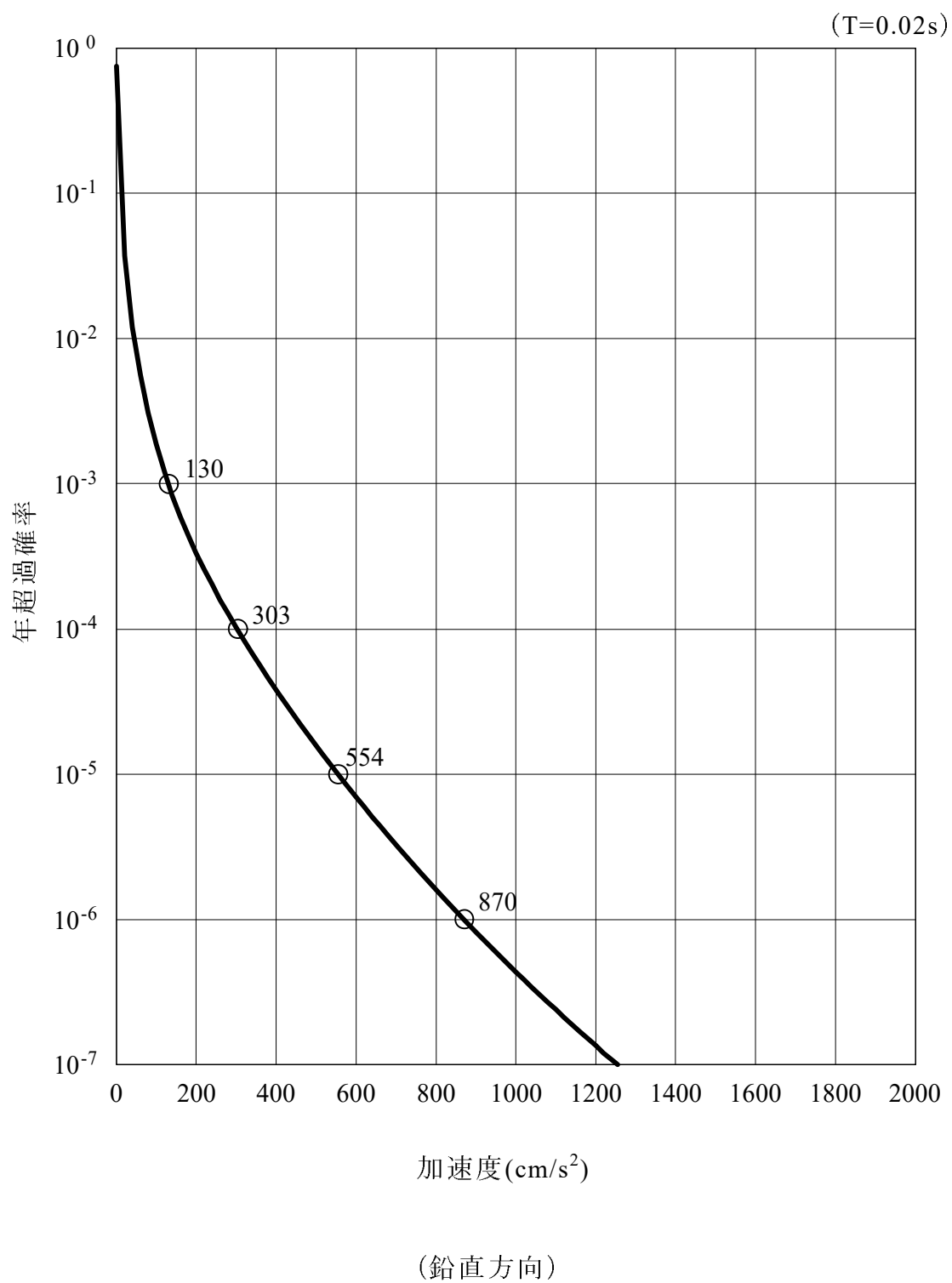
※1 松田式: $\log L = 0.6M - 2.9$

※2 ばらつきの設定値は、Noda et al(2002)の評価式とそのデータベースとした地震観測記録とのばらつき幅(全周期帯で平均した自然対数標準偏差)
ばらつきの打ち切りは行わない

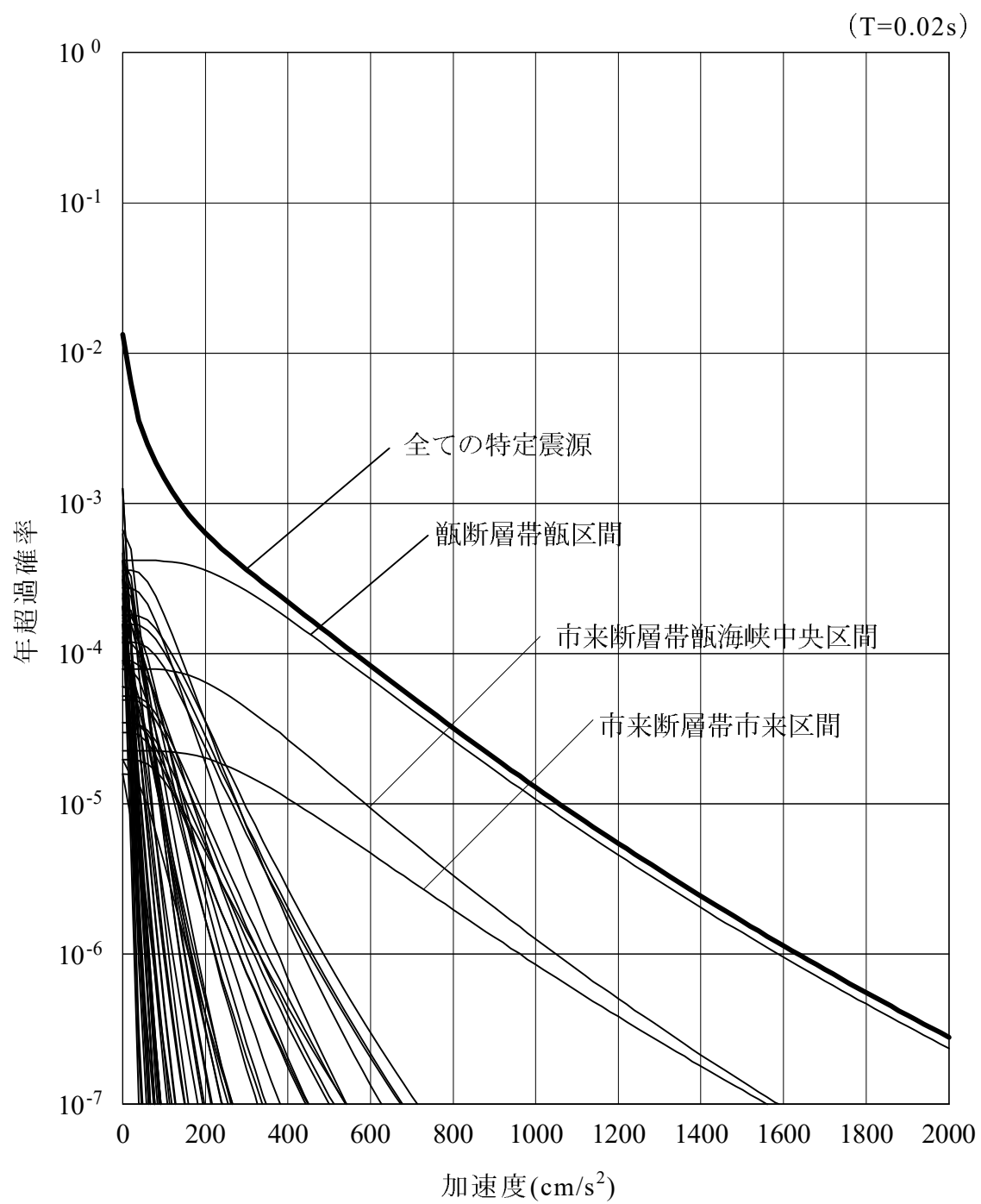
第3.1.3.2.1.2.8図 設定したロジックツリー



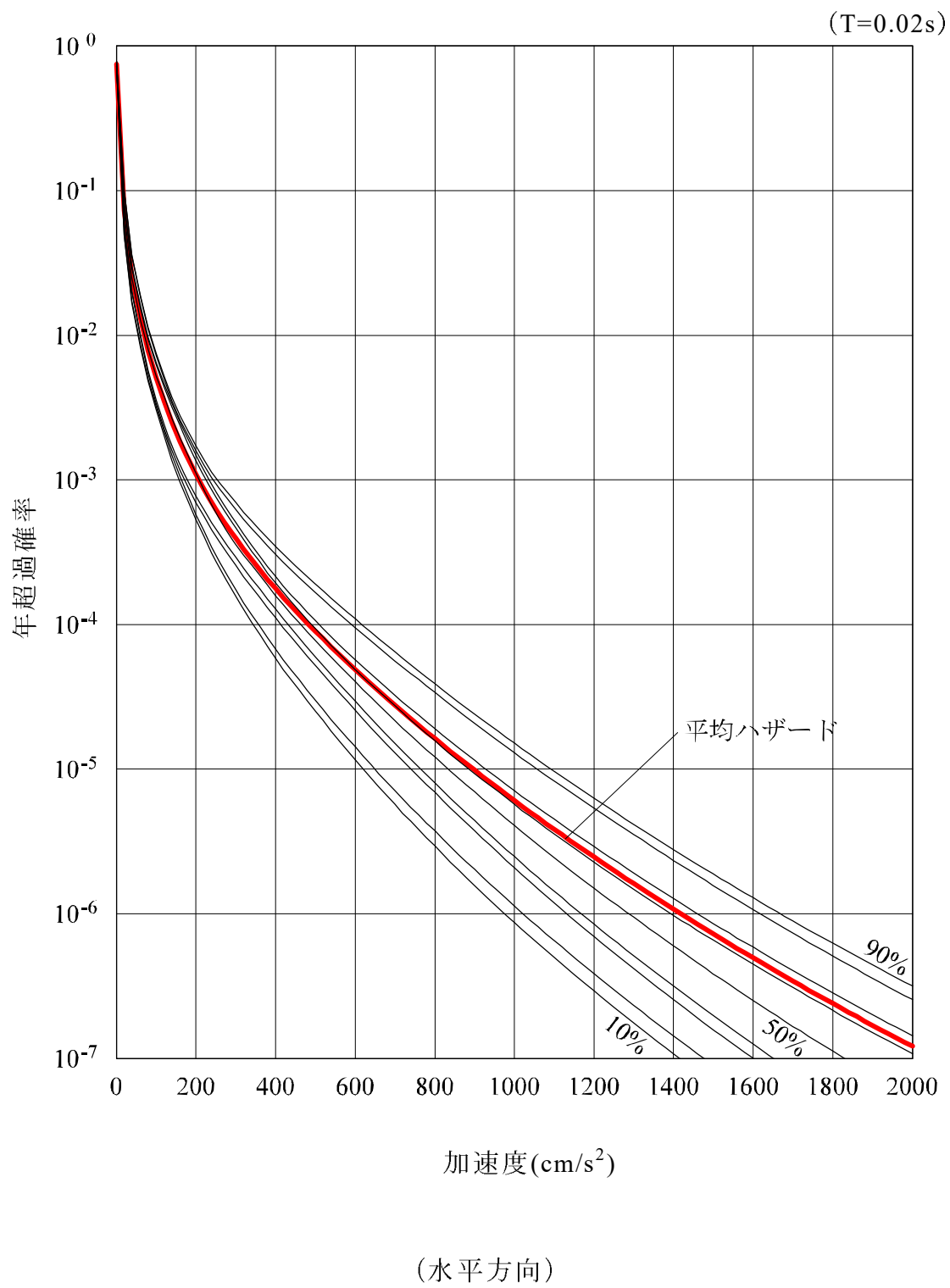
第3.1.3.2.1.2.9図 平均地震ハザード曲線(1/2)



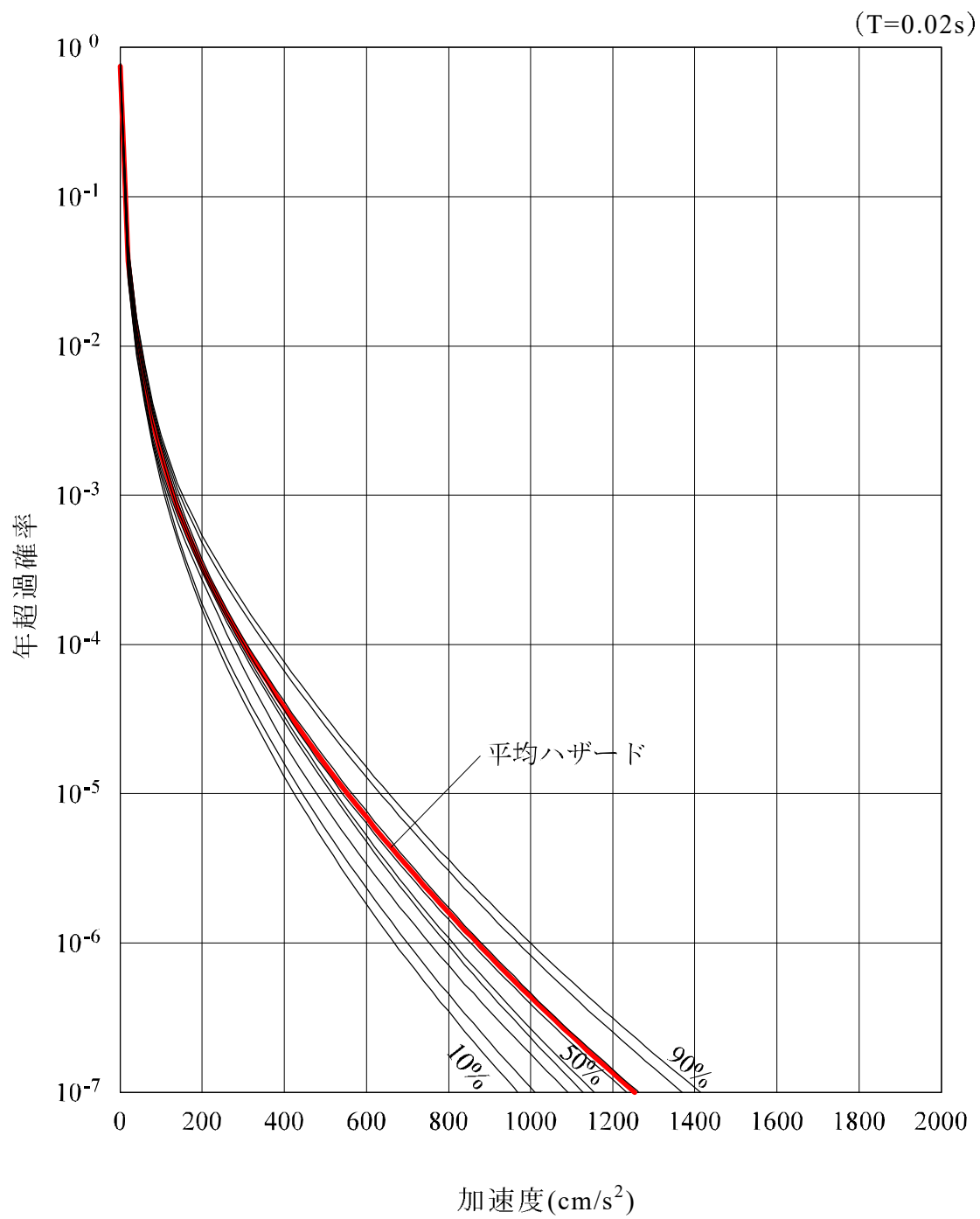
第3.1.3.2.1.2.9図 平均地震ハザード曲線 (2/2)



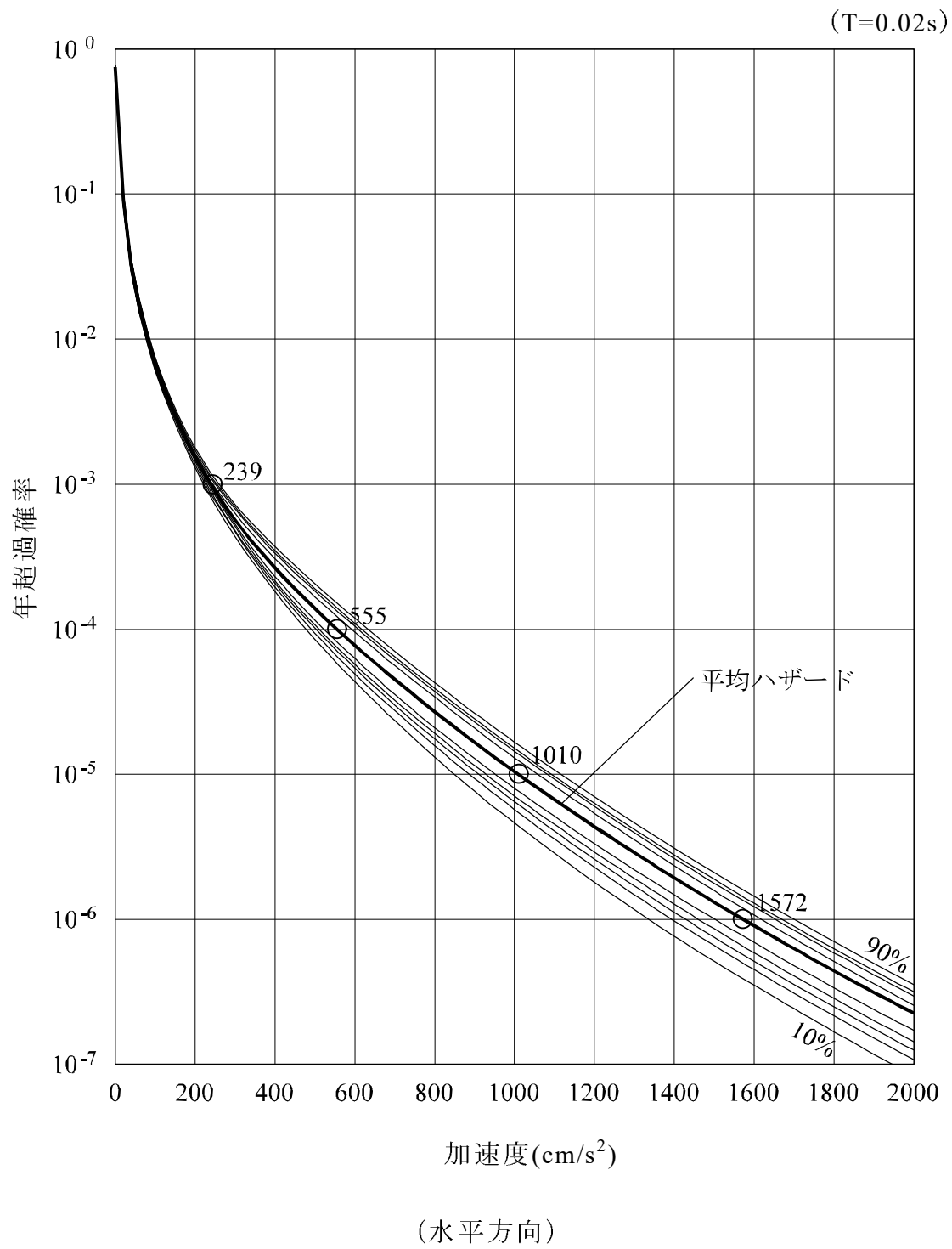
第3.1.3.2.1.2.10図 特定震源モデルによる確率論的地震ハザードの内訳



第3.1.3.2.1.2.11図 フラクタイル地震ハザード曲線(1/2)

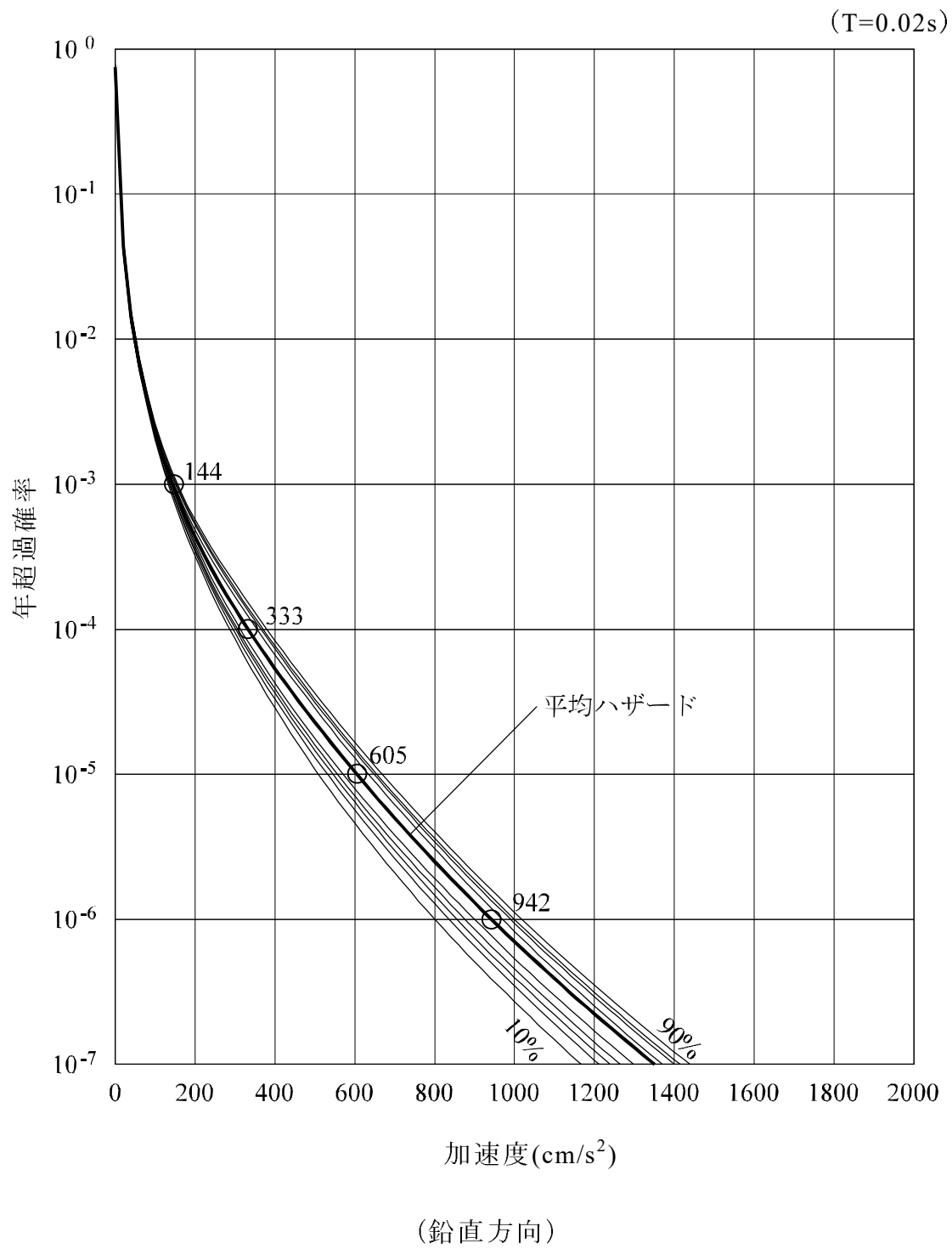


第3.1.3.2.1.2.11図 フラクタイル地震ハザード曲線 (2/2)



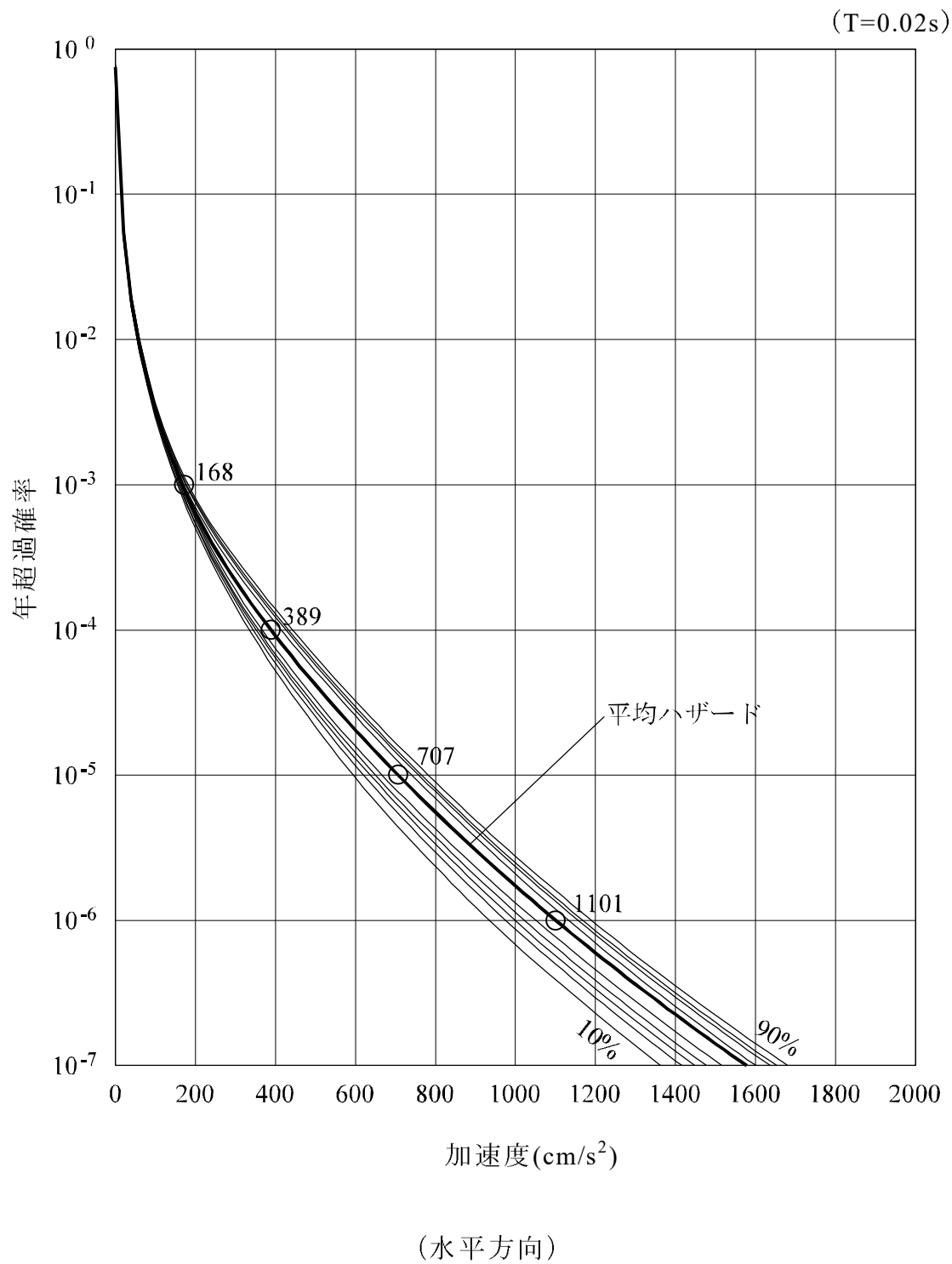
第3.1.3.2.1.2.12図 川内原子力発電所のフラクタイルハザード距離減衰式の補正なし

(1/2)



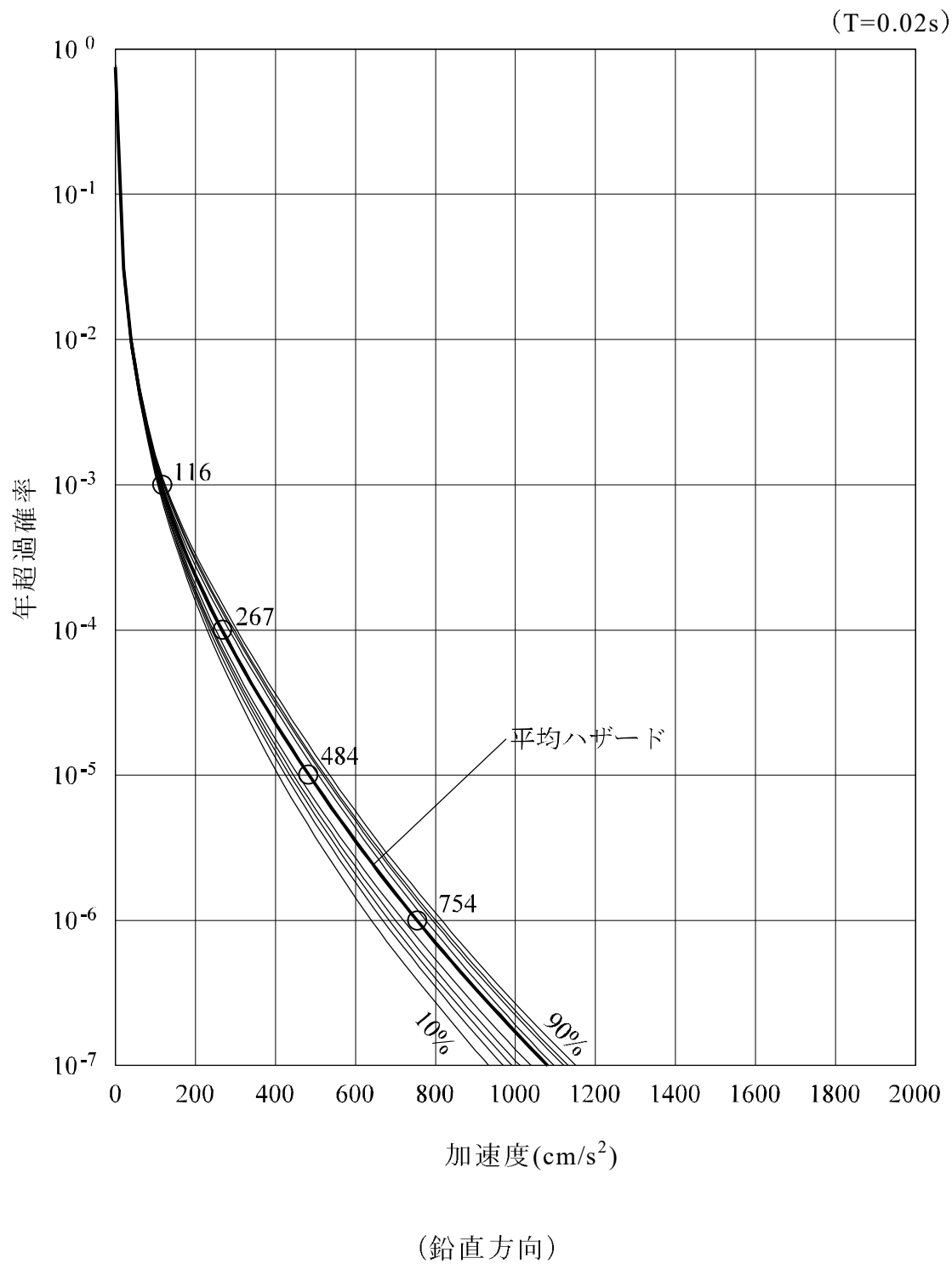
第3.1.3.2.1.2.12図 川内原子力発電所のフラクタイルハザード距離減衰式の補正なし

(2/2)



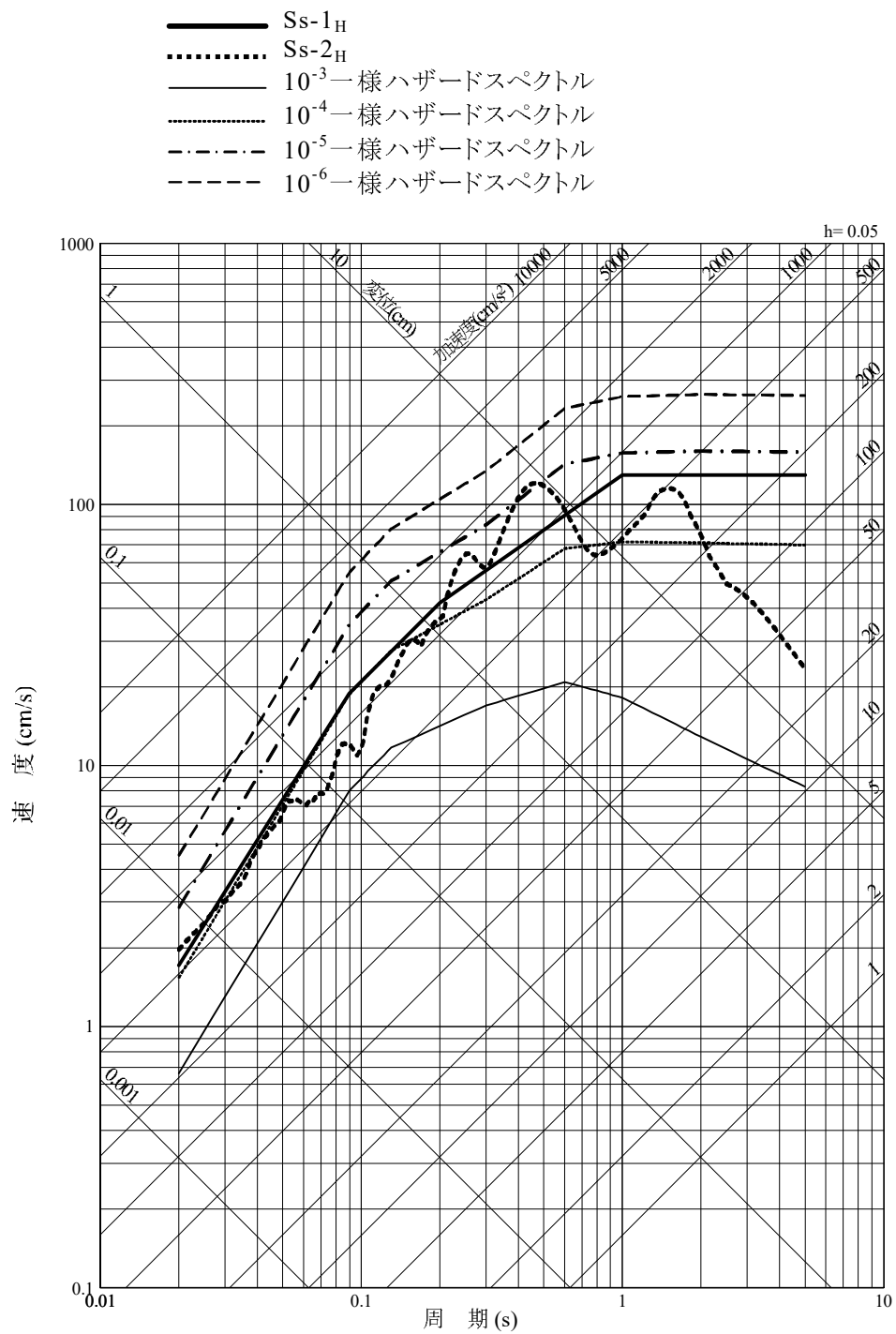
第3.1.3.2.1.2.13図 川内原子力発電所のフラクタイルハザード距離減衰式の補正あり

(1/2)



第3.1.3.2.1.2.13図 川内原子力発電所のフラクタイルハザード距離減衰式の補正あり

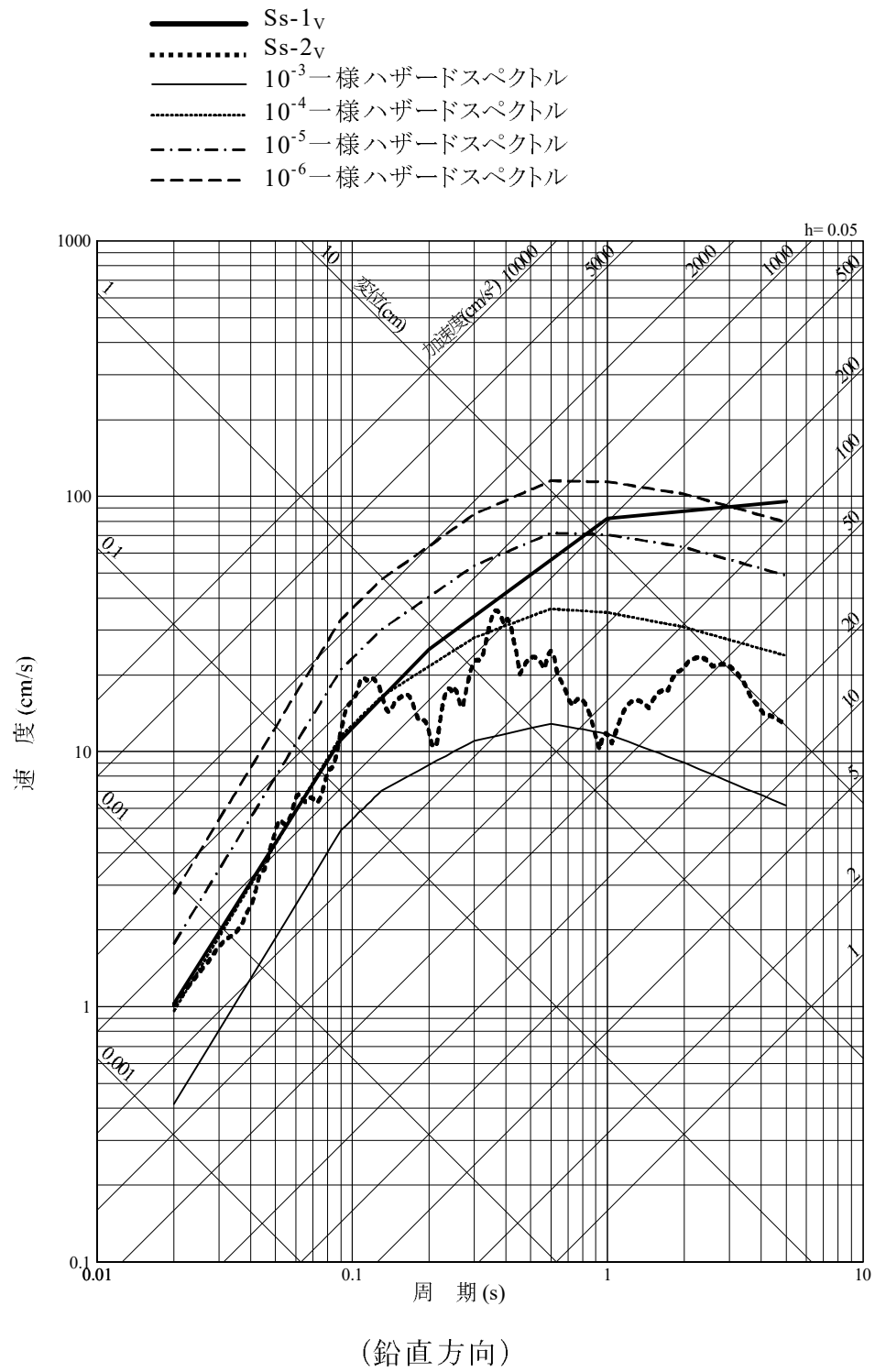
(2/2)



(水平方向)

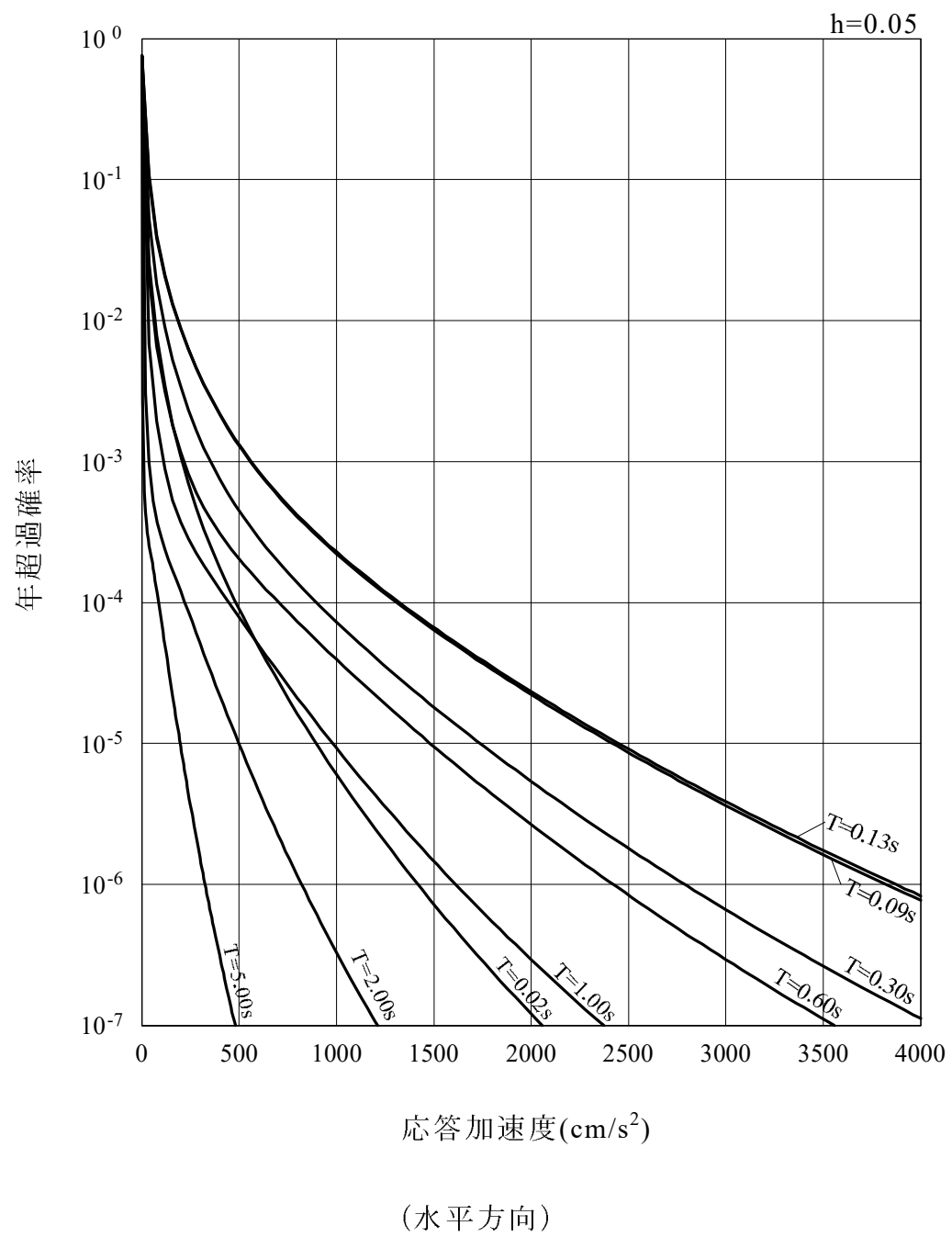
第3.1.3.2.1.2.14図 一様ハザードスペクトルと基準地震動の応答スペクトルの比較

(1/2)

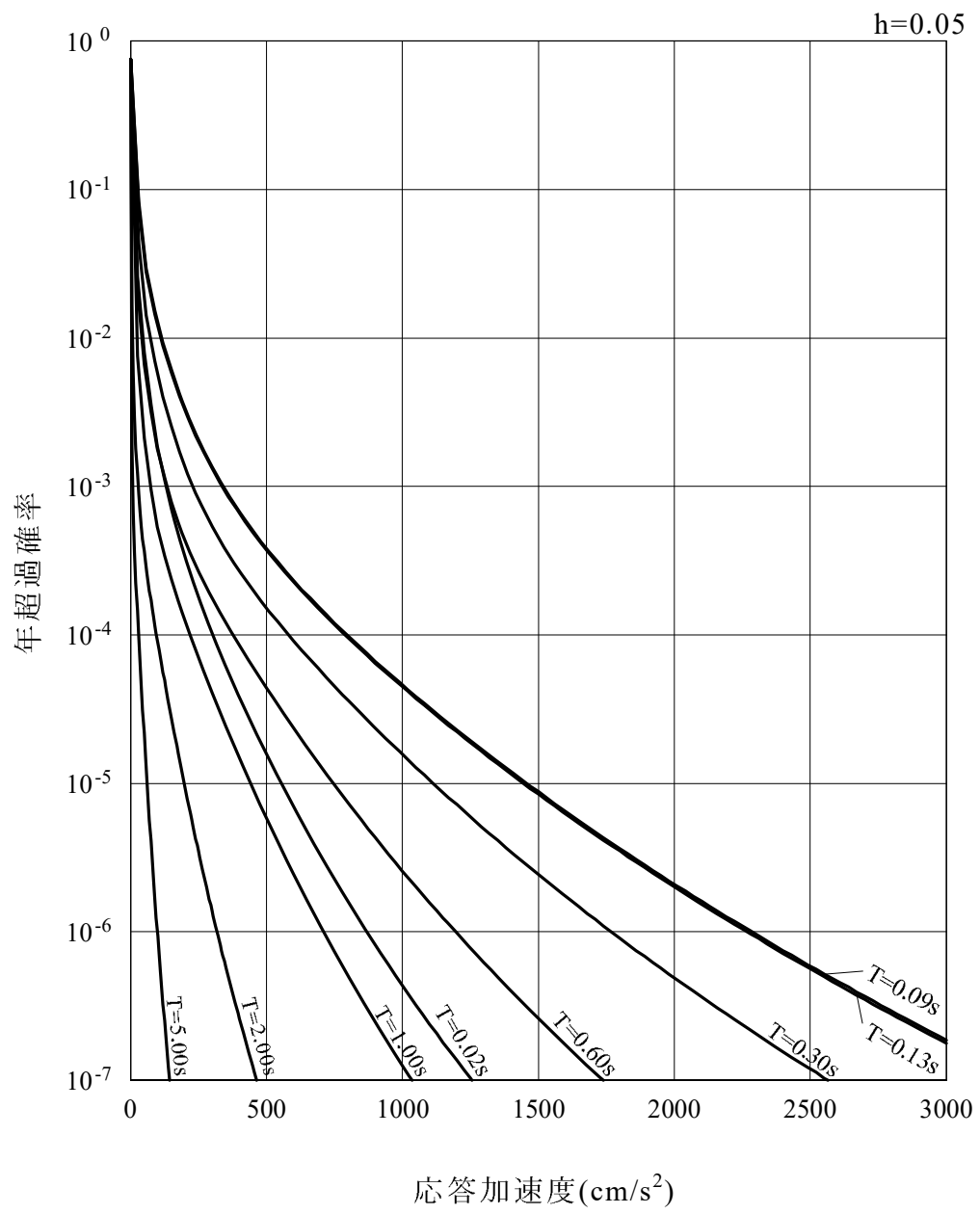


第3.1.3.2.1.2.14図 一様ハザードスペクトルと基準地震動の応答スペクトルの比較

(2/2)

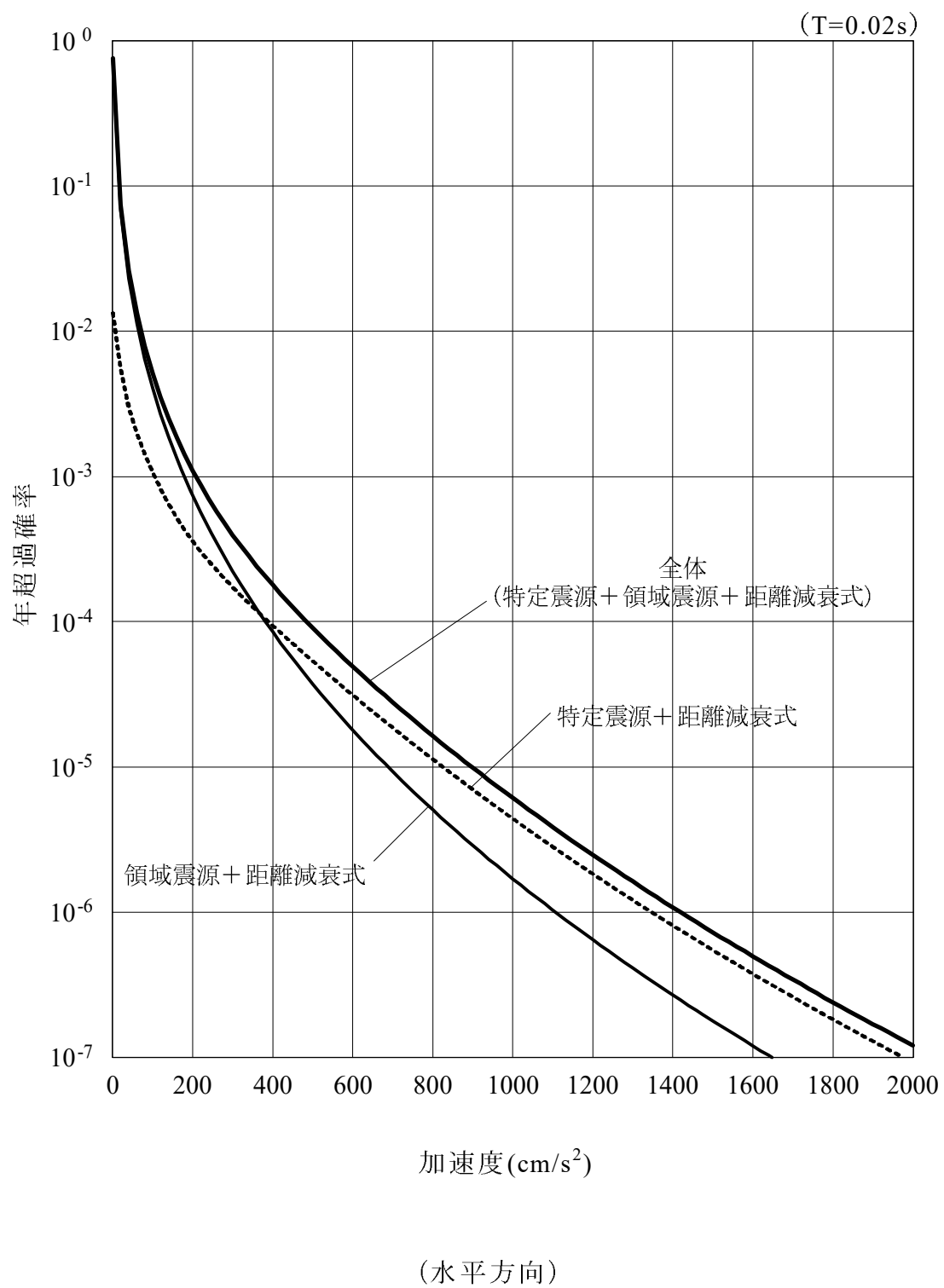


第3.1.3.2.1.2.15図 周波数ごとの平均ハザード曲線(1/2)

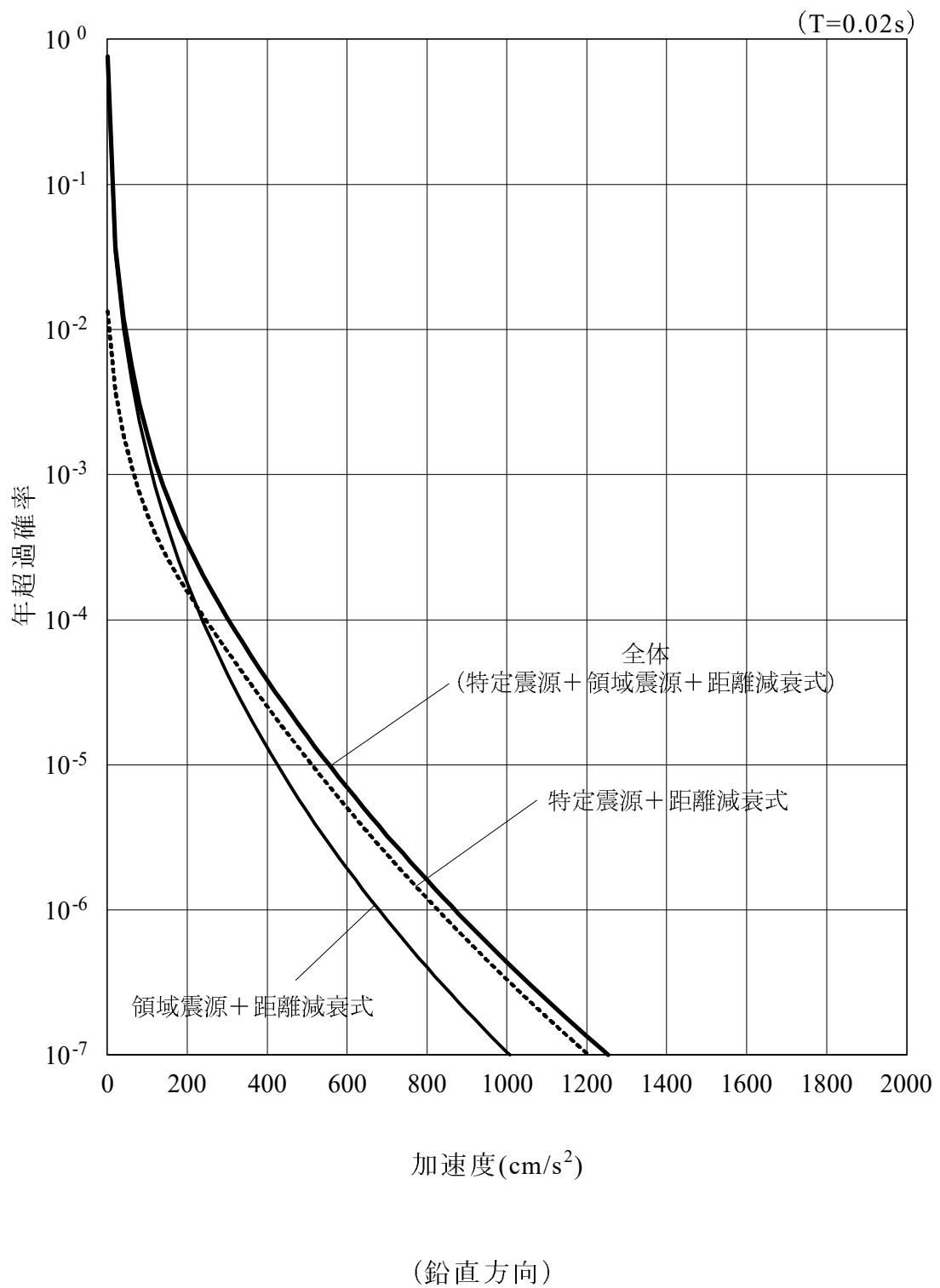


(鉛直方向)

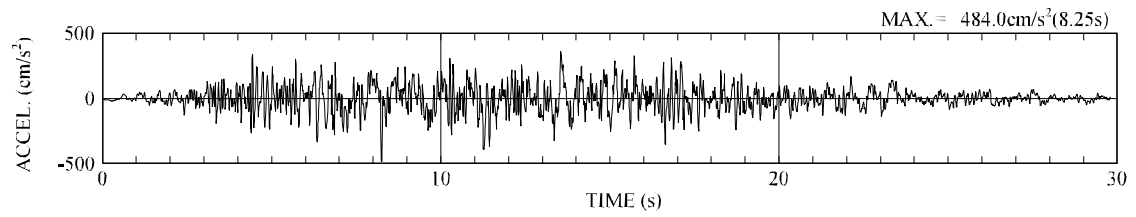
第3.1.3.2.1.2.15図 周波数ごとの平均ハザード曲線 (2/2)



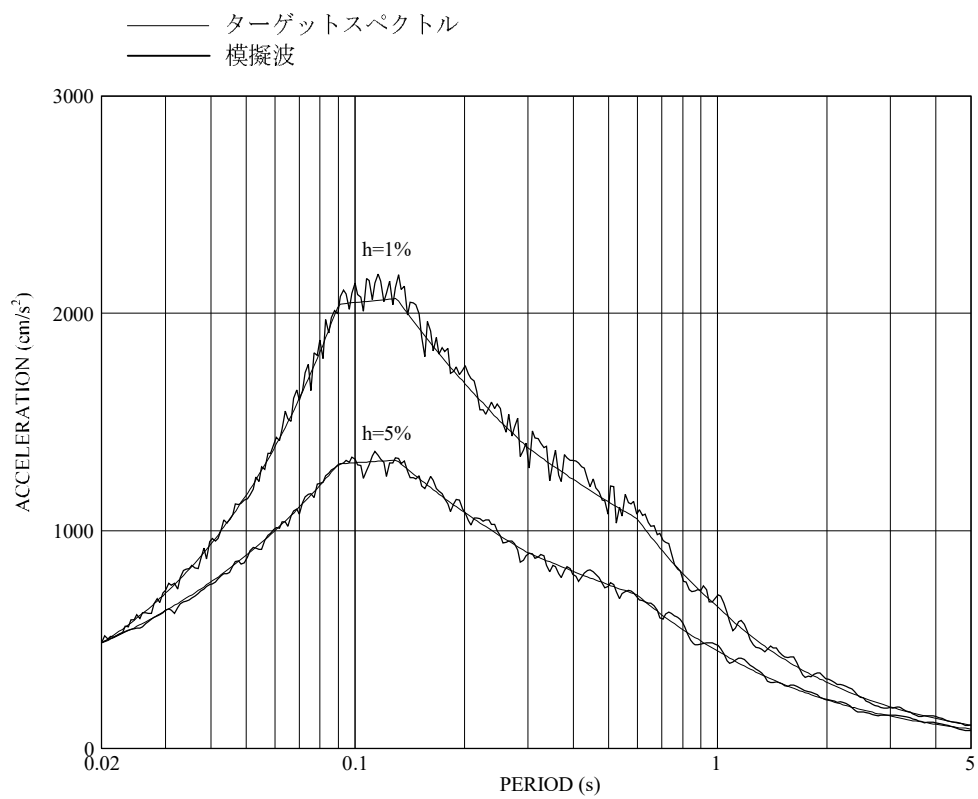
第3.1.3.2.1.2.16図 川内原子力発電所の震源別平均ハザード(1/2)



第3.1.3.2.1.2.16図 川内原子力発電所の震源別平均ハザード(2/2)



(1) 加速度時刻歴波形



(2) 応答スペクトル

第3.1.3.2.1.2.17図 年超過確率 10^{-4} 一様ハザードスペクトル適合模擬波

3.1.3.2.1.3 フラジリティ評価

(1) 評価対象SSCの選定

「3.1.3.2.1.1(2)c. 起因事象の分析」にて選定した起因事象の要因となる機器及び起因事象が発生した場合の緩和設備に係るSSCを抽出し、地震PRAで対象となる建屋・機器リストを作成した。なお、建屋、機器の選定に際しては、内部事象PRAで作成した機器リストをベースに、地震特有の事故シナリオから選定される機器を追加した。第3.1.3.2.1.3.1表に評価対象とした建屋・機器の選定方法を、第3.1.3.2.1.3.2表に建屋・機器リストの例を示す(後述のフラジリティデータを合わせて記載)。

(2) 建屋のフラジリティ

a. 評価対象及び損傷モードの設定

(a) 評価対象物の設定

建屋のフラジリティ評価の対象は、評価対象機器を設置する建屋として、原子炉建屋(O/S、I/C)、原子炉補助建屋(A/B)、ディーゼル建屋(DG/B)、燃料取扱建屋(FH/B)及び主蒸気管室建屋(MS/R)とする。各建屋の概略平面図及び概略断面図を参考資料に示す。

(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することを基本とするが、建屋の応答性状、構造形式、構造種別及び形状を考慮し、適切な構造的損傷モードを選定する。

具体的には、基本である壁式構造については、損傷モードとして壁のせん断破壊を選定するが、ラーメン構造については、損傷モードとして柱の曲げ破壊を選定する。また、鉄筋コンクリート造の場合、壁のせん断破壊を選定するが、鉄骨造の場合、損傷モードとして層崩壊を考慮する。なお、鉄筋コンクリート造であっても、アスペクト比が大きい構造物で、せん断破壊ではなく曲げ破壊が先行する可能性が高い場合は、損傷モードとして曲げ破壊を選定する。

b. フラジリティの評価方法の選択

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

c. フラジリティ評価上の主要な仮定

(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(以下「 β_R 」という。)及び認識論的不確かさ(以下「 β_U 」という。)については、地震PRA学会標準に基づき評価する。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、RC造部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、鉄骨造部は鉄骨造部の損傷の程度を表わすことができる指標として層間変形角を選定する。

d. フラジリティ評価における耐力情報

RC造部については、せん断破壊が先行する部材については、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PRA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する。実験結果に基づく値を第3.1.3.2.1.3.4表に示す。また、曲げ破壊が先行する部材については、現実的耐力である損傷限界時の曲げモーメントは、「原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601-1991追補版((社)日本電気協会)」のM- ϕ スケルトンカーブのM3評価式によって得られた値に対して、実験値と計算値の比のばらつきを考慮して得られた値を用いることとし、対数正規分布を仮定する。鉄骨造部については、現実的耐力である損傷限界時の層間変形角は対数正規分布に従うと仮定し、その中央値を「震災建築物の被災度区分判定基準及び復旧技術指針(財団法人 日本建築防災協会)」

に基づき1/30とし、対数標準偏差を0.2として考慮する。

e. フラジリティ評価における応答解析

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う。現実的な物性値は地震PRA学会標準に基づき算出し、対数正規分布を仮定する。RC造部の損傷評価の指標である耐震壁のせん断ひずみ及び鉄骨造部の損傷の指標である層間変形角に対しては、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、川内サイトの年超過確率 10^{-4} の一樣ハザードスペクトルに適合するように作成した模擬波を係数倍して用いる。

(b) 現実的な物性値と応答解析モデル

応答解析に用いる現実的な物性値は、地震PRA学会標準に示された評価方法に基づき、設計で用いられた物性値を基に算出する。評価方法を第3.1.3.2.1.3.5表に示す。但し、この評価方法によって評価された現実的な物性値は確率分布として与えられ、それを直接用いて地震応答解析を実施することは困難であるため、2点推定法によって連続的な確率分布を離散化し、離散化された物性値を用いて地震応答解析を実施する。2点推定法によって算出した現実的な物性値を第3.1.3.2.1.3.6表に示す。川内サイトの地盤物性値を第3.1.3.2.1.3.7表に示す。原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル建屋、燃料取扱建屋及び主蒸気管室建屋の物性値をそれぞれ第3.1.3.2.1.3.8表～第3.1.3.2.1.3.12表に示す。コンクリー

ト強度 F_c に応じたコンクリートの弾性定数を第3.1.3.2.1.3.13表に示す。

フラジリティ評価用の応答解析モデルは、川内原子力発電所1号機の既工事計画認可申請書添付資料3-16(平成27年3月18日付け原規規発第1503181号にて認可)(以下「既工認」という。)に記載のモデルをベースとして設定する。原子炉建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第3.1.3.2.1.3.1図及び第3.1.3.2.1.3.14表～第3.1.3.2.1.3.16表に、原子炉補助建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第3.1.3.2.1.3.2図及び第3.1.3.2.1.3.17表～第3.1.3.2.1.3.19表に、ディーゼル建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第3.1.3.2.1.3.3図及び第3.1.3.2.1.3.20表に、燃料取扱建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第3.1.3.2.1.3.4図及び第3.1.3.2.1.3.21表～第3.1.3.2.1.3.23表に、主蒸気管室建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を3.1.3.2.1.3.5図及び第3.1.3.2.1.3.24表～第3.1.3.2.1.3.25表に示す。

(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、コンクリート強度 F_c 、コンクリートの減衰定数 h 及び地盤のせん断波速度 V_s 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つのサンプル点を全て組み合わせ、 $2^3=8$ ケースの解析を実施する。モデルの諸元と物性値の関係及び解析ケースを第3.1.3.2.1.3.26表及び第3.1.3.2.1.3.27表に示す。

(d) 現実的応答

現実的応答は地震PRA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する。

f. 建屋のフラジリティ評価結果

現実的耐力及び現実的応答よりフラジリティ曲線及びHCLPF (High Confidence Low Probability of Failure)を算出した。フラジリティ曲線は、入力加速度レベルごとに評価された損傷確率を用い、部材ごとに評価されたフラジリティ曲線のうち、最も大きいものを選定する。ここで、損傷確率は現実的応答が現実的耐力を上回る確率である。

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

HCLPFは信頼度95%フラジリティ曲線を基に算出した。原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル建屋及び主蒸気管室建屋のフラジリティ曲線を第3.1.3.2.1.3.6図～第3.1.3.2.1.3.9図に示す。なお、燃料取扱建屋については、入力レベルが 3000cm/s^2 であっても損傷確率が非常に小さく、フラジリティ曲線を近似評価することはできないレベルである。

また、原子炉建屋(I/C、NS方向)の中央値加速度(損傷確率50%の値)は 3220cm/s^2 、対数標準偏差は0.27、原子炉補助建屋(EW方向)の中央値加速度(損傷確率50%の値)は 1940cm/s^2 、対数標準偏差は0.16、ディーゼル建屋(EW方向)の中央値加速度(損傷確率50%の値)は 2070cm/s^2 、対数標準偏差は0.18、主蒸気管室建屋(NS方向)の中央値加速度(損傷確率50%の値)は 1790cm/s^2 、対数標準偏差は0.20である。

(3) 屋外重要土木構築物のフラジリティ

a. 評価対象及び損傷モードの設定

(a) 評価対象物の設定

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

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

取水ピットの平面図を第3.1.3.2.1.3.10図に、断面図を第3.1.3.2.1.3.11図に示す。

(b) 損傷モード及び部位の設定

屋外重要土木構造物の損傷モードとしては、構造部材の曲げ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、全ての部材を評価対象とする。

b. フラジリティの評価方法の選択

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

但し、部材のせん断耐力は、部材に作用する断面力に依存することから、

現実的耐力と現実的応答を独立として見なすことが困難であるため、耐震裕度（許容限界値／応答値）として評価する。

c. フラジリティの評価上の主要な仮定

(a) 考慮する不確かさ要因

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

(b) 損傷評価の指標

せん断破壊に対する損傷評価の指標については、「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} : せん断補強鉄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)

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

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

$$\beta_n = 1 + M_0 / M_d \quad (N'_d \geq 0) \quad \text{但し、} \beta_n > 2.0 \text{ となる場合は } \beta_n = 2.0$$

$$= 1 + 2M_0 / M_d \quad (N'_d < 0) \quad \text{但し、} \beta_n < 0 \text{ となる場合は } \beta_n = 0$$

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

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

$$p_v = A_s / (b_w \cdot d) \quad \text{: 引張鉄筋比}$$

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を材料係数 γ_{ms} (1.0) で除したもので、400N/mm²以下とする。但し、コンクリート圧縮強度の特性値 f'_{ck} が60N/mm²以上のときは、800N/mm²以下とする。

α : せん断補強鉄筋と部材軸のなす角度

s : せん断補強鉄筋の配置間隔

z : 圧縮応力の合力の作用位置から引張鋼材図心までの距

離で、 $d/1.15$ とする。

γ_{bs} : 部材係数 (1.0)

ロ ディープビーム式

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

ここで、

V_{cdd} : コンクリートが分担するせん断耐力

V_{sdd} : せん断補強鉄筋が分担するせん断耐力

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

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

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

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

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

γ_{bc} : 部材係数 (1.0)

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

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

p_{wb} : せん断補強鉄筋比 (%)

d. フラジリティ評価における応答解析

現実的応答及び現実的応答に基づくせん断耐力については、現実的な物性値に基づく地震応答解析を入力レベルごとに実施することにより評価する。

(a) 入力地震動

入力地震動は、川内サイトの年超過確率 10^{-4} の一樣ハザードスペクトルに適合するように作成した模擬波を係数倍して用いる。

(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、川内原子力発電所1号機の既工事計画認可申請書添付資料3-17(平成27年3月18日付け原規規発第1503181号にて認可)に記載のモデルをベースとして設定し、地盤と構造物の非線形を考慮した地盤－構造物連成系の2次元有限要素による時刻歴非線形解析を用いる。第3.1.3.2.1.3.12図に地震応答解析モデルを示す。

(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、埋戻土の初期せん断剛性 G_0 、躯体側方の地盤改良の初期せん断剛性 G_0 及びコンクリートの圧縮強度 F_c の3つの変動因子を考慮する。第3.1.3.2.1.3.28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3つの変動因子に対して得られる2つのサンプル点を全て組み合わせて、 $2^3=8$ ケースの解析を実施する。第3.1.3.2.1.3.29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、2点推定法を用いて算定する。

e. 屋外重要土木構造物のフラジリティ評価結果

各入力レベルによる損傷確率よりフラジリティ曲線とHCLPFを算出する。

ここで、損傷確率は、地震応答解析より得られる各部材の発生せん断力が、せん断耐力を上回る確率とし、各入力レベルでの損傷確率を対数正規累積分布関数により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線とする。また、HCLPFは、信頼度95%フラジリティ曲線を基に算出する。

取水ピットのフラジリティ曲線を第3.1.3.2.1.3.13図に示す。

(4) 機器のフラジリティ

a. 評価対象と損傷モードの設定

(a) 評価対象

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

(b) 損傷モード

タンク・熱交換器のような静的機器については、構造損傷(延性破壊、脆性破壊等)の観点から、電気盤類及びポンプ・弁のような動的機器については、システム評価上の要求に対応して構造損傷・機能損傷(動的機能限界、電氣的機能限界等)双方の観点から、可搬型重大事故等対処設備については転倒による機能損傷の観点から、当該機器のフラジリティを評価する。

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

b. フラジリティの評価方法の選択

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

機器フラジリティ評価とは、地震動の入力が増大し、評価対象機器が損傷

に至る時点における最大地動加速度を評価尺度として表示するものである。
このとき、最大地動加速度 A を fragility 加速度と称し、機器 fragility 解析ではこれを確率量として扱い、以下の式で表わす。

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

ここで、

A_m : 機器が損傷に達するときの地震動強さ(fragility 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わす確率密度分布。中央値は1.0、対数標準偏差は β_R で表わされる。

ε_U : 認識論的不確実さに起因するばらつきを表わ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。

fragility 加速度 A を累積分布関数で示したものが機器 fragility 曲線である。

なお、 fragility 評価では、直接 A_m 、 ε_R 、 ε_U から fragility 加速度を算定せず、一般に安全係数の概念を用いて下式の様に算定する。

$$A_m = F \times A_d \quad (\text{式3.1.3.2.1.3.1})$$

ここで、

F : 安全係数(裕度)

A_d : 基準地震動の最大地動加速度

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

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

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

ここで、

F_{ER} : 機器応答係数

F_{SR} : 建屋応答係数

F_{EC} : 耐力係数

(式3.1.3.2.1.3.1)の安全係数(裕度)は、(式3.1.3.2.1.3.2)のように基準とする地震動による現実的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、(式3.1.3.2.1.3.3)のように評価対象機器の設計応答値に対する現実的な応答の割合(応答に関する安全係数)と現実的な耐力に対する設計応答値の割合(耐力に関する安全係数)に分離して評価する。

但し、入力地震動に対する機器の応答には、機器自身の応答に加えて建屋の応答が影響することから、応答に関する係数は機器応答係数と建屋応答係数に分割して評価する。

機器応答係数 F_{ER} 、建屋応答係数 F_{SR} 及び耐力係数 F_{EC} は、それぞれ以下に示す係数に分離して評価する。これらの係数は、 fragility 評価上に存在する各種の不確実さ要因を評価したものであり、全て対数正規分布に従う確率量と仮定する。不確実さ要因の整理結果を第3.1.3.2.1.3.30表に示す。

各安全係数の詳細は以下のとおり。

(a) 機器応答係数 F_{ER} の評価法

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

ここで、

F_{ESS} : 機器応答評価用入力地震動に関する係数

F_D : 機器の設計用減衰定数に関する係数

F_{EM} : 機器の解析モデル化に関する係数

F_{EMC} : 機器のモード合成に関する係数

イ 機器応答評価用入力地震動に関する係数 F_{ESS}

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

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

なお、機器入力動には、建屋の応答特性や建屋への入力地震動に起因する不確実さが内在し得るが、これらについては建屋応答係数において考慮されるため、本係数では評価不要である。

ロ 機器の設計用減衰定数に関する係数 F_D

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

設計評価で一般に使用されるJEAG4601 記載の設計用減衰定数は、既往の各種試験から得られた実機の減衰定数に関するデータ等を基に、機器種別ごとに保守的に定められたものである。したがって、設計用減衰

定数が現実的減衰定数の中央値に対して持つ保守性を評価するために、設計用減衰定数及び現実的減衰定数の中央値に対する床応答曲線による機器の1次固有周期での応答値を用いて、次式により算定する。

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

不確かさの評価では、設計で設定されている減衰定数には強い保守性があると考え、工学的判断により設計減衰での応答が減衰中央値に対して99%下限値に相当すると仮定し、次式により評価する。

$$\beta_R = 0$$

$$\beta_U = \frac{1}{2.33} \ln \left(\frac{\text{設計減衰定数での機器応答値}}{\text{減衰定数の中央値での機器応答値}} \right)$$

ハ 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

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

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

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

慮しない。

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

ニ 機器のモード合成に関する係数 F_{EMC}

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

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

(b) 建屋応答係数 F_{SR} の評価法

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

ここで、

F_{SS} : 入力地震動のスペクトル形状に関する係数

F_{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

イ 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{ss}

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

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

ロ 建屋の減衰に関する係数 F_d

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。

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

ハ 建屋のモデル化に関する係数 F_M

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

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

ニ 建屋の非線形応答に関する係数 F_{NL}

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

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。そのため、建屋の入力レベル増に伴い、スペクトル形状の変動が大きくなる領域に固有値を有する機器に対しては、

中央値は1.0 とし、スペクトル形状の変動を不確実さとして考慮する。ここでは米国の評価事例を参考として、偶然的な不確実さを0.17、認識論的な不確実さを0.10とした。

建屋応答係数について、原子炉建屋 (O/S、I/C、C/V)、原子炉補助建屋 (A/B)、ディーゼル建屋 (DG/B)、燃料取扱建屋 (FH/B)、及び主蒸気管室建屋 (MS/R) に対しそれぞれ第3.1.3.2.1.3.31表～第3.1.3.2.1.3.37表の値を使用する。水平方向についてはNS、EWのうち、厳しい方向を適用する。

(c) 耐力係数 F_{EC} の評価法

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

ここで、

F_s : 機器の限界強度に関する係数

F_μ : 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数

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。

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

ここで、限界荷重については、JSME記載の物性値をベースに、既往の研究から物性値の1.1倍を中央値として設定する。

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（機能確認済加速度などの試験加速度）に基づき評価を行う。動的・電氣的機器の加振試験では、実際に誤動作や損傷等が生じるような加速度レベルで加振されることは少ないため、機能確認済加速度を損傷加速度の中央値とみなすのは過度に保守的な想定となる。そのため、機能確認済加速度が実際に誤動作等を生じる加速度レベルに対して十分に小さいと判断される場合に強度に関する係数を評価する方法として、以下に示すβ設定法により、誤動作・損傷に対する加速度の中央値を推定する。

フラジリティ評価において、HCLPFは次式により評価される。

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

上式より、

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

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

ロ 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

評価対象部位の降伏後の塑性変形による機器全体系としてのエネル

ギー吸収効果を評価する係数である。

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

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

c. フラジリティ評価結果における参照データ

フラジリティ評価に当たっては、現実的な耐力、応答を参照するが、その際の基本的考え方を以下に示す。なお、保守的な評価によってPRAへの影響が大きくなると考えられる機器については、より現実的な耐力又は応答を参照している。

(a) 耐力に関する情報

評価部位に使われる部材のJSMEに記載されている物性値を適用する。

(b) 応答に関する情報

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

d. 機器のフラジリティ評価結果

各起因事象の発生や緩和系の機能喪失要因となる機器フラジリティ評価結果の例を第3.1.3.2.1.3.2表に示す。また、機器フラジリティ評価の具体例を以下のとおり示す。

(a) 原子炉補機冷却水冷却器(構造損傷)

イ 対象機器の基本情報

- ・ 設置位置:原子炉補助建屋 EL.5.0m
- ・ 耐震クラス:S
- ・ 固有振動数:24.4Hz
- ・ 評価対象部位及び評価応力

第3.1.3.2.1.3.38表に、各部位の基準地震動 S_s に対する原子炉補機冷却水冷却器の耐震性評価結果を示す。各部位・各評価応力のうち、裕度が最小である基礎ボルト(せん断応力)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。

ロ 機器応答係数 F_{ER} の評価

(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、次式により評価する。

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

本機器は、設計において拡張有りの床応答曲線にて評価していることから、次式により評価可能である。

$$F_{ESS} = \frac{Sa(\text{拡張有り})}{Sa(\text{拡張無し})}$$

ここで、 $Sa(\text{拡張有り})$:拡張床応答曲線での応答加速度値

$Sa(\text{拡張無し})$:拡張無床応答曲線での応答加速度値

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

拡張有り:1.53G

拡張無し:1.31G

以上より、

$$F_{ESS} = \frac{1.53}{1.31} = 1.16$$

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

以上より、本係数は以下のとおりとなる。

$$F_{ESS}=1.16、\beta_R=\beta_U=0$$

(ロ) 機器の設計用減衰定数に関する係数 F_D

本係数は、次式により評価する。

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

耐震評価で用いている設計減衰1.0%の場合の応答値とこれに対応

する中央値減衰3.0%の応答値は下記のとおりである。

設計減衰1.0%:1.31G

中央値減衰3.0%:1.19G

以上より、

$$F_D = \frac{1.31}{1.19} = 1.10$$

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

$$\beta_R = 0$$

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

(ハ) 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

耐震評価において原子炉補機冷却水冷却器の耐震評価は、多質点系モデルを用いて行われており、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

(ニ) 機器のモード合成に関する係数 F_{EMC}

当機器は多質点系でモデル化されており、モード合成を考慮する必要があるため、本係数及び不確かさは以下の値とする。

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

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

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

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

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

ニ 耐力係数 F_{EC} の評価

(イ) 強度に関する係数 F_s の評価

F_s は下記の式で算出する。

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

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℃)が適用可能であり、せん断応力への変換で $1/\sqrt{3}$ を乗じ、それを限界応力の中央値とする。

したがって、

$$\sigma_c = 1.1 \times Su = 1.1 \times 400 \times 1/\sqrt{3} = 254.03 \text{ N/mm}^2$$

また、地震時発生応力は 54 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。

以上より、強度に関する係数 F_s は、以下のとおりとなる。

$$F_s = \frac{\sigma_c}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times Su \times 1/\sqrt{3} \times 0.75}{\sigma_T} = 3.52$$

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

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

(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

$$F_{\mu}=1.0、\beta_R=\beta_U=0$$

ホ 評価結果のまとめ

第3.1.3.2.1.3.39表に安全係数評価結果の一覧を示す。これらの結果より、原子炉補機冷却水冷却器のフラジリティ加速度の中央値 A_m 、その不確かさ β_R 、 β_U 及びHCLPFは、以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} A_m &= F_{ESS} \times F_D \times F_{EM} \times F_{EMC} \times F_{SS} \times F_{\delta} \times F_M \times F_{NL} \times F_S \times F_{\mu} \times A_d \\ &= 2.51 \text{ (G)} \end{aligned}$$

$$\beta_R = 0.25 \text{ (全}\beta_R\text{のSRSS)}、\beta_U = 0.25 \text{ (全}\beta_U\text{のSRSS)}$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.51 \times \exp[-1.65 \times (0.25 + 0.25)] \\ &= 1.12 \text{ (G)} \end{aligned}$$

(注) 表示桁処理の関係上、第3.1.3.2.1.3.39表の数値で計算しても上記の数値に一致しない。

この結果から得られるフラジリティ曲線を第3.1.3.2.1.3.14図に示す。

e. 損傷の相関の取扱い

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

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

第3.1.3.2.1.3.1表 建屋・機器選定のステップ(2/2)

ステップ	内容(地震PRA)		
	機器	建屋	屋外重要土木構造物
2-1	以下を追加する。 ・地震で損傷した際に起回事象を発生させる機器／建屋／土木構築物 ・起回事象発生後に事象を緩和させる機器／建屋／土木構築物		
	[考え方]:①地震動による安全上重要な建物、構築物、配管などの大型静的機器の損傷に伴い、緩和設備によって事象の進展を抑制できず、炉心損傷に至る機器／建屋／土木構築物を追加 ②地震動による安全機能への広範な影響を及ぼす計装・制御系、非常用系を追加		
	[対象]:①RV、炉内構造物、燃料 ②電気盤(メタルクラッド開閉装置、主盤)などを追加	[対象]:①原子炉建屋、原子炉補助建屋などを追加 ②追加なし	[対象]:①取水ピットを追加 ②追加なし
2-2	選定した起回事象に基づき、機器／建屋／土木構築物を削除		
	[考え方]:地震が発生した場合に期待できない機器／建屋／土木構築物を削除		
	[対象]:タービンバイパス弁などを削除	[対象]:削除なし	[対象]:削除なし
2-3	プラントワークダウンにより二次的な影響を及ぼす機器／建屋／土木構築物を追加		
	[考え方]:地震PRA学会標準及び過去に実施した当社のプラントワークダウン実績をもとに、安全性向上評価の地震PRA実施に当たって確認が必要な機器を抽出し、以下の観点で影響機器の有無を確認 ・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 など		
	[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	SSC名	Median (G)	β_R	β_U	HCLPF (G)
外部電源系	外部電源系	0.30	0.25	0.50	0.09
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水ポンプ	4.60	0.08	0.26	2.63
Excess LOCA	1次冷却材ポンプ	2.06	0.19	0.19	1.10
大破断LOCA	1次冷却材配管(加圧器サージ管台)	2.94	0.25	0.25	1.32
中破断LOCA	低圧注入系配管(C/L側)	5.17	0.31	0.35	1.75
小破断LOCA	高圧注入系配管(C/L側)	6.30	0.27	0.35	2.26
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	蒸気発生器	3.50	0.31	0.31	1.27
2次冷却系の破断(主給水管破断) 格納容器隔離(多重性考慮なし) 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ(水源切替後)	主給水配管	5.53	0.31	0.35	1.88
2次冷却系の破断(MSIV上流) 格納容器隔離	主蒸気ライン配管	4.44	0.31	0.35	1.51
2次冷却系の破断(MSIV下流)	主蒸気隔離弁	2.50	0.13	0.18	1.50
ATWS	燃料集合体	2.25	0.19	0.25	1.11
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	2.29	0.19	0.25	1.13
原子炉建屋損傷	原子炉建屋	3.28	0.27	0.15	1.65
補助給水	タービン動補助給水ポンプ	2.23	0.13	0.19	1.34
2次系強制冷却	主蒸気逃がし弁	3.18	0.25	0.25	1.43
蓄圧注入	蓄圧タンク	2.40	0.19	0.20	1.29
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 常設電動注入ポンプによる炉心注水	常設電動注入ポンプ	11.76	0.08	0.17	7.89
低圧注入 低圧再循環	余熱除去ポンプ	5.76	0.08	0.26	3.29
高圧注入 高圧再循環	充てん/高圧注入ポンプ	11.86	0.08	0.15	8.12
再循環切替	格納容器再循環サンパ	3.28	0.27	0.15	1.65
非常用所内電源	ディーゼル発電機(機関)	1.81	0.13	0.19	1.08
移動式大容量ポンプ車による補機冷却	移動式大容量ポンプ車	2.50	0.20	0.15	1.40
大容量空冷式発電機	大容量空冷式発電機	2.50	0.20	0.15	1.40
CV自然対流冷却(CCW),CV自然対流冷却(SWS)	再循環ダクト	3.36	0.31	0.31	1.20
加圧器逃がし弁強制開 加圧器逃がし弁/安全弁LOCA 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧	加圧器逃がし弁	3.18	0.25	0.25	1.43
格納容器スプレイ注入	格納容器スプレイポンプ	5.76	0.08	0.26	3.29
静的水素再結合装置(水素除去)	静的触媒式水素再結合装置	1.57	0.25	0.25	0.70
電気式水素燃焼装置	電気式水素燃焼装置	9.47	0.08	0.17	6.35
6.6kV電源(安全系)	メタルクラッド開閉装置	0.94	0.13	0.23	0.53

第3.1.3.2.1.3.3表 考慮する不確実さ要因

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

第3.1.3.2.1.3.4表 RC造部の損傷限界点の現実的な値(地震PRA学会標準)

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

第3.1.3.2.1.3.5表 現実的な物性値の評価方法

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

第3.1.3.2.1.3.6表 現実的な物性値

	設計時	現実的な物性値	
		+	-
F_c (N/mm ²)	22.1	35.78	27.59
h (%)	5.0	6.82	4.14
V_s (m/s)	1500	1674	1371
$s\sigma_y$ (N/mm ²)	345	379.5	379.5

第3.1.3.2.1.3.7表 地盤定数(設計時)

ヤング係数 $\times 10^3(\text{N/mm}^2)$	ポアソン比	単位体積質量 (t/m^3)	せん断波速度 (m/s)
16.7	0.36	2.7	1500

第3.1.3.2.1.3.8表 原子炉建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 $\times 10^3(\text{N/mm}^2)$	せん断弾性係数 $\times 10^3(\text{N/mm}^2)$	減衰定数 (%)
外部遮蔽壁 内部コンクリート	コンクリート:Fc=22.1N/mm ² 鉄筋:SD35	22.0	9.18	5.0
原子炉格納容器	—	196	75.4	1.0
蒸気発生器 (サポートも含む)	—	185 (180 ^{*1}) (177 ^{*2})	71.2 (69.2 ^{*1}) (68.1 ^{*2})	水平3.0

*1 部材番号 57 の値

*2 部材番号 52 の値

第3.1.3.2.1.3.9表 原子炉補助建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 $\times 10^3(\text{N/mm}^2)$	せん断弾性係数 $\times 10^3(\text{N/mm}^2)$	減衰定数 (%)
RC部分	コンクリート:Fc=22.1N/mm ² 鉄筋:SD35	22.0	9.18	5.0

※解析モデルの部材はすべてRC部分として取り扱う

第3.1.3.2.1.3.10表 ディーゼル建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 $\times 10^3(\text{N/mm}^2)$	せん断弾性係数 $\times 10^3(\text{N/mm}^2)$	減衰定数 (%)
RC部分	コンクリート:Fc=22.1N/mm ² 鉄筋:SD345	22.0	9.18	5.0

※解析モデルの部材はすべてRC部分として取り扱う

第3.1.3.2.1.3.11表 燃料取扱建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 $\times 10^3(\text{N/mm}^2)$	せん断弾性係数 $\times 10^3(\text{N/mm}^2)$	減衰定数 (%)
RC部分	コンクリート:Fc=22.1N/mm ² 鉄筋:SD35	22.0	9.18	5.0
S部分	鉄骨:SS41	205	79.0	2.0

第3.1.3.2.1.3.12表 主蒸気管室建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 $\times 10^3 (\text{N/mm}^2)$	せん断弾性係数 $\times 10^3 (\text{N/mm}^2)$	減衰定数 (%)
RC部分	コンクリート: $F_c=22.1\text{N/mm}^2$ 鉄筋: SD35	22.0	9.18	5.0

※解析モデルの部材はすべてRC部分として取り扱う

第3.1.3.2.1.3.13表 コンクリート強度 F_c に応じたコンクリートの弾性定数

	設計時	現実的な物性値	
		F_c+	F_c-
$F_c (\text{N/mm}^2)$	22.1	35.78	27.59
$E (\text{N/mm}^2)$	22.0×10^3	25.90×10^3	23.75×10^3
$G (\text{N/mm}^2)$	9.18×10^3	10.79×10^3	9.895×10^3

第 3.1.3.2.1.3.14 表 原子炉建屋の水平方向解析モデル諸元 (1/2)

構造物	質点 番号	質 量 (t)	部材 番号	方 向	せん断 断面積 (m ²)	断面2次 モーメント (m ⁴)
外部遮 蔽建 屋 (O/S)	1	160.7	[1]	EW、NS	39.78	699.6
	2	373.0	[2]	〃	40.49	4926.2
	3	609.1	[3]	〃	40.52	10534.2
	4	582.1	[4]	〃	40.70	15688.4
	5	761.8	[5]	〃	40.79	19105.4
	6	1267.6	[6]	〃	63.62	32219.1
	7	2002.6	[7]	〃	〃	〃
	8	3144.4	[8]	〃	63.62	32219.1
	9	3234.7	[9]	〃	66.18	32858.2
	10	3188.0	[10]	〃	72.60	36559.0
	11	3495.9	[11]	〃	78.99	39616.6
	12	2838.9	[12]	〃	83.78	41892.5
	13	1984.7	[13]	〃	86.99	43408.3
	14	1891.2	[14]	〃	89.78	44722.5
原子 炉 格 納 容 器 (C/V)	24	21.6	[24]	〃	0.3830	16
	25	107.8	[25]	〃	0.8815	192
	26	164.6	[26]	〃	1.1585	437
	27	367.5	[27]	〃	2.3905	957
	28	884.9	[28]	〃	〃	〃
	29	198.9	[29]	〃	〃	〃
	30	193.1	[30]	〃	〃	〃
	31	313.6	[31]	〃	〃	〃
	32	231.3	[32]	〃	〃	〃
	33	205.8	[33]	〃	〃	〃
	34	340.1	[34]	〃	〃	〃
	35	191.1	[35]	EW、NS	2.3905	957
基礎	36	87534.6	—	—	—	—

第 3.1.3.2.1.3.14 表 原子炉建屋の水平方向解析モデル諸元 (2/2)

構造物	質点 番号	質 量 (t)	部材 番号	方 向	せん断 断面積 (m ²)	断面2次 モーメント (m ⁴)
内部 コン クリ ート (I/C)	15	1119.9	15	EW	43.80	919.1
				NS	52.21	1530.7
	16	5033.3	16	EW	80.07	3621.8
				NS	120.34	18170.0
	17	7332.0	17	EW	116.77	4674.0
				NS	155.59	20690.0
蒸気 発生 器 (S/G)	18	9362.6	18	EW	214.17	44690.0
				NS	161.54	49900.0
	50	121.1	50	EW、NS	2.00	9.59
	51	212.4	51	〃	2.00	9.59
	52	88.8	52	〃	1.85	6.98
	53	136.1	53	〃	1.35	3.84
	54	226.8	54	〃	1.35	3.84
	55	89.1	55	〃	1.40	3.98
	56	318.1	56	〃	1.40	3.98
	57	13.4	57	〃	10.60	54.34
	58	144.2	—	—	—	—

第 3.1.3.2.1.3.15 表 原子炉建屋蒸気発生器サポート部のばね定数

	部材 番号	水平方向ばね ($\times 10^6 \text{kN/m}$)		回転方向ばね ($\times 10^6 \text{kN}\cdot\text{m/rad}$)	
		X方向	Y方向	X方向	Y方向
S/G サ ポ ー ト	K1	3.75	3.75	—	—
	K2	12.5	23.3	—	—
	K3	10.3	5.43	—	—
	K4	—	—	46.2	33.3

第 3.1.3.2.1.3.16 表 原子炉建屋の地盤のばね定数及び減衰係数(設計時) (1/5)

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K_S)	EW	$8.451 \times 10^8 (\text{kN/m})$	7.826	$9.423 \times 10^6 (\text{kN}\cdot\text{s/m})$
	NS		9.043	$9.489 \times 10^6 (\text{kN}\cdot\text{s/m})$
回転(K_R)	EW	$6.247 \times 10^{11} (\text{kN}\cdot\text{m/rad})$	7.826	$1.526 \times 10^9 (\text{kN}\cdot\text{m}\cdot\text{s/rad})$
	NS		9.043	$1.788 \times 10^9 (\text{kN}\cdot\text{m}\cdot\text{s/rad})$
側面(K_H)	EW	$1.149 \times 10^8 (\text{kN/m})$	7.826	$5.270 \times 10^6 (\text{kN}\cdot\text{s/m})$
	NS		9.043	$5.215 \times 10^6 (\text{kN}\cdot\text{s/m})$

第 3.1.3.2.1.3.16 表 原子炉建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (Fc+,Vs+) (2/5)

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K _S)	EW	1.053×10^9 (kN/m)	8.476	1.050×10^7 (kN・s/m)
	NS		9.827	1.058×10^7 (kN・s/m)
回転(K _R)	EW	7.781×10^{11} (kN・m/rad)	8.476	1.642×10^9 (kN・m・s/rad)
	NS		9.827	1.941×10^9 (kN・m・s/rad)
側面(K _H)	EW	1.419×10^8 (kN/m)	8.476	5.842×10^6 (kN・s/m)
	NS		9.827	5.780×10^6 (kN・s/m)

第 3.1.3.2.1.3.16 表 原子炉建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (Fc+,Vs-) (3/5)

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K _S)	EW	7.060×10^8 (kN/m)	8.248	8.672×10^6 (kN・s/m)
	NS		9.321	8.740×10^6 (kN・s/m)
回転(K _R)	EW	5.219×10^{11} (kN・m/rad)	8.248	1.631×10^9 (kN・m・s/rad)
	NS		9.321	1.839×10^9 (kN・m・s/rad)
側面(K _H)	EW	9.512×10^7 (kN/m)	8.248	4.724×10^6 (kN・s/m)
	NS		9.321	4.697×10^6 (kN・s/m)

第 3.1.3.2.1.3.16 表 原子炉建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (Fc-,Vs+) (4/5)

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K _S)	EW	1.053×10^9 (kN/m)	8.173	1.049×10^7 (kN・s/m)
	NS		9.514	1.056×10^7 (kN・s/m)
回転(K _R)	EW	7.781×10^{11} (kN・m/rad)	8.173	1.572×10^9 (kN・m・s/rad)
	NS		9.514	1.874×10^9 (kN・m・s/rad)
側面(K _H)	EW	1.419×10^8 (kN/m)	8.173	5.862×10^6 (kN・s/m)
	NS		9.514	5.792×10^6 (kN・s/m)

第 3.1.3.2.1.3.16 表 原子炉建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (Fc-,Vs-) (5/5)

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K _S)	EW	7.060×10^8 (kN/m)	7.974	8.656×10^6 (kN・s/m)
	NS		9.065	8.723×10^6 (kN・s/m)
回転(K _R)	EW	5.219×10^{11} (kN・m/rad)	7.974	1.574×10^9 (kN・m・s/rad)
	NS		9.065	1.791×10^9 (kN・m・s/rad)
側面(K _H)	EW	9.512×10^7 (kN/m)	7.974	4.734×10^6 (kN・s/m)
	NS		9.065	4.702×10^6 (kN・s/m)

第 3.1.3.2.1.3.17 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデル諸元

質点 番号	質量 (t)	回転慣性 質量 $\times 10^6(\text{t}\cdot\text{m}^2)$	重心座標	
			G_X (m)	G_Y (m)
⑤	16647	17.595	52.51	23.89
④	29064	34.297	60.43	29.89
③	35186	42.690	57.46	30.61
②	38290	44.223	55.40	30.88
①	22070	16.912	58.59	43.34

基準座標(13c、Fa通り)

第 3.1.3.2.1.3.18 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材のばね値、
剛心位置(設計時)(1/3)

部材 番号	質点 間	ばね値			剛心座標	
		K_X $\times 10^6(\text{kN/m})$	K_Y $\times 10^6(\text{kN/m})$	K_θ $\times 10^6(\text{kN}\cdot\text{m/rad})$	R_X (m)	R_Y (m)
⑥	⑤-④	154.61	64.33	73320	50.05	10.38
⑤	④-③	335.89	186.76	299270	57.92	18.00
④	③-②	340.13	210.08	379020	59.93	20.62
③	②-①	302.99	209.32	674130	56.54	36.89
②	②-固定点	263.00	155.92		44.31	4.73
①	①-固定点	370.72	249.16	314990	58.53	41.98

基準座標(13c、Fa通り)

第 3.1.3.2.1.3.18 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材のばね値、
剛心位置(+)(2/3)

部材 番号	質点 間	ばね値			剛心座標	
		K_X $\times 10^6(\text{kN/m})$	K_Y $\times 10^6(\text{kN/m})$	K_θ $\times 10^6(\text{kN}\cdot\text{m/rad})$	R_X (m)	R_Y (m)
⑥	⑤-④	182.02	75.73	86318	50.05	10.38
⑤	④-③	395.43	219.87	352320	57.92	18.00
④	③-②	400.43	247.32	446210	59.93	20.62
③	②-①	356.70	246.43	793630	56.54	36.89
②	②-固定点	309.62	183.56		44.31	4.73
①	①-固定点	436.44	293.33	370830	58.53	41.98

基準座標(13c、Fa通り)

第 3.1.3.2.1.3.18 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材のばね値、

剛心位置(－)(3/3)

部材 番号	質点間	ばね値			剛心座標	
		K_X $\times 10^6(\text{kN/m})$	K_Y $\times 10^6(\text{kN/m})$	K_θ $\times 10^6(\text{kN}\cdot\text{m/rad})$	R_X (m)	R_Y (m)
⑥	⑤-④	166.91	69.45	79152	50.05	10.38
⑤	④-③	362.61	201.62	323080	57.92	18.00
④	③-②	367.19	226.79	409170	59.93	20.62
③	②-①	327.09	225.97	727750	56.54	36.89
②	②-固定点	283.92	168.32		44.31	4.73
①	①-固定点	400.21	268.98	340050	58.53	41.98

基準座標(13c、Fa通り)

第 3.1.3.2.1.3.19 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値、

剛心位置(設計時)(1/3)

部材名	質点間	ばね値		剛心座標		
		${}_hK_N(\text{軸})$ $\times 10^6 \text{ (kN/m)}$	${}_hK_S(\text{せん断})$ $\times 10^6 \text{ (kN/m)}$	位置	R_X (m)	R_Y (m)
	固定点-①	35.7	9.92	固定点	43.625	20.00
				建屋側	43.625	21.00
		35.7	9.92	固定点	83.875	20.00
				建屋側	83.875	21.00

第 3.1.3.2.1.3.19 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値、

剛心位置(＋)(2/3)

部材名	質点間	ばね値		剛心座標		
		${}_hK_N(\text{軸})$ $\times 10^6 \text{ (kN/m)}$	${}_hK_S(\text{せん断})$ $\times 10^6 \text{ (kN/m)}$	位置	R_X (m)	R_Y (m)
	固定点-①	42.0	11.7	固定点	43.625	20.00
				建屋側	43.625	21.00
		42.0	11.7	固定点	83.875	20.00
				建屋側	83.875	21.00

第 3.1.3.2.1.3.19 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値、

剛心位置(－)(3/3)

部材名	質点間	ばね値		剛心座標		
		${}_bK_N(\text{軸})$ $\times 10^6 \text{ (kN/m)}$	${}_bK_S(\text{せん断})$ $\times 10^6 \text{ (kN/m)}$	位置	R_X (m)	R_Y (m)
	固定点-①	38.5	10.7	固定点	43.625	20.00
				建屋側	43.625	21.00
	固定点-①	38.5	10.7	固定点	83.875	20.00
				建屋側	83.875	21.00

第 3.1.3.2.1.3.20 表 ディーゼル建屋の水平方向解析モデル諸元

質点 番号	質 量 (t)	部材 番号	方向	せん断 断面積 (m^2)	断面2次 モーメント (m^4)
1	365.9	①	EW	10.83	73.79
			NS	6.24	143.87
2	3238.1	②	EW	67.35	5456.66
			NS	28.00	5787.86
3	2950.6	③	EW	133.82	8854.85
			NS	122.80	13687.61

第3.1.3.2.1.3.21表 燃料取扱建屋の水平方向解析モデル諸元

質点 番号	質量 (t)	回転慣性質量 ($\text{t}\cdot\text{m}^2$)	重心座標 (m)	
			G_X (m)	G_Y (m)
⑤	1396.2	255400	19.12	22.14
④	595.9	60660	14.08	6.39
③	1030.6	150800	53.92	12.64
②	13756.6	7007800	32.33	18.72
①	23183.8	11263000	31.04	18.27

基準座標(8b、S通り)

第 3.1.3.2.1.3.22 表 燃料取扱建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材のばね値、
剛心位置(設計時)(1/3)

部材 番号	ばね値			剛心座標	
	K_X ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	K_Y ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	K_θ ($\times 10^6 \text{kN}\cdot\text{m/rad}$)	R_X (m)	R_Y (m)
8	0.4717	—	—	19.80	33.60
7	—	0.9964	—	0.80	21.10
6	1.547		—	19.80	8.60
5	—	0.9895	—	38.80	21.10
4	0.7718	0.6257	33.54	4.00	5.38
3	1.412	0.4874	191.1	63.56	13.34
2	596.1	577.0	283400	29.39	22.56
1	1627	1552	648700	23.31	18.03

基準座標(8b、S通り)

第 3.1.3.2.1.3.22 表 燃料取扱建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材のばね値、
剛心位置(+)(2/3)

部材 番号	ばね値			剛心座標	
	K_X ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	K_Y ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	K_θ ($\times 10^6 \text{kN}\cdot\text{m/rad}$)	R_X (m)	R_Y (m)
8	0.4717	—	—	19.80	33.60
7	—	0.9964	—	0.80	21.10
6	1.547		—	19.80	8.60
5	—	0.9895	—	38.80	21.10
4	0.7718	0.6257	33.54	4.00	5.38
3	1.412	0.4874	191.1	63.56	13.34
2	700.6	678.2	333100	29.39	22.56
1	1912	1824	762470	23.31	18.03

基準座標(8b、S通り)

第 3.1.3.2.1.3.22 表 燃料取扱建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材のばね値、
剛心位置(ー)(3/3)

部材 番号	ばね値			剛心座標	
	K_X ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	K_Y ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	K_θ ($\times 10^6 \text{kN}\cdot\text{m/rad}$)	R_X (m)	R_Y (m)
8	0.4717	—	—	19.80	33.60
7	—	0.9964	—	0.80	21.10
6	1.547		—	19.80	8.60
5	—	0.9895	—	38.80	21.10
4	0.7718	0.6257	33.54	4.00	5.38
3	1.412	0.4874	191.1	63.56	13.34
2	642.5	621.9	305470	29.39	22.56
1	1754	1673	699230	23.31	18.03

基準座標 (8b、S通り)

第 3.1.3.2.1.3.23 表 燃料取扱建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値、
剛心位置(設計時)(1/3)

部材 番号	軸ばね K_X ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	せん断ばね K_Y ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	剛心座標		
			位置	R_X (m)	R_Y (m)
①	1.65	0.459	質点4側	30.80	4.60
			質点3側	38.80	4.60
②	1.65	0.459	質点4側	30.80	8.60
			質点3側	38.80	8.60

※RCスラブの剛性として評価

基準座標 (8b、S通り)

第 3.1.3.2.1.3.23 表 燃料取扱建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値、

剛心位置 (+) (2/3)

部材 番号	軸ばね K_X ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	せん断ばね K_Y ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	剛心座標		
			位置	R_X (m)	R_Y (m)
①	1.94	0.540	質点4側	30.80	4.60
			質点3側	38.80	4.60
②	1.94	0.540	質点4側	30.80	8.60
			質点3側	38.80	8.60

※RCスラブの剛性として評価

基準座標 (8b、S通り)

第 3.1.3.2.1.3.23 表 燃料取扱建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値、

剛心位置 (-) (3/3)

部材 番号	軸ばね K_X ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	せん断ばね K_Y ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	剛心座標		
			位置	R_X (m)	R_Y (m)
①	1.78	0.495	質点4側	30.80	4.60
			質点3側	38.80	4.60
②	1.78	0.495	質点4側	30.80	8.60
			質点3側	38.80	8.60

※RCスラブの剛性として評価

基準座標 (8b、S通り)

第3.1.3.2.1.3.24表 主蒸気管室建屋の水平方向解析モデル諸元

質点 番号	質 量 (t)	方向	部材 番号	せん断 断面積 (m ²)	断面2次 モーメント (m ⁴)
1	252.50	X	1	4.33	22.89
		Y			0.54
2	299.75	X	2	13.12	52.57
		Y			695.06
3	673.13	X	3	23.42	488.94
		Y			729.99
4	55.64	X	4	0.56	7.88
		Y			2.64
5	908.63	X	5	47.33	787.88
		Y			6501.32

第 3.1.3.2.1.3.25 表 主蒸気管室建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値
(設計時) (1/3)

部材名	質点間	ばね値	
		K_X $\times 10^6$ (kN/m)	K_Y $\times 10^6$ (kN/m)
	固定点-①	1.651	0.1133

第 3.1.3.2.1.3.25 表 主蒸気管室建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値
(+) (2/3)

部材名	質点間	ばね値	
		K_X $\times 10^6$ (kN/m)	K_Y $\times 10^6$ (kN/m)
	固定点-①	1.942	0.1334

第 3.1.3.2.1.3.25 表 主蒸気管室建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値
(-) (3/3)

部材名	質点間	ばね値	
		K_X $\times 10^6$ (kN/m)	K_Y $\times 10^6$ (kN/m)
	固定点-①	1.781	0.1223

第3.1.3.2.1.3.26表 現実的応答評価用モデルで用いる諸元と物性値の関係

		物性値			
		Fc	h	Vs	s _{oy}
RC部	E	○	—	—	—
	G	○	—	—	—
	h	—	○	—	—
	Q-γスケルトン	○	—	—	○
	M-φスケルトン	○	—	—	○
地盤ばね	ばね値	—	—	○	—
	減衰	○	—	○	—

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

第3.1.3.2.1.3.27表 2点推定法による解析ケース

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

注)基礎固定モデルの場合、Vsのばらつきは影響しない。

第3.1.3.2.1.3.28表 現実的な物性値の評価方法

	現実的な物性値の評価方法
コンクリート強度 Fc (N/mm ²)	平均値:1.4×設計基準強度(33.0) 変動係数:0.13
埋戻土の初期せん断剛性 G ₀ (N/mm ²)	平均値:室内試験結果に基づき設定(1,420 $\sigma_m^{0.5}$ (注1)) 変動係数:試験結果のばらつきから設定
改良地盤のせん断剛性 G ₀ (N/mm ²)	平均値:PS検層結果に基づき設定(Vs=1,160m/s) 変動係数:PS検層結果のばらつきから設定(0.11(注2))

(注1) σ_m : 平均主応力

(注2)PS検層に基づくS波速度Vsの変動係数p

第3.1.3.2.1.3.29表 解析ケース

解析 ケース	コンクリート強度 F_c (N/mm^2)	埋戻土の 初期せん断剛性 G_0 (N/mm^2)	改良地盤の せん断剛性 G_0 (N/mm^2)
1	37.2 (+)	$1,530 \sigma_m^{0.5}$ (+)	3,210 (+)
2	37.2 (+)	$1,530 \sigma_m^{0.5}$ (+)	2,100 (-)
3	37.2 (+)	$1,310 \sigma_m^{0.5}$ (-)	3,210 (+)
4	37.2 (+)	$1,310 \sigma_m^{0.5}$ (-)	2,100 (-)
5	28.7 (-)	$1,530 \sigma_m^{0.5}$ (+)	3,210 (+)
6	28.7 (-)	$1,530 \sigma_m^{0.5}$ (+)	2,100 (-)
7	28.7 (-)	$1,310 \sigma_m^{0.5}$ (-)	3,210 (+)
8	28.7 (-)	$1,310 \sigma_m^{0.5}$ (-)	2,100 (-)

第3.1.3.2.1.3.30表 現実的耐力及び現実的応力の不確かさ要因の整理

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

第3.1.3.2.1.3.31表 原子炉建屋(O/S)の建屋応答係数(1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.17	0.99	0.99	1.15
β_R	0.00	0.07	0.01	0.07
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.31表 原子炉建屋(O/S)の建屋応答係数(2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.17	0.99	0.99	1.15
β_R	0.00	0.07	0.01	0.07
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.31表 原子炉建屋(O/S)の建屋応答係数(3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.91	0.99	1.00	0.90
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.32表 原子炉建屋 (I/C) の建屋応答係数 (1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.90	0.99	1.00	0.89
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.32表 原子炉建屋 (I/C) の建屋応答係数 (2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.89	0.99	1.00	0.89
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.32表 原子炉建屋 (I/C) の建屋応答係数 (3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.92	0.99	1.01	0.92
β_R	0.00	0.06	0.08	0.10
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.33表 原子炉建屋(C/V)の建屋応答係数(1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.90	0.99	1.00	0.89
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.33表 原子炉建屋(C/V)の建屋応答係数(2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.89	0.99	1.00	0.89
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.33表 原子炉建屋(C/V)の建屋応答係数(3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.92	0.99	1.01	0.92
β_R	0.00	0.06	0.08	0.10
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.34表 原子炉補助建屋(A/B)の建屋応答係数(1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.08	0.99	1.00	1.07
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.34表 原子炉補助建屋(A/B)の建屋応答係数(2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.02	0.99	1.00	1.01
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.34表 原子炉補助建屋(A/B)の建屋応答係数(3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.93	0.99	1.03	0.95
β_R	0.00	0.06	0.01	0.06
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.35表 ディーゼル建屋(DG/B)の建屋応答係数(1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.90	0.99	1.02	0.91
β_R	0.00	0.08	0.01	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.35表 ディーゼル建屋(DG/B)の建屋応答係数(2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.90	0.99	1.00	0.89
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.35表 ディーゼル建屋(DG/B)の建屋応答係数(3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.98	1.00	1.03	1.00
β_R	0.00	0.02	0.01	0.02
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.36表 燃料取扱建屋 (FH/B) の建屋応答係数 (1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.19	0.99	1.00	1.18
β_R	0.00	0.07	0.00	0.07
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.36表 燃料取扱建屋 (FH/B) の建屋応答係数 (2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.13	0.99	1.00	1.12
β_R	0.00	0.07	0.00	0.07
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.36表 燃料取扱建屋 (FH/B) の建屋応答係数 (3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.91	0.99	1.00	0.90
β_R	0.00	0.07	0.00	0.07
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.37表 主蒸気管室建屋 (MS/R) の建屋応答係数 (1/3)

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.96	1.00	1.03	0.99
β_R	0.00	0.03	0.01	0.03
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.37表 主蒸気管室建屋 (MS/R) の建屋応答係数 (2/3)

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.95	0.99	1.03	0.97
β_R	0.00	0.04	0.01	0.04
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.2.1.3.37表 主蒸気管室建屋 (MS/R) の建屋応答係数 (3/3)

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.00	1.00	1.00	1.00
β_R	0.00	0.00	0.00	0.00
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

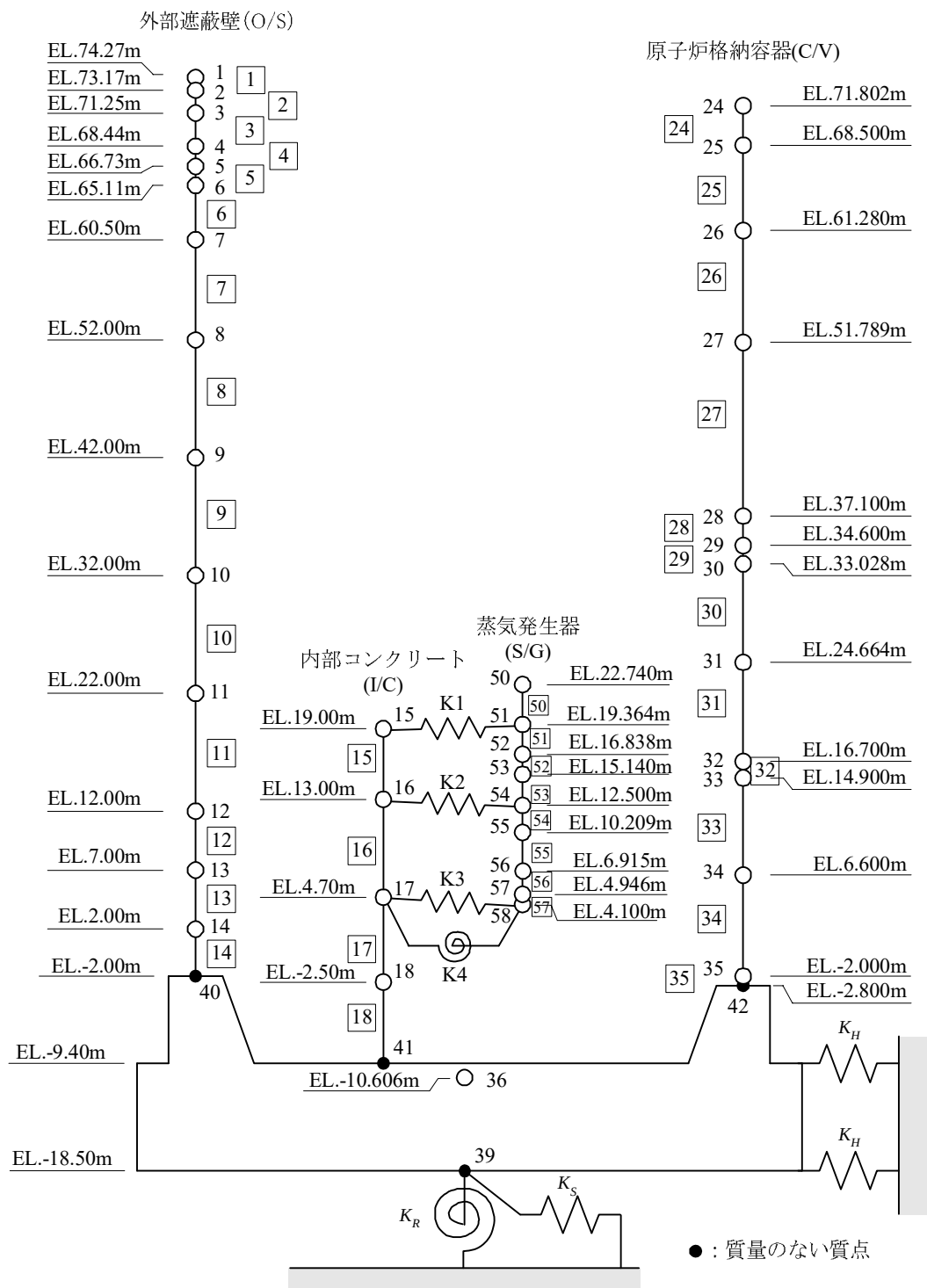
第3.1.3.2.1.3.38表 原子炉補機冷却水冷却器の耐震性評価結果

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	一次応力	334	79	4.22
支持脚	SS400	組合せ一次	255	59	4.32
基礎ボルト	SS400	せん断*	148	54	2.74

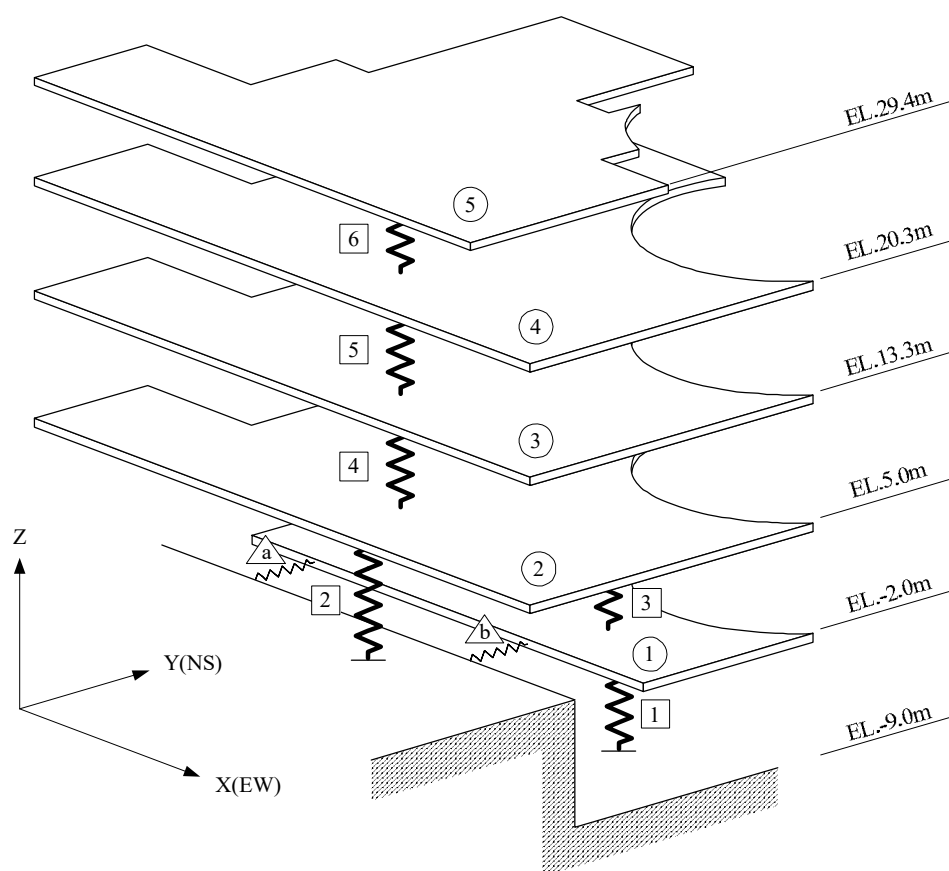
*:組合せ応力の裕度が2.34であるが、 fragilityにおいてはせん断応力が支配的となったため、せん断応力を代表として評価する。

第3.1.3.2.1.3.39表 原子炉補機冷却水冷却器の安全係数評価結果の一覧

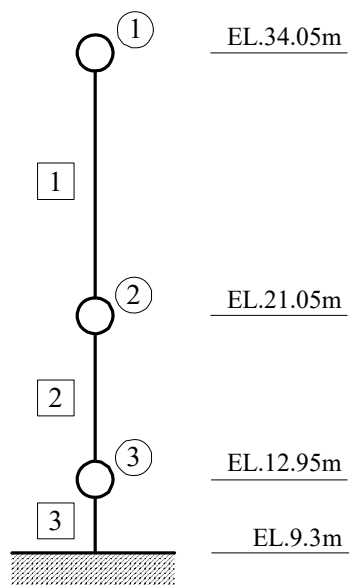
耐力係数 F_{EC}		機器応答係数 F_{ER}				建屋応答係数 F_{SR}				結果	
F_S	F_μ	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_δ	F_M	F_{NL}	Am	HCLPF
β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_{Rr}	β_R	β_R	β_R	β_R	
β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	
3.52	1.00	1.16	1.10	1.00	1.00	1.02	0.99	1.00	1.00	2.51	1.12
0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.08	0.00	0.17	0.25	
0.06	0.00	0.00	0.05	0.15	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.25	



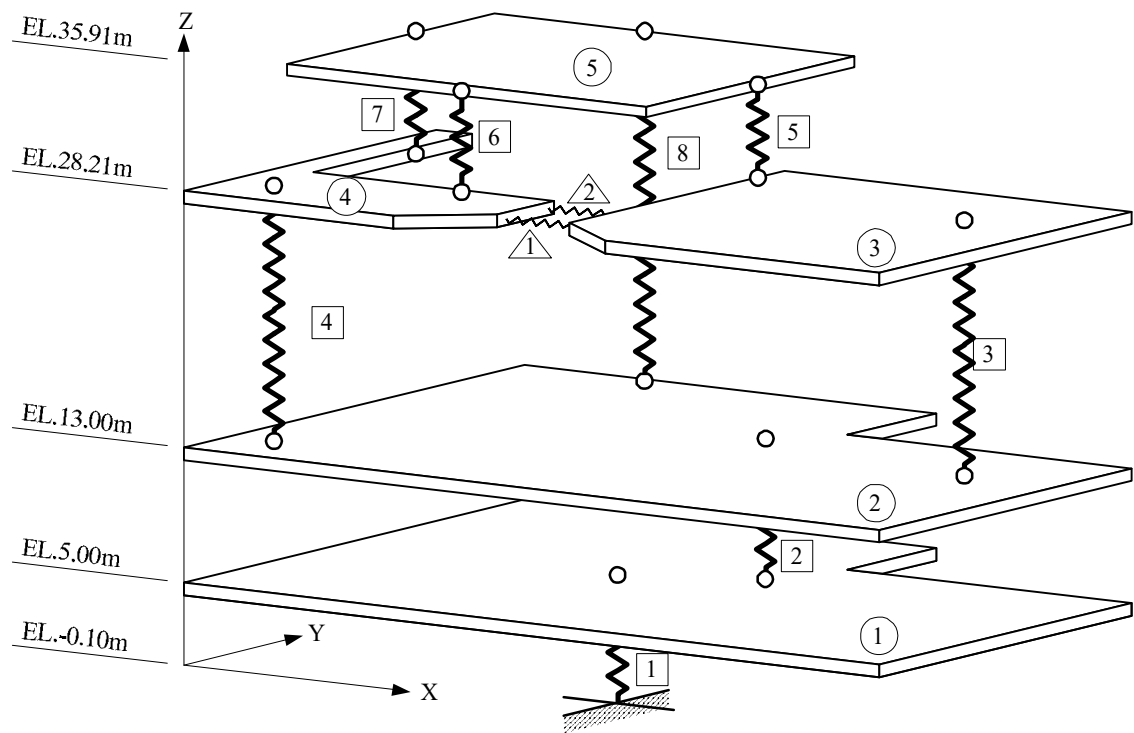
第3.1.3.2.1.3.1図 原子炉建屋地震応答解析モデル(水平方向)



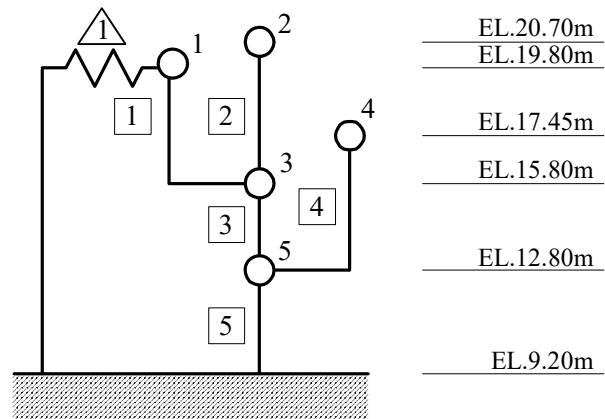
第3.1.3.2.1.3.2図 原子炉補助建屋地震応答解析モデル(水平方向)



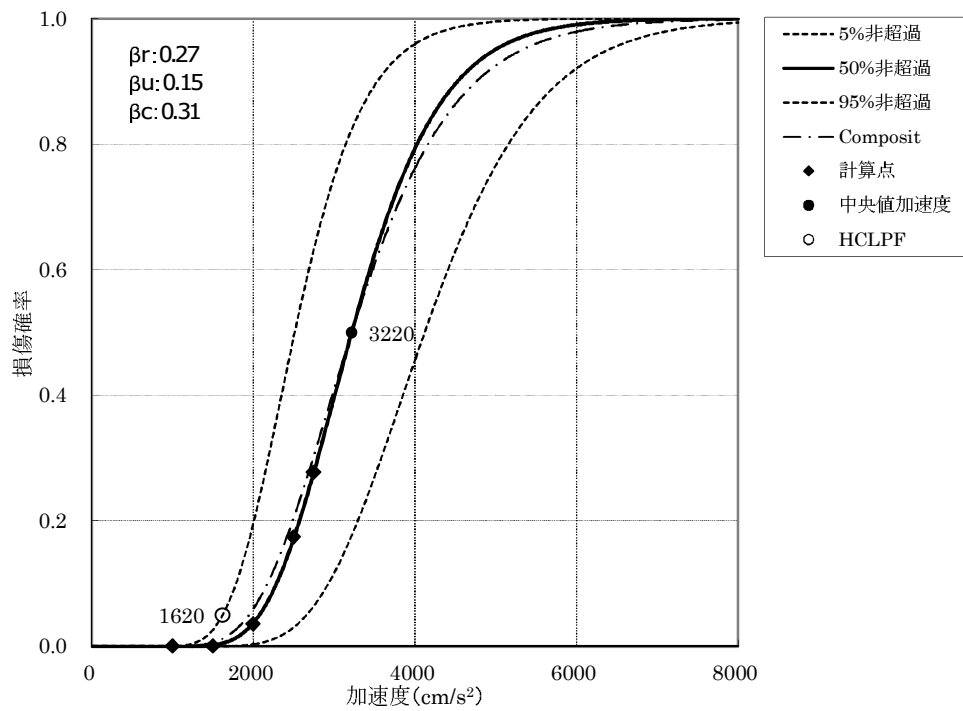
第3.1.3.2.1.3.3図 ディーゼル建屋の水平方向解析モデル(水平方向)



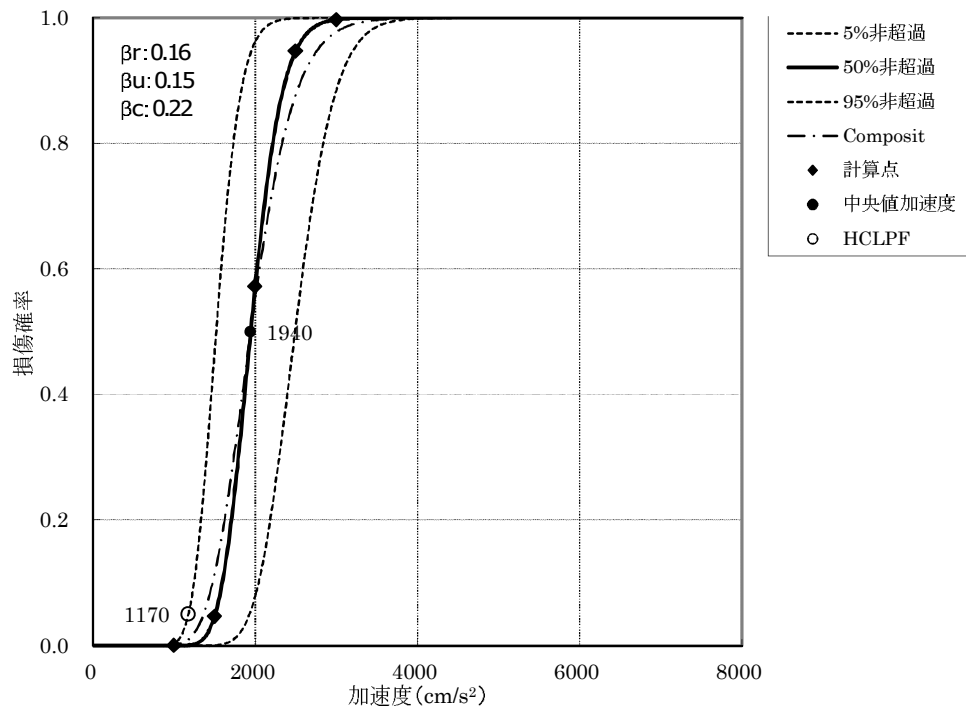
第3.1.3.2.1.3.4図 燃料取扱建屋の水平方向解析モデル(水平方向)



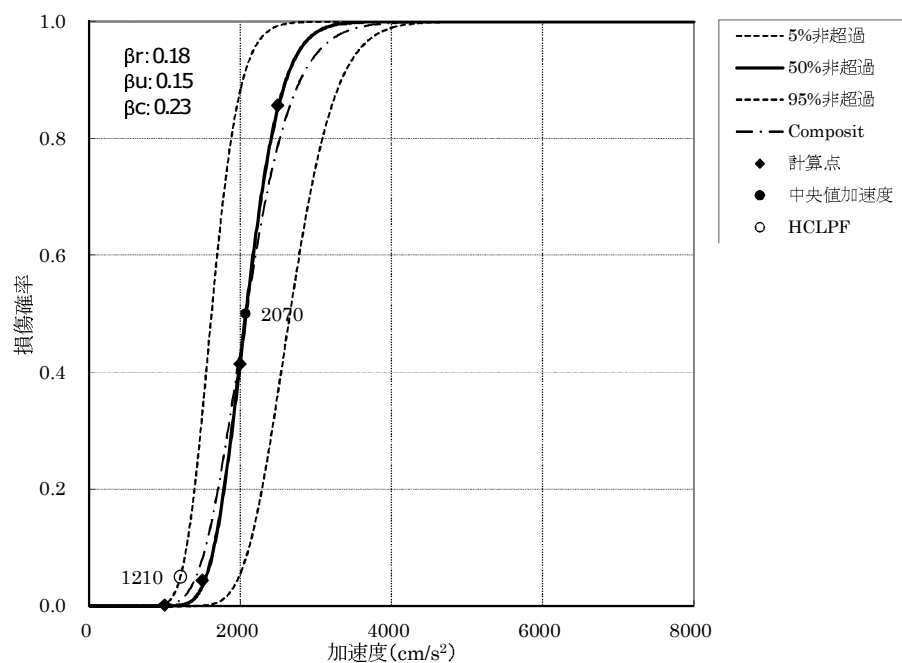
第3.1.3.2.1.3.5図 主蒸気管室建屋の水平方向解析モデル(水平方向)



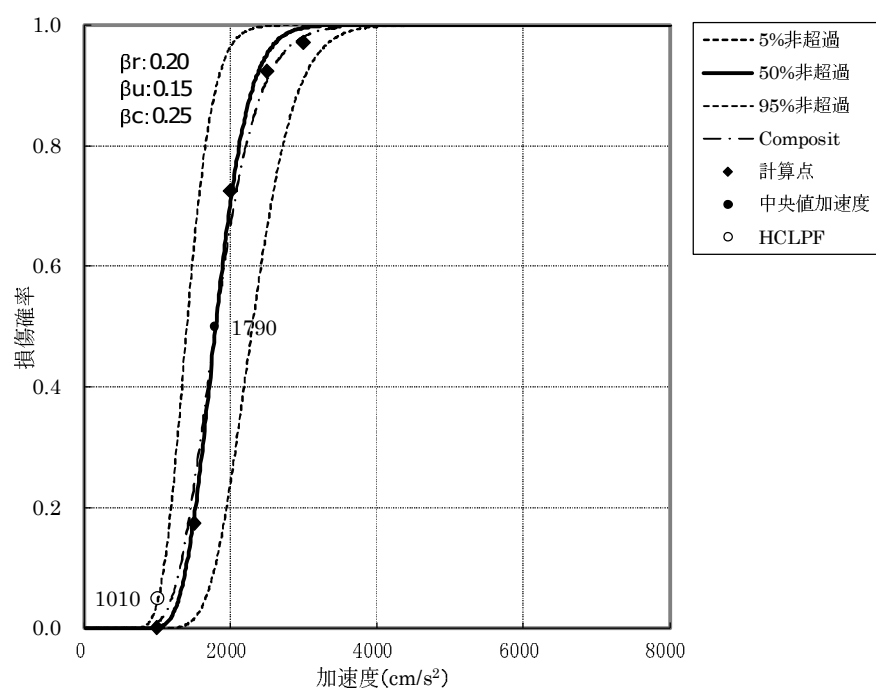
第3.1.3.2.1.3.6図 原子炉建屋 (I/C、NS方向) の fragility 曲線及びHCLPF



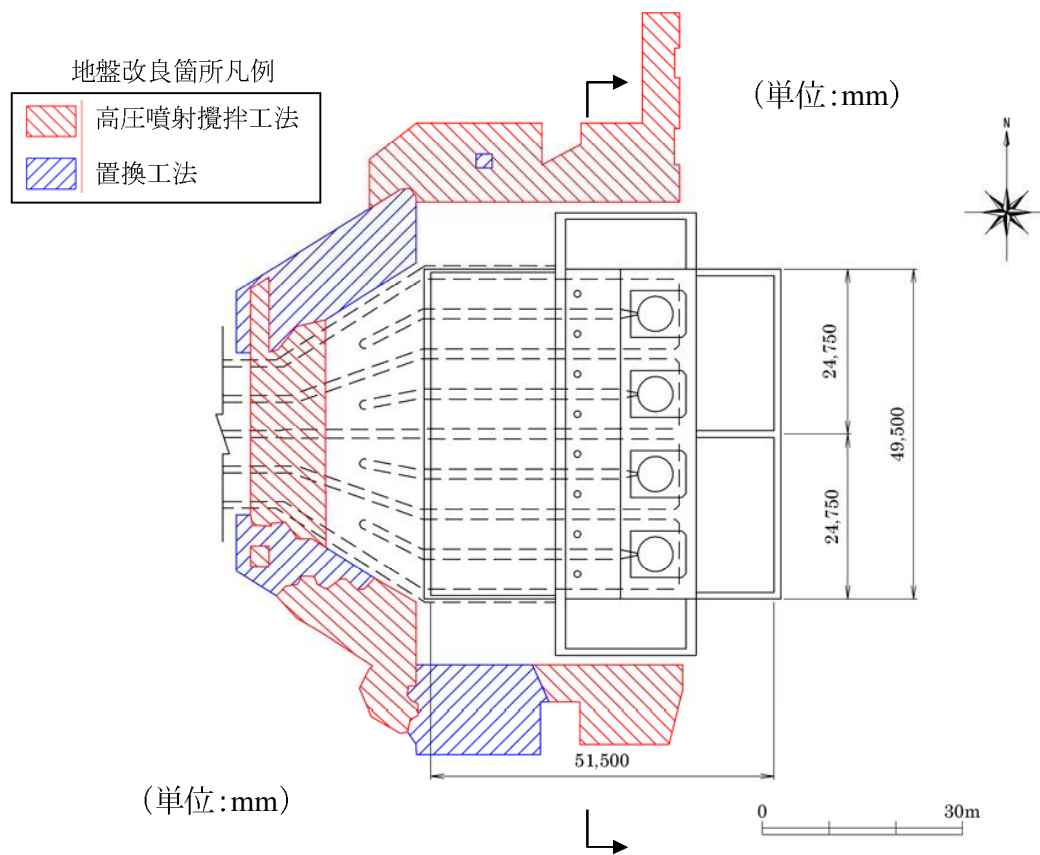
第3.1.3.2.1.3.7図 原子炉補助建屋 (EW方向) の fragility 曲線及びHCLPF



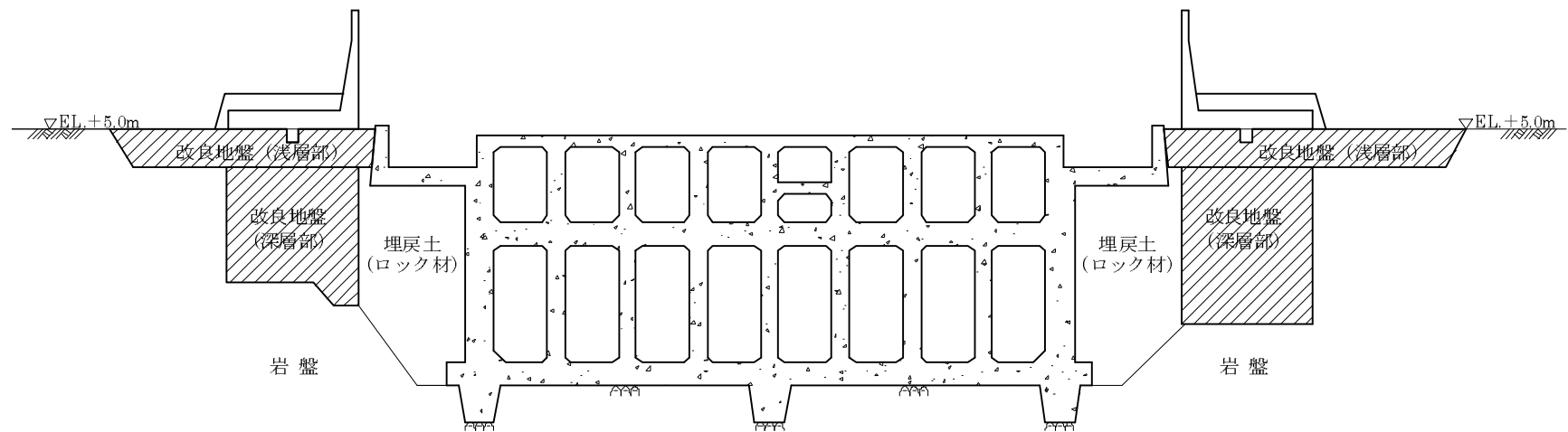
第3.1.3.2.1.3.8図 ディーゼル建屋 (EW方向) の fragility 曲線及びHCLPF



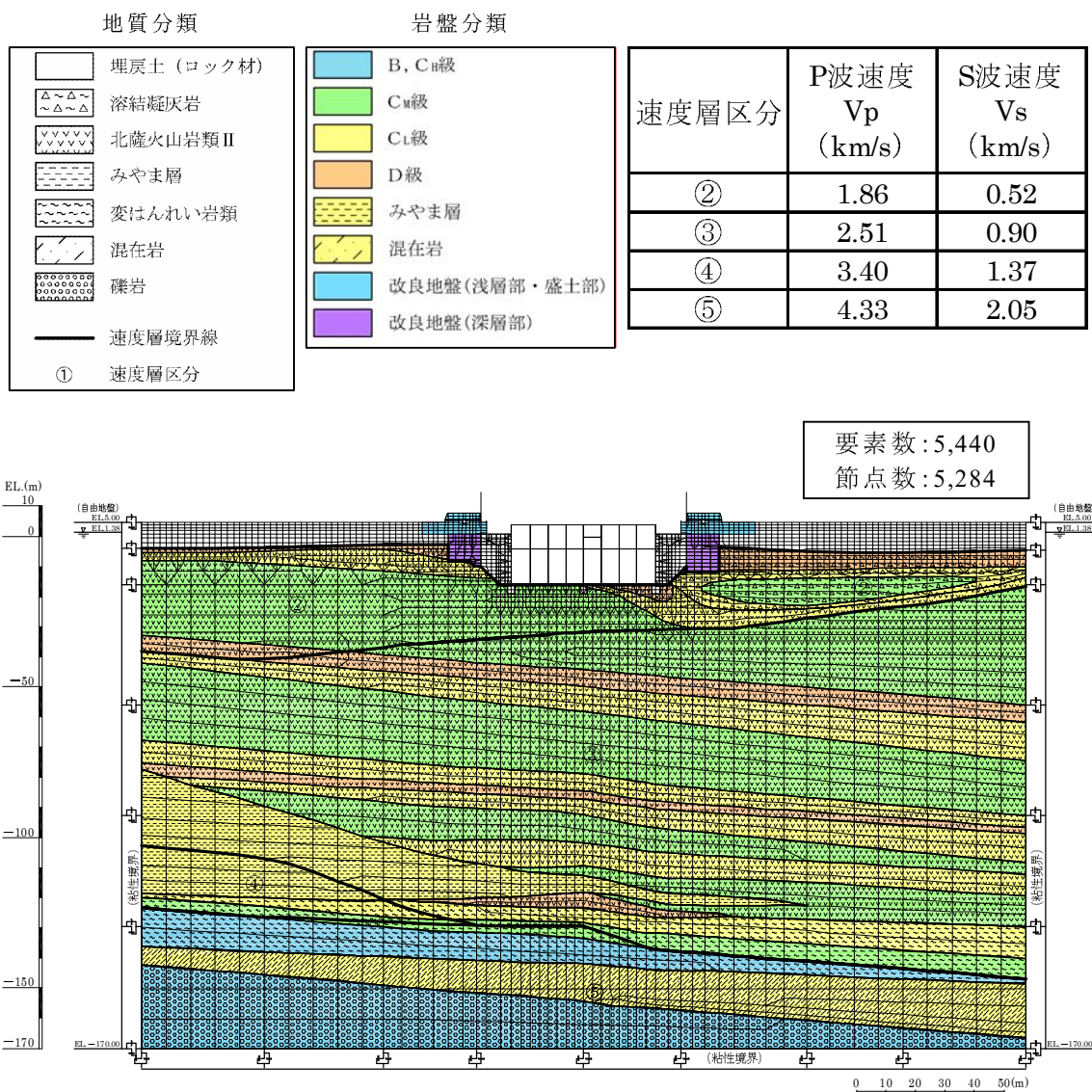
第3.1.3.2.1.3.9図 主蒸気管室建屋 (NS方向) の fragility 曲線及びHCLPF



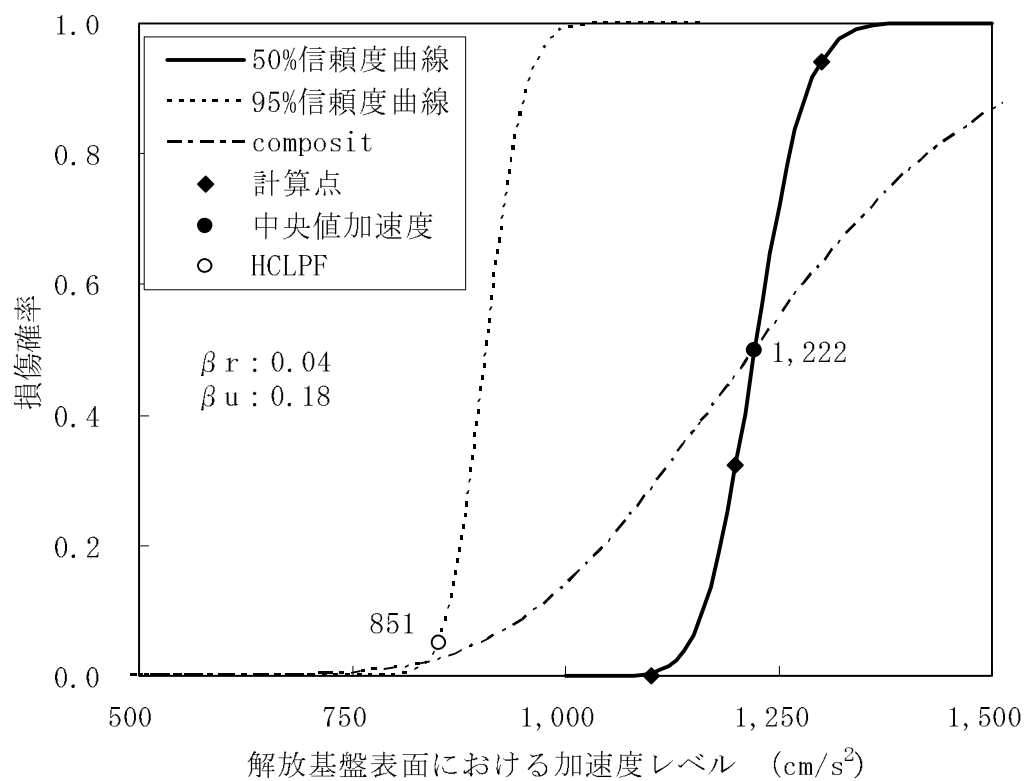
第3.1.3.2.1.3.10図 取水ピット平面図



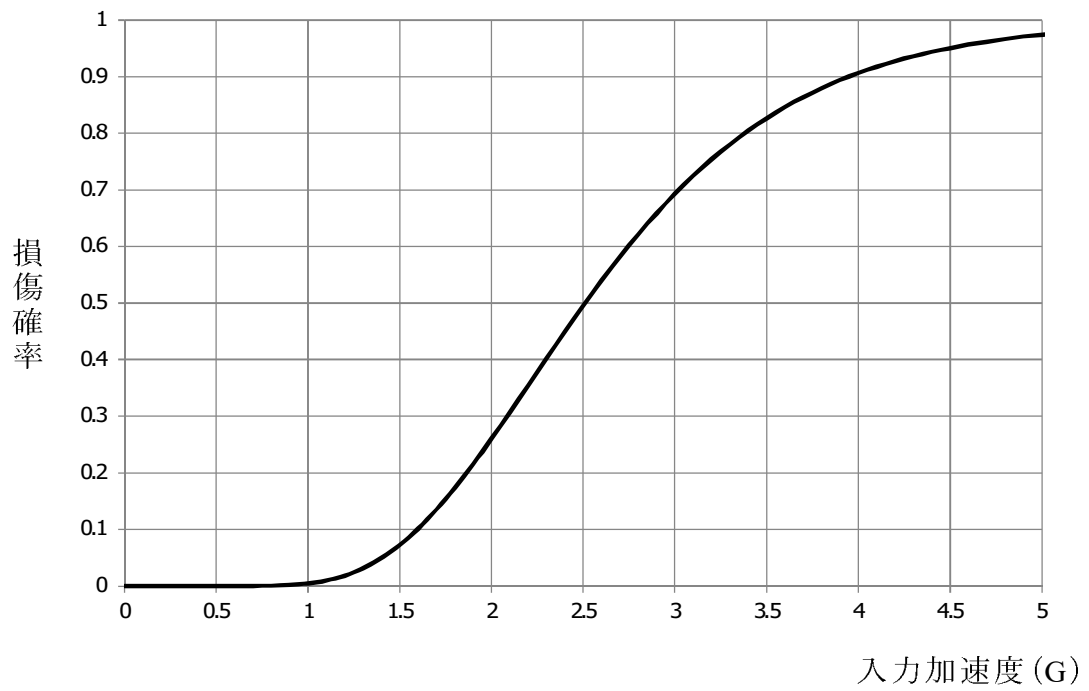
第3.1.3.2.1.3.11図 取水ピット断面図



第3.1.3.2.1.3.12図 地震応答解析モデル



第3.1.3.2.1.3.13図 取水ピット fragility 曲線



第3.1.3.2.1.3.14図 原子炉補機冷却水冷却器のフラジリティ曲線

3.1.3.2.1.4 炉心損傷頻度評価

(1) 起因事象の選定

「3.1.3.2.1.1(2)c. 起因事象の分析」の結果から、本評価で選定した起因事象の扱いは以下のとおりである。

a. 蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)

蒸気発生器伝熱管の構造損傷により、制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。また、接続する主給水、主蒸気配管は格納容器バイパス経路となる。

b. 原子炉格納容器損傷

原子炉格納容器の構造損傷により、制御できない大規模なLOCAが発生し、ECCS注入も無効となることから、直接炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る。

c. 原子炉建屋損傷

原子炉建屋の構造損傷により、建屋内の全ての機器、配管が構造損傷するものとし、配管は引っ張られるだけでなく、建屋に押しつぶされるような状況も想定する。以上により、制御できない大規模なLOCAが発生し、ECCS注入も無効となることから、直接炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る。

d. 大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)

1次冷却材管や原子炉容器等の構造損傷により制御できない大規模なLOCAが発生し、ECCS注入も無効となることから、直接炉心損傷に至る。

e. 大破断LOCA

大破断相当の損傷規模となる加圧器サージ用管台等の損傷による1次冷却材の流出により大破断LOCAに至る。

f. 中破断LOCA

中破断相当の損傷規模となる1次冷却材管(余熱除去系戻り及び安全注入管台)等の損傷による1次冷却材の流出により中破断LOCAに至る。

g. 小破断LOCA

小破断相当の損傷規模となる高圧注入系配管等の損傷による1次冷却材の流出により小破断LOCAに至る。

h. 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)

主蒸気隔離弁より蒸気発生器側の主蒸気系配管等の損傷による2次系からの蒸気流出と減圧に至る。

i. 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)

主蒸気隔離弁より下流の低耐震設備で生じた損傷に対し、主蒸気隔離弁による隔離に失敗し2次系からの蒸気流出に至る。

j. 主給水管破断

主給水管や蒸気発生器給水管管台の損傷等により2次系からの冷却水流出に至る。

k. 原子炉補機冷却機能の全喪失

原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る。

l. 外部電源喪失

碍子等の外部電源の損傷により外部電源喪失に至る。

m. 主給水流量喪失

主給水系に係る設備の損傷により、主給水系統による蒸気発生器への給水機能が喪失する。

n. ATWS

地震による制御棒クラスタ又は燃料集合体の損傷による制御棒挿入不能により、ATWSに至る。また、原子炉トリップを必要とする起因事象発生後に制御用地震計等の損傷により原子炉トリップ機能の喪失に至る事象もATWSとして扱う。

(2) 成功基準の設定

炉心損傷防止の成功基準は、出力運転時PRAと地震PRAでは相違がないため、出力運転時PRAで設定した成功基準を用いる。

なお、地震PRA特有の起因事象については、直接炉心損傷に至るため、成功基準を設定していない。

また、使命時間は出力運転時PRAと同様の設定とする。

(3) 事故シーケンスの分析

a. 事故シーケンスの分析

本評価では、出力運転時PRAモデルと同様に小イベントツリー／大フォールトツリー法を採用し、起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PRAのイベントツリーの展開構成を概念的に第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である。

(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SSC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、起因事象階層イベントツリーを作成し、プラントへの影響の厳しさや必要とする緩和系の組み合わせに応じて起因事象を階層化し、プラントへの影響が大きい起因事象で代表させている。

具体的には、影響の厳しさとしては、

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

以降、サポート系の喪失として、

- ・原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・外部電源喪失

の順番に大きく分類し、更に必要に応じてSSCごとに詳細に分類した。以上の要領で整理した起因事象階層イベントツリーを第3.1.3.2.1.4.2図に示す。本イベントツリーで、発生する起因事象を特定し、下流で各起因事象

に対し期待する緩和系のフロントライン系イベントツリーを結合する。一方、直接炉心損傷に至るものと想定した起因事象はフロントライン系イベントツリーに結合しない。

起因事象階層イベントツリーにおける起因事象発生確率の評価では、後続のヘディングで考慮する起因事象の発生確率が、先行のヘディングで設定した起因事象が発生しない条件付きの確率として評価することで、起因事象階層イベントツリーのヘディングから計算される起因事象発生確率の和が1.0 を超えることはないように扱う。

(b) フロントライン系イベントツリー

フロントライン系イベントツリーは、各起因事象に対し、起因事象発生後の緩和系の成功、失敗の組合せにより炉心損傷又は炉心健全に至る確率を評価するためのイベントツリーである。地震PRAでは、起因事象の発生要因は出力運転時PRAと異なるが、起因事象発生後の事象進展は出力運転時PRAと同じであり、地震による機器の損傷はフォールトツリーでモデル化するため、出力運転時PRAでも考慮している起因事象については同じフロントライン系イベントツリーを活用することができる。各フロントライン系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も出力運転時PRAと同様である。なお、地震PRA特有の起因事象である大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA) については、出力運転時PRAの原子炉容器破損イベントツリーを適用する。本評価におけるフロントライン系イベントツリーを参考資料に示す。

b. 事故シーケンスの最終状態の分類

炉心損傷に至る事故シーケンスを機能喪失となる要因の観点から事故シ

一ケンスグループとして整理した。地震PRAでは、出力運転時PRAにて定義した事故シーケンスグループに、地震特有の事故シーケンスグループとして「蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)」、「原子炉建屋損傷」及び「原子炉格納容器損傷」を追加する。なお、「格納容器バイパス」については、蒸気発生器伝熱管破損(1本破損)は、蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)に包絡しており、インターフェイスシステムLOCAの発生を本評価では評価対象外としている。したがって、地震PRAでは当該グループに分類される事故シーケンスは存在しない。

(a) プラント損傷状態の分類

地震 PRA で得られた炉心損傷に至る全ての事故シーケンスを、その類似性に基づいてプラント損傷状態(PDS)に分類する。

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

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

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

損傷(座屈以外)については B に分類する。

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

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

上述の検討を踏まえて、熱水力挙動の類似性及び緩和操作の類似性として、事故のタイプと 1 次系圧力、炉心損傷時期及び格納容器内事故進展に基づく PDS の分類を整理した結果を第 3.1.3.2.1.4.1 表に示す。

(4) システム信頼性の評価

a. フォールトツリーの作成

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

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

(a) 起因事象階層イベントツリーへ設定するフォールトツリー

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

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

(b) フロントライン系イベントツリーへ設定するフォールトツリー

フロントライン系イベントツリーへ設定するフォールトツリーは、出力運転時PRAモデルのフォールトツリー(ランダム故障、共通原因故障、試験／保守による待機除外及び人的過誤等を扱うフォールトツリー)に地震による損傷のフォールトツリー(地震による機器の損傷を扱うフォールトツリー)を追加することで、地震による損傷が緩和システムに与える影響を考慮した。フォールトツリー構築例を第3.1.3.2.1.4.3図に示す。

b. フロントライン系とサポート系の従属性

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

(5) 信頼性パラメータの設定

信頼性パラメータについては、出力運転時PRAと同様のパラメータを設定する。

(6) 人的過誤の評価

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

a. 起因事象発生前人的過誤

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

b. 起因事象発生後人的過誤

出力運転時PRAの人的過誤確率をベースに、地震発生時におけるヒューマンエラーへの影響を考慮した。地震PRAの人的過誤確率の設定方針を第3.1.3.2.1.4.2表に示す。

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

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

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

- ・事故後早期については、現場へのアクセス性の低下、複数の設備の損傷を考慮し、出力運転時PRAよりも高いストレスレベルを設定している。
- ・事故発生から長期間経過している場合は、瓦礫の撤去等の完了、プラント状態の把握が完了していると想定され、出力運転時PRAと同じストレスレベルを設定している。

(7) 事故シーケンスの定量化

a. 地震動加速度区分別の地震発生頻度

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

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

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

評価地震動範囲は0.2G～1.2Gとした。下限値の0.2Gは出力運転時PRAで起因事象としてカウントされる事象発生実績とのダブルカウントを避けるために設定した加速度であり、地震により緩和系の機能に影響するとは考えにくい地震加速度高の設定値付近を目安として定めたものである。上限値の1.2Gについては、地震動が極端に大きい領域では、施設の状態について信頼性の高い挙動を推定することが困難になるとの考えから、挙動を推定できる領域として設定した。加速度区分別の地震平均発生頻度を第3.1.3.2.1.4.3表に示す。

b. 加速度区分別の機器損傷確率

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

機器損傷確率は、機器のフラジリティ評価結果(A_m 、 β_R 、 β_U)を入力データとして、計算プログラムRiskSpectrum® HazardLiteを用いて加速度区分別の機器損傷確率を算出する。

また、今回のシステム評価では、水平ハザードについて炉心損傷頻度を評

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

c. 炉心損傷頻度の算出方法

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

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

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

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

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

d. 定量化結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全炉心損傷頻度は 1.7×10^{-6} (／炉年)となった。

(a) 加速度区分別の炉心損傷頻度

加速度区分別の炉心損傷頻度を第3.1.3.2.1.4.4表に示す。加速度区

分別では、加速度区分5(1.0G～1.2G)の炉心損傷頻度による全体への寄与が最も大きい結果となった。

(b) 起因事象別の炉心損傷頻度

起因事象別の炉心損傷頻度を第3.1.3.2.1.4.5表に示す。起因事象別の結果では、原子炉補機冷却機能の全喪失を起因事象とする炉心損傷頻度が全体の約50%を、外部電源喪失を起因事象とする炉心損傷頻度が全体の約40%を占めている。これは、メタルクラッド開閉装置の損傷確率や海水取水ライン構造物、洗浄排水処理装置蒸留水冷却器の損傷確率が比較的大きいことから、これらの設備が地震により損傷することで全交流動力電源喪失や原子炉補機冷却水の喪失に至る事故シーケンスによる炉心損傷頻度の寄与が大きいためである。

(c) 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度を第3.1.3.2.1.4.6表に示す。事故シーケンスグループ別では、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度に対して寄与が高い。全交流動力電源喪失は、メタルクラッド開閉装置などの損傷確率が比較的大きいため、全炉心損傷頻度への寄与が高くなった。また、原子炉補機冷却機能喪失は、損傷確率が比較的大きい海水取水ライン構造物や洗浄排水処理装置蒸留水冷却器の構造損傷により起因事象が発生すると同時にメタルクラッド開閉装置などの機能喪失により緩和機能が喪失し、炉心損傷に至ることから、全炉心損傷頻度への寄与が高くなった。

(d) プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

プラント損傷状態別の炉心損傷頻度を第3.1.3.2.1.4.7表に示す。外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能の全喪失時において、メタルクラッド開閉装置等のサポート系が機能喪失することで、大容量空冷式発電機及び2次系強制冷却に失敗する事故シーケンスが分類されるTEDが全体の約66%を占めている。次いで、上記事故シーケンスにおいて、RCPシールLOCA が同時に発生する事故シーケンスが分類されるSEDが約22%を占めた。

e. 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重要度評価として、Fussell-Vesely (FV) 重要度の評価を実施した (FV重要度は地震PRAで評価対象とした0.2Gから1.2Gの全加速度範囲の炉心損傷頻度の積分値に対して算出)。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重要度評価結果を参考資料に示す。

f. 不確かさ解析

地震ハザード、フラジリティ、ランダム故障、人的過誤の不確かさに対し、モンテカルロ手法を用いて炉心損傷頻度の平均値及び不確かさ幅 (エラーファクタ) を評価した。エラーファクタの定義については、「3.1.3.1.1.2(7)d. 不確かさ解析」に示す。

不確かさ解析の結果を第3.1.3.2.1.4.8表及び第3.1.3.2.1.4.4図に示す。全炉心損傷頻度の不確かさ幅を示すエラーファクタは10という結果となった。これは、各パラメータの不確かさの影響により、上限と下限の間に約100倍の

不確実さ幅があることを意味する。

全CDFの不確実さについては、区分5のエラーファクタとほぼ同等となった。これは、加速度区分5(1.0G~1.2G)の全炉心損傷頻度への寄与割合が約7割と高いことが要因であると考えられる。

また、各加速度区分の不確実さ解析の結果は、加速度が比較的低い区分1、2では、ランダム故障の寄与が比較的高いため、地震発生頻度とランダム故障の不確実さが寄与する。加速度が大きくなり区分4になると地震損傷の寄与が高くなり、条件付き損傷確率の不確実さが考慮されることでエラーファクタが68と大きくなった。更に加速度が大きくなった区分5では条件付き損傷確率の平均値が1に近づくため条件付き損傷確率の幅が高止まりしてエラーファクタが9.5に狭まったと考えられる。

g. 感度解析

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

本評価では、以下について感度解析を実施した。

- ・冗長設備の地震損傷の相関性に係る感度解析
- ・SA対策に係る感度解析
- ・将来対策を仮定した感度解析
- ・地震加速度の評価範囲に係る感度解析

(a) 冗長設備の相関性に係る感度解析

イ 解析条件

冗長となる機器について完全相関として評価していたが、この冗長の

機器について独立として評価した場合の感度解析を実施した。具体的には、FV 重要度が 0.01 以上の機器について独立として評価した。

ロ 解析結果

感度解析結果を第 3.1.3.2.1.4.9 表に示す。感度解析の全炉心損傷頻度は 8.8×10^{-7} (／炉年) となった。冗長系の SSC について、損傷の相関を完全相関から、完全独立とした場合の全炉心損傷頻度の低減割合は、約 50% となった。したがって、ベースケースで仮定している冗長系の SSC の完全相関の仮定は、炉心損傷頻度のオーダーに影響するほどではないことが分かった。

(b) SA対策に係る感度解析

イ 解析条件

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

ロ 解析結果

感度解析の全炉心損傷頻度は 3.8×10^{-6} (／炉年) となった。ベースケースと感度解析ケース (SA 対策なし) を比較した結果として、第 3.1.3.2.1.4.10 表に加速度区分ごとの CDF を、第 3.1.3.2.1.4.5 図に事故シーケンスグループごとの CDF を示す。全 CDF について、SA 対策により CDF は 54% 低減した。各区分についての CDF の低減割合について、区分 3 までは低減割合は 80% を超えている。一方、区分 4、区分 5 の低減割合は、約 50% となった。

これは、FV 重要度上位であるメタルクラッド開閉装置などの設備が、

SA 対策、SA 対策ではない緩和設備、どちらにも従属関係がある設備であること、地震動が大きくなると SA 対策を含め、様々な設備の機能喪失が発生することから、CDF のオーダーが変わるほどの大きな低減効果を得られなかったと考えられる。

(c) 将来対策を仮定した感度解析

イ 解析条件

将来の対策を仮定した解析として、メタルクラッド開閉装置のフラジリティを変更した評価を実施した。

今回のベースケースの結果から、メタルクラッド開閉装置の機能損傷が主要な事象として抽出された。ベースケースのメタルクラッド開閉装置では、アナログ式の保護継電器をフラジリティ評価対象部位としている。将来の対策として、当該部位を耐震性の高いデジタル式の保護継電器に交換することを想定し、メタルクラッド開閉装置のフラジリティを改善した場合の CDF の低減割合を把握することを目的とし、感度解析を実施した。

なお、メタルクラッド開閉装置の HCLPF はベースケースでは 0.82G (水平方向補正後) であるのに対し、本感度解析では 1.26G である。

ロ 解析結果

第 3.1.3.2.1.4.11 表に加速度区分ごとの CDF について、メタルクラッド開閉装置のフラジリティ改善前後を比較した結果を示す。解析の結果、CDF は 8.5×10^{-7} (／炉年) となり、約 50% の低減割合を示した。

(d) 地震加速度の評価範囲に係る感度解析

イ 解析条件

ベースケースでの地震動の評価対象範囲(0.2G～1.2G)よりも大きな加速度領域の影響を確認することを目的に、地震動の評価対象範囲を0.2G～1.4G までとした感度解析を実施した。

ロ 解析結果

感度解析の全炉心損傷頻度は 3.3×10^{-6} (／炉年)となった。また、本感度解析における主要な事象はベースケースと同じ結果となったことから、「3.1.3.4 PRA により抽出された追加措置」に示す追加措置への影響はない。

第3.1.3.2.1.4.1表 プラント損傷状態の定義

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

第3.1.3.2.1.4.2表 地震PRAの人的過誤確率の設定方針

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

第3.1.3.2.1.4.3表 加速度区分別の地震平均発生頻度

加速度区分	地震平均発生頻度(／炉年)
区分1(0.2G～0.4G)	9.6E-04
区分2(0.4G～0.6G)	1.4E-04
区分3(0.6G～0.8G)	3.5E-05
区分4(0.8G～1.0G)	1.1E-05
区分5(1.0G～1.2G)	4.1E-06

第3.1.3.2.1.4.4表 加速度区分別の炉心損傷頻度

加速度区分	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
区分1 (0.2G～0.4G)	1.6E-08	0.9
区分2 (0.4G～0.6G)	3.6E-09	0.2
区分3 (0.6G～0.8G)	8.7E-10	<0.1
区分4 (0.8G～1.0G)	4.6E-07	26.4
区分5 (1.0G～1.2G)	1.3E-06	72.4
合 計	1.7E-06	100.0

第3.1.3.2.1.4.5表 起因事象別の炉心損傷頻度

起因事象	炉心損傷頻度(／炉年)	寄与割合(%)
大破断LOCA	1.7E-09	<0.1
中破断LOCA	ε	<0.1
小破断LOCA	ε	<0.1
主給水管破断	ε	<0.1
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	6.3E-08	3.6
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	ε	<0.1
主給水流量喪失	1.3E-08	0.8
外部電源喪失	7.0E-07	40.5
原子炉補機冷却機能の全喪失	8.7E-07	50.3
ATWS	3.2E-08	1.9
大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	2.8E-08	1.6
原子炉建屋損傷	ε	<0.1
原子炉格納容器損傷	2.1E-08	1.2
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	ε	<0.1
合 計	1.7E-06	100.0

ε:1.0E-12(／炉年)未満

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)	寄与割合 (%)
2次冷却系からの除熱機能喪失	8.3E-08	4.8
全交流動力電源喪失	6.9E-07	40.1
原子炉補機冷却機能喪失	8.7E-07	50.4
原子炉格納容器の除熱機能喪失	ε	<0.1
原子炉停止機能喪失	3.2E-08	1.9
ECCS注水機能喪失	2.9E-08	1.7
ECCS再循環機能喪失	7.6E-11	<0.1
原子炉建屋損傷	ε	<0.1
原子炉格納容器損傷	2.1E-08	1.2
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	ε	<0.1
合 計	1.7E-06	100.0

ε:1.0E-12(／炉年)未満

第3.1.3.2.1.4.7表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
AED	3.8E-08	2.2
AEW	1.6E-09	<0.1
AEI	2.2E-08	1.3
ALC	ε	<0.1
SED	3.8E-07	21.7
SEW	ε	<0.1
SEI	ε	<0.1
SLW	1.2E-07	6.9
SLI	1.7E-09	<0.1
SLC	2.6E-09	0.1
TED	1.1E-06	66.0
TEW	2.8E-09	0.2
TEI	5.5E-09	0.3
G	ε	<0.1
B	2.1E-08	1.2
合計	1.7E-06	100.0

ε:1.0E-12(／炉年)未満

第3.1.3.2.1.4.8表 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%下限値	中央値	95%上限値	平均値	
区分1 (0.2G～0.4G)	3.5E-10	5.0E-09	4.7E-08	1.3E-08	1.2E+01
区分2 (0.4G～0.6G)	1.4E-10	1.4E-09	1.0E-08	3.0E-09	8.5E+00
区分3 (0.6G～0.8G)	4.2E-11	3.0E-10	2.5E-09	7.3E-10	7.7E+00
区分4 (0.8G～1.0G)	4.6E-10	3.8E-08	2.1E-06	4.4E-07	6.8E+01
区分5 (1.0G～1.2G)	5.0E-08	5.3E-07	4.6E-06	1.2E-06	9.5E+00
合 計	6.0E-08	6.3E-07	6.5E-06	1.6E-06	1.0E+01

第3.1.3.2.1.4.9表 冗長設備の相関性に係る感度解析結果

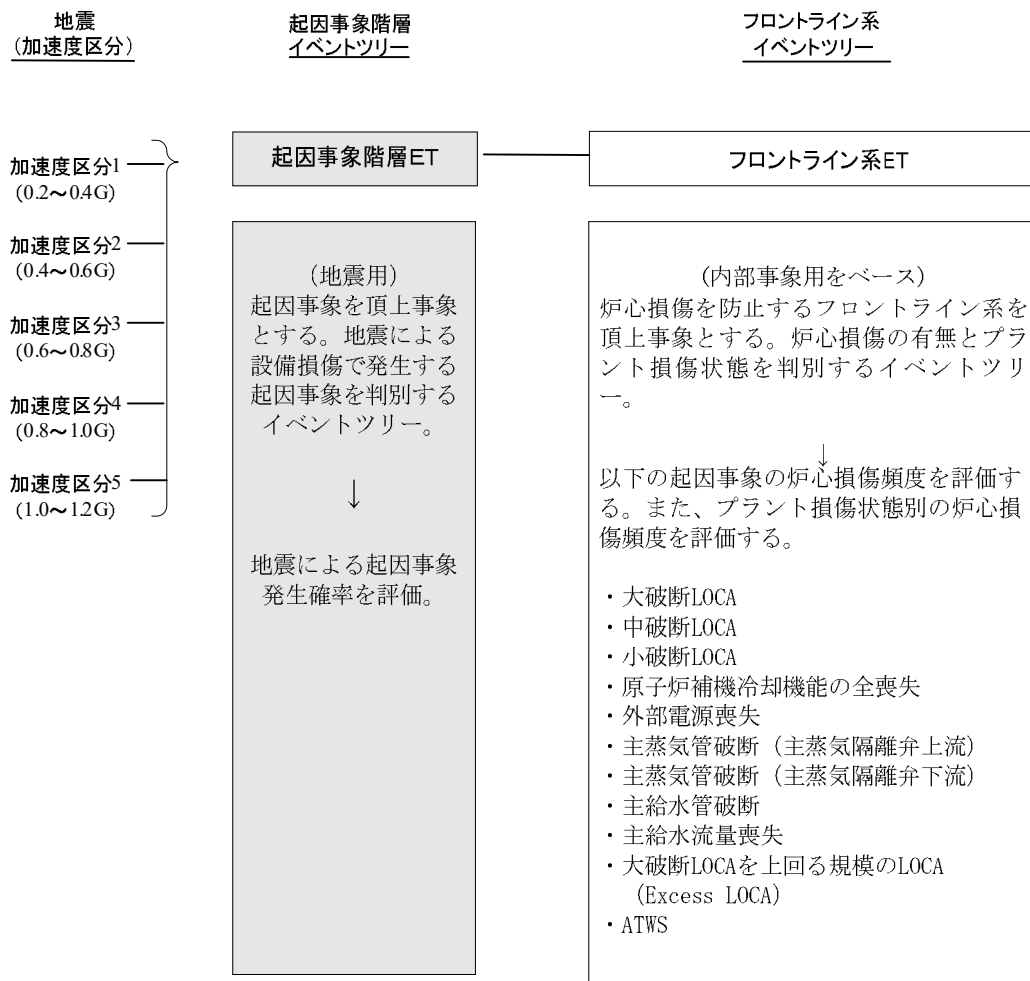
加速度区分	ベースケース(完全相関)		感度解析ケース(完全独立)	
	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
区分1(0.2G～0.4G)	1.6E-08	0.9	1.6E-08	1.8
区分2(0.4G～0.6G)	3.6E-09	0.2	3.6E-09	0.4
区分3(0.6G～0.8G)	8.7E-10	<0.1	8.7E-10	<0.1
区分4(0.8G～1.0G)	4.6E-07	26.4	1.2E-07	13.3
区分5(1.0G～1.2G)	1.3E-06	72.4	7.4E-07	84.4
合 計	1.7E-06	100.0	8.8E-07	100.0

第3.1.3.2.1.4.10表 SA対策に係る感度解析結果

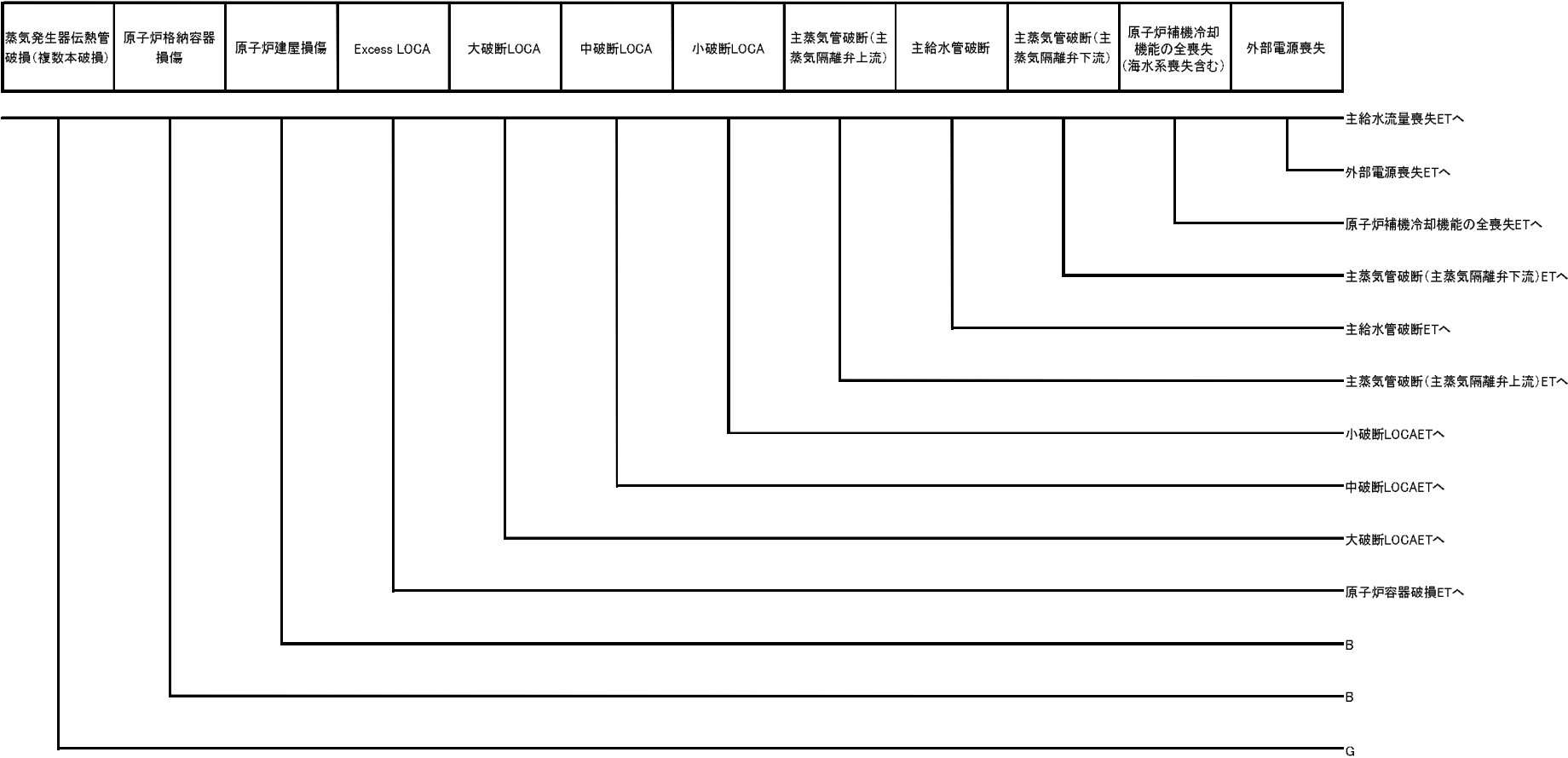
加速度区分	ベースケース(SA対策あり)		感度解析ケース(SA対策なし)	
	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
区分1(0.2G～0.4G)	1.6E-08	0.9	1.2E-07	3.3
区分2(0.4G～0.6G)	3.6E-09	0.2	2.2E-08	0.6
区分3(0.6G～0.8G)	8.7E-10	<0.1	5.8E-09	0.2
区分4(0.8G～1.0G)	4.6E-07	26.4	1.0E-06	27.2
区分5(1.0G～1.2G)	1.3E-06	72.4	2.6E-06	68.8
合 計	1.7E-06	100.0	3.8E-06	100.0

第3.1.3.2.1.4.11表 将来対策を仮定した感度解析結果

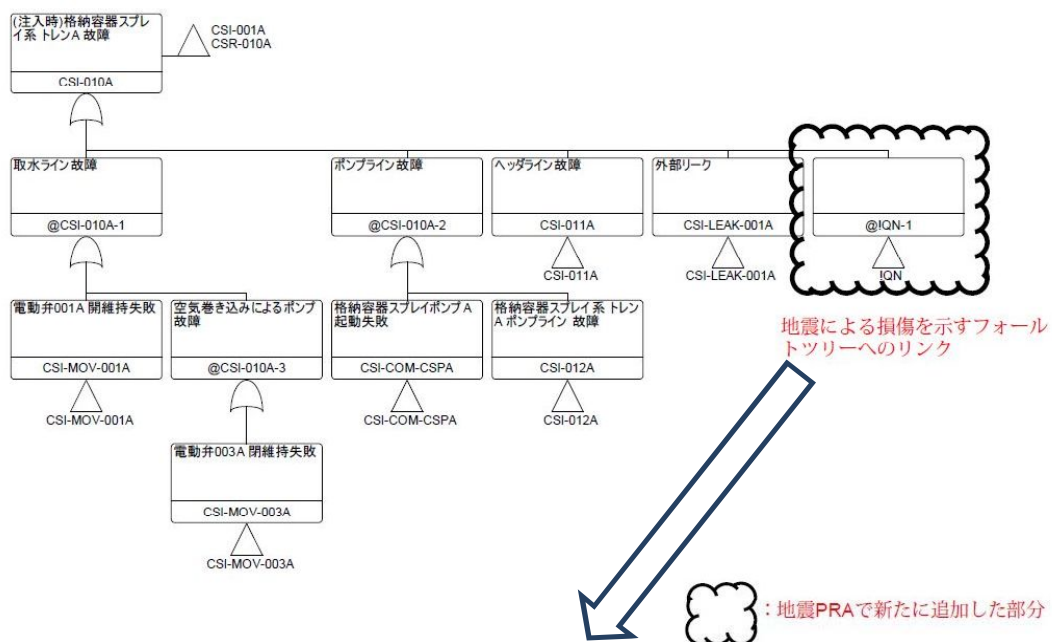
加速度区分	ベースケース(将来対策なし)		感度解析ケース(将来対策あり)	
	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
区分1(0.2G～0.4G)	1.6E-08	0.9	1.6E-08	1.8
区分2(0.4G～0.6G)	3.6E-09	0.2	3.6E-09	0.4
区分3(0.6G～0.8G)	8.7E-10	<0.1	8.7E-10	0.1
区分4(0.8G～1.0G)	4.6E-07	26.4	1.1E-07	12.5
区分5(1.0G～1.2G)	1.3E-06	72.4	7.2E-07	85.1
合 計	1.7E-06	100.0	8.5E-07	100.0



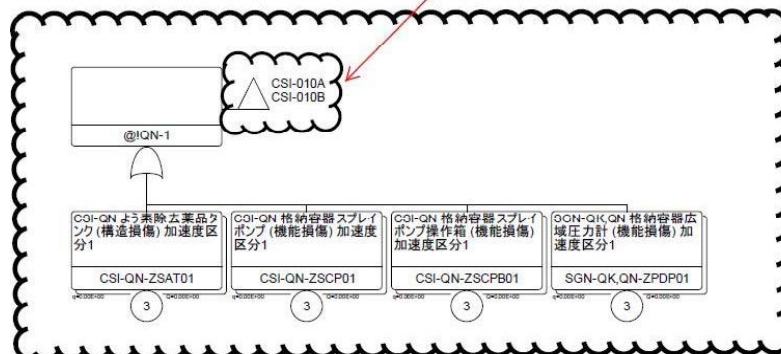
第3.1.3.2.1.4.1図 地震システム解析モデル(小イベントツリー)



第3.1.3.2.1.4.2図 起因事象階層イベントツリー



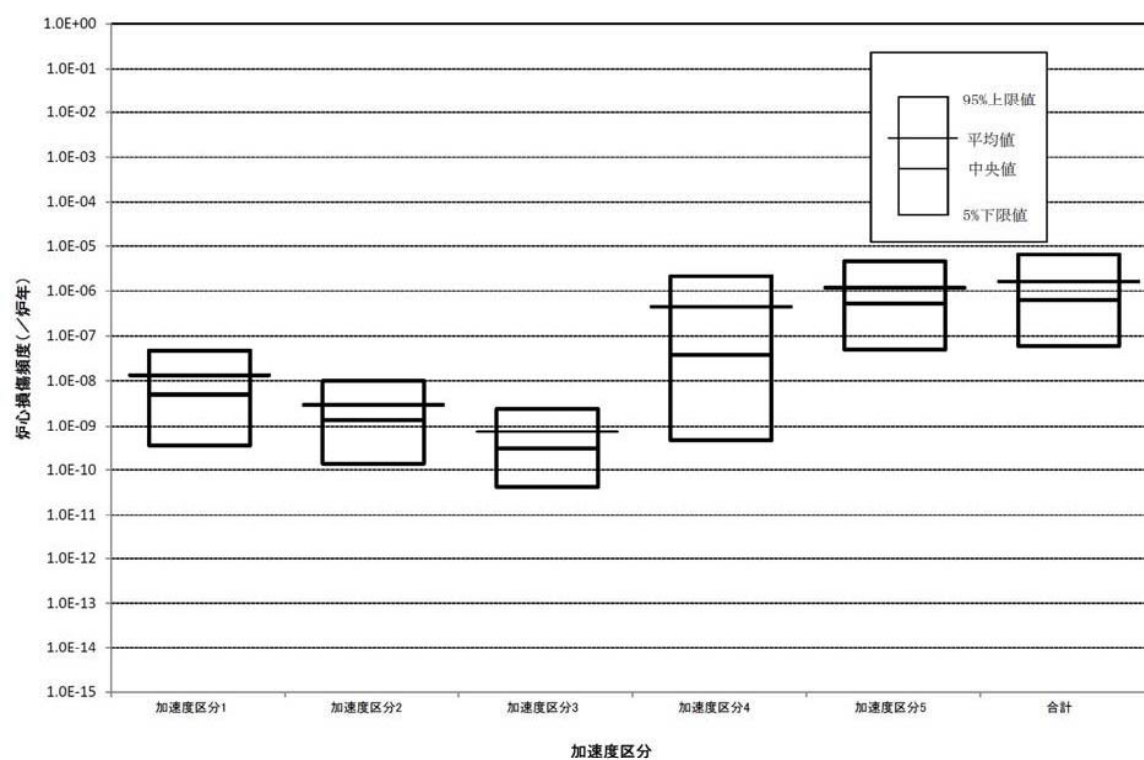
地震による損傷では、A系統もB系統も同時に損傷すること（完全相関）を想定しているため、A系統およびB系統の両方のフォールトツリーにリンクしている。



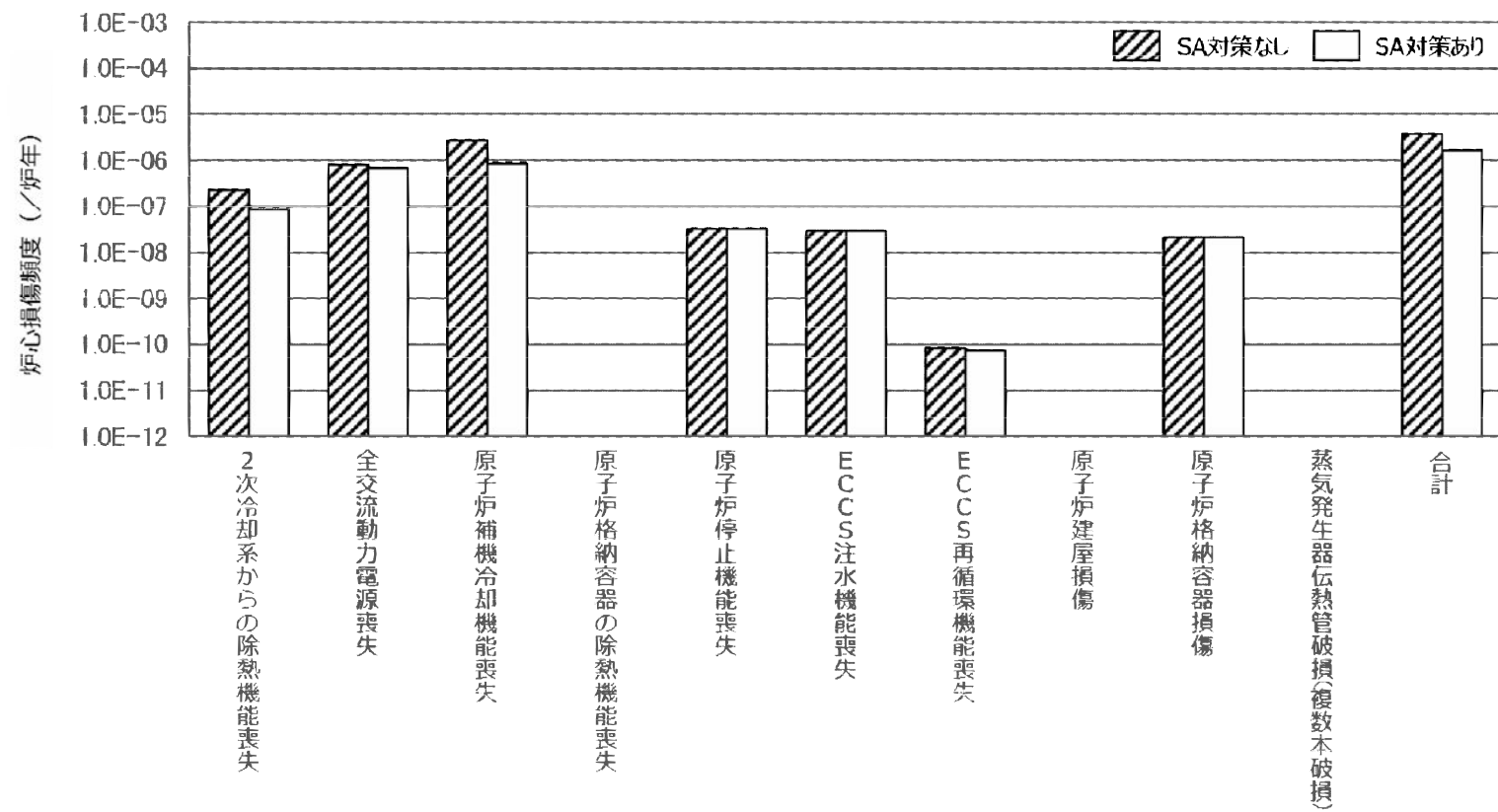
地震による損傷を示すフォールトツリー

：地震PRAで新たに追加した部分

第3.1.3.2.1.4.3図 フォールトツリー構築例



第3.1.3.2.1.4.4図 不確実さ解析結果



第3.1.3.2.1.4.5図 SA対策に係る事故シーケンスグループ別の感度解析結果

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

a. プラント損傷状態の分類

「3.1.3.2.1.4 (3) b. (a) プラント損傷状態の分類」に示す。

b. プラント損傷状態ごとの発生頻度

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

(2) 格納容器機能喪失モードの設定

地震時に特有な事象を考慮して、原子炉格納容器の機能喪失形態を分類するため、格納容器機能喪失モードを設定する。

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

格納容器機能喪失モードの設定に当たり、以下の検討を実施した。

a. 格納容器機能喪失モードの選定

地震時特有のPDSとしてG(蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))、B(原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷(座屈以外))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(座屈以外))については、内部事象出力運転時PRA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PRAで対象外であるインターフェイスシステムLOCA及び地震PRA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PRAと同様である。格納容器機能喪失モードの設定結果を第3.1.3.2.1.5.1表に示す。

(3) 事故シーケンスの分析

内部事象出力運転時レベル2PRAの検討に加えて地震による影響を考慮し、PDSごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全設備など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。

a. 事故シーケンスの特徴分析

(a) シビアアクシデント時の物理化学現象の分析

炉心損傷から格納容器機能喪失に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象を、各PDSを考慮して抽出し、発生条件及び発生後の事故進展を検討する。

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

但し、格納容器機能喪失モードの設定と同様に、内部事象出力運転時レベル2PRAの格納容器機能喪失モードにおいて、地震事象において対象外とされたPDSにのみ係る格納容器機能喪失モードであるインターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス(γ)に関連した物理化学現象については、地震出力運転時レベル2PRAでは発生しない。検討した結果を第3.1.3.2.1.5.2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2PRAで期待する緩和手段の地震出力運転時レベル2PRAでの扱いについて検討した結果を第3.1.3.2.1.5.3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2PRAでは、地震出力運転時レベル1PRAのイベントツリーに加えて、「ブリッジイベントツリー」、「格納容器イベントツリー」をリンキングする手法を用いる。地震の評価におけるイベントツリーのリンキングのイメージ図を第3.1.3.2.1.5.1図に示す。

(a) ブリッジイベントツリーの作成

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

(b) 格納容器イベントツリーの作成

格納容器イベントツリーは、炉心損傷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。地震出力運転時レベル1PRAで分類を行った炉心損傷時のPDSは、内部事象出力運転時レベル2PRAにおいて対象としているPDSからV(インターフェイスシステムLOCA)を除き、B(原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷(座屈以外))を追加したものである。また、地震出力運転時レベル2PRAでの評価対象機器への地震の影響(地震による機器損傷)はフォールトツリーでモデル化する。作成した格納容器イベントツリーを第3.1.3.2.1.5.2図に示す。

(4) 事故進展解析の実施

プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損などの事象の発生時期、シビアアクシデント時の物理化学現象による格納容器負荷を解析することで、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定に必要なデータを求める。

a. 解析対象事故シーケンスの選定

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

事故シーケンスの選定の考え方は、内部事象出力運転時レベル2PRAと同じである。内部事象出力運転時レベル2PRAで選定した代表事故シーケンスの地震時での妥当性について、第3.1.3.2.1.5.4表に示す地震時の各PDSの炉心損傷頻度の上位事故シーケンスを参考に確認した。

AED及びAEWのPDSについては、内部事象出力運転時レベル2PRAで選定した代表事故シーケンスと一致する事故シーケンスが、地震出力運転時レベル1PRAの上位5位までの事故シーケンスに含まれているため、地震出力運転時レベル2PRAの観点からも代表事故シーケンスは妥当と考えられる。その他のPDSの代表事故シーケンスについては、上位5位までの事故シーケンスに含まれていないが、代表事故シーケンスが上位の事故シーケンスよりも厳しい等の理由から、地震出力運転時レベル2PRAの観点からも内部事象出力運転時レベル2PRAで選定した代表事故シーケンスは妥当であると考えられる。

以上のことから、内部事象出力運転時レベル2PRAにおいて実施した事故進展解析の結果を地震出力運転時レベル2PRAにおいても参照する。

なお、地震特有のPDSであるG(蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))、

B(原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷(座屈以外))は、物理化学現象に係るヘディングは考慮しておらず、直接格納容器機能喪失に至るとしていることから、物理化学現象に係るヘディングの分岐確率の設定のための事故進展解析は不要である。

(5) 格納容器機能喪失頻度の定量化

a. 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定

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

また、建屋・機器フラジリティ、ランダム故障、人的過誤及び物理化学現象に関する分岐確率の不確かさを考慮し、当該分岐の確率分布を設定する。確率分布の設定の考え方は、建屋・機器フラジリティについては地震出力運転時レベル1PRAと同様である。その他、人的過誤に係る分布について地震の影響を考慮している以外は内部事象出力運転時レベル2PRAと同様の設定の考え方である。なお、ここで設定した確率分布は、格納容器機能喪失頻度及び放出カテゴリの発生頻度の不確実さ解析に用いる。

b. 格納容器機能喪失頻度の算出方法

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

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

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

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

上記の手法で、国内外で使用実績のある計算コードであるRiskSpectrum® PSAを使用して全格納容器機能喪失頻度を算出する。

c. 格納容器機能喪失頻度の解析

PDSごとに格納容器イベントツリーの定量化を行い、地震による格納容器機能喪失頻度を算出した。全格納容器機能喪失頻度は 1.5×10^{-6} (／炉年)となり、全炉心損傷頻度の 1.7×10^{-6} (／炉年)と比較して微減し、条件付き格納容器機能喪失確率は0.88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整理する。

(a) 地震動加速度区分別の格納容器機能喪失頻度

地震動加速度区分別の格納容器機能喪失頻度を第3.1.3.2.1.5.5表に示す。地震出力運転時レベル1PRAと同様に、地震動加速度区分別では、加速度区分5 (1.0G～1.2G)の格納容器機能喪失頻度による全体への寄与が最も大きい結果となった。

(b) プラント損傷状態別の格納容器機能喪失頻度

PDS別の格納容器機能喪失頻度を第3.1.3.2.1.5.6表に示す。地震出力運転時レベル1PRAでは、SBO又はLUHSによりTEDで炉心損傷に至る

頻度が高くなった。また、これらの事象はRCPシールLOCAを従属的に引き起こす可能性があるためSEDの炉心損傷頻度も高くなった。

SBOやLUHSに至ると炉心損傷後も原子炉格納容器の除熱が行えないため、炉心損傷頻度と同様にTEDとSEDの格納容器機能喪失頻度が高くなった。

「3.1.3.1.1.3(5)b. 格納容器機能喪失頻度の解析」に示すとおり、CDFの主要素が、レベル2PRAと共通する要素である場合、CCFPは高い値となる(AED、SED、SLW、TED:0.83～0.89)。また、CFFの主要素と共通する要素でない場合で炉心損傷に至っている場合も、内部事象と比較すると、地震による機器損傷(原子炉格納容器(座屈)など)が考慮されること、地震により人的過誤の失敗確率が高くなっていることも、CCFPを高くする要因となる。

CDFの主要素がレベル2PRAと共通する要素でない場合、CCFPは中程度となる(AEW、AEI、SLI:0.21～0.28)。内部事象と比較すると、地震による機器損傷(原子炉格納容器(座屈)など)が考慮されること、地震により人的過誤の失敗確率が高くなることから、CCFPが高くなっている。

(c) 格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度を第3.1.3.2.1.5.7表に示す。全格納容器機能喪失頻度(CFF)は 1.5×10^{-6} (/炉年)であり、格納容器機能喪失モードのうち、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)が 9.9×10^{-7} (/炉年)(寄与:約65.3%)、格納容器隔離失敗(β モード)が 4.5×10^{-7} (/炉年)(寄与:約29.3%)であり支配的となった。一方で、地震特有の格納容器機能喪失モードである炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失(χ モード)は $2.1 \times$

10^{-8} (／炉年)(寄与:約1.3%)と小さい。

(d) 格納容器健全性が維持される頻度

炉心損傷事故時において、格納容器健全性が維持される頻度は、格納容器健全に至る事故シーケンスの頻度を積算することによって算出した。その頻度は、 1.5×10^{-7} (／炉年)である。

d. 重要度解析

重要度解析として、地震出力運転時レベル1PRAと同様の手法を用いて全格納容器機能喪失頻度に対するFussell-Vesely(FV)重要度を評価した。FV重要度の定義については、「3.1.3.1.1.3 (5) c. 重要度解析」に示す。

FV重要度評価結果を参考資料に示す。

(6) 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化

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

a. 放出カテゴリの分類

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

地震時に特有な事象も考慮して選定した放出カテゴリを第3.1.3.1.1.3.22表に示す。選定に当たっては、格納容器バイパス、エナジェティック現象による破損及び格納容器先行破損は、独立した放出カテゴリとした。これらを踏まえて、第3.1.3.2.1.5.2図に示すように、格納容器イベントツリーで同定された全ての事故シーケンスを放出カテゴリに分類した。

b. 放出カテゴリごとの発生頻度

放出カテゴリに分類した全ての事故シーケンスの発生頻度を積算し、放出カテゴリごとに発生頻度を算出した。評価結果を第3.1.3.2.1.5.8表に示す。

放出カテゴリのうち、格納容器破損のその他の分類による放出カテゴリ(F3C)の発生頻度が最も大きく、 1.1×10^{-6} (／炉年)であった。これは、格納容器機能喪失モード別の発生頻度が大きい水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δモード)がこの放出カテゴリに含まれているためである。

(7) 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及び放出カテゴリの発生頻度の定量化を踏まえ、地震ハザード、建屋・機器フラジリティ、ランダム故障、人的過誤及び物理化学現象に関する分岐確率の不確かさに対し、モンテカルロ手法を用いて格納容器機能喪失頻度及び放出カテゴリの発生頻度の平均値及び不確実さ幅（エラーファクタ）を評価した。エラーファクタの定義については、「3.1.3.1.1.2 (7) d. 不確実さ解析」に示す。

加速度区分別の不確実さ解析の結果を第3.1.3.2.1.5.9表及び第3.1.3.2.1.5.3図に、加速度区分5 までを合計した格納容器機能喪失モード別の不確実さ解析結果を第3.1.3.2.1.5.10表及び第3.1.3.2.1.5.4図に示す。また、放出カテゴリ別の不確実さ解析結果を第3.1.3.2.1.5.11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エラーファクタは12となった。これは、各パラメータの不確実さの影響により、上限値と下限値の間に約144 倍の不確実さ幅があることを意味する。

各加速度区分の不確実さ解析の結果は、加速度が比較的低い区分1、2では、ランダム故障の寄与が比較的高いため、地震平均発生頻度とランダム故障の不確実さが寄与する。加速度が大きくなり区分4になると地震損傷の寄与が高くなり、条件付き損傷確率の不確実さが考慮されることでエラーファクタが95と大きくなった。更に加速度が大きくなった区分5では条件付き損傷確率の平均値が1に近づくため条件付き損傷確率の幅が高止まりしてエラーファクタが12に狭まったと考えられる。

また、格納容器機能喪失モード別の不確実さ解析結果は、TEDの配管クリーブ破損の分岐確率の不確実さが大きいため、TEDの寄与が支配的で配

管クリープ破損ありの場合に発生する可能性を考慮している原子炉容器内水蒸気爆発(α モード)のエラーファクタが突出して大きくなり、次いで、TEDの寄与が大きく配管クリープ破損なしの場合に発生する可能性を考慮している格納容器直接接触(μ モード)のエラーファクタが大きくなった。

さらに、放出カテゴリ別の不確かさ解析結果は、TEDの配管クリープ破損の分岐確率の不確かさが大きいいため、TEDの寄与が支配的で配管クリープ破損なしの場合に発生する可能性を考慮している格納容器バイパス(内的)(F1)のエラーファクタが最も大きくなり、次いで、原子炉格納容器(座屈以外)の分岐確率の不確かさが大きいいため、原子炉格納容器(座屈以外)の寄与が支配的な格納容器破損(外的)(F4)のエラーファクタが大きくなった。

b. 感度解析

地震出力運転時レベル1PRAと同様に、以下の3項目について感度解析を実施した。

- ・ 冗長設備の相関性に係る感度解析
- ・ SA対策に係る感度解析
- ・ 将来対策を仮定した感度解析

(a) 冗長設備の相関性に係る感度解析

イ 解析条件

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

ロ 解析結果

第3.1.3.2.1.5.12表にベースケース(完全相関)と感度解析ケース(完全独立)の加速度区分別の格納容器機能喪失頻度を比較した結果を示す。感度解析ケースの全格納容器機能喪失頻度は 6.9×10^{-7} (/炉年)となった。また、冗長系のSSCについて、損傷の相関を完全相関から完全独立としたときの加速度区分5までの合計の格納容器機能喪失頻度の低減割合は、約5割となった。したがって、ベースケースで冗長系のSSCを完全相関とした仮定は、格納容器機能喪失頻度のオーダーが変化するほどの影響を与えていないことが分かった。なお、相関性を完全独立としたSSCのFV 重要度と比較して、格納容器機能喪失頻度の低減幅がやや小さい結果となった。この理由は、高加速度区分では条件付き損傷確率が高くなっているため、完全独立として条件付き損傷確率を累乗しても、低減効果が小さくなるためと考えられる。

(b) SA対策に係る感度解析

イ 解析条件

SA対策によるリスク低減効果を把握することを目的として、SA対策に期待しない場合の格納容器機能喪失頻度を算出する。

ロ 解析結果

第3.1.3.2.1.5.13表にベースケース(SA対策あり)と感度解析ケース(SA対策なし)の加速度区分別の格納容器機能喪失頻度を比較した結果を示す。

感度解析ケースの全格納容器機能喪失度は 3.7×10^{-6} (/炉年)となった。SA対策の加速度区分5 までの合計の格納容器機能喪失頻度の低

減割合は、約6割となった。

また、第3.1.3.2.1.5.6図にベースケース(SA対策あり)と感度解析ケース(SA対策なし)の格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度を比較した結果を示す。

SA対策なしケースの大部分を占める格納容器隔離失敗(β モード)について、SA対策である格納容器隔離弁の手動閉止により格納容器機能喪失頻度は低減する。

水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)について、SA対策なしケースの場合には β モードとなっていたシーケンスが、SA対策である格納容器隔離弁の手動閉止によって格納容器隔離成功となり、 δ モードに至るシーケンスが増加する。

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)については、SA対策有無による違いはない。

(c) 将来対策を仮定した感度解析

イ 解析条件

将来の対策を仮定した解析として、メタルクラッド開閉装置のフラジリティを変更した評価を実施する。

今回のベースケースの結果から、メタルクラッド開閉装置の機能損傷が主要な事象として抽出された。将来、耐力の低いメタルクラッド開閉装置のフラジリティを改善した場合の改善後の格納容器機能喪失頻度の低減割合を把握する。なお、本感度解析におけるメタルクラッド開閉装置のフラジリティは「3.1.3.2.1.4 (7) g. (c) 将来対策を仮定した感度解析」に示したものと同一である。

ロ 解析結果

第3.1.3.2.1.5.14表に加速度区分別の格納容器機能喪失頻度について、メタルクラッド開閉装置の fragility 改善前後を比較した結果を示す。解析の結果、全格納容器機能喪失頻度は 6.3×10^{-7} (／炉年)となり、約6割の低減割合を示した。

第 3.1.3.2.1.5.1 表 格納容器機能喪失モードの設定(1/2)

項目	放出	原子炉格納容器の 状態		格納容器機能喪失 モード	記号	概要
格納 容器 機能 喪失 モード 分類	漏えい	格納容器健全		格納容器健全	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)	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		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス
				インターフェイスシステム LOCA	v	インターフェイスシステム LOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
		格納容器 隔離失敗		格納容器隔離失敗	β	事故後に原子炉格納容器の隔離に失敗
			炉心損傷 に先立つ 地震による 格納容器 先行機能 喪失	原子炉格納容器損傷 (座屈以外)	χ	地震による原子炉格納容器損傷(座屈以外)
				原子炉建屋損傷		地震による原子炉建屋損傷に伴う格納容器機能喪失
		格納 容器 破損	早期 格納 容器 破損	原子炉容器内 水蒸気爆発	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	原子炉容器外での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって原子炉格納容器が破損
				格納容器雰囲気 直接加熱	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溶融炉心が直接接触して原子炉格納容器が破損

注) ハッチング箇所は地震 PRA にて考慮しない格納容器機能喪失モード

第 3.1.3.2.1.5.1 表 格納容器機能喪失モードの設定(2/2)

項目	放出	原子炉格納容器 の状態		格納容器機能喪失 モード	記号	概要
格納 容器 機能 喪失 モード 分類	後期 放出	格納 容器 破損	後期 格納 容器 破損	水素燃焼 (原子炉容器破損後後期)	γ ”	水素燃焼又は水素爆轟(原子 炉容器破損後後期)によって 原子炉格納容器が破損
				ベースマツト溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作 用でベースマツトが溶融貫通
				格納容器過温破損	τ	原子炉格納容器の貫通部が 過温で破損
				水蒸気・非凝縮性ガス蓄積 による過圧破損	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積に よって準静的加圧で原子炉格 納容器が破損
				水蒸気蓄積による 格納容器先行破損	θ	水蒸気蓄積によって準静的加 圧で原子炉格納容器が炉心 損傷前に破損

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 (1/2)

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
インターフェイスシステム LOCA	・プラント損傷状態で定義されるインター フェイスシステムLOCA	ν モードによる格納容器機能喪失
格納容器先行破損	・プラント損傷状態で定義される格納 容器先行破損	θ モードによる格納容器機能喪失
配管クリープ破損	・1次系高压(高温側配管、サージライ ン破損)	1次系減圧
温度誘因蒸気発生器 伝熱管破損	・1次系高压(温度誘因蒸気発生器伝 熱管破損)	gモードによる格納容器機能喪失
原子炉容器内水蒸気爆発	・溶融炉心が原子炉容器下部ヘッド へ落下 ・1次系低压	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%下方伝ば ・水蒸気濃度55vol%以下	γ 、 γ' 、 γ'' モードによる格納容器 機能喪失の可能性
原子炉容器破損	・炉心溶融進展が炉心への注水により 停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出
溶融物分散放出	・原子炉容器破損時に1次系高压	溶融炉心の原子炉下部キャビティ外 への放出
原子炉下部キャビティ内 水量	・燃料取替用水が原子炉格納容器内 に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の 接触
原子炉容器外水蒸気爆発	・原子炉容器破損時に溶融炉心が重 力落下 ・溶融炉心落下質量大	η モードによる格納容器機能喪失 の可能性
格納容器雰囲気直接加熱	・溶融物分散放出あり	σ モードによる格納容器機能喪失 の可能性
格納容器直接接触	・溶融物分散放出あり	μ モードによる格納容器機能喪失 の可能性
溶融炉心冷却	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内に溶融炉心 落下	溶融炉心・コンクリート相互作用の継 続

注) ハッチング箇所は地震 PRA にて考慮しない事象

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 (2/2)

物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展
ベースマツト溶融貫通	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内の溶融炉心冷却に失敗	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 ・原子炉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 地震出力運転時レベル 2PRA でモデル化する
シビアアクシデント対策

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

第 3.1.3.2.1.5.4 表 代表事故シーケンス発生頻度の寄与割合(1/2)

プラント損傷状態		ドミナントシーケンス			代表事故シーケンス	
PDS	CDF	上位 5 位まで	CDF	比較 ^{*1}	シーケンス	CDF 寄与割合
AED	3.8E-08	原子炉容器破損＋格納容器スプレイ注入失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗	1.7E-08		大破断 LOCA＋ECCS 注入失敗 ＋格納容器スプレイ注入失敗	1.6E-09
		ATWS1(主給水流量喪失＋トリップ失敗)＋主蒸気隔離失敗＋タービントリップ失敗＋高圧注入失敗 ＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	1.6E-08			
		ATWS2(負荷の喪失＋トリップ失敗)＋原子炉圧力上昇の抑制失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗 ＋格納容器スプレイ注入失敗	2.7E-09			4.3%
		大破断 LOCA＋低圧注入失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	1.6E-09	○		
		—	ε			
AEW	1.6E-09	ATWS2(負荷の喪失＋トリップ失敗)＋原子炉圧力上昇の抑制失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	4.9E-10		大破断 LOCA＋ECCS 再循環失 敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	7.1E-11
		原子炉容器破損＋格納容器スプレイ再循環失敗	4.3E-10			
		ATWS2(負荷の喪失＋トリップ失敗)＋原子炉圧力上昇の抑制失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	2.5E-10			4.6%
		原子炉容器破損＋格納容器スプレイ注入失敗	2.2E-10			
		大破断 LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	7.1E-11	○		
AEI	2.2E-08	ATWS2(負荷の喪失＋トリップ失敗)＋原子炉圧力上昇の抑制失敗	1.1E-08		大破断 LOCA＋ECCS 注入失敗	—
		原子炉容器破損	9.6E-09			
		ATWS1(主給水流量喪失＋トリップ失敗)＋主蒸気隔離失敗＋タービントリップ失敗	1.6E-09			—
		ATWS2(負荷の喪失＋トリップ失敗)＋原子炉圧力上昇の抑制失敗＋高圧注入失敗	1.8E-10			
		大破断 LOCA＋蓄圧注入失敗	1.3E-11			
SED	3.8E-07	原子炉補機冷却機能の全喪失＋RCP シール LOCA＋2 次系強制冷却失敗	1.3E-07		小破断 LOCA＋ECCS 注入失敗＋ 格納容器スプレイ注入失敗	—
		外部電源喪失(PORV-LOCA 無+AFW 成功)＋非常用所内電源喪失＋外部電源の復旧失敗＋RCP シール LOCA＋大容量空冷式発電機からの給電失敗	1.2E-07			
		原子炉補機冷却機能の全喪失＋RCP シール LOCA＋常設電動注入ポンプ失敗	3.3E-08			—
		原子炉補機冷却機能の全喪失＋補助給水失敗＋加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA	3.2E-08			
		外部電源喪失(PORV-LOCA 発生)＋非常用所内電源喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA＋補 助給水失敗	3.0E-08			
SEW	ε	—	ε		—	—
		—	ε			
		—	ε			—
		—	ε			
		—	ε			
SEI	ε	—	ε		—	—
		—	ε			
		—	ε			—
		—	ε			
		—	ε			

*1:「○」代表事故シーケンスと一致。

ε :1.0E-12(／炉年)未満

第 3.1.3.2.1.5.4 表 代表事故シーケンス発生頻度の寄与割合 (2/2)

プラント損傷状態		ドミナントシーケンス			代表事故シーケンス	
PDS	CDF	上位 5 位まで	CDF	比較 ^{*1}	シーケンス	CDF 寄与割合
SLW	1.2E-07	原子炉補機冷却機能の全喪失+RCP シール LOCA+移動式大容量ポンプ車の確立失敗	7.7E-08		小破断 LOCA+ECCS 再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	—
		原子炉補機冷却機能の全喪失+RCP シール LOCA+低圧再循環(海水)失敗	2.9E-08			
		原子炉補機冷却機能の全喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA+低圧再循環(海水)失敗	5.1E-09			
		原子炉補機冷却機能の全喪失+RCP シール LOCA+高圧再循環(海水)失敗	3.2E-09			—
		外部電源喪失(PORV-LOCA 無+AFW 成功)+非常用所内電源喪失+外部電源の復旧失敗+RCP シール LOCA+移動式大容量ポンプ車の確立失敗	3.0E-09			
SLI	1.7E-09	外部電源喪失(DG 成功)+補助給水失敗+低圧再循環失敗	7.5E-10		小破断 LOCA+ECCS 再循環失敗	—
		主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)+主蒸気隔離失敗+低圧再循環失敗	4.5E-10			
		外部電源喪失(DG 成功)+補助給水失敗+高圧再循環失敗	2.0E-10			
		主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)+主蒸気隔離失敗+高圧再循環失敗	1.3E-10			—
		主給水流量喪失+補助給水失敗+低圧再循環失敗	1.1E-10			
TED	1.1E-06	外部電源喪失(PORV-LOCA 無+AFW 成功)+非常用所内電源喪失+外部電源の復旧失敗+大容量空冷式発電機からの給電失敗	4.7E-07		全交流動力電源喪失+補助給水 作動失敗	6.3E-08
		原子炉補機冷却機能の全喪失+2 次系強制冷却失敗	3.7E-07			
		原子炉補機冷却機能の全喪失+補助給水失敗	1.6E-07			
		外部電源喪失(PORV-LOCA 無+AFW 失敗)+非常用所内電源喪失+補助給水失敗+外部電源の復旧失敗	6.3E-08	○		5.5%
		主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)+主蒸気隔離失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	5.9E-08			
TEW	2.8E-09	外部電源喪失(DG 成功)+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	1.4E-09		全給水喪失+格納容器スプレイ再 循環失敗	—
		主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)+主蒸気隔離失敗+加圧器逃がし弁強制開失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	9.3E-10			
		外部電源喪失(DG 成功)+補助給水失敗+加圧器逃がし弁強制開失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	2.8E-10			
		主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)+主蒸気隔離失敗+加圧器逃がし弁強制開失敗+格納容器スプレイ注入失敗	5.2E-11			—
		外部電源喪失(DG 成功)+補助給水失敗+加圧器逃がし弁強制開失敗+格納容器スプレイ注入失敗	3.1E-11			
TEI	5.5E-09	外部電源喪失(DG 成功)+補助給水失敗+加圧器逃がし弁強制開失敗	2.3E-09		全給水喪失	—
		主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)+主蒸気隔離失敗+加圧器逃がし弁強制開失敗	1.8E-09			
		外部電源喪失(DG 成功)+補助給水失敗+高圧注入失敗	7.7E-10			
		主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)+主蒸気隔離失敗+高圧注入失敗	5.2E-10			—
		外部電源喪失(DG 成功)+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗	1.1E-10			

*1:「○」代表事故シーケンスと一致。

第 3.1.3.2.1.5.5 表 地震動加速度区分別の格納容器機能喪失頻度

プラント 損傷状態	格納容器機能喪失頻度(／炉年)					
	区分 1	区分 2	区分 3	区分 4	区分 5	合計
	0.2G～0.4G	0.4G～0.6G	0.6G～0.8G	0.8G～1.0G	1.0G～1.2G	0.2G～1.2G
AED	ε	ε	ε	5.6E-11	3.2E-08	3.2E-08
AEW	ε	ε	ε	ε	3.6E-10	3.6E-10
AEI	1.1E-12	ε	ε	6.8E-11	6.1E-09	6.2E-09
ALC	ε	ε	ε	ε	ε	ε
SED	2.6E-09	6.3E-10	1.4E-10	8.3E-08	2.4E-07	3.3E-07
SEW	ε	ε	ε	ε	ε	ε
SEI	ε	ε	ε	ε	ε	ε
SLW	1.5E-09	3.5E-10	7.3E-11	2.6E-08	7.0E-08	9.9E-08
SLI	ε	ε	ε	ε	3.4E-10	3.4E-10
SLC	2.2E-11	ε	ε	6.7E-10	1.9E-09	2.6E-09
TED	1.0E-08	2.5E-09	6.4E-10	3.1E-07	7.0E-07	1.0E-06
TEW	2.4E-10	7.2E-11	7.6E-12	ε	2.5E-09	2.8E-09
TEI	3.2E-10	3.1E-11	3.1E-12	ε	5.2E-09	5.5E-09
G	ε	ε	ε	ε	ε	ε
B	ε	ε	ε	ε	2.1E-08	2.1E-08
合計	1.5E-08	3.6E-09	8.7E-10	4.2E-07	1.1E-06	1.5E-06

ε:1.0E-12(／炉年)未満

第 3.1.3.2.1.5.6 表 プラント損傷状態別の格納容器機能喪失頻度

プラント 損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与 割合 (%)	条件付き 格納容器 機能喪失確率	格納容器 機能喪失頻度 (／炉年)	寄与 割合 (%)
AED	3.8E-08	2.2	0.85	3.2E-08	2.1
AEW	1.6E-09	<0.1	0.23	3.6E-10	<0.1
AEI	2.2E-08	1.3	0.28	6.2E-09	0.4
ALC	ε	<0.1	—	ε	<0.1
SED	3.8E-07	21.7	0.87	3.3E-07	21.6
SEW	ε	<0.1	—	ε	<0.1
SEI	ε	<0.1	—	ε	<0.1
SLW	1.2E-07	6.9	0.83	9.9E-08	6.5
SLI	1.7E-09	<0.1	0.21	3.4E-10	<0.1
SLC	2.6E-09	0.1	1.00	2.6E-09	0.2
TED	1.1E-06	66.0	0.89	1.0E-06	67.3
TEW	2.8E-09	0.2	1.00	2.8E-09	0.2
TEI	5.5E-09	0.3	1.00	5.5E-09	0.4
G	ε	<0.1	—	ε	<0.1
B	2.1E-08	1.2	1.00	2.1E-08	1.4
合計	1.7E-06	100.0	0.88 ^{*1}	1.5E-06	100.0

ε:1.0E-12(／炉年)未満

*1:プラント損傷状態(PDS)別条件付き格納容器機能喪失確率(CCFP)を合計したものでなく、格納容器機能喪失頻度(CFF)の合計を炉心損傷頻度(CDF)の合計で除した値

第 3.1.3.2.1.5.7 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	格納容器機能喪失頻度(／炉年)					
	区分 1	区分 2	区分 3	区分 4	区分 5	合計
	0.2G～0.4G	0.4G～0.6G	0.6G～0.8G	0.8G～1.0G	1.0G～1.2G	0.2G～1.2G
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	ε	ε	ε	1.7E-11	2.7E-11	4.5E-11
β (格納容器隔離失敗)	1.3E-08	3.2E-09	7.9E-10	2.8E-08	4.0E-07	4.5E-07
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	ε	ε	ε	ε	ε
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	ε	ε	ε	ε	ε
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後後期))	ε	ε	ε	1.4E-10	1.2E-09	1.4E-09
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	1.5E-09	3.5E-10	7.3E-11	3.7E-07	6.2E-07	9.9E-07
ε (ベースマット溶融貫通)	ε	ε	ε	2.0E-08	3.1E-08	5.1E-08
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	2.2E-11	ε	ε	6.7E-10	1.9E-09	2.6E-09
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	ε	ε	ε	5.7E-11	1.5E-10	2.1E-10
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0	0	0	0	0	0
g (蒸気発生器伝熱管破損)	ε	ε	ε	9.6E-10	2.0E-09	2.9E-09
τ (格納容器過温破損)	ε	ε	ε	1.5E-09	2.1E-09	3.6E-09
μ (格納容器直接接触)	ε	ε	ε	1.2E-11	1.3E-11	2.5E-11
χ (炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失)	ε	ε	ε	ε	2.1E-08	2.1E-08
合 計	1.5E-08	3.6E-09	8.7E-10	4.2E-07	1.1E-06	1.5E-06

 ε : 1.0E-12 (／炉年) 未満

第 3.1.3.2.1.5.8 表 放出カテゴリ別発生頻度

原子炉格納容器 の状態		分類	放出カテゴリ 記号	発生頻度 (／炉年)	寄与 割合 (%)
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	内的	F1	2.9E-09	0.2
		外的	F2	ε	<0.1
	格納容器 破損	エナジェティック	F3A	1.7E-09	<0.1
		先行破損	F3B	2.6E-09	0.2
		その他	F3C	1.1E-06	62.9
		外的	F4	2.1E-08	1.2
	隔離失敗	—	F5	4.5E-07	26.7
健全(設計漏えい)		—	F6	1.5E-07	8.7

ε :1.0E-12(／炉年)未満

第 3.1.3.2.1.5.9 表 不確実さ解析結果(地震加速度区分別)

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%下限値	中央値	95%上限値	平均値	
区分 1(0.2G～0.4G)	1.7E-10	4.6E-09	4.6E-08	1.3E-08	1.7E+01
区分 2(0.4G～0.6G)	1.1E-10	1.3E-09	9.9E-09	3.0E-09	9.6E+00
区分 3(0.6G～0.8G)	4.0E-11	2.9E-10	2.4E-09	6.9E-10	7.7E+00
区分 4(0.8G～1.0G)	2.1E-10	1.9E-08	1.9E-06	3.9E-07	9.5E+01
区分 5(1.0G～1.2G)	3.0E-08	3.7E-07	4.1E-06	9.6E-07	1.2E+01
合計	3.8E-08	4.3E-07	5.8E-06	1.4E-06	1.2E+01

第 3.1.3.2.1.5.10 表 不確実さ解析結果(格納容器機能喪失モード別)

格納容器 機能喪失 モード	格納容器機能喪失頻度(／炉年)				エラー ファクタ
	5%下限値	中央値	95%上限値	平均値	
α	3.4E-31	1.3E-12	2.3E-10	5.1E-11	2.6E+10
β	1.5E-08	1.6E-07	1.8E-06	4.4E-07	1.1E+01
γ	—	—	—	—	—
γ'	—	—	—	—	—
γ''	9.2E-13	6.1E-11	2.0E-09	4.8E-10	4.7E+01
δ	4.8E-09	1.2E-07	3.7E-06	7.6E-07	2.8E+01
ε	8.1E-11	5.7E-09	3.5E-07	6.8E-08	6.5E+01
θ	1.7E-11	3.8E-10	7.8E-09	1.9E-09	2.1E+01
η	6.9E-13	2.6E-11	5.3E-10	1.2E-10	2.8E+01
σ	0	0	0	0	—
g	4.1E-15	4.1E-11	2.2E-07	8.0E-08	7.4E+03
τ	3.8E-14	1.8E-11	3.1E-09	1.1E-09	2.9E+02
μ	1.6E-19	7.4E-15	1.6E-11	7.0E-12	1.0E+04
χ	3.2E-15	1.4E-10	8.2E-08	2.0E-08	5.1E+03
合計	3.8E-08	4.3E-07	5.8E-06	1.4E-06	1.2E+01

第3.1.3.2.1.5.11表 不確実さ解析結果(放出カテゴリ別)

原子炉格納容器の状態		分類	放出カテゴリー記号	発生頻度(／炉年)				エラーファクタ
				5%下限値	中央値	95%上限値	平均値	
格納容器機能喪失	格納容器バイパス	内的	F1	4.5E-15	4.2E-11	2.2E-07	8.1E-08	7.0E+03
		外的	F2	—	—	—	—	—
	格納容器破損	エナジェティック	F3A	4.6E-12	1.5E-10	2.7E-09	6.5E-10	2.4E+01
		先行破損	F3B	1.7E-11	3.8E-10	7.6E-09	1.8E-09	2.1E+01
		その他	F3C	4.9E-09	1.3E-07	4.1E-06	8.3E-07	2.9E+01
		外的	F4	3.2E-15	1.4E-10	8.2E-08	2.0E-08	5.1E+03
	隔離失敗	—	F5	1.5E-08	1.6E-07	1.8E-06	4.4E-07	1.1E+01
健全(設計漏えい)		—	F6	1.0E-09	1.9E-08	2.7E-07	6.3E-08	1.6E+01

第 3.1.3.2.1.5.12 表 冗長設備の相関性に係る感度解析結果

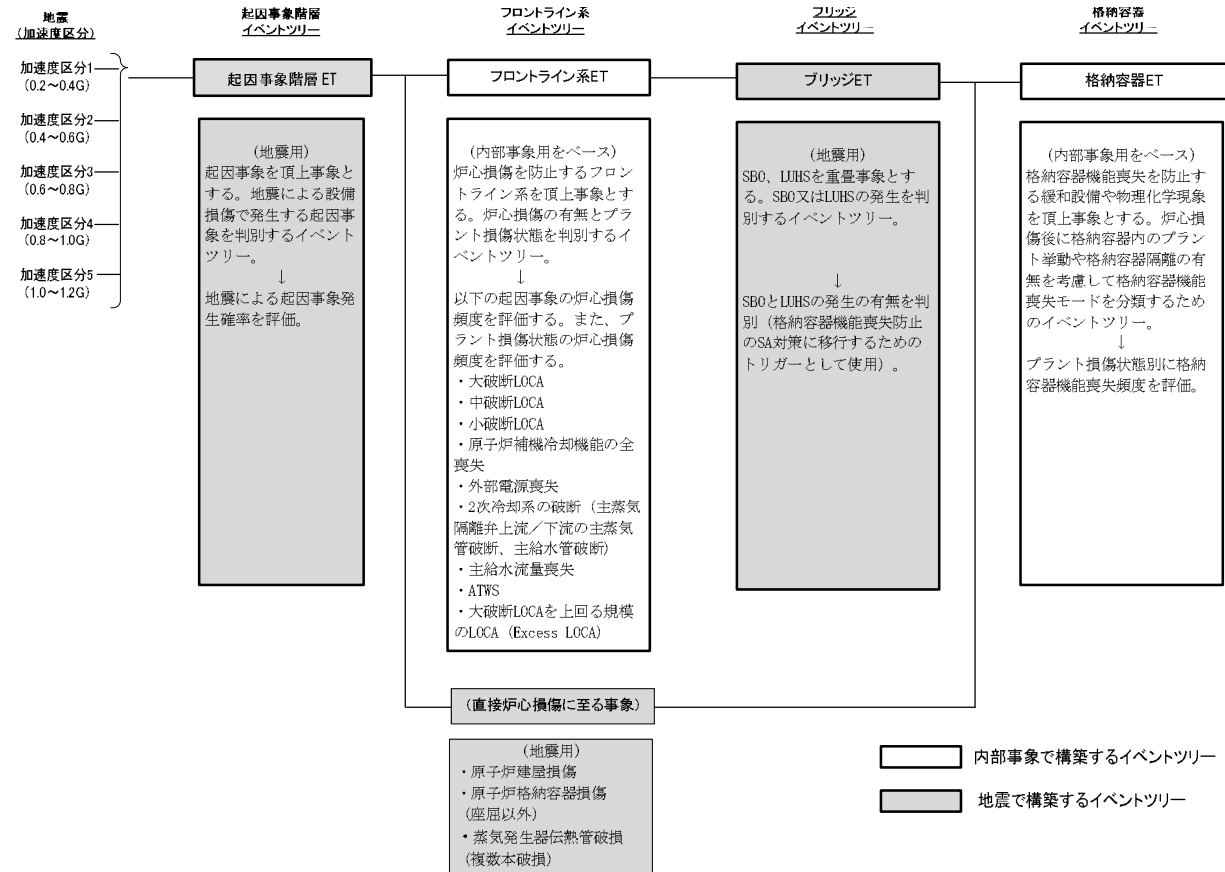
加速度区分	ベースケース (完全相関)		感度解析ケース (完全独立)	
	格納容器 機能喪失頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)	格納容器 機能喪失頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
区分 1 (0.2G～0.4G)	1.5E-08	1.0	1.5E-08	2.2
区分 2 (0.4G～0.6G)	3.6E-09	0.2	3.6E-09	0.5
区分 3 (0.6G～0.8G)	8.7E-10	<0.1	8.7E-10	0.1
区分 4 (0.8G～1.0G)	4.2E-07	27.6	8.0E-08	11.6
区分 5 (1.0G～1.2G)	1.1E-06	71.1	5.9E-07	85.6
合 計	1.5E-06	100.0	6.9E-07	100.0

第 3.1.3.2.1.5.13 表 SA 対策に係る感度解析結果

加速度区分	ベースケース (SA 対策あり)		感度解析ケース (SA 対策なし)	
	格納容器 機能喪失頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)	格納容器 機能喪失頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
区分 1 (0.2G～0.4G)	1.5E-08	1.0	1.2E-07	3.4
区分 2 (0.4G～0.6G)	3.6E-09	0.2	2.2E-08	0.6
区分 3 (0.6G～0.8G)	8.7E-10	<0.1	5.8E-09	0.2
区分 4 (0.8G～1.0G)	4.2E-07	27.6	1.0E-06	27.7
区分 5 (1.0G～1.2G)	1.1E-06	71.1	2.5E-06	68.2
合 計	1.5E-06	100.0	3.7E-06	100.0

第 3.1.3.2.1.5.14 表 将来対策を仮定した感度解析結果

加速度区分	ベースケース (将来対策なし)		感度解析ケース (将来対策あり)	
	格納容器 機能喪失頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)	格納容器 機能喪失頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
区分 1 (0.2G～0.4G)	1.5E-08	1.0	1.5E-08	2.4
区分 2 (0.4G～0.6G)	3.6E-09	0.2	3.6E-09	0.6
区分 3 (0.6G～0.8G)	8.7E-10	<0.1	8.7E-10	0.1
区分 4 (0.8G～1.0G)	4.2E-07	27.6	6.9E-08	10.9
区分 5 (1.0G～1.2G)	1.1E-06	71.1	5.4E-07	86.0
合 計	1.5E-06	100.0	6.3E-07	100.0



第 3.1.3.2.1.5.1 図 地震出力運転時 PRA におけるシステム評価の流れ

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

注 1) 後図の継続記号の—は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2) 格納容器機能喪失モード：

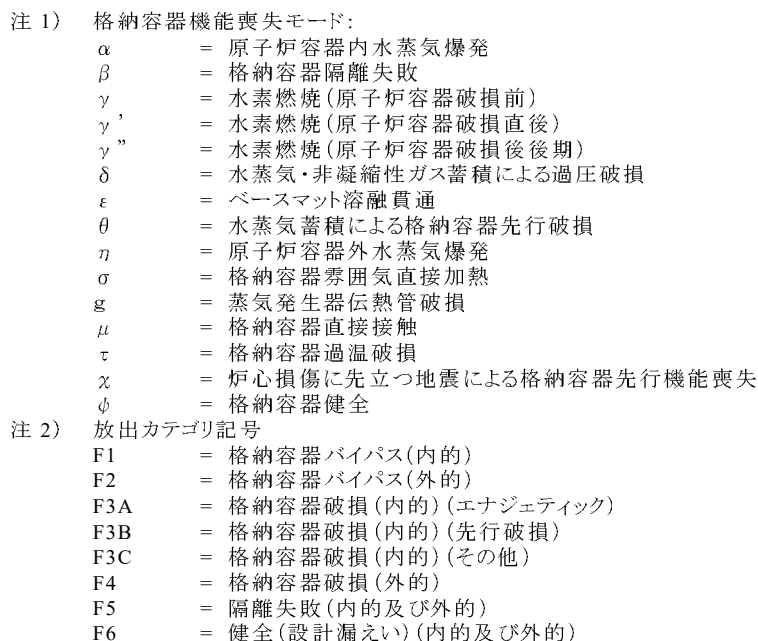
- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後後期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマツト熔融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- χ = 炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失
- φ = 格納容器健全

注 3) 放出カテゴリ記号

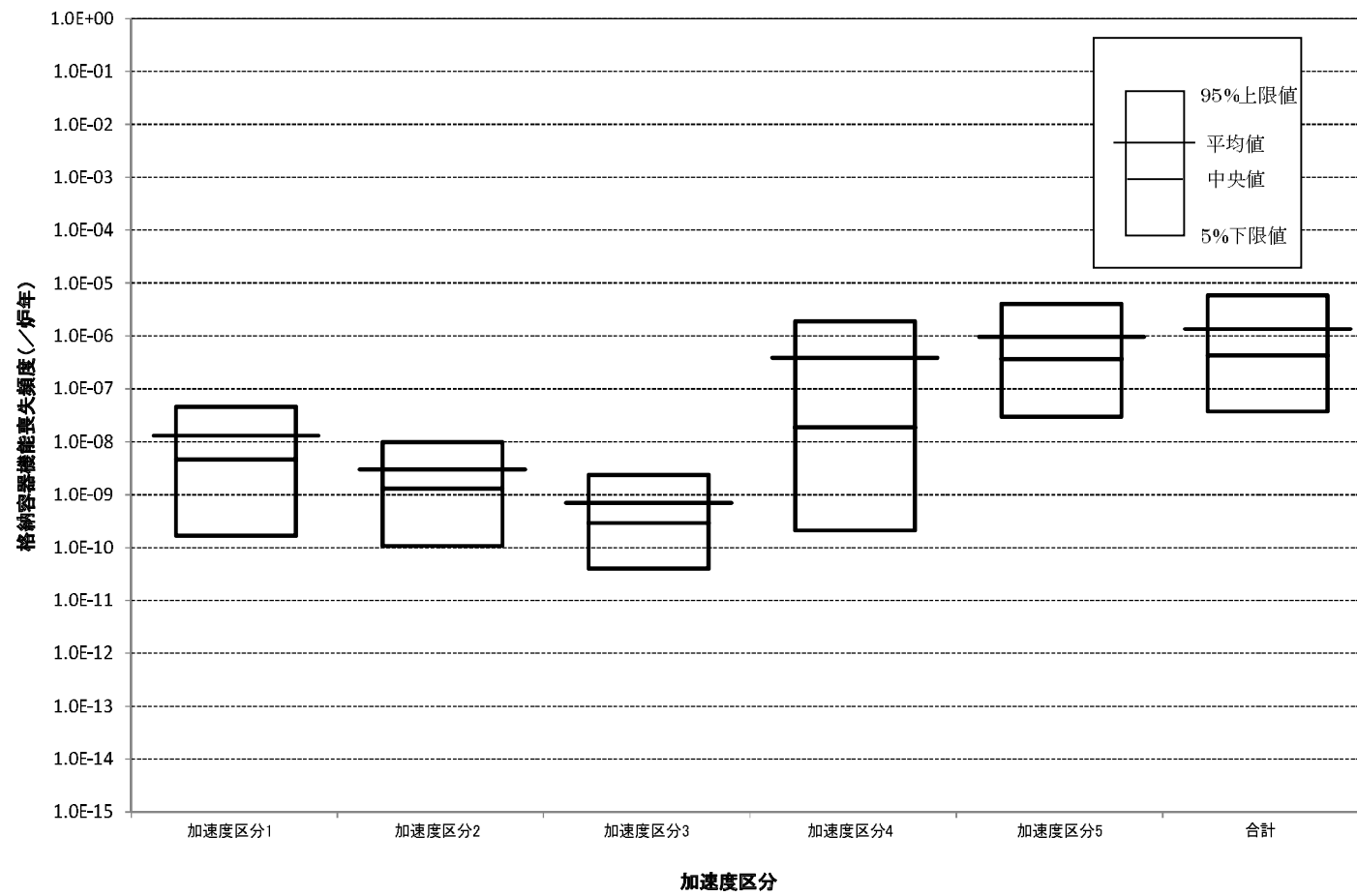
- F1 = 格納容器バイパス(内的)
- F2 = 格納容器バイパス(外的)
- F3A = 格納容器破損(内的)(エナジェティック)
- F3B = 格納容器破損(内的)(先行破損)
- F3C = 格納容器破損(内的)(その他)
- F4 = 格納容器破損(外的)
- F5 = 隔離失敗(内的及び外的)
- F6 = 健全(設計漏えい)(内的及び外的)

(b) 原子炉容器破損直後

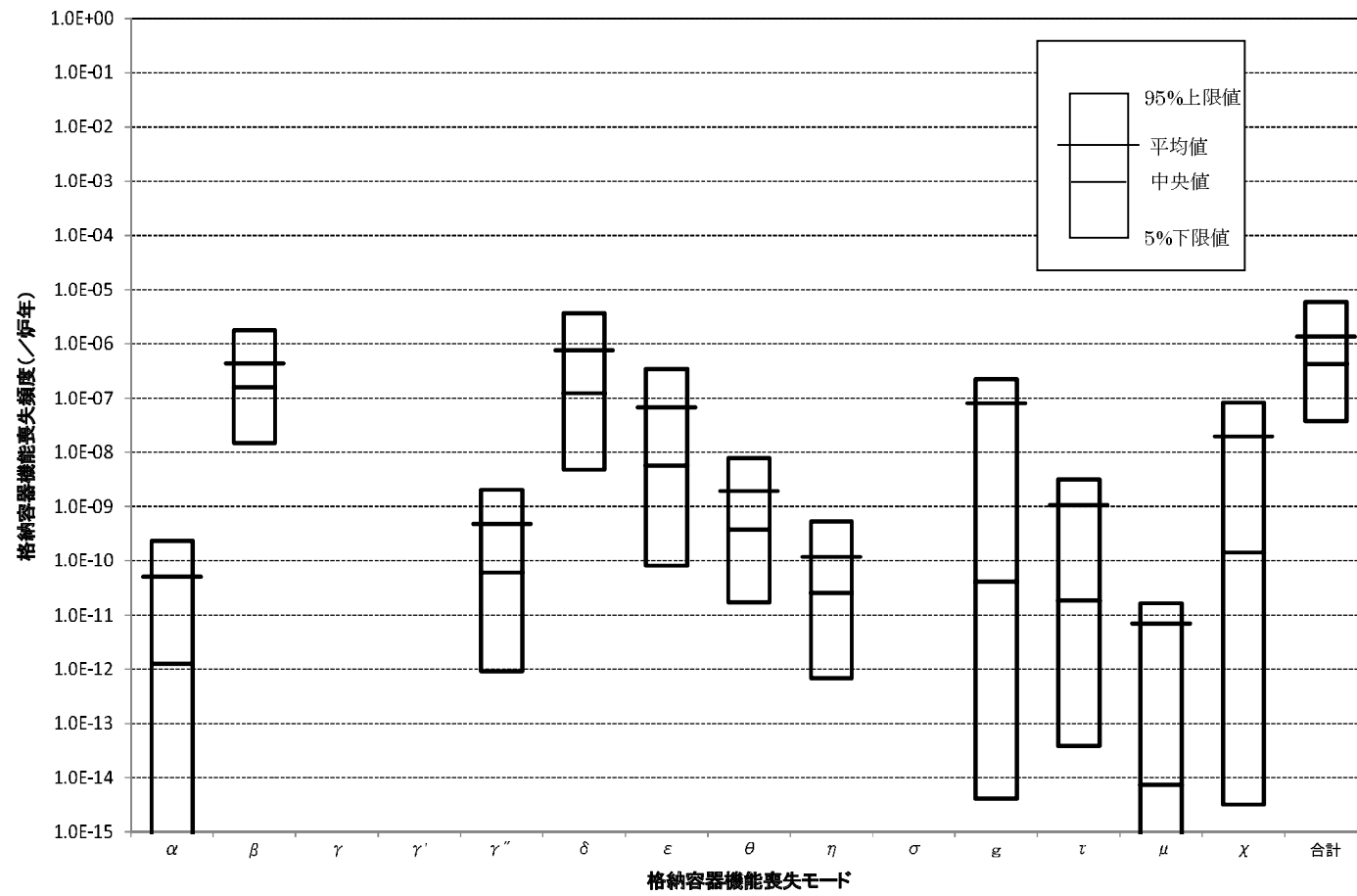
第 3.1.3.2.1.5.2 図 格納容器イベントツリー (2/3)



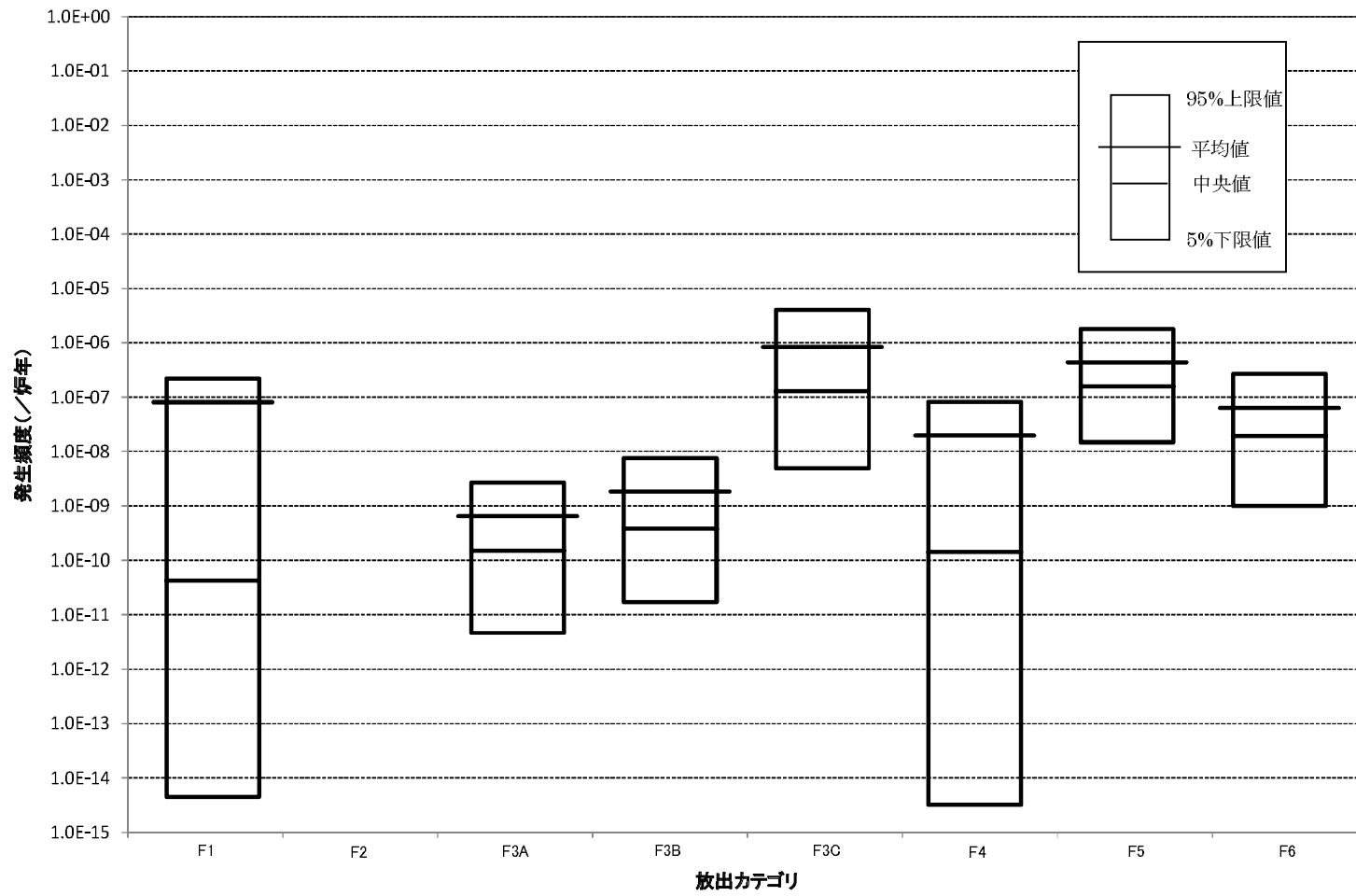
3.1.3.2.1.5-37



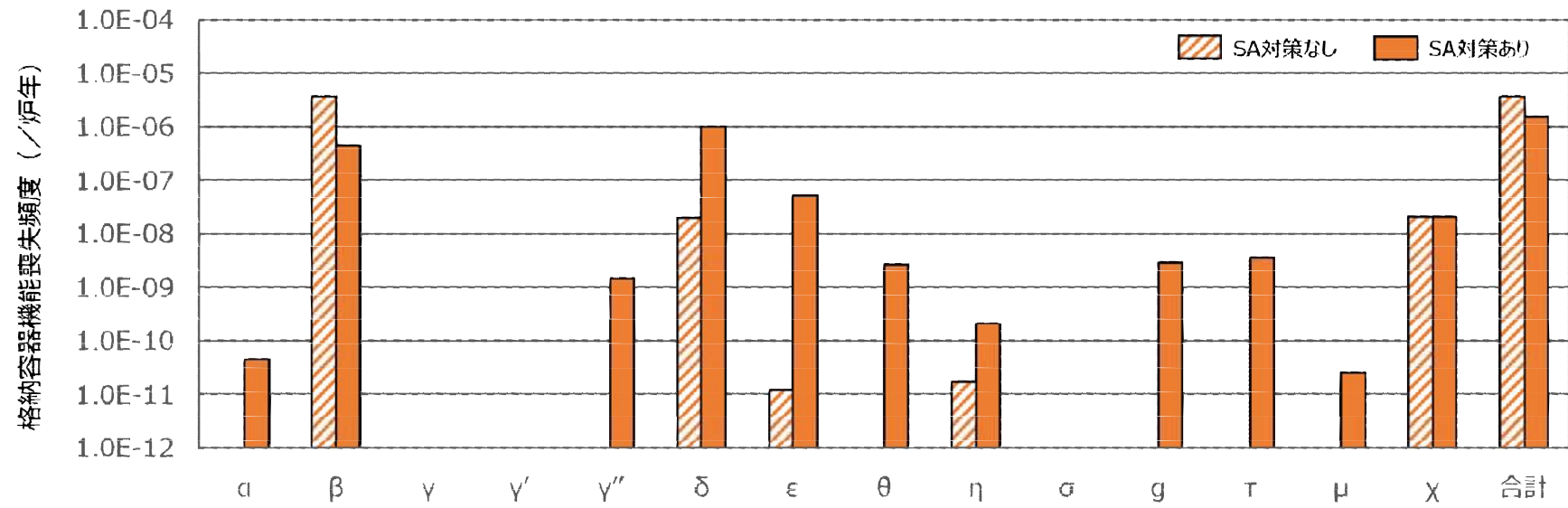
第 3.1.3.2.1.5.3 図 不確かさ解析結果（地震加速度区分別）



第 3.1.3.2.1.5.4 図 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 不確実さ解析結果 (放出カテゴリ別)



第 3.1.3.2.1.5.6 図 SA 対策に係る感度解析結果

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解析

放出カテゴリごとに解析対象事故シーケンスを選定し、ソースターム解析を行う。ソースターム解析として、各放出カテゴリの Cs-137 の放出量を定量化する評価も考えられるが、格納容器機能喪失時のソースタームを定量化する上で重要な原子炉格納容器の破損規模・形態等に係る知見や破損箇所から放出された核分裂生成物 (FP) の沈着・移行挙動に係る知見が不足しており、十分な精度の定量化ができないため、本評価においては、安全性向上評価のリスク指標である「Cs-137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度」に着目した評価を行う。なお、Cs-137 放出量が 100TBq を超えることを確認した放出カテゴリについては、放出量を 100TBq 以上とする。

a. 解析対象事故シーケンスの選定

放射性物質の放出に至る事故シーケンスに対して、主に予想される放出量に基づいて、ソースターム解析対象とする代表的な事故シーケンスを選定する。

(a) 格納容器バイパスの代表事故シーケンス

放出カテゴリ「格納容器バイパス」(第3.1.3.1.1.3.22表の①及び②)に分類されるPDSとしてはG (SGTR (起因))、V (IS-LOCA) 及びS** / T** (TI-SGTR) が挙げられる。いずれの事象も放出量が厳しいがFP放出経路及び放出量の特徴を踏まえ、比較的放出量が大きいと考えられるG (SGTR (起因)) のシーケンスを代表事故シーケンスとする。

(b) 内的格納容器破損(エナジェティック)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(エナジェティック)(第3.1.3.1.1.3.22表の③-a)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

(c) 内的格納容器破損(先行破損)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(先行破損)(第3.1.3.1.1.3.22表の③-b)に分類されるPDSはALC、SLCが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設CVスプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

(d) 内的格納容器破損(その他)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(その他)(第3.1.3.1.1.3.22表の③-c)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設CVスプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

(e) 外的格納容器破損の代表事故シーケンス

外的格納容器破損(第3.1.3.1.1.3.22表の④)に分類されるPDSはBである。本PDSは地震により原子炉建屋又は原子炉格納容器が破損する際に1次系の損傷が起こるものである。1次系の損傷としては、Excess LOCAに至る可能性があるが、放出挙動の観点からはAEDと同様であるため、代表

事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

(f) 格納容器隔離失敗の代表事故シーケンス

格納容器隔離失敗(第3.1.3.1.1.3.22表の⑤)に分類されるPDSは全てが含まれる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

(g) 格納容器健全の代表事故シーケンス

格納容器健全(第3.1.3.1.1.3.22表の⑥)に分類されるPDSはAED、AEW、AEI、SED、SEW、SEI、SLW、SLI、TED、TEW、TEIとなる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

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

b. ソースタームの解析

放出カテゴリごとに、代表事故シーケンスに沿ってソースタームを解析する。ソースターム解析は、シビアアクシデント解析コードであるMAAPコードを用いて行った。MAAPコードでは、炉心溶融に伴う燃料からのFPの放出及びFPの状態変化・輸送等がモデル化されており、燃料及び溶融炉心からの放射性物質の放出(原子炉容器内での燃料からの放射性物質放出量の時間変化、溶融炉心・コンクリート相互作用における放射性物質放出量の時間変化等)、

原子炉冷却系内の挙動(原子炉冷却系内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化等)、原子炉格納容器内の挙動(原子炉格納容器内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化等)を考慮した解析を行い、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合(炉心内蓄積量比)を事象進展に応じて評価することが可能である。ここでは、格納容器機能喪失頻度評価における事故進展解析の結果を用いる。

本評価では、核分裂生成物等を12のグループに分け、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合を求める。原子炉格納容器の機能が維持されている場合は、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合に別途アニュラス空気浄化設備の効果を考慮して環境への放射性物質の放出量を求める。なお、アニュラス空気浄化設備が起動して、アニュラス部内の負圧が達成するまでの間は、アニュラス空気浄化設備のフィルタによる低減効果に期待できないため、評価では、原子炉格納容器からアニュラス部内に放出された放射性物質は、アニュラス部内に保持され、アニュラス空気浄化設備の設計流量と同じ流量で大気中に放出されたとする。原子炉格納容器の機能が喪失している場合は、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合をそのまま環境への放射性物質の放出割合とし、炉心内蓄積量を乗じて環境への放射性物質の放出量とする。

Cs-137放出量は、12のグループのうち、Gr2(CsI)及びGr6(CsOH)の解析結果を使用する。

(a) 格納容器健全の放出量評価

放出放射エネルギー評価条件を第3.1.3.2.1.6.1表に、評価イメージを第3.1.3.2.1.6.1図に示す。また、解析の結果を第3.1.3.2.1.6.2図に示す。事故後7日時点のCs-137放出量は約3.2TBqとなり、100TBqを下回ってい

る。

(b) 格納容器機能喪失の放出量評価

格納容器機能喪失に関するソースタームを既存の知見より定性的に評価した結果、いずれの放出カテゴリにおいても100TBqを超過することを確認した。

c. 放出カテゴリごとのソースタームと発生頻度

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

放出カテゴリの発生頻度とソースタームとを対応させて結果をまとめたものを第3.1.3.2.1.6.2表に示す。事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は 1.5×10^{-6} (/炉年)となった。

また、格納容器健全の放出量評価結果について、事故発生後約19分の炉心溶融に伴い放射性物質の放出が開始されるが、事故発生後78分のアニュラス負圧達成により放出率は大きく低下しており、格納容器健全の維持とあいまって放射性物質の大規模放出には至らないことから、当該放出カテゴリの解析結果として整合していることを確認した。

(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」に示す。

第 3.1.3.2.1.6.1 表 ソースターム(放出量)評価条件表(格納容器健全)(1/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
評価事象	大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水喪失を考慮する)*	原子炉格納容器の機能が維持されているシーケンスのうち、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質量が多くなり、被ばく評価上厳しくなる事象
炉心熱出力	100%(2,652MWt)×1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定
原子炉運転時間	最高40,000時間	燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定
サイクル数 (バッチ数)	4	
炉心内蓄積量	ORIGEN2.1に基づく	—
原子炉格納容器内への放出割合	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着速度	MAAP解析に基づく	—
スプレイによるエアロゾルの除去	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器からの漏えい率	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部:97% アニュラス部外:3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定
アニュラス部体積	11,200m ³	アニュラス部体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に設定
アニュラス部からの放出流量	226m ³ /min	アニュラス空気浄化設備ファン流量の設計値を設定

*:SA 対策として代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却を考慮

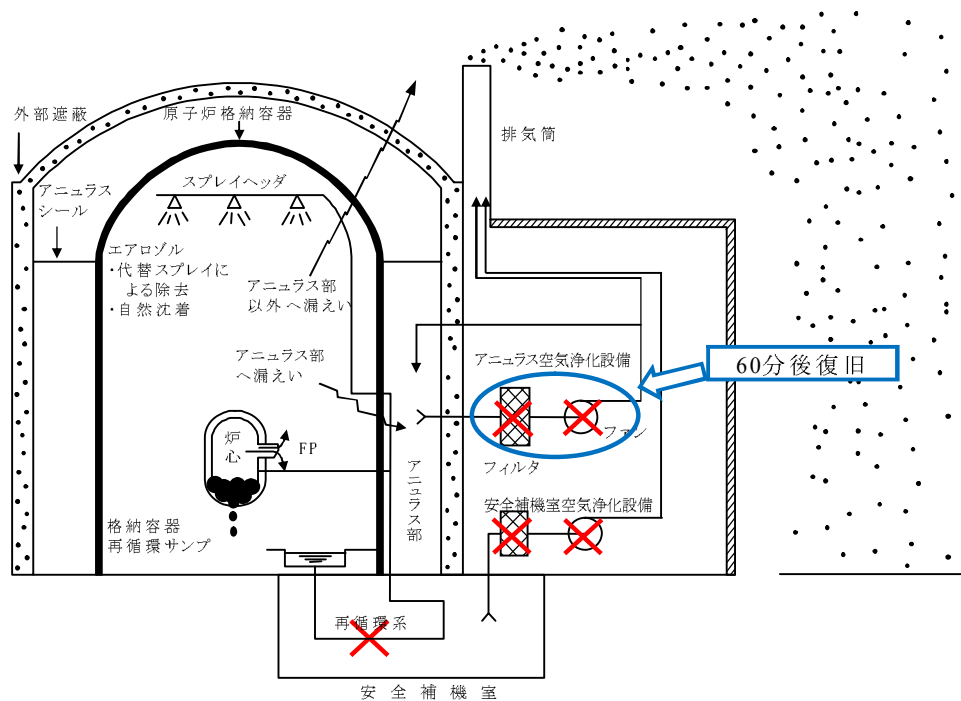
第 3.1.3.2.1.6.1 表 ソースターム(放出量)評価条件表(格納容器健全)(2/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
アニュラス負圧達成時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値(起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分) 起動遅れ時間60分は、大容量空冷式発電機による電源回復操作及びポンペによるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定
事故の評価期間	7日	少なくとも外部支援がないものとして7日間と設定
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0～78分: 0% 78分～ :99%	設計上期待できる値を設定

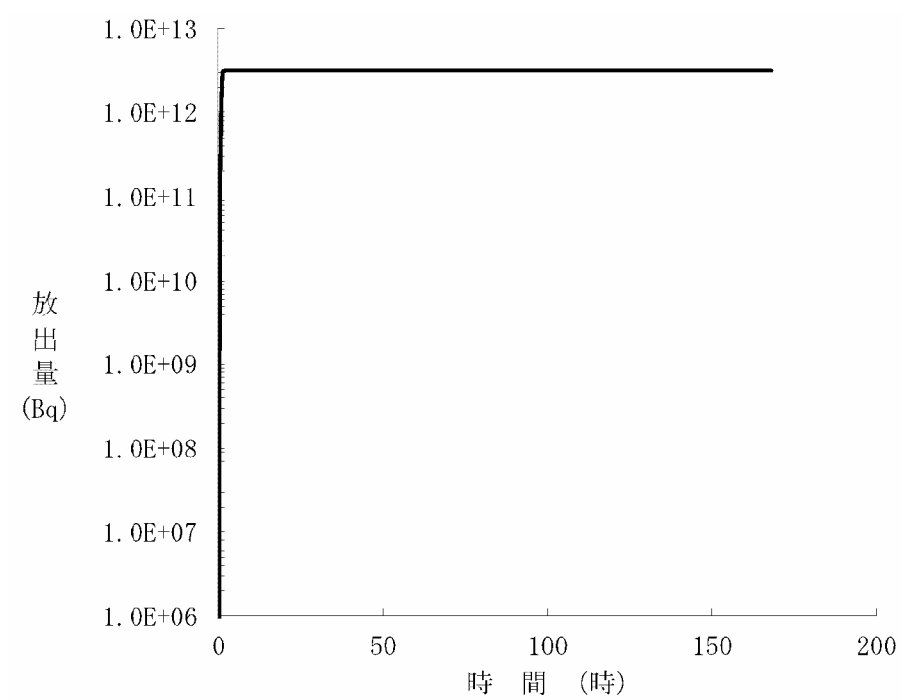
第 3.1.3.2.1.6.2 表 放出カテゴリごとの Cs-137 放出量の評価結果

原子炉格納容器の状 態		分類	放出カテゴリ 記号	発生頻度 (／炉年)		ソースターム解析結 果 (Cs-137放出量 の定量的結果又は 定性的結果) (TBq)
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	内的	F1	2.9E-09	1.5E-06	>100
		外的	F2	ε		>100
	格納容器 破損	エナジェ ティック	F3A	1.7E-09		>100
		先行破損	F3B	2.6E-09		>100
		その他	F3C	1.1E-06		>100
		外的	F4	2.1E-08		>100
	隔離失敗	－	F5	4.5E-07		>100
健全(設計漏えい)		－	F6	1.5E-07	3.2E+00	

ε: 1.0E-12 (／炉年) 未満



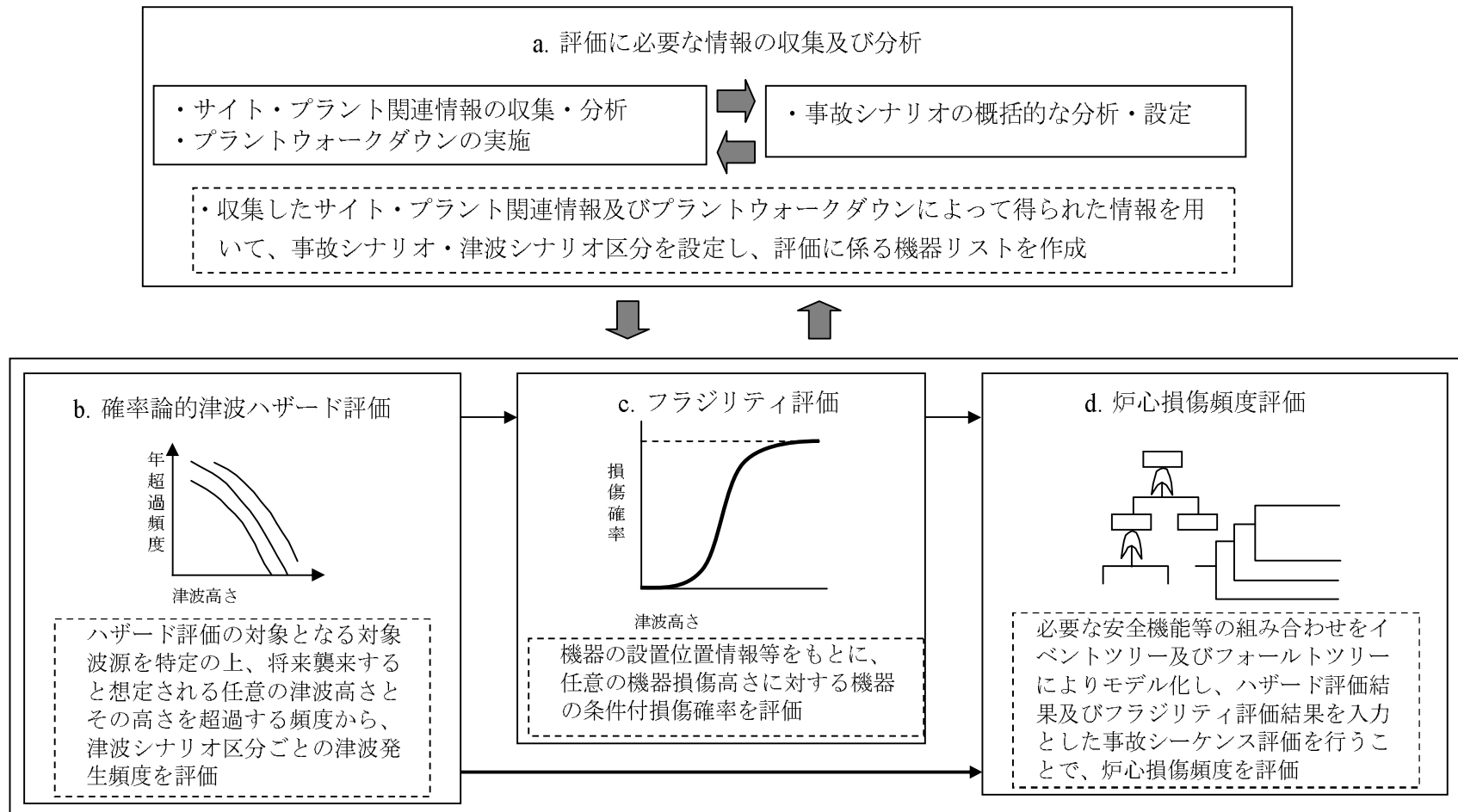
第 3.1.3.2.1.6.1 図 放出放射能量評価イメージ



第 3.1.3.2.1.6.2 図 Cs-137 積算放出量の推移

3.1.3.2.2 津波出力運転時 PRA

津波出力運転時 PRA(以下「津波 PRA」という。)は、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2011」(以下「津波 PRA 学会標準」という。)及びレベル 2PSA 学会標準を参考に評価を実施した。なお、今回の津波 PRA では、津波単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波(重畳事象)等は対象としていない。津波出力運転時レベル 1PRAの評価フローを第 3.1.3.2.2.1 図に示す。



第3.1.3.2.2.1図 津波出力運転時レベル1PRAの評価フロー

3.1.3.2.2.1 評価に必要な情報の収集及び分析

出力運転時 PRA の「3.1.3.1.1.1(1) 発電用原子炉の情報の収集」における収集及び分析に加え、以下を実施した。

(1) サイト・プラント情報の収集・分析

a. 耐津波設計関連情報及び津波被害情報等の収集及び分析

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

- ・東北地方太平洋沖地震等では、広範囲の地域で津波による被災が確認されていることから、津波 PRA では災害後の外部支援の困難さを考慮して評価期間を7日間としている。
- ・東北地方太平洋沖地震では、地震発生時のトリップ信号により、サイトに津波が襲来する前の自動停止に成功していることを踏まえ、津波 PRA においても津波襲来前の原子炉停止に期待している。

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

b. プラント・ウォークダウン

(a) 実施目的

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

(b) 実施計画

津波PRAにおいて調査対象とするSSC及び建屋開口部シーンを第3.1.3.2.2.1.1図のフローに従い選定し、第3.1.3.2.2.1.2図に示すチェックシートを用い、主に以下について確認を行った。

- ・津波防護設備の確認
- ・SSCに影響を与える波力、漂流物衝突、洗掘の確認
- ・建屋開口部シーンの確認
- ・津波後のアクセス性及び現場操作の確認
- ・津波PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認

(c) 結果

イ 実施日

平成28年12月5日～12月8日

ロ 実施結果

プラント・ウォークダウンの結果、津波PRAの実施に必要な基本的な情報について、構築したPRAモデル及び検討したシナリオに影響を与える要因のないことを確認した。

c. 津波に対する防護対策の概要

津波 PRA では、津波に対する防護対策を考慮した評価を行う。主要な防護対策の概要を以下に示す。

(a) 海水ポンプエリア防護壁、海水ポンプエリア水密扉

EL.+5.0mの敷地を超える津波が襲来した場合に、津波が海水ポンプエリアへ到達、流入することを防止し、防護対象設備が機能喪失することの

ない設計とするため、海水ポンプエリア防護壁及び海水ポンプエリア水密扉を設置し、また、貫通部には止水処置を施している。

(b) 防波堤、防護堤

津波影響軽減施設として、津波や漂流物の衝突に対する安全裕度を向上させるため、防護堤を設置するとともに、発電所周辺を波源とした津波の波力を軽減する設備として防波堤を設置している。

(c) 中間建屋水密扉、制御建屋水密扉

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

(d) 津波監視カメラ、取水ピット水位計

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

(e) 貯留堰

津波による取水ピット内水位低下時に、海水ポンプの取水可能な水位を下回ることのない設計とし、海水ポンプの継続運転が可能となるよう、取水口前面に海水を貯水する対策として貯留堰を設置している。

(2) 事故シナリオの同定

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

a. 本評価における仮定

本評価における事故シナリオの同定は、主に以下の仮定に基づき実施している。

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

b. 事故シナリオの概括的な分析・設定

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

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

(a) 被水・没水

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

(b) 波力

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

また、安全設備・機器を有している建物内に設置されているSSCや、津

波対策により波力を直接受けることがないように構築物が設けられた屋外SSCについては、波力を直接受けることは考え難く、波力の影響はないと考えられるため、フラジリティ評価対象外とする。

(c) 流体力

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

(d) 浮力

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

(e) 引き津波による水位低下

引き津波により海水の潮位が低下した場合、海水を水源とするポンプの取水障害が発生して、キャビテーションによりポンプが機能喪失することが考えられる。したがって、海水を取水する海水ポンプ及び循環水ポンプが

脆弱性評価対象である。引き津波により、各ポンプの許容最低水位よりも水位が低下した時点でポンプが機能損傷することを想定する。

(f) 漂流物衝突

漂流物衝突による衝撃力では、津波によって運ばれた物体が衝突することで、対象SSCが損壊することを考慮する。したがって、屋外に設置された大半のSSCが脆弱性評価対象となる。但し、被水・没水による機能損傷が先行する場合や、漂流物が到達する可能性の有無等を考慮して、個々のSSCに対する脆弱性評価対象を検討する。

(g) 海底砂移動

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

(h) 洗掘

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

上記の検討結果を踏まえ、津波 PRA でフラジリティ評価の検討対象とすべき津波による損傷・機能喪失要因と、対象となる SSC を整理した結果を第 3.1.3.2.2.1.2 表に示す。

c. 起因事象の分析

「3.1.3.2.2.1 (2)b. 事故シナリオの概括的な分析・設定」で分析した結果を活用し、津波を起因として炉心損傷に至る可能性のある起因事象を分析する。分析に当たっては、出力運転時 PRA の起因事象分析選定結果及び津波特有の事故シナリオの特性を考慮し、津波 PRA の評価対象となる起因事象を分類・設定する。その際には、以下の 3 つの観点で実施する。

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

起因事象を選定する際は、出力運転時 PRA において評価対象とした起因事象に加えて、出力運転時 PRA で除外した起因事象も含めた全 23 事象について、評価対象とするか検討を行った。

まず、起因事象全 23 事象に対して、①の観点でスクリーニングを実施した。検討内容及び選定結果を第 3.1.3.2.2.1.3 表に示す。①のスクリーニングに続いて、押し津波と引き津波それぞれについて、②及び③の観点でスクリーニングを実施した。検討内容及び選定結果を第 3.1.3.2.2.1.4 表及び第 3.1.3.2.2.1.5 表に示す。本スクリーニングの結果、押し津波発生時に想定される起因事象として選定したのは以下の事象である。

- ・外部電源喪失
- ・原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・複数の信号系損傷

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

- ・過渡事象
- ・原子炉補機冷却機能の全喪失

津波発生時には、押し津波及び引き津波それぞれにより上記の事象発生が想定されるが、押し津波と引き津波の関係性については完全に独立の事象ではないと考えられる。

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

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

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

なお、引き津波の影響について評価した結果は「3.1.3.2.2.4(7)g. 感度解析」及び「3.1.3.2.2.5(7)b. 感度解析」に示す。

d. 津波シナリオ区分の設定

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

また、津波シナリオ区分の設定に当たり、本評価では主に以下を仮定して

いる。

- ・津波影響軽減施設である防波堤及び防護堤については、その効果に期待しない。
- ・海水ポンプエリアに対する津波防護対策である海水ポンプエリア防護壁、水密扉等については、海水ポンプエリア防護壁で代表し、水密性を確認している EL.+8.0m 未満の津波であれば健全とし、EL.+8.0m 以上の津波では損傷するものと仮定する。したがって、EL.+8.0m 以上の津波では海水ポンプエリアが浸水し、海水ポンプが被水・没水することにより必ず機能喪失すると仮定する。
- ・1 次系建屋の貫通部シールの施工高さは EL.+15.0m までと想定する。したがって、EL.+15.0m を超える津波高さでは 1 次系建屋が必ず浸水し、当該津波高さまでの設備が水没し、損傷すると仮定する。
- ・貫通部シールの損傷は 1 次系建屋に津波が到達する EL.+8.0m から考慮し、配置情報等を踏まえ、津波高さに応じて代表とする貫通部シールを選定する。
- ・タービン建屋内の設備については、タービン建屋開口部がシール施工されていないことから、タービン建屋開口部高さ(EL.+12.1m)以上の津波では建屋内が浸水し、当該津波高さまでの設備が水没し、損傷すると仮定する。

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

第3.1.3.2.2.1.1表 津波PRA実施のために収集した情報及び主な情報源

	PRAの実施項目		収集すべき情報	主な情報源
1	プラントの設計・運転の把握		PRA実施に当たり必要な設計、運転管理に関する情報	・出力運転時PRAで使用した設計図書(原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書、配管計装線図、電気系統図、プラント機器配置図、保安規定、運転基準) ・全体機器配置図、海水ポンプウェル全体図、建具配置図、換気空調設備図、構内配置図、海水ポンプ室竣工図、プラントウォークダウン ・津波被害事例(東北地方太平洋沖地震の情報等)
2	津波ハザード評価		対象サイトに影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報	・文献調査結果 ・地質調査結果
3	建屋・機器フラジリティ評価		プラント固有の建屋・機器の耐力評価並びに応答評価に関する情報	・上記1の情報源 ・過去の津波遡上に関する文献
4	事故シーケンス評価	a)事故シナリオの分析と起因事象の分類	津波時に想定されるプラント状態	・上記1の情報源
		b)事故シーケンスの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	・安全系などのシステム使用条件 ・システムの現実的な性能 ・運転員による緩和操作	・上記1の情報源
		c)システムのモデル化	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態	
		d)事故シーケンスの定量化	評価結果の妥当性を確認できる情報	

第3.1.3.2.2.1.2表 津波による損傷・機能喪失要因、対象SSCの種類及びフラジリティ評価対象の要否 (1/4)

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となるSSCの種類 (主要なSSC)	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
被水・没水	動的・電氣的設備(電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等)	フラジリティ評価対象。	○
波力	動的・電氣的設備(電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等)	屋外設置の設備:フラジリティ評価対象。(但し、「被水・没水」のフラジリティ評価結果で代表可能な場合は、当該要因に対するフラジリティ評価は実施しない。)	○
		屋内設置の設備:当該損傷要因の影響はないと考えられるため、フラジリティ評価対象外となる。	×
	静的設備(タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等)	屋外設置の設備:フラジリティ評価対象。(但し、「波力」を直接受けることがないように構築物を設けた設備は対象外とする。)	○
		屋内設置の設備:当該損傷要因の影響はないと考えられるため、フラジリティ評価対象外となる。	×
	建屋開口部建具(扉、シール等の浸水対策を実施した建具等)	開口部の浸水対策(貫通部シール)がフラジリティ評価対象となる。	○
	建物・構築物(取水口を含む)	原子力発電所の建屋・構築物は地震等を考慮し基本的に強固な構造であるので、津波波力により損傷することは考えにくい。損傷を考慮したとしても、建屋全体が崩壊することはなく、損傷箇所からの流入による被水・没水の影響に包含される。したがって、建屋構築物については、フラジリティ評価対象外とする。	×
	防波堤、防護堤	津波影響軽減設備である防波堤、防護堤については、フラジリティ評価対象外とする。	×

第3.1.3.2.2.1.2表 津波による損傷・機能喪失要因、対象SSCの種類及びフラジリティ評価対象の要否 (2/4)

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となるSSCの種類 (主要なSSC)	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
流体力	「波力」と同じ。	「波力」と同じ。(但し、影響が「波力」に対して軽微であると考えられる場合には、「波力」に包含されるものとして取り扱う。)	○
浮力	動的・電氣的設備(電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等)	屋外設置の設備:フラジリティ評価対象。(但し、「被水・没水」のフラジリティ評価結果で代表可能な場合は、当該要因に対するフラジリティ評価は実施しない。)	○
		屋内設置の設備:屋外設備と同じ。(但し、建屋浸水時のみ。)	○
	静的設備(タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等)	屋外設置の設備:フラジリティ評価対象。但し、基礎部の耐力(基礎ボルトの引張強さなど)に対して軽微である場合には、フラジリティ評価対象外とする。	○
		屋内設置の設備:屋外設備と同じ。(但し、建屋浸水時のみ。)	○

第3.1.3.2.2.1.2表 津波による損傷・機能喪失要因、対象SSCの種類及びフラジリティ評価対象の要否 (3/4)

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となるSSCの種類 (主要なSSC)	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
漂流物衝突	動的・電氣的設備(電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等)	屋外設置の設備:フラジリティ評価対象。(但し、「被水・没水」のフラジリティ評価結果で代表可能な場合は、当該要因に対するフラジリティ評価は実施しない。)	○
		屋内設置の設備:直接的に建屋内の設備に衝突することはないため、フラジリティ評価対象外となる。	×
	静的設備(タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等)	屋外設置の設備:フラジリティ評価対象。(但し、衝突可能性等を考慮し、フラジリティ評価の実施要否を検討する。)	○
		屋内設置の設備:直接的に建屋内の設備に衝突することはないため、フラジリティ評価対象外となる。	×
	建屋開口部建具(扉、シール等の浸水対策を実施した建具等)	建屋開口部建具の面積は想定される漂流物に対して小さいため、津波発生確率・漂流物の発生確率・到達確率に衝突時の損傷確率を考慮すると、漂流物衝突により影響を受ける確率は極めて小さいものと考えられる。したがって、建屋開口部建具はフラジリティ評価対象外とする。	×
	建物・構築物(取水口を含む)	原子力発電所の建屋・構築物は地震等を考慮し基本的に強固な構造であるので、漂流物衝突により損傷することは考えにくい。損傷を考慮したとしても、建屋全体が崩壊することはなく、損傷箇所からの流入による被水・没水の影響で包含される。したがって、建屋構築物については、フラジリティ評価対象外とする。	×
	防波堤、防護堤	津波影響軽減設備である防波堤、防護堤については、フラジリティ評価対象外とする。	×

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

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となるSSCの種類 (主要なSSC)	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
引き津波による水位低下	海水を取水するポンプ	フラジリティ評価対象。(ほかの要因と異なり、ある特定のマイナス水位(許容最低水位)に対する評価となる。)	○
海底砂移動	海水を取水するポンプ	フラジリティ評価対象。	○
洗掘	動的・電氣的設備(電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等)	屋外設置の設備;フラジリティ評価対象。(但し、「被水・没水」のフラジリティ評価結果で代表可能な場合は、当該要因に対するフラジリティ評価は実施しない。)	○
		屋内設置の設備;当該損傷要因の影響はないと考えられるため、フラジリティ評価対象外となる。	×
	静的設備(タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等)	屋外設置の設備;静的設備のうち、タンクのみがフラジリティ評価対象となる。(但し、基礎の状況等も考慮し、フラジリティ評価の実施要否を検討する。)	○
		屋内設置の設備;当該損傷要因の影響はないと考えられるため、フラジリティ評価対象外となる。	×
	建物・構築物(取水口を含む)	安全上重要な建屋・構築物は一般建築物に比べて基礎面積が大きいこと、地表面から基礎底面までの深さが大きいことを考えると、洗掘により建屋・構築物が傾斜や倒壊に至ることが考えられない。したがって、建屋・構築物はフラジリティ評価対象外とする。	×
	防波堤、防護堤	津波影響軽減設備である防波堤、防護堤については、フラジリティ評価対象外とする。	×

第3.1.3.2.2.1.3表 起回事象のスクリーニング結果 (1/3)

起回事象	① 国内のPWRプラント共通の観点	
	検討内容	結果 ○: 対象 ×: 対象外
大破断LOCA	当該事象の発生要因となる配管は原子炉格納容器内にあり、海水が流入することなく、波力により配管破断に至ることは考え難いことから対象外となる。	×
中破断LOCA	大破断LOCAと同様であり、当該事象は対象外となる。	×
小破断LOCA	配管破断についての見解は大破断LOCAと同様である。しかしながら、津波が原因で制御回路が誤動作し、加圧器逃がし弁が誤開して再閉止できない場合には小破断LOCA相当の事象が考えられるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
極小LOCA	大破断LOCAと同様であり、対象外となる。	×
インターフェイスシステムLOCA	国内PWRプラントでは、余熱除去ポンプ入口隔離弁は出力運転時には誤動作防止の運用としているため、津波が原因で制御回路が誤動作する可能性はなく、当該弁は誤開することはない。また、当該事象の発生要因となる配管・弁は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、影響はないと考えられるため対象外となる。	×
主給水流量喪失	津波により主給水ポンプ、復水ポンプ、又は関連する電源設備等が損傷した場合には、主給水流量喪失となるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
過渡事象	津波により循環水ポンプ、復水器真空ポンプ、又は関連する電源設備等が損傷した場合には、過渡事象となるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
手動停止	大津波警報等により運転員が手動停止することが考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には出力運転時PRAの範疇となる。一方、津波によりプラントに影響を与える可能性がある場合には、原子炉は自動トリップする、又は、津波到達までに原子炉を手動停止できる可能性も高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも、その影響別に起回事象に分類可能であるため、対象外とする。	×

第3.1.3.2.2.1.3表 起因事象のスクリーニング結果 (2/3)

起因事象	① 国内のPWRプラント共通の観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
外部電源喪失	津波により変圧器等の外部電源設備が損傷した場合には外部電源喪失となるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
ATWS	原子炉の停止機能は要求される使命時間が短いので、実際の津波を想定した場合、「要因となった地震」、又は「津波警報を受けての手動停止」として達成される機能と考えられる。しかしながら、トリップの有無に関わらず、これらの機能喪失シーケンスは出力運転時PRA、地震PRAのイベントツリーで代表されることから、対象外とする。	×
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	主蒸気管は原子炉格納容器内又は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、影響はないと考えられる。しかしながら、津波が原因で制御回路が誤動作し、主蒸気逃がし弁が誤開して再閉止できない場合には主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)相当の事象が考えられるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	主蒸気管は原子炉格納容器内又は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、影響はないと考えられる。しかしながら、津波が原因で制御回路が誤動作し、タービンバイパス弁が誤開して再閉止できない場合には主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)相当の事象が考えられるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
主給水管破断	主給水管は原子炉格納容器内、又は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、影響はないと考えられる。また、津波が原因で制御回路が誤動作し、主給水管破断相当の事象が発生するような弁はないため、対象外とする。	×
蒸気発生器伝熱管破損	当該事象の発生要因となる伝熱管は原子炉格納容器内にあり、海水の流入がないため、波力の影響はないと考えられるため、対象外となる。	×

第3.1.3.2.2.1.3表 起 因 事 象 の ス ク リ ー ニ ン グ 結 果 （3/3）

起 因 事 象	① 国内のPWRプラント共通の観点	
	検 討 内 容	結 果 ○:対象 ×:対象外
原子炉補機冷却機能の全喪失	津波により海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプ等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
原子炉補機冷却機能の部分喪失	津波により海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプ等が部分喪失した場合には、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
AC母線の1系列喪失	津波により安全系の電気盤が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
DC母線の1系列喪失	津波により安全系の電気盤が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
原子炉容器破損	原子炉容器は原子炉格納容器内にあり、海水の流入がないため、波力の影響はないと考えられるため、対象外となる。	×
制御用空気喪失	津波により制御用空気圧縮機等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
計装用母線の喪失	津波により計装用電源装置等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
Low Intake Canal Level	取水路の水位が低下し、海水取水ピットの水位が低下する事象であり、津波PRAとしては、引き津波による水位低下の影響として扱うこととなるため本スクリーニングでは除外しない。	○
津波特有の事象	上述のほかの起 因 事 象 以 外 に、津波により直接的に炉心損傷に至る事象等を津波特有の事故シナリオとして対象となる可能性がある。	○

第3.1.3.2.2.1.4表 起回事象の検討内容及び選定結果(押し津波) (1/5)

起回事象	② 本プラントにおける設備配置関係や フラジリティ評価結果からの観点		③ 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
小破断 LOCA	1次系建屋内が浸水した場合、加圧器逃がし弁に関連する電気盤が被水・没水することにより、制御回路が誤動作し、当該弁が誤開に至って当該事象が発生する可能性がある。しかし、同じ1次系建屋内の制御用空気圧縮機(設置高さ:EL.-2.0m)も損傷し、空気だめにより一時的には誤動作が発生する可能性があるが、加圧器逃がし弁は閉止(フェイル・クローズ)されるため、当該事象が発生し続けることは稀有である。したがって、当該事象は対象外とする。	×	—	—
主給水流量 喪失	タービン建屋に設置されている復水ポンプが損傷(損傷高さ:EL.+12.1m)した場合に、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象が発生した時には、「原子炉補機冷却機能の全喪失(1次系建屋浸水無し)」が必ず発生しており、当該事象は「原子炉補機冷却機能の全喪失」に包含されるため、評価対象外とする。	×
過渡事象	屋外に設置されている循環水ポンプ(設置高さ:EL.+9.4m)あるいはタービン建屋に設置されている復水器真空ポンプが損傷(損傷高さ:EL.+12.1m)した場合に、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象が発生した時には、「原子炉補機冷却機能の全喪失(1次系建屋浸水無し)」が必ず発生しており、当該事象は「原子炉補機冷却機能の全喪失」に包含されるため、評価対象外とする。	×

第3.1.3.2.2.1.4表 起回事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（2/5）

起回事象	② 本プラントにおける設備配置関係や フラジリティ評価結果からの観点		③ 事象進展の類似性や包含性等を 考慮したグルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
外部電源喪失	屋外に設置している変圧器等の外部電源設備が損傷すると当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は屋外機器及びタービン建屋設置機器の損傷で発生する可能性があるため、評価対象事象となる。	○
主蒸気管破断 （主蒸気隔離弁上流）	1次系建屋内へ浸水した場合、主蒸気逃がし弁に関連する電気盤等の被水・没水により制御回路が誤動作し、当該弁の誤開により当該事象が発生する可能性がある。しかし、同じ1次系建屋内の制御用空気圧縮機（設置高さ:EL.-2.0m）も損傷し、空気だめにより一時的には誤動作が発生する可能性があるが、主蒸気逃がし弁は閉止（フェイル・クローズ）されるため、当該事象が発生し続けることは稀有である。したがって、当該事象は対象外とする。	×	—	—
主蒸気管破断 （主蒸気隔離弁下流）	タービン建屋内の電気盤の被水・没水に伴う誤信号によってタービンバイパス弁が誤開し、当該事象が発生する可能性がある。しかし、1次系建屋内が浸水した場合には、1次系建屋内の制御用空気圧縮機（設置高さ:EL.-2.0m）も損傷し、空気だめにより一時的には誤動作が発生する可能性があるが、当該弁は閉止（フェイル・クローズ）されるため、当該事象が発生し続けることは稀有である。また、1次系建屋内が浸水しない場合には、タービン建屋内の電気盤より信号が優先される1次系建屋内の電気盤が設置高さに関係なく健全であることから、1次系冷却材温度異常低による開阻止機能に期待できるため、対象外とする。	×	—	—

第3.1.3.2.2.1.4表 起回事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（3/5）

起回事象	② 本プラントにおける設備配置関係や フラジリティ評価結果からの観点		③ 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
原子炉補機 冷却機能の 全喪失	当該事象については、原子炉補機冷却海水系と原子炉補機冷却水系を分けて検討する。 ・原子炉補機冷却海水系 海水ポンプエリアが津波で浸水することで、海水ポンプが機能損傷し、当該起回事象が発生する。したがって当該事象は本スクリーニングでは除外しない。 ・原子炉補機冷却水系 1次系建屋内が浸水した場合、原子炉補機冷却水ポンプ（設置高さ:EL.+5.0m）が機能喪失することにより、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は屋外設置機器の損傷及び1次系建屋設置機器の損傷で発生する可能性があるため、評価対象事象とする。	○
原子炉補機 冷却機能の 部分喪失	原子炉補機冷却海水系の海水ポンプ及び原子炉補機冷却系の原子炉補機冷却水ポンプはそれぞれ全トレンが同一の高さ、場所に設置されていることから、当該事象が発生することはないため、対象外となる。	×	—	—

第3.1.3.2.2.1.4表 起因事象の検討内容及び選定結果（押し津波）（4/5）

起因事象	② 本プラントにおける設備配置関係や フラジリティ評価結果からの観点		③ 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
AC母線の 1系列喪失	各安全系母線の設備は、全て同一の高さ、場所に設置されていることから当該事象が発生することはないため、対象外とする。	×	—	—
DC母線の 1系列喪失	各安全系母線の設備は、全て同一の高さ、場所に設置されていることから当該事象が発生することはないため、対象外とする。	×	—	—
制御用空気 喪失	1次系建屋内が浸水した場合、制御用空気圧縮機（設置高さ:EL.-2.0m）が機能喪失することにより、当該起因事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は1次系建屋の浸水で発生する可能性がある。しかし、制御用空気系が喪失し、制御用空気を必要とする主給水流量調整弁が閉止（フェイル・クローズ）されることで、従属的に「主給水流量喪失」が発生するため、起因事象としては「主給水流量喪失」に包含される。但し、「制御用空気喪失」に伴う「主給水流量喪失」が発生した時には、「原子炉補機冷却機能の全喪失（1次系建屋浸水有り）」が必ず発生しており、当該事象は「原子炉補機冷却機能の全喪失」に包含できるため、評価対象外とする。	×

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

起因事象	② 本プラントにおける設備配置関係や フラジリティ評価結果からの観点		③ 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
計装用母線の喪失	1次系建屋内が浸水した場合、計装用電源装置（設置高さ:EL.+10.0m）が機能喪失することにより、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象が発生した時には、同じ1次系建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ（設置高さ:EL.+5.0m）も損傷し、「原子炉補機冷却機能の全喪失」が必ず発生している。したがって、EL.+10.0m以上で1次系建屋内が浸水する津波シナリオにおいては、サポート系の計装用母線が必要となる機器を機能喪失として扱い評価対象外とする。	×
Low Intake Canal Level	押し津波により当該事象が発生する可能性はないため、対象外とする。	×	—	—
津波特有の事象	津波により直接的に炉心損傷に至る事象として、1次系建屋内の安全補機開閉器室（設置高さ:EL.+13.8m）が水没し、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の電気盤が損傷するため、当該事象が発生する可能性がある。	○	当該事象はEL.+13.8m以上の津波により1次系建屋が浸水した場合に発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。なお、当該事象は複数の信号系損傷として扱う。	○

第3.1.3.2.2.1.5表 起因事象の検討内容及び選定結果(引き津波) (1/3)

起因事象	② 本プラントにおける設備配置関係や フラジリティ評価結果からの観点		③ 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
小破断LOCA	引き津波により、加圧器逃がし弁の制御回路の誤動作が発生する要因はないため、対象外とする。	×	—	—
主給水流量喪失	引き津波により、直接的に主給水流量喪失が発生する設備への影響はないため、対象外とする。	×	—	—
過渡事象	引き津波により、取水ピットの水位が規定値より低下して、循環水ポンプがキャビテーションにより故障した場合、又はキャビテーション発生前に手動により当該ポンプを停止した場合に、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は、引き津波により発生する可能性があるため、評価対象事象とする。	○
外部電源喪失	引き津波により、外部電源関連設備の機能喪失が発生する設備への影響はないため、対象外とする。	×	—	—
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	引き津波により、主蒸気逃がし弁の制御回路の誤動作が発生する要因はないため、対象外とする。	×	—	—
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	引き津波により、タービンバイパス弁の制御回路の誤動作が発生する要因はないため、対象外とする。	×	—	—

第3.1.3.2.2.1.5表 起回事象の検討内容及び選定結果(引き津波) (2/3)

起回事象	② 本プラントにおける設備配置関係や フラジリティ評価結果からの観点		③ 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
原子炉補機 冷却機能の 全喪失	引き津波により、取水ピットの水位が規定値より低下して、海水ポンプがキャビテーションにより故障した場合、又はキャビテーション発生前に手動により当該ポンプを停止した場合に、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は、引き津波により発生する可能性があるため、評価対象事象となる。	○
原子炉補機 冷却機能の 部分喪失	海水ポンプは全て同一取水ピットから取水しており、その規定値は全て同一の高さであることから当該事象が発生することはないため、対象外とする。	×	—	—
AC母線の 1系列喪失	引き津波により、安全系母線の機能喪失が発生する設備への影響はないため、対象外とする。	×	—	—
DC母線の 1系列喪失	引き津波により、安全系母線の機能喪失が発生する設備への影響はないため、対象外とする。	×	—	—
制御用空気 喪失	引き津波により、直接的に制御用空気設備が機能喪失する要因はないため、対象外とする。	×	—	—

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

起因事象	② 本プラントにおける設備配置関係や フラジリティ評価結果からの観点		③ 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
計装用母線の喪失	引き津波により、安全系母線の機能喪失が発生する設備への影響はないため、対象外とする。	×	—	—
Low Intake Canal Level	引き津波による取水ピットの水位が規定値より低下して海水ポンプが機能喪失する(最終ヒートシンク喪失となる)事象であるため、本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は、取水ピットの水位が規定値より低下して、海水ポンプが引き津波により故障する場合であり、「原子炉補機冷却機能の全喪失」そのものなので、評価対象外とする。	×
津波特有の事象	引き津波により影響を受けるプラント設備は、海水取水の設備と限定的であり、直接多数の設備が同時に機能を喪失することはないため、対象外とする。	×	—	—

第3.1.3.2.2.1.6表 津波シナリオ区分の区分分け高さの根拠

区分分け高さ	区分分け高さの根拠
6.65m	当該高さは、 fragility 評価結果から外部電源設備（設置高さ：EL.+13.3m）の被水・没水が発生する可能性がある高さであり、当該機器の被水・没水時には「外部電源喪失」が発生する。
8.0m	当該高さは、海水ポンプエリア防護壁の水密性を確認している高さであり、当該高さ以上の津波で海水ポンプエリア防護壁の機能喪失によりエリア内が浸水し、海水ポンプの被水・没水により「原子炉補機冷却機能の全喪失」が発生すると想定している高さである。 また、当該高さの津波襲来時は海水ポンプエリア、地下の海水管ダクト経由で1次系建屋への貫通部（EL.+1.8m）まで浸水する。当該貫通部のシール（貫通部シール1）が損傷し、1次系建屋内が浸水する場合には、原子炉補機冷却水ポンプ（設置高さ：EL.+5.0m）が機能喪失することで「原子炉補機冷却機能の全喪失」が発生するとともに、1次系建屋内の貫通部高さ未満の格納容器隔離弁が被水・没水し、格納容器隔離にも失敗する。
10.0m	当該高さは、1次系建屋内へ浸水する場合に、ドロップ盤等の直流電源関連の電気盤損傷に伴い加圧器逃がし弁の開に失敗し「加圧器逃がし弁による1次系強制減圧」に失敗する高さである。
12.1m	当該高さは、タービン建屋開口部からタービン建屋内が浸水すると想定している高さである。 また、1次系建屋内の浸水有無を評価する上で代表とする貫通部シールが、地下の海水管ダクトと中間建屋間の貫通部シール（貫通部シール1）から、タービン建屋と制御建屋間の貫通部シール（貫通部シール2）となる高さである。
13.3m	当該高さは、タービン建屋に設置されているメタルクラッド開閉装置（常用系）が被水・没水し、「外部電源喪失」が発生すると想定している高さである。当該高さの津波襲来時には海水ポンプが機能喪失しているため、当該高さで「全交流動力電源喪失」が発生することを想定している。
13.8m	当該高さは、1次系建屋内が浸水した場合にメタルクラッド開閉装置等が機能喪失し、「複数の信号系損傷」が発生すると想定している高さである。
15.0m	当該高さは、1次系建屋の貫通部にシールが施工されている高さの上限値であり、当該高さ以上では津波襲来時に1次系建屋が浸水して「複数の信号系損傷」が発生することを想定している。

第3.1.3.2.2.1.7表 津波シナリオ区分 (1/3)

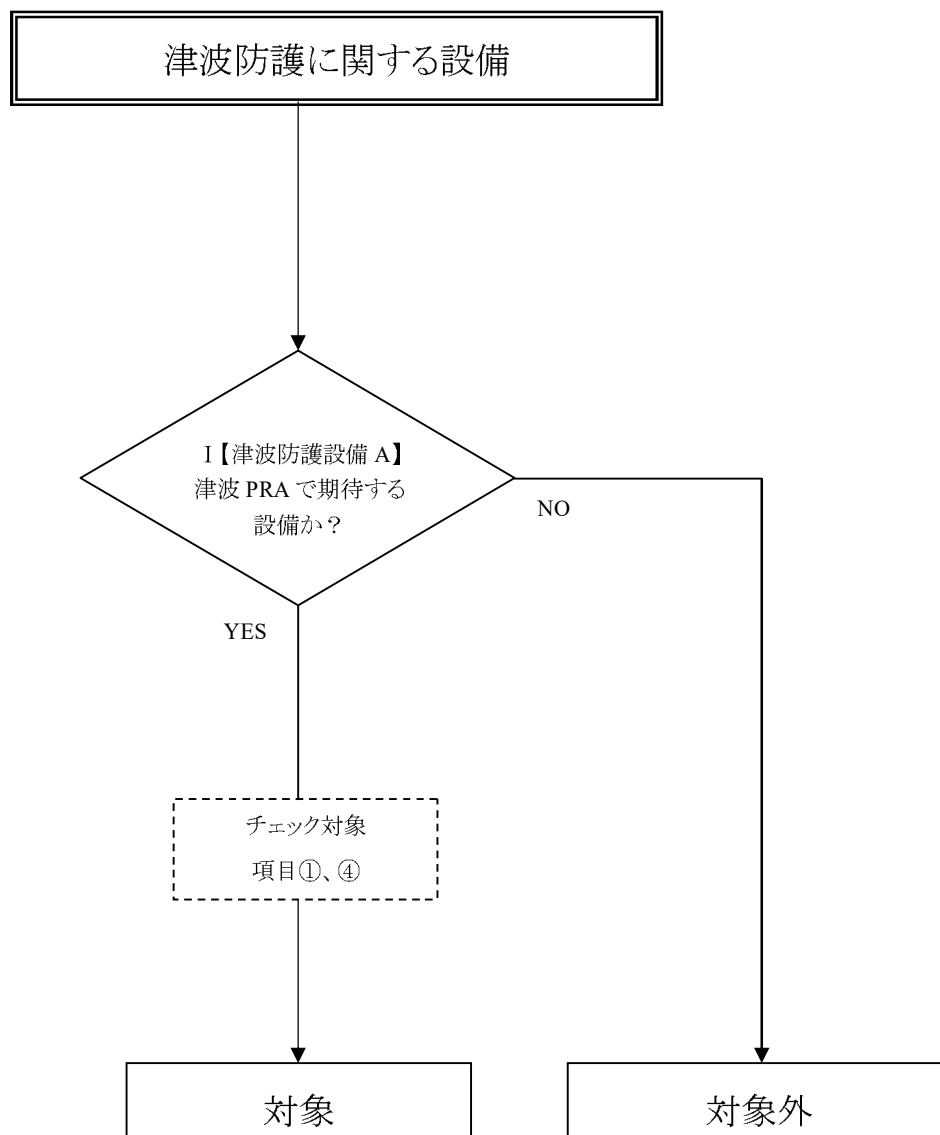
津波シナリオ区分		当該津波シナリオ区分で 評価対象とする起回事象	当該津波シナリオ区分以降の区分において 損傷する可能性のある主要な機器		左記機器の 設置高さ(m)
1	6.65m以上～8.0m未満	外部電源喪失	屋外	AFWP復水タンク元弁 燃料取替用水タンク水位計	11.0
				大容量空冷式発電機(本体及び関連設備) 2次系純水タンク水位計 タンクローリ	13.0
				所内変圧器 主変圧器 特高開閉所内機器	13.3
				補給水処理装置制御盤	13.4
				第1緊急用保管エリア内に配置の可搬設備	23.0
				第6緊急用保管エリア内に配置の可搬設備	25.0
				第2緊急用保管エリア内に配置の可搬設備	28.0
				第4緊急用保管エリア内に配置の可搬設備	33.0
			タービン建屋内	タービン建屋の開口部に到達しない	
			1次系建屋内	1次系建屋の貫通部に到達しない	

第3.1.3.2.2.1.7表 津波シナリオ区分 (2/3)

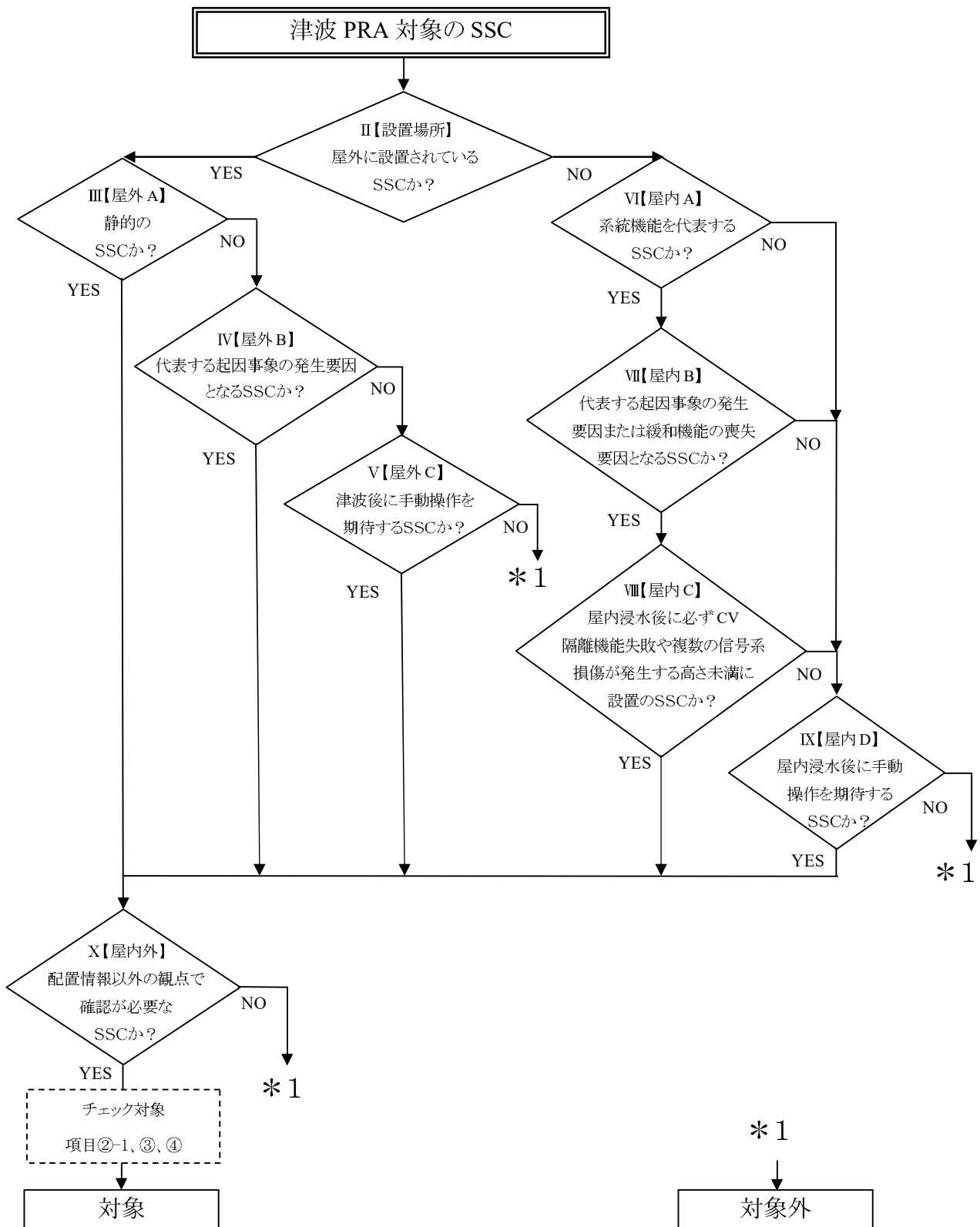
津波シナリオ区分		当該津波シナリオ区分で 評価対象とする起因事象	当該津波シナリオ区分以降の区分において 損傷する可能性のある主要な機器		左記機器の 設置高さ(m)
2	8.0m以上～10.0m未満	・原子炉補機冷却機能の全喪失 ・外部電源喪失	屋外	海水ポンプ	6.13
				循環水ポンプ	9.4
			タービン建屋内	タービン建屋の開口部に到達しない	
			1次系建屋内	格納容器スプレイポンプ 余熱除去ポンプ	-21.0
				代替再循環隔離弁 スプレイ冷却器冷却水第2出口弁 RHRクーラ出口流量調節弁 ほか	-9.0
				タービン動補助給水ポンプ 空調用冷凍機 充てん／高圧注入ポンプ 制御用空気圧縮機 ほか	-2.0
				高圧安全注入流量計	-1.9
				スプレイクーラ出口弁(外隔離弁) RHRクーラ出口連絡弁 ほか	1.4
				原子炉補機冷却水ポンプ 補助給水流量計 常設電動注入ポンプ 蒸気ライン圧力計 ほか	5.0
				主蒸気隔離バイパス弁 補助給水隔離弁(外隔離弁) 主蒸気逃がし弁 ほか	9.2
				燃料油移送ポンプ ディーゼル発電機 CT収納盤	9.3
				主給水クリーンアップ元弁 補助給水隔離弁(外隔離弁)	9.5
				T/D AFWP蒸気元弁	9.8

第3.1.3.2.2.1.7表 津波シナリオ区分 (3/3)

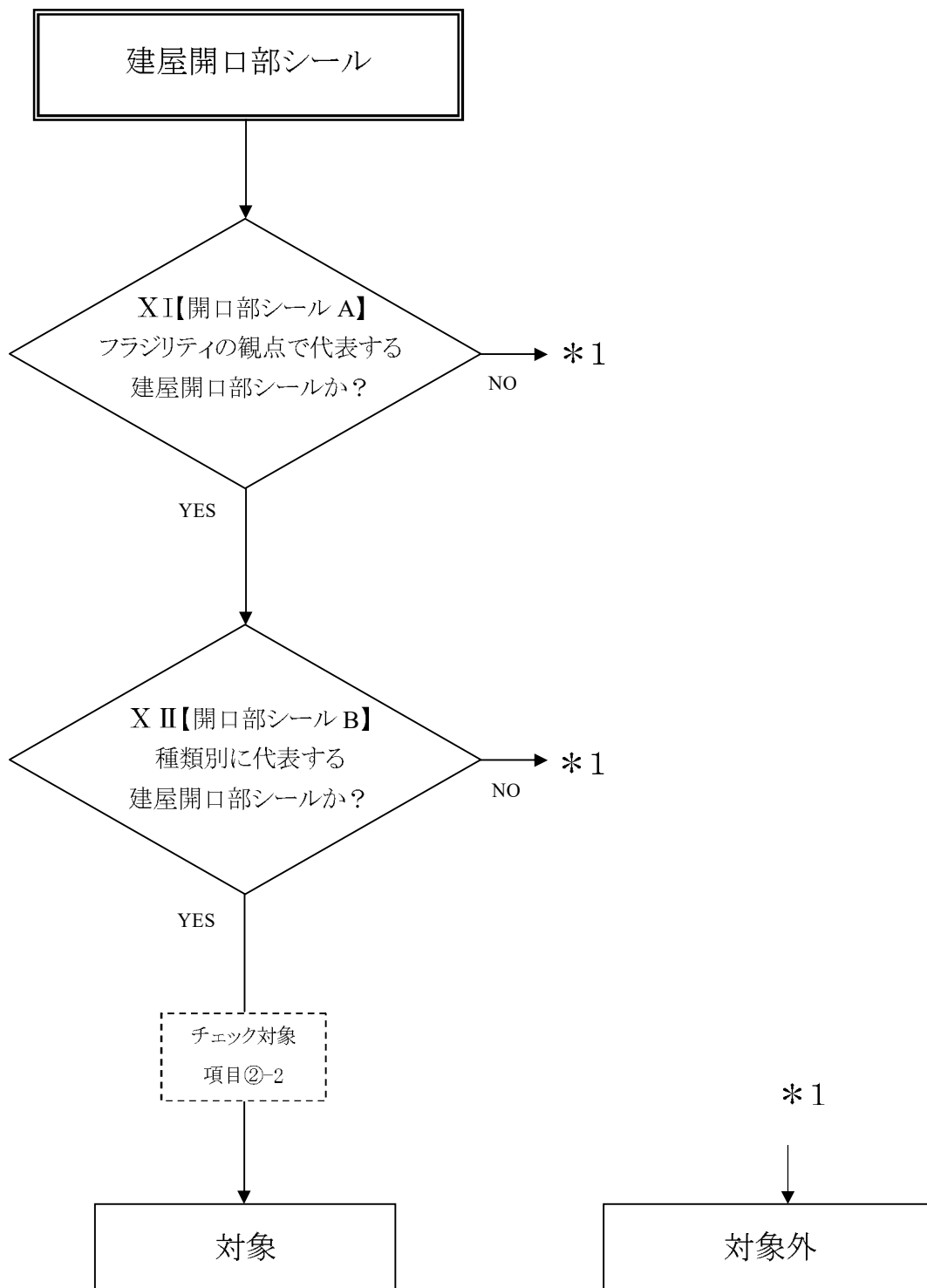
津波シナリオ区分		当該津波シナリオ区分で 評価対象とする起因事象	当該津波シナリオ区分以降の区分において 損傷する可能性のある主要な機器		左記機器の 設置高さ(m)
3	10.0m以上～12.1m未満	・原子炉補機冷却機能 の全喪失 ・外部電源喪失	屋外	津波シナリオ区分1及び区分2に含まれる機器と同様	
			タービン建屋内	タービン建屋の開口部に到達しない	
			1次系建屋内	蓄電池 充電器盤 計装用電源装置 原子炉トリップしゃ断器盤 ほか	10.0
4	12.1m以上～13.3m未満	・原子炉補機冷却機能 の全喪失 ・外部電源喪失	屋外	津波シナリオ区分1及び区分2に含まれる機器と同様	
			タービン建屋内	復水ポンプ	0.6
				復水器真空ポンプ	6.8
5	13.3m以上～13.8m未満	・原子炉補機冷却機能 の全喪失 ・外部電源喪失	1次系建屋内	津波シナリオ区分1～区分3に含まれる機器と同様	
			屋外	津波シナリオ区分1及び区分2に含まれる機器と同様	
			タービン建屋内	メタルクラッド開閉装置(常用系)	13.3
6	13.8m以上～15.0m未満	・複数の信号系損傷 ・外部電源喪失	1次系建屋内	代替電源接続盤(A/B) ディーゼル発電機 ディーゼル発電機制御盤 アニュラス空気浄化ファン ほか	13.3
			屋外	津波シナリオ区分1及び区分2に含まれる機器と同様	
			タービン建屋内	津波シナリオ区分1～区分5に含まれる機器と同様	
7	15.0m以上	・複数の信号系損傷	1次系建屋内	メタルクラッド開閉装置	13.8
			屋外	津波シナリオ区分1及び区分2に含まれる機器と同様	
			タービン建屋内	津波シナリオ区分1～区分5に含まれる機器と同様	
			1次系建屋内	津波シナリオ区分1～区分6に含まれる機器と同様	



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



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



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

川内原子力発電所 1号機 津波PRAプラントウォークダウンチェックシート

SSC種別: 津波防護設備 、 屋外設置のSSC 、 屋内設置のSSC 、 建屋開口部シール

機器番号: _____

設置建屋: _____

設置高さ: _____

[チェック対象項目]

要

否

① 津波防護設備の確認

☐☐

②-1 SSCに影響を与える波力・漂流物衝突・洗掘の確認

☐☐

②-2 建屋開口部シールの確認

☐☐

③ 津波後のアクセス性及び現場操作の確認

☐☐

④ 津波PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認

☐☐

総合評価

実施日: _____

実施者: _____

津波-1

第 3.1.3.2.2.1.2 図 津波 PRA プラントウォークダウン チェックシート(1/4)

SSC名: _____

① 津波防護設備の確認

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

② 影響を受ける可能性のあるSSCの確認

②-1 SSCに影響を与える波力・漂流物衝突・洗掘の確認

②-1-1 SSCに影響を与える波力の確認

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

特記事項

波力の影響: (受ける 、 受けない)

波力を緩和する設備等 (壁・堰 、 建屋 、 その他 _____ 、 無し)

②-1-2 SSCに影響を与える漂流物衝突の確認

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

特記事項

漂流物となりうる物体: (コンテナ 、 自動車 、 その他 _____ 、 無し)

漂流物の到達を阻害する設備等 (壁・堰 、 建屋 、 その他 _____ 、 無し)

②-1-3 SSCに影響を与える洗掘の確認

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

特記事項

洗掘の影響: (発生する 、 発生しない)

洗掘の発生を阻害する設備等: (壁・堰 、 建屋 、 その他 _____ 、 無し)

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

津波-2

SSC名: _____

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

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

②-2 建屋開口部シールの確認

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

特記事項

波力の影響: (受ける 、 受けない)

波力を緩和する設備等 (壁・堰 、 建屋 、 その他 _____ 、 無し)

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

特記事項

漂流物となりうる物体: (コンテナ 、 自動車 、 その他 _____ 、 無し)

漂流物の到達を阻害する設備等 (壁・堰 、 建屋 、 その他 _____ 、 無し)

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

津波-3

SSC名: _____

③ 津波後のアクセス性及び現場操作の確認

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

④ 津波PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認

	Y	N	U	N/A
1. モデル化の前提条件が適切である	☐	☐	☐	☐

津波PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件
前提条件:
確認結果:

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

3.1.3.2.2.2 確率論的津波ハザード評価

本評価に使用している確率論的津波ハザードは、川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(平成 26 年 9 月補正)において、基準津波の超過確率を参照したものである。

(1) 評価方針

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

(2) 波源モデルの設定

確率論的津波ハザード評価において検討対象とする津波波源として、決定論評価における取水口位置での最大水位変動量を踏まえ、津波ハザード曲線への寄与度が高いと判断したプレート間地震及び海域活断層による地殻内地震を選定した。なお、海洋プレート内地震は、想定される津波の規模及び敷地とプレート境界との位置関係から、プレート間地震に比べ、影響が小さいと考えられる。

決定論評価における取水口位置での最大水位変動量及び津波ハザード評価における検討対象の津波波源を第 3.1.3.2.2.2.1 表に、各波源の位置を第 3.1.3.2.2.2.1 図及び第 3.1.3.2.2.2.2 図に示す。

なお、決定論評価においては、琉球海溝におけるプレート間地震(Mw9.1)を基準津波としている。基準津波の波源モデルを第 3.1.3.2.2.2.3 図に、地盤変動量分布を第 3.1.3.2.2.2.4 図に、基準津波の策定位置を第 3.1.3.2.2.2.5 図に、基準津波の時刻歴波形を第 3.1.3.2.2.2.6 図に、サイト周辺における最大水位上昇量分布及び最大水位下降量分布を第 3.1.3.2.2.2.7 図に示す。

(3) 津波伝播モデルの設定

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

プレート間地震の数値シミュレーションの計算条件を第 3.1.3.2.2.2 表に、計算格子分割を第 3.1.3.2.2.8 図に、取水口位置での時刻歴波形を第 3.1.3.2.2.9 図に示す。海域活断層による地殻内地震の数値シミュレーションの計算条件を第 3.1.3.2.2.3 表に、計算格子分割を第 3.1.3.2.2.10 図に、取水口位置での時刻歴波形を第 3.1.3.2.2.11 図～第 3.1.3.2.2.15 図に示す。

(4) ロジックツリーの作成

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

なお、プレート間地震については、歴史地震を超える規模の地震想定、すべり分布、破壊様式及び発生頻度を認識論的不確かさとして、津波推定値のばらつきを偶然的な不確かさとして考慮した。海域活断層による地殻内地震については、傾斜角、上縁深さ、すべり角及び発生頻度を認識論的不確かさとして、津波推定値のばらつきを偶然的な不確かさとして考慮した。

- ・琉球海溝におけるプレート間地震については、地震履歴、テクトニクス等に関する情報に着目した固着域の分析の結果、各領域で想定される地震は、歴史地震規模と考えられるものの、基準津波の策定過程と同様に、歴史地震を超える規模の地震も想定した。
- ・歴史地震を超える規模のプレート間地震の応力降下量については、内閣府(2012)における既往の巨大地震における応力降下量(平均:1.2MPa、標準偏差を考慮すると 2.2MPa)を基に、1.2MPa、3.0MPa を想定し、重みを 4:1 に設定した。
- ・さらに、2011 年東北地方太平洋沖地震津波の教訓を踏まえ、領域境界を越える範囲を断層面積とした津波波源を想定し、重みを 9:1 に設定した。
- ・歴史地震を超えない規模のプレート間地震の発生頻度については、G-R 分布に従い、歴史地震を超える規模のプレート間地震の発生頻度については、琉球海溝北部～中部におけるプレートの沈み込み速度(年間 6cm 程度)から、年間歪み量を年間 6cm～年間 2cm の一様分布として設定し、すべり量から算出した。また、海域活断層の発生頻度については、土木学

会(2011)等に基づき、平均変位速度を 1m/1000 年～0.1m/1000 年の一様分布として設定し、すべり量から算出した。

- ・津波推定値のばらつきについては、土木学会(2011)等に基づき、すべり量のばらつきを、ロジックツリーとして分岐したモデルについては小さなばらつきを、分岐していないモデルについては大きなばらつきを設定した。

プレート間地震を波源とするロジックツリーを第 3.1.3.2.2.2.16 図に、海域活断層による地殻内地震を波源とするロジックツリーを第 3.1.3.2.2.2.17 図に示す。

(5) ハザード曲線の作成

敷地への遡上及び取水性の観点から、取水口位置を評価地点として選定した。取水口位置における津波ハザード曲線を第 3.1.3.2.2.2.18 図に、フラクタルハザード曲線を第 3.1.3.2.2.2.19 図に、波源ごとの寄与度を第 3.1.3.2.2.2.20 図に示す。津波ハザード曲線において、琉球海溝におけるプレート間地震に伴う津波の寄与度が高い。基準津波による水位の年超過確率は、水位上昇側で $10^{-5} \sim 10^{-6}$ 程度、水位下降側で $10^{-5} \sim 10^{-6}$ 程度である。

また、基準津波の策定位置における津波ハザード曲線を第 3.1.3.2.2.2.21 図に示す。基準津波による水位の年超過確率は、水位上昇側で $10^{-5} \sim 10^{-6}$ 程度、水位下降側で $10^{-6} \sim 10^{-7}$ 程度である。

第 3.1.3.2.2.2.1 表 決定論評価における取水口位置での最大水位変動量及び津波ハザード評価における検討対象の津波波源

津波波源			決定論評価における 取水口位置での最大水位変動量 (m) (各ケースでの最大値)		津波ハザード 評価における 検討対象	備 考
			上昇側	下降側		
プレート間地震	南海トラフ		+1.04	－1.16		寄与度は低いと判断
	琉球海溝	北部～中部	+3.52	－3.80	○	
		南部	+0.47	－0.67		寄与度は低いと判断
海域活断層による 地殻内地震	市来断層帯市来区間		+0.82	－1.02		寄与度は低いと判断
	甕断層帯甕区間		+1.81	－1.39	○	
	市来断層帯甕海峡中央区間		+1.45	－1.46	○	
	甕島北方断層		+1.77	－1.73	○	
	甕島西方断層		+1.78	－1.71	○	
	長崎海脚断層		+2.24	－2.21	○	
海底地すべり			+0.34	－0.36		寄与度は低いと判断
津波発生要因の組み合わせ (地震＋海底地すべりに伴う津波)			+0.08～ －0.12 (＋地震に伴う津波)	+0.07～ －0.13 (＋地震に伴う津波)		津波発生要因の組み合わせを考慮しても、地震に伴う津波による水位への影響は小さく、ハザード評価はほとんど変わらない。

注) 海底地すべりとして、上甕島の西側大陸斜面における海底地すべりを選定

第 3.1.3.2.2.2.2 表 数値シミュレーションの主な計算条件 (プレート間地震)

項目	計算条件
計算時間間隔	0.1 秒
計算領域	南日本海域(南北約 2000km、東西約 2300km)
格子分割サイズ	沖合の最大 1600m から 800、400、200、100、50、25、12.5、6.25m と 1/2 ずつ徐々に細かい格子サイズを設定
基礎方程式	慣性項、海底摩擦項を含む非線形長波方程式
沖側境界条件	吸収境界条件
陸側境界条件	・50m 格子以下の領域及び防波堤は、陸上遡上条件を考慮 ・貯留堰、カーテンウォールは考慮せずにモデル化 ・その他の領域は、陸上に向かう津波に対して完全反射条件 ・静水面より下降する津波に対しては、移動境界条件を用いて海底露出を考慮
海面変位	・地震断層モデルを用いて地盤の鉛直変位量を設定 ・水平変位による鉛直への寄与分を考慮
潮位条件	T.P.±0.00m
海底摩擦係数	マニングの粗度係数 $n=0.025 \text{ m}^{-1/3} \cdot \text{s}$ (小谷ほか(1998))
水平渦動粘性係数	$0.0 \text{ m}^2/\text{s}$
計算時間	地盤変動開始から 6 時間まで

基礎方程式: 非線形長波 (浅水理論) の連続式及び運動方程式

$$\begin{aligned} \frac{\partial \eta}{\partial t} + \frac{\partial M}{\partial x} + \frac{\partial N}{\partial y} &= 0 \\ \frac{\partial M}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{M^2}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{MN}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial x} - K_h \left(\frac{\partial^2 M}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 M}{\partial y^2} \right) + \frac{gn^2}{D^{7/3}} M \sqrt{M^2 + N^2} &= 0 \\ \frac{\partial N}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{MN}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{N^2}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial y} - K_h \left(\frac{\partial^2 N}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 N}{\partial y^2} \right) + \frac{gn^2}{D^{7/3}} N \sqrt{M^2 + N^2} &= 0 \end{aligned}$$

ここに、 t : 時間、 x 、 y : 平面座標、

η : 静水面から鉛直上方にとった水位変動量、

M : x 方向の線流量、 N : y 方向の線流量、 h : 静水深、

D : 全水深 ($D=h+\eta$)、 g : 重力加速度、

K_h : 水平渦動粘性係数、 n : マニングの粗度係数

第 3.1.3.2.2.2.3 表 数値シミュレーションの主な計算条件
(海域活断層による地殻内地震)

項目	計算条件
計算時間間隔	0.1秒
計算領域	南九州周辺海域(南北約 520km、東西約 470km)
格子分割サイズ	沖合の最大 800m から 400、200、100、50、25、12.5、6.25m と 1/2 ずつ徐々に細かい格子サイズを設定
基礎方程式	慣性項、海底摩擦項を含む非線形長波方程式
沖側境界条件	自由透過条件
陸側境界条件	・50m 格子以下の領域及び防波堤は、陸上遡上条件を考慮 ・貯留堰、カーテンウォールは考慮せずにモデル化 ・その他の領域は、陸上に向かう津波に対して完全反射条件 ・静水面より下降する津波に対しては、移動境界条件を用いて海底露出を考慮
海面変位	地震断層モデルを用いて地盤の鉛直変動量が瞬時に生じるように設定
潮位条件	T.P. ±0.00m
海底摩擦係数	マニングの粗度係数 $n=0.025 \text{ m}^{-1/3} \cdot \text{s}$ (小谷ほか(1998))
水平渦動粘性係数	$0.0 \text{ m}^2/\text{s}$
計算時間	地盤変動開始から 4 時間まで

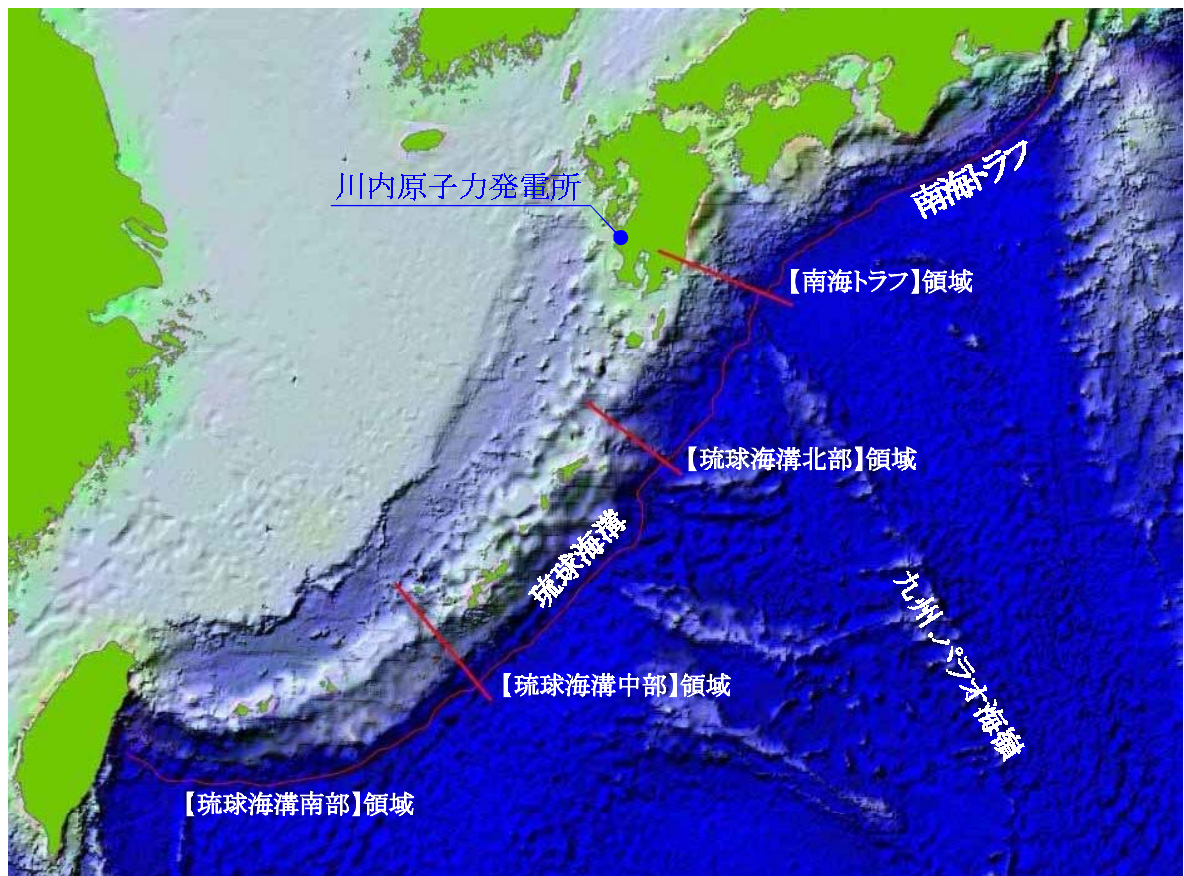
基礎方程式: 非線形長波 (浅水理論) の連続式及び運動方程式

$$\frac{\partial \eta}{\partial t} + \frac{\partial M}{\partial x} + \frac{\partial N}{\partial y} = 0$$

$$\frac{\partial M}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{M^2}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{MN}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial x} - K_h \left(\frac{\partial^2 M}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 M}{\partial y^2} \right) + \frac{gn^2}{D^{7/3}} M \sqrt{M^2 + N^2} = 0$$

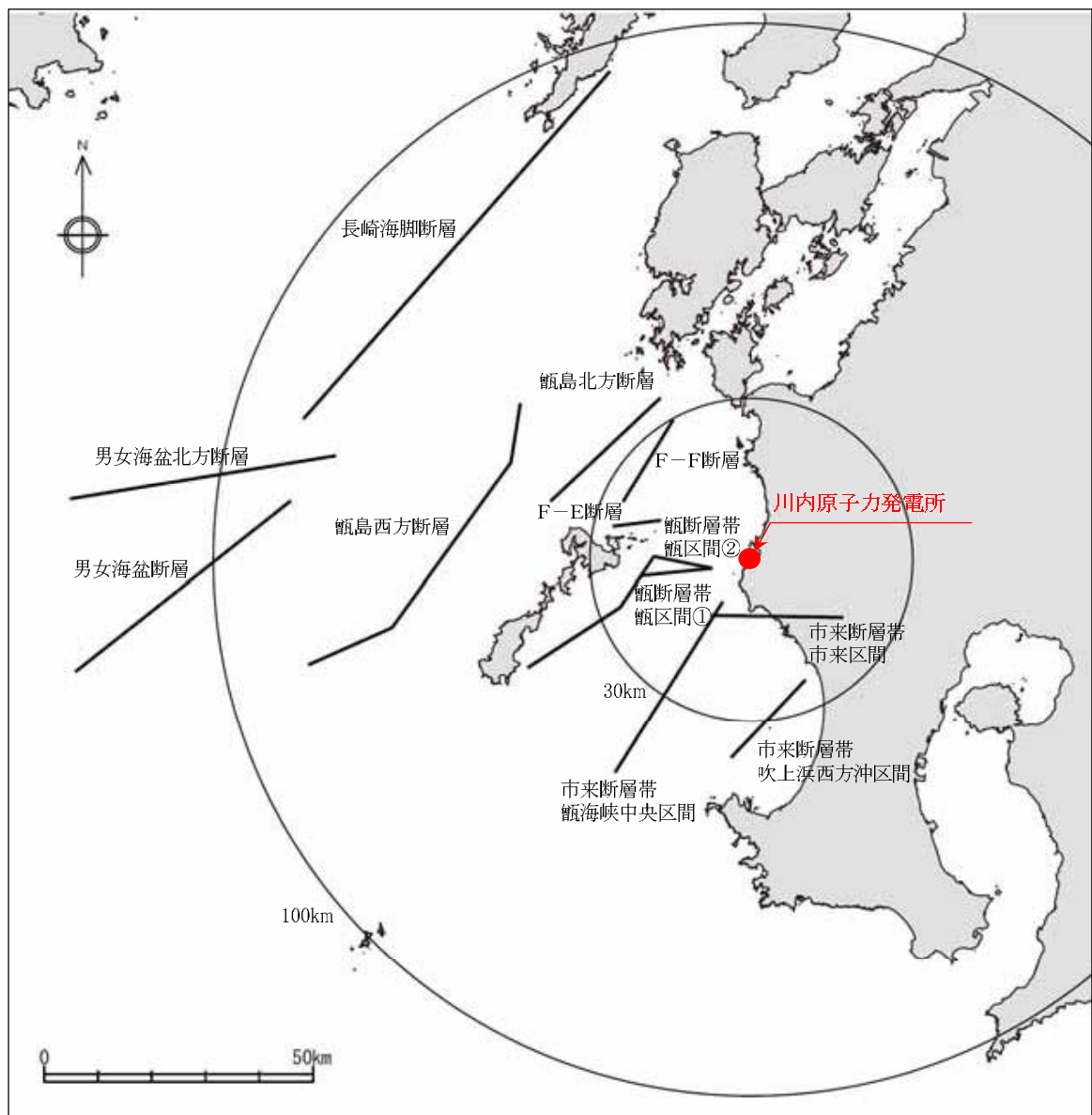
$$\frac{\partial N}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{MN}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{N^2}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial y} - K_h \left(\frac{\partial^2 N}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 N}{\partial y^2} \right) + \frac{gn^2}{D^{7/3}} N \sqrt{M^2 + N^2} = 0$$

ここに、 t : 時間、 x 、 y : 平面座標、
 η : 静水面から鉛直上方にとった水位変動量、
 M : x 方向の線流量、 N : y 方向の線流量、 h : 静水深、
 D : 全水深 ($D=h+\eta$)、 g : 重力加速度、
 K_h : 水平渦動粘性係数、 n : マニングの粗度係数

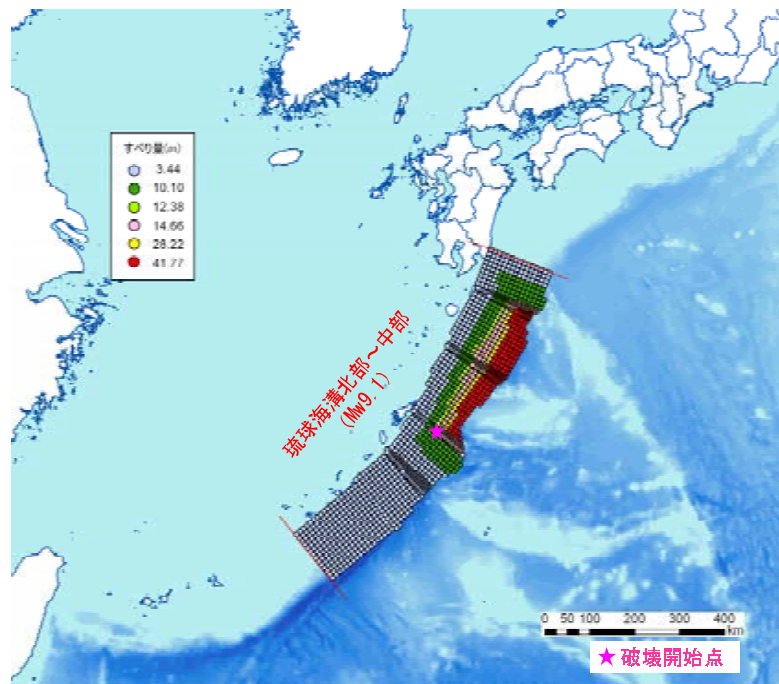


©ESRI, NOAA NGDC

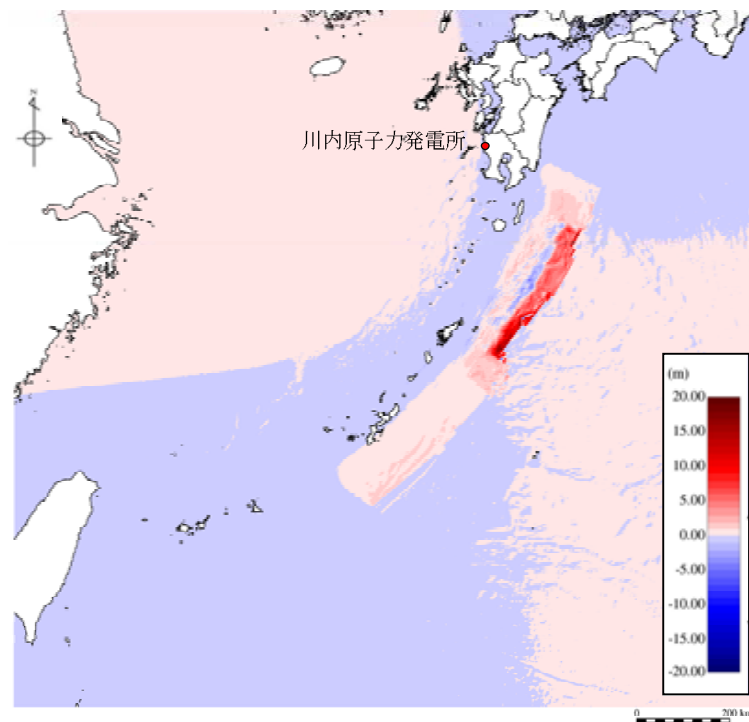
第 3.1.3.2.2.2.1 図 各波源の位置(プレート間地震)



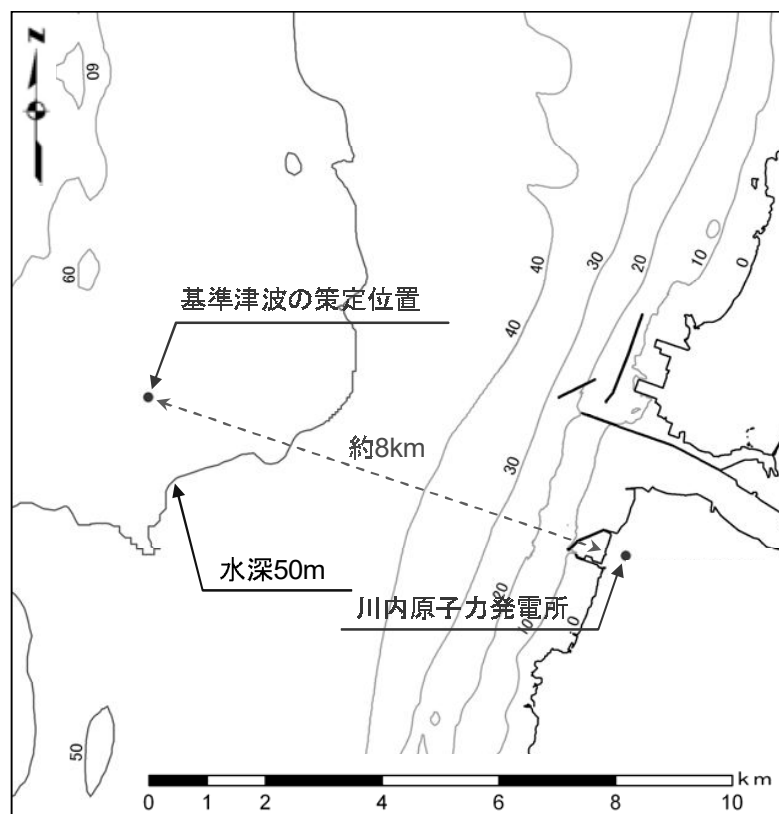
第 3.1.3.2.2.2.2 図 各波源の位置 (海域活断層による地殻内地震)



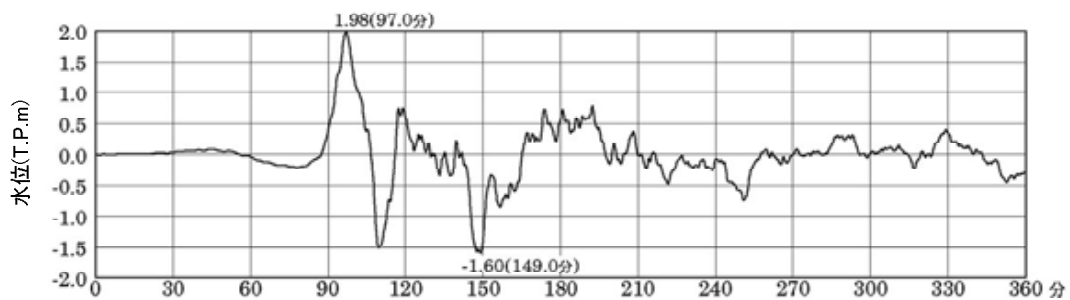
第 3.1.3.2.2.2.3 図 基準津波の波源モデル



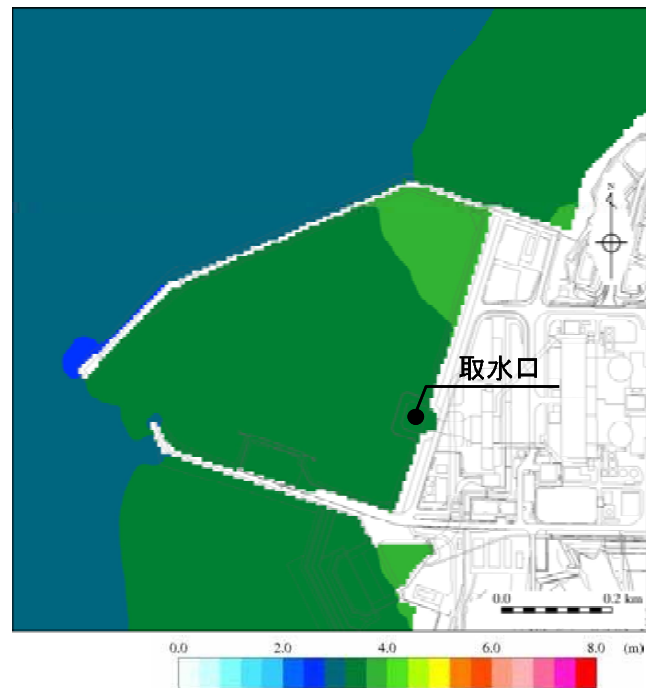
第 3.1.3.2.2.2.4 図 基準津波の地盤変動量分布



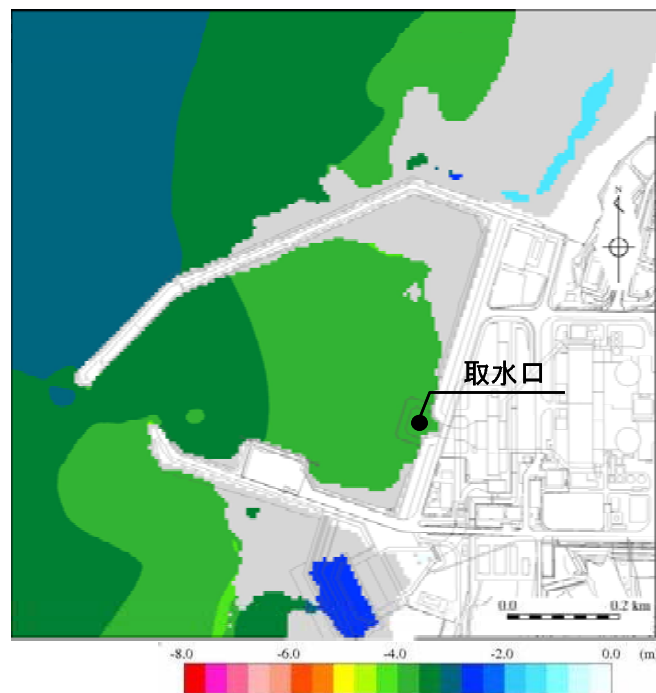
第 3.1.3.2.2.2.5 図 基準津波の策定位置



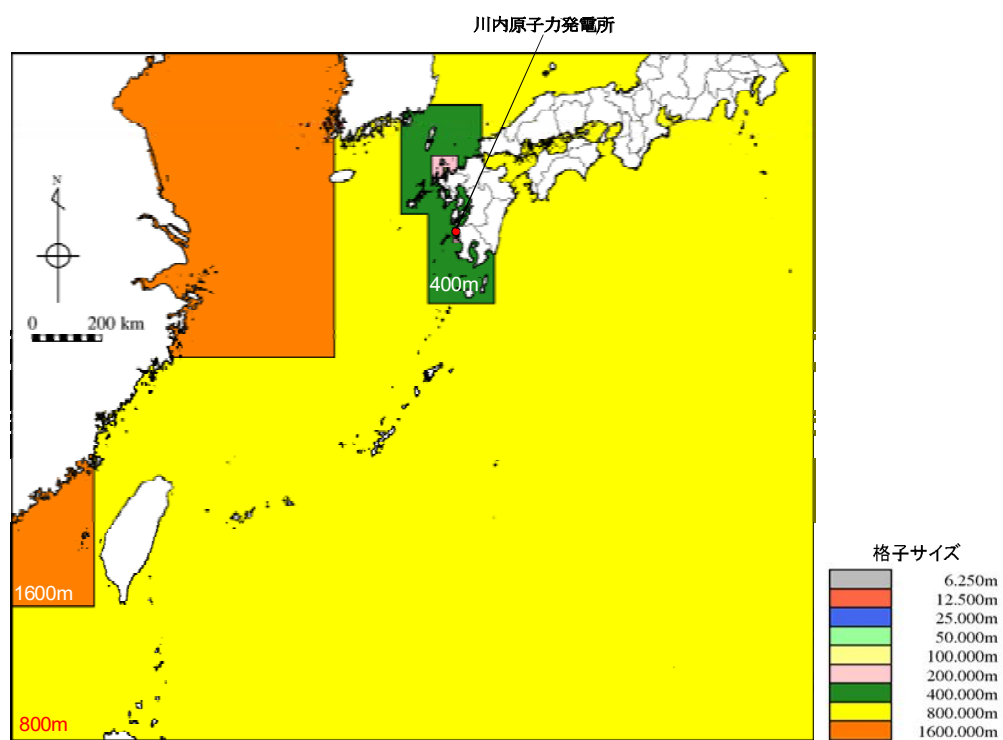
第 3.1.3.2.2.2.6 図 基準津波の時刻歴波形(初期潮位:T.P.±0.00m)



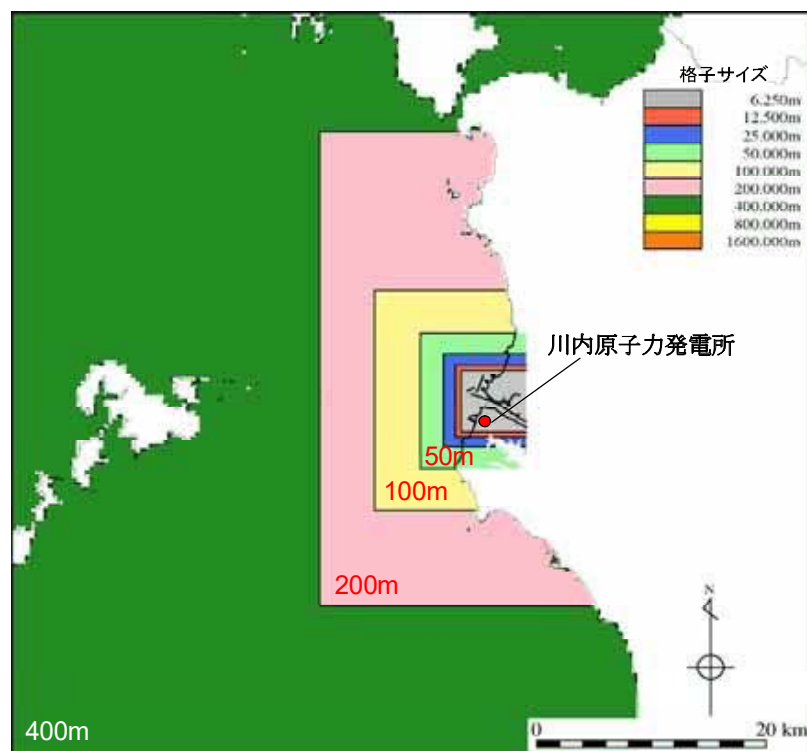
第 3.1.3.2.2.2.7 図 基準津波の最大水位上昇量分布(初期潮位:T.P.±0.00m) (1/2)



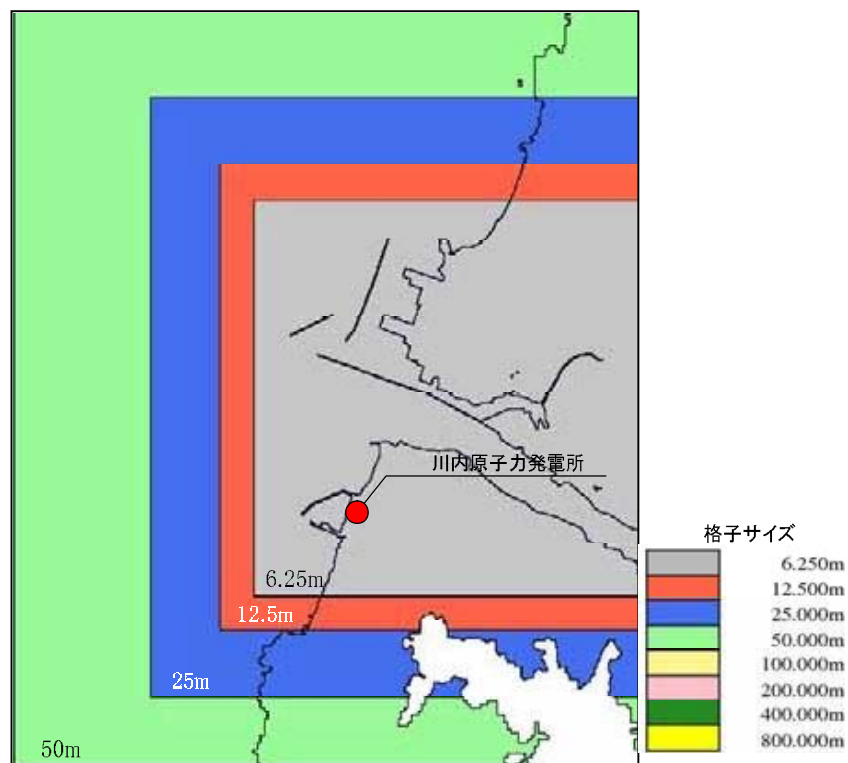
第 3.1.3.2.2.2.7 図 基準津波の最大水位下降量分布(初期潮位:T.P.±0.00m) (2/2)



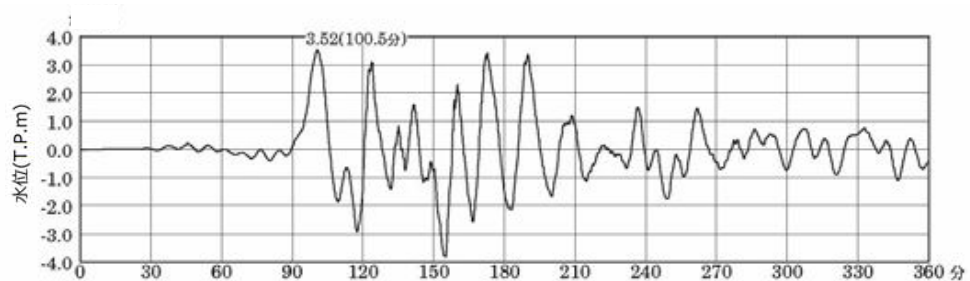
第 3.1.3.2.2.2.8 図 計算領域全体の計算格子分割(プレート間地震) (1/3)



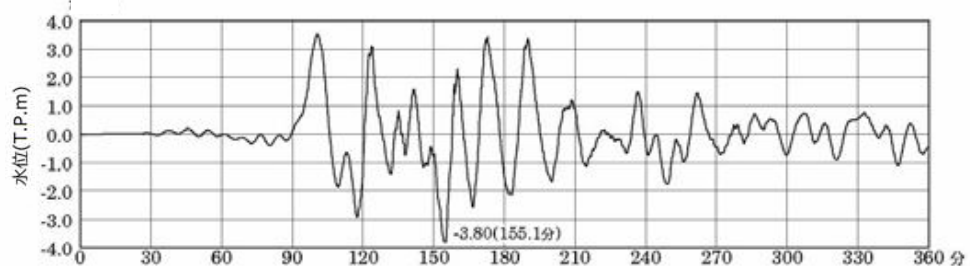
第 3.1.3.2.2.2.8 図 敷地前面海域の計算格子分割(プレート間地震) (2/3)



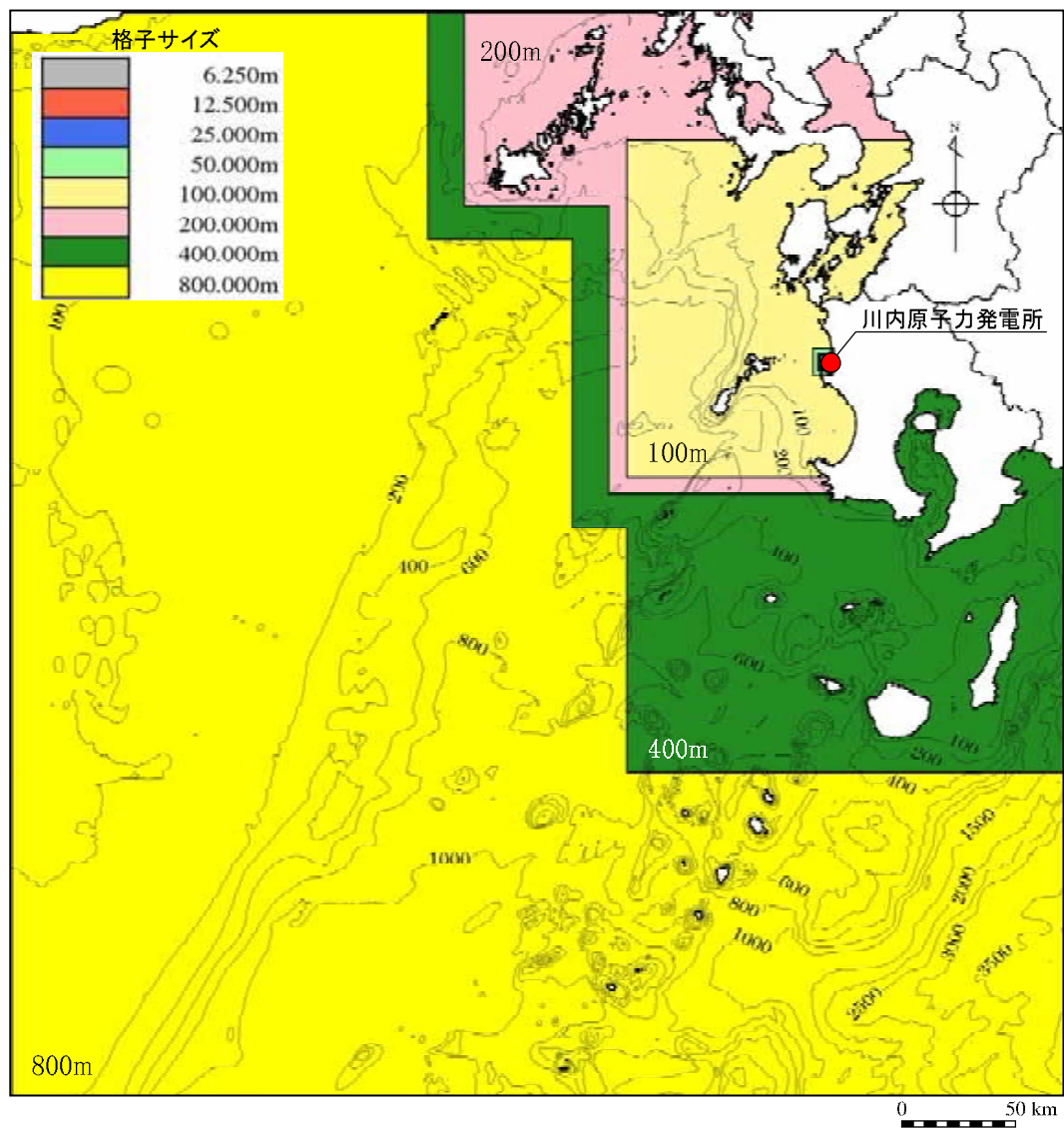
第 3.1.3.2.2.2.8 図 敷地近傍海域の計算格子分割(プレート間地震) (3/3)



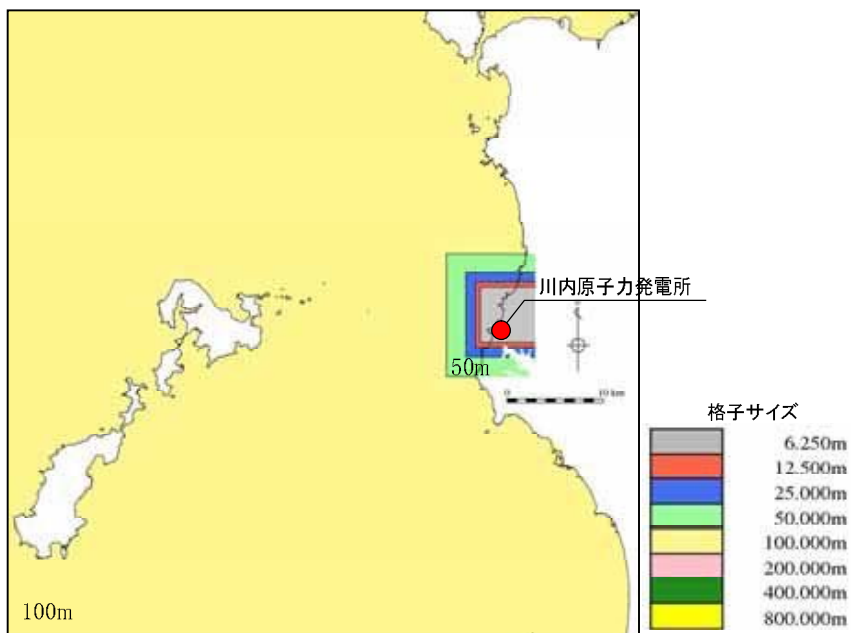
第 3.1.3.2.2.2.9 図 琉球海溝におけるプレート間地震(Mw9.1)に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



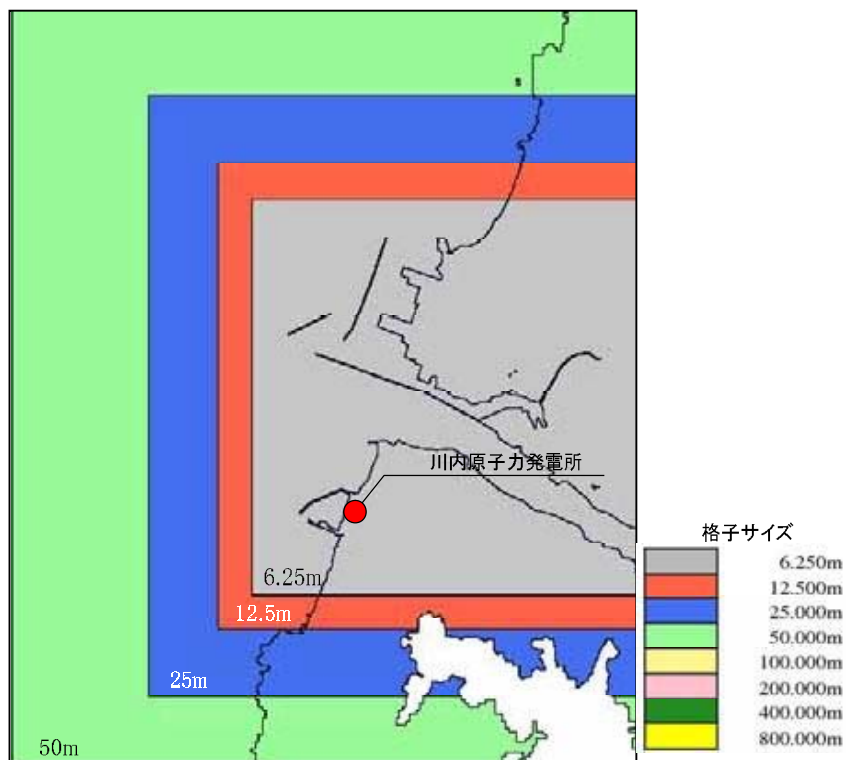
第 3.1.3.2.2.2.9 図 琉球海溝におけるプレート間地震(Mw9.1)に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



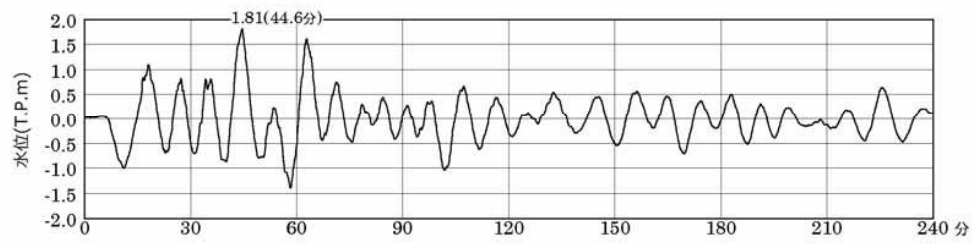
第 3.1.3.2.2.2.10 図 計算領域全体の計算格子分割
(海域活断層による地殻内地震) (1/3)



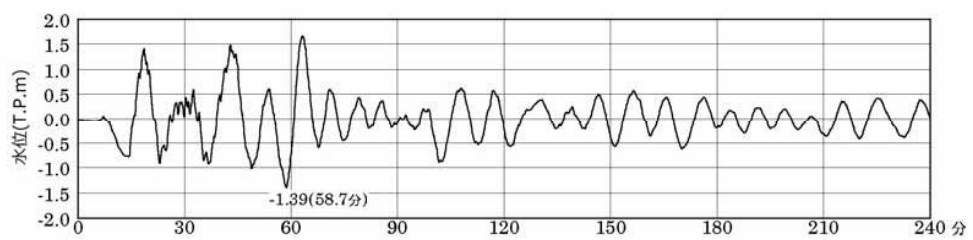
第 3.1.3.2.2.2.10 図 敷地前面海域の計算格子分割
(海域活断層による地殻内地震) (2/3)



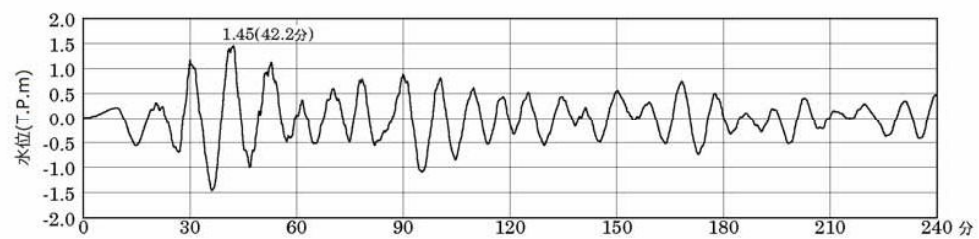
第 3.1.3.2.2.2.10 図 敷地近傍海域の計算格子分割
(海域活断層による地殻内地震) (3/3)



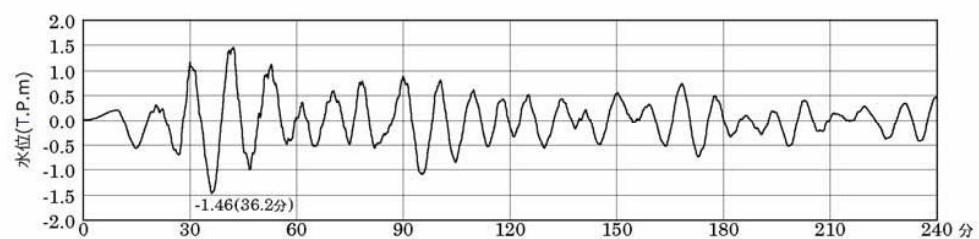
第 3.1.3.2.2.2.11 図 断層帯断層区間による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形 (上昇側) (1/2)



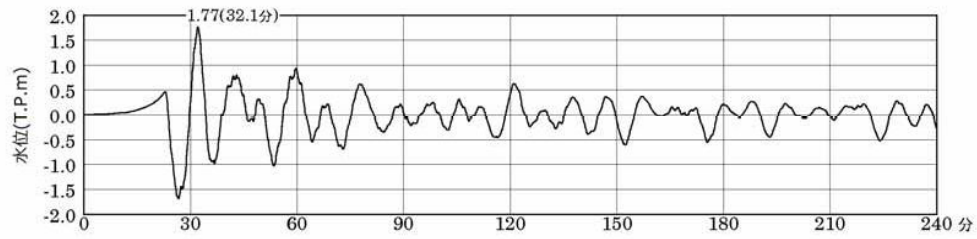
第 3.1.3.2.2.2.11 図 断層帯断層区間による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形 (下降側) (2/2)



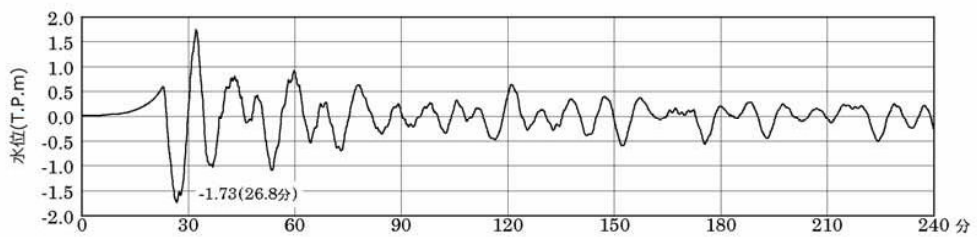
第 3.1.3.2.2.2.12 図 市来断層帯断層海峡中央区間による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形(上昇側) (1/2)



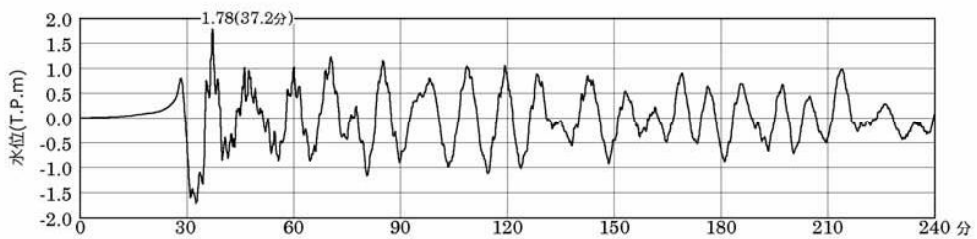
第 3.1.3.2.2.2.12 図 市来断層帯断層海峡中央区間による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形(下降側) (2/2)



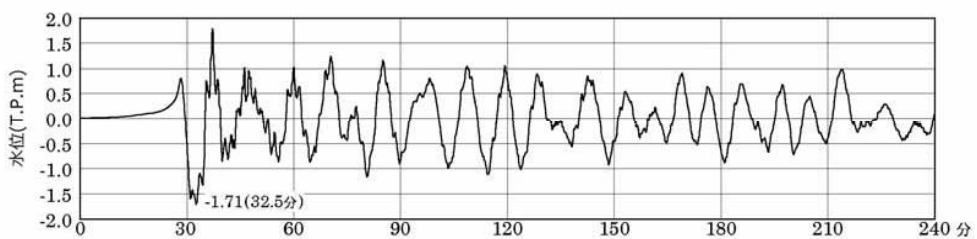
第 3.1.3.2.2.2.13 図 甕島北方断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



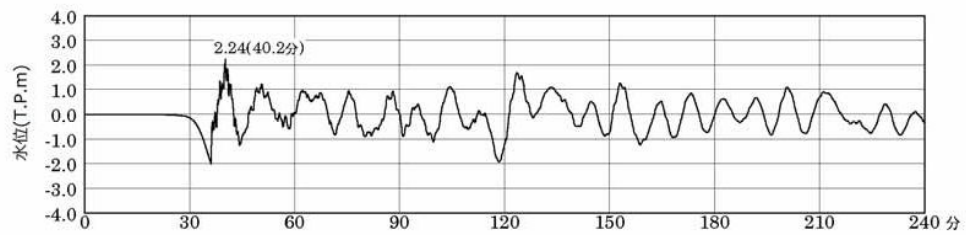
第 3.1.3.2.2.2.13 図 甕島北方断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



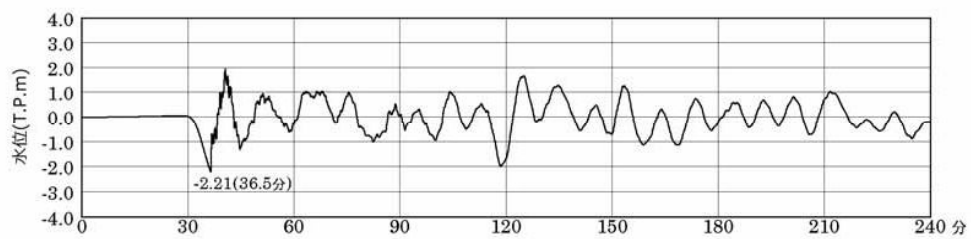
第 3.1.3.2.2.2.14 図 甕島西方断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



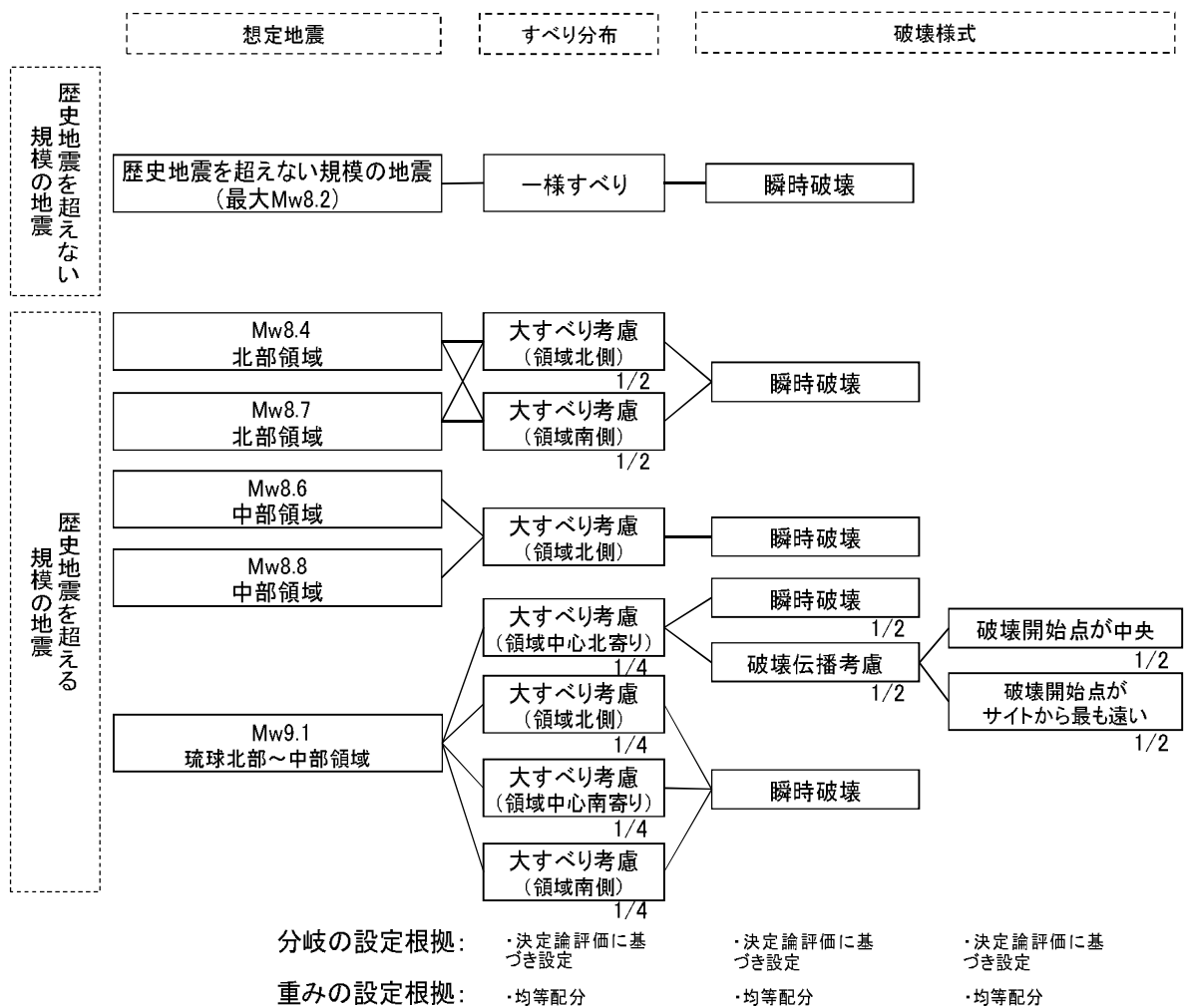
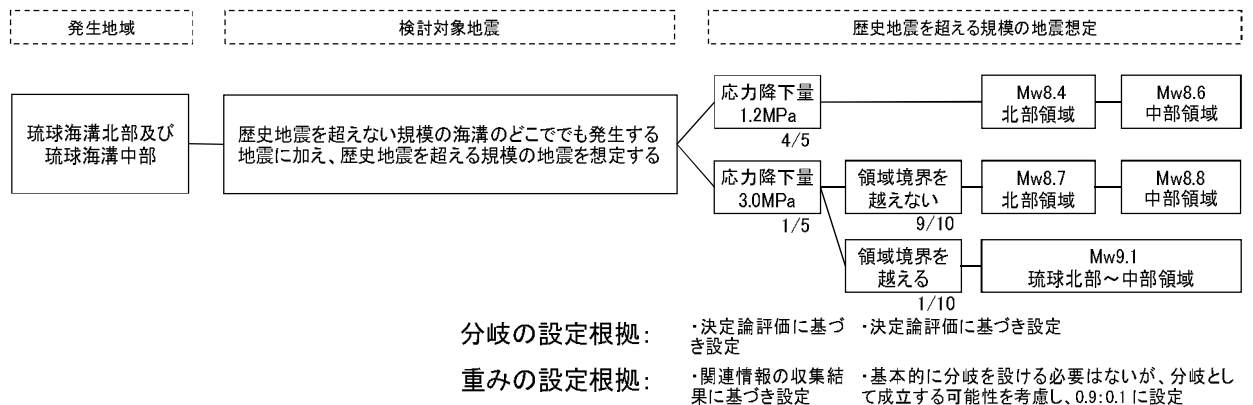
第 3.1.3.2.2.2.14 図 甕島西方断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



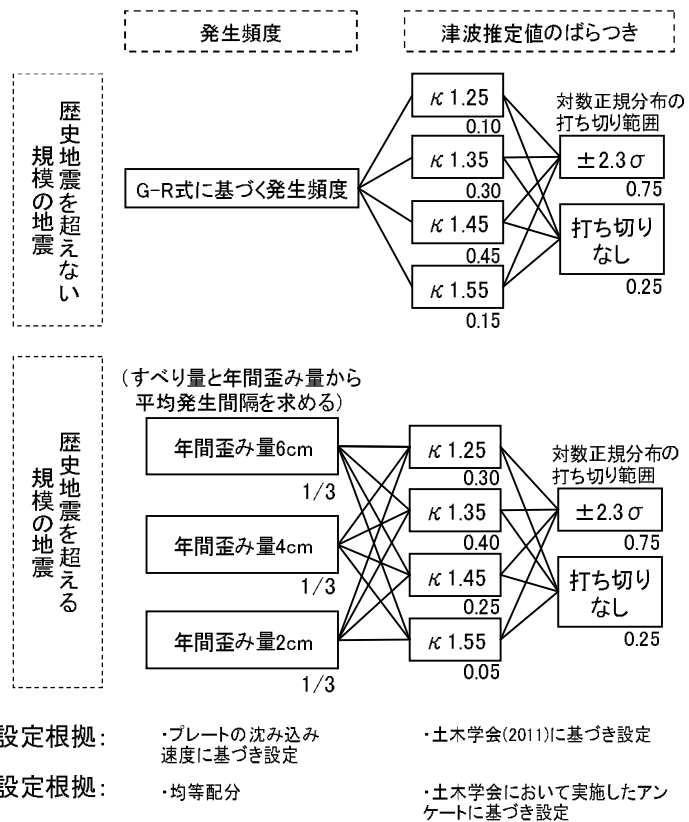
第 3.1.3.2.2.2.15 図 長崎海脚断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



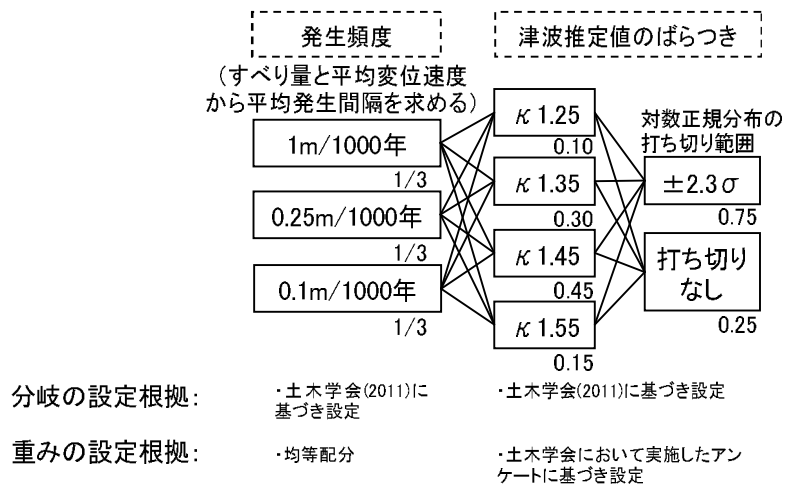
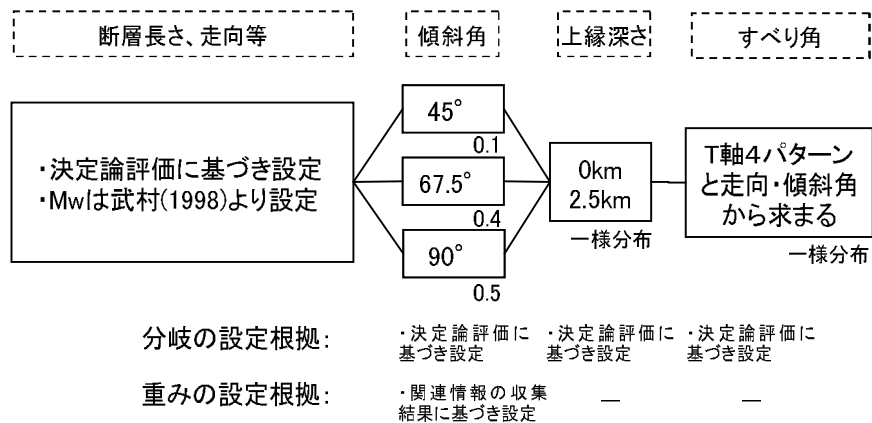
第 3.1.3.2.2.2.15 図 長崎海脚断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



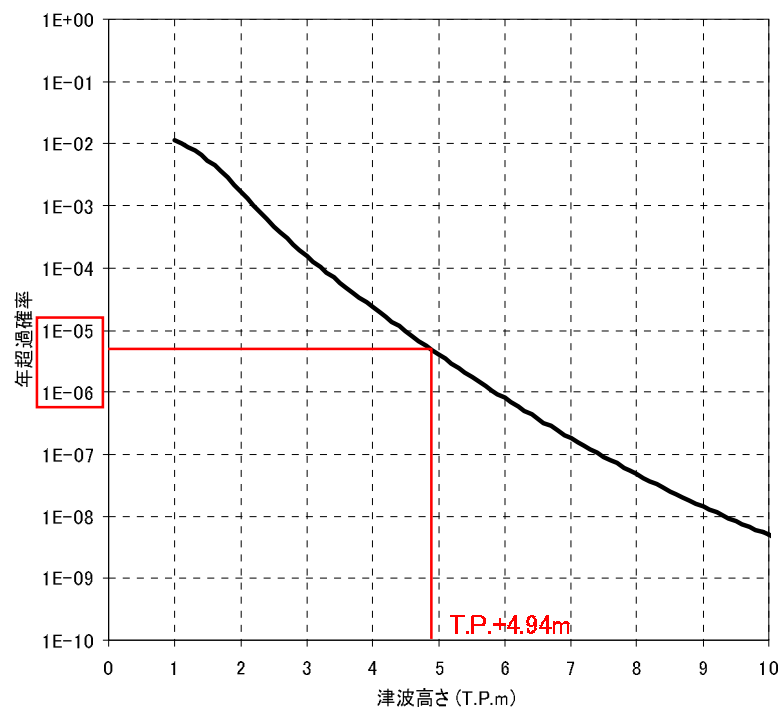
第 3.1.3.2.2.2.16 図 プレート間地震を波源とするロジックツリー (1/2)



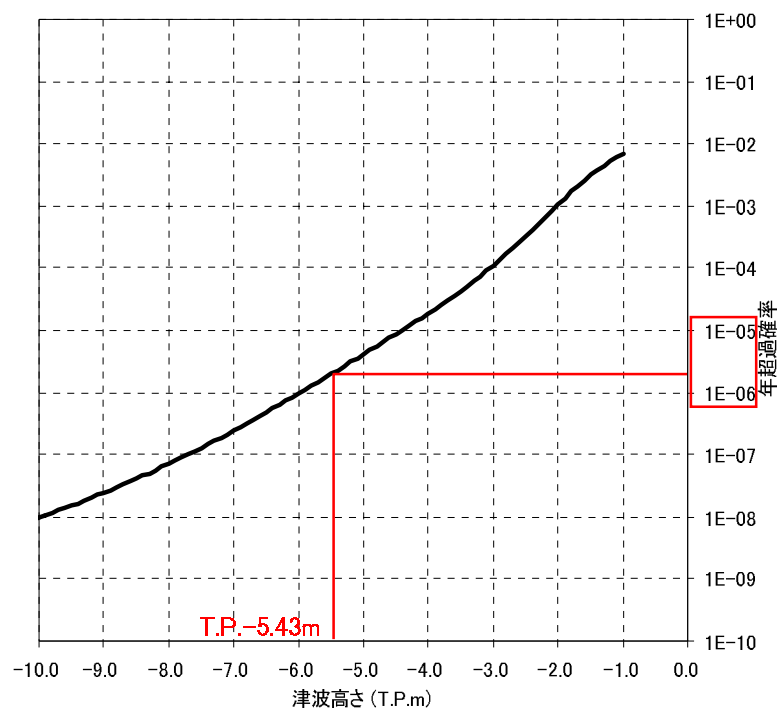
第 3.1.3.2.2.2.16 図 プレート間地震を波源とするロジックツリー (2/2)



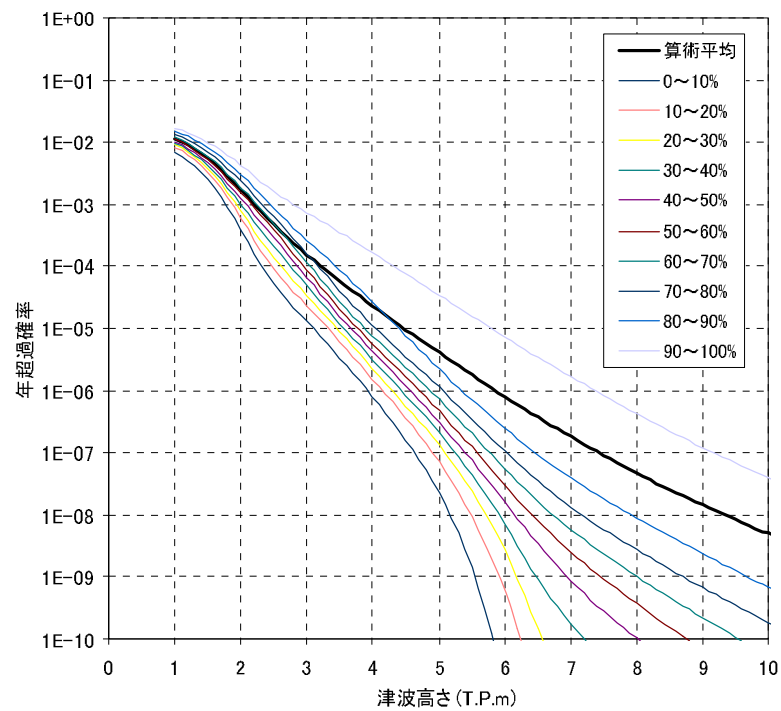
第 3.1.3.2.2.2.17 図 海域活断層による地殻内地震を波源とするロジックツリー



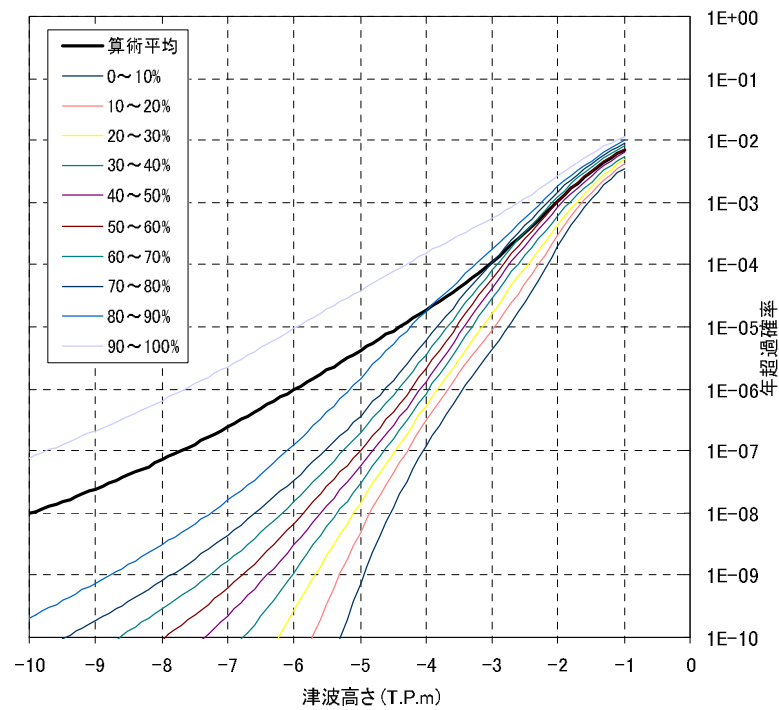
第 3.1.3.2.2.2.18 図 取水口位置における津波ハザード曲線 (1/2)



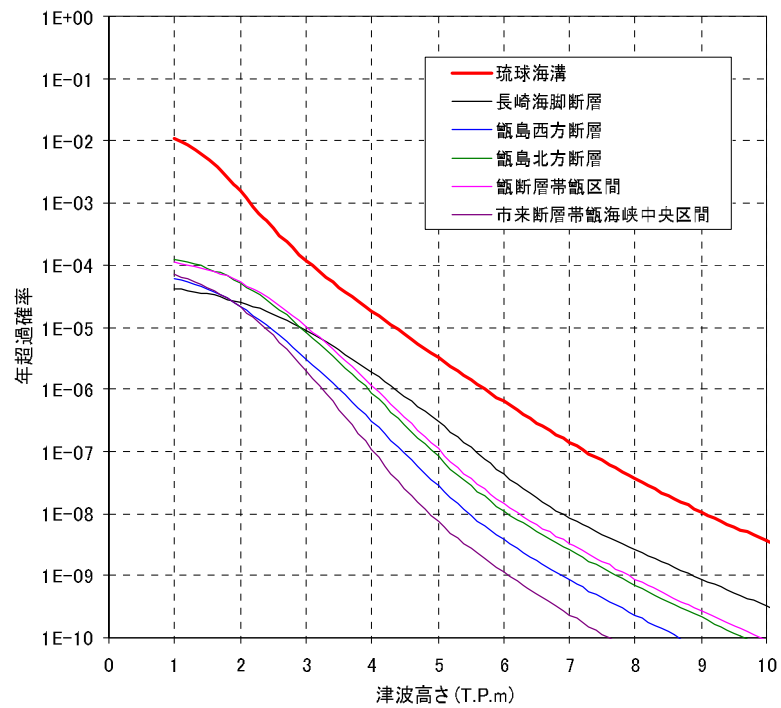
第 3.1.3.2.2.2.18 図 取水口位置における津波ハザード曲線 (2/2)



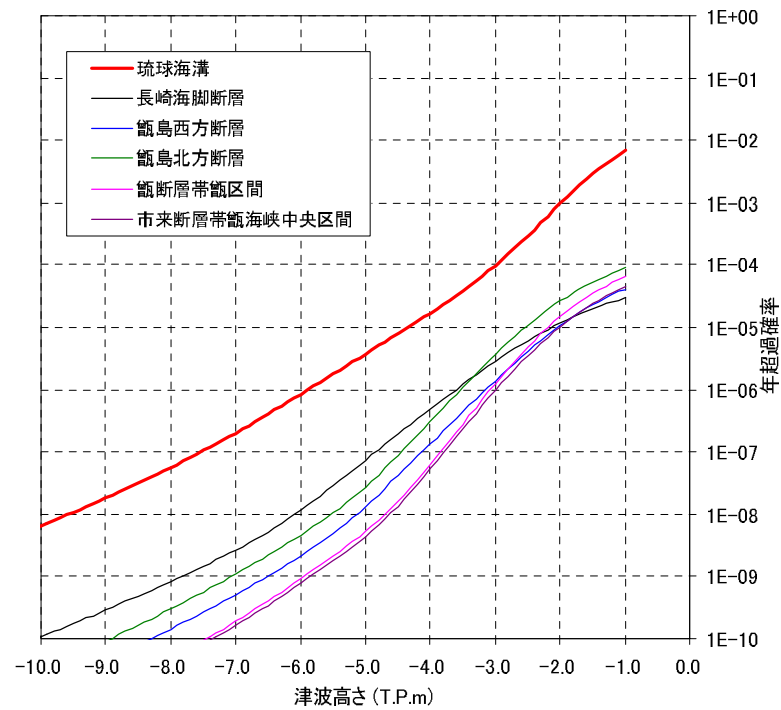
第 3.1.3.2.2.19 図 取水口位置におけるフラクタルハザード曲線 (1/2)



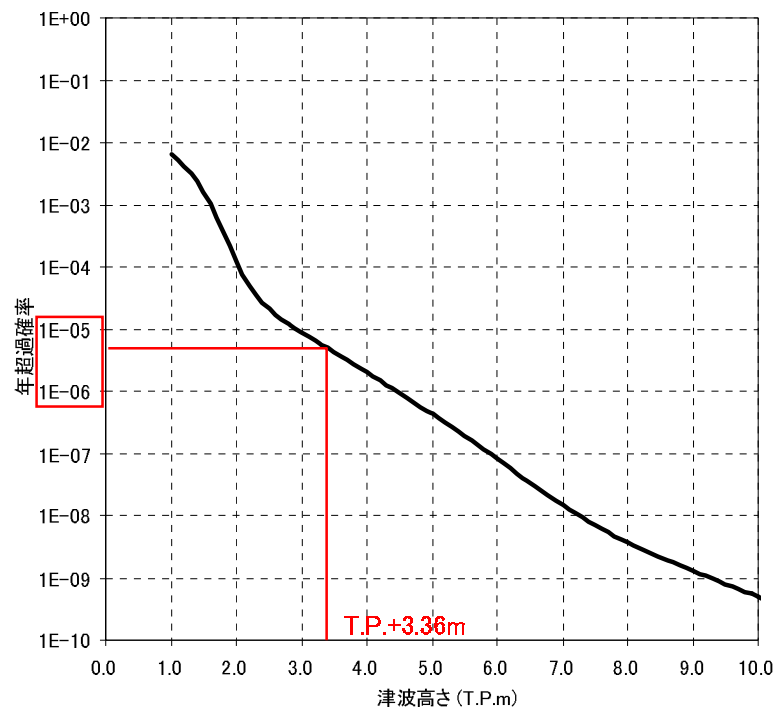
第 3.1.3.2.2.19 図 取水口位置におけるフラクタルハザード曲線 (2/2)



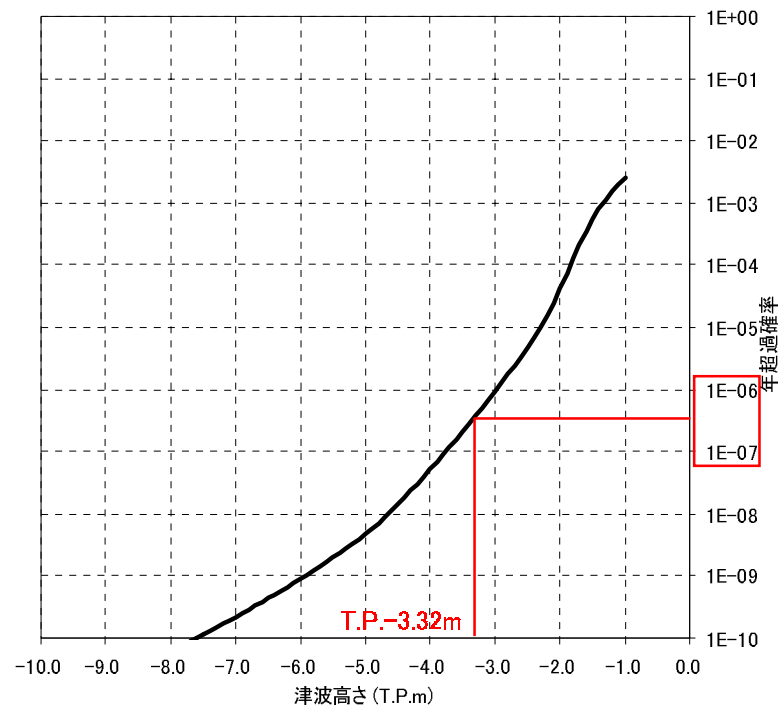
第 3.1.3.2.2.20 図 取水口位置における波源ごとの寄与度 (1/2)



第 3.1.3.2.2.20 図 取水口位置における波源ごとの寄与度 (2/2)



第 3.1.3.2.2.21 図 基準津波の策定位置における津波ハザード曲線 (1/2)



第 3.1.3.2.2.21 図 基準津波の策定位置における津波ハザード曲線 (2/2)

3.1.3.2.2.3 フラジリティ評価

(1) 評価対象と損傷モードの設定

a. 評価対象機器の選定

「3.1.3.2.2.1(2) 事故シナリオの同定」の結果を活用し、本評価の対象となる機器リストを作成した。代表的な機器を選定した機器リストの例を第 3.1.3.2.2.3.1 表に示す(後述のフラジリティデータを合わせて記載)。

b. 損傷モード及び部位の設定

津波フラジリティ評価では、以下の損傷・機能喪失要因について評価を行う。

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

各損傷・機能喪失要因について、一般的なフラジリティ評価方針を第 3.1.3.2.2.3.2 表に示す。また、本プラントの状況を考慮して、機器種別ごとのフラジリティ評価方針を整理した結果を第 3.1.3.2.2.3.3 表に示す。なお、津波の遡上については、工学的判断に基づく方法で敷地内の水位と遡上による不確実さを考慮している。

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

- ・屋外設置の動的・電氣的設備及び可搬設備に関する被水・没水

・屋内設置の動的・電氣的設備に関する被水・没水

但し、屋内設置設備のうち 1 次系建屋内の設備については建屋貫通部のシールの損傷により建屋内に水が流入することで被水・没水すると仮定するため、貫通部シールのフラジリティに依存する。このため、貫通部シールをフラジリティ定量評価の実施対象とする。

(2) フラジリティ評価手法

a. フラジリティ評価用津波の作成

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

b. フラジリティ評価手法

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

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

$$A_m = F \times A_d \quad (\text{式 3.1.3.2.2.3.1})$$

ここで、

A_m : フラジリティ波高中央値(=損傷確率 50%に相当する津波高さ)

F : 安全係数(裕度)

A_d : 基準津波の最大波高

$$F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} = \frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}} \times \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}} \quad (\text{式3.1.3.2.2.3.2})$$

$$F = F_{ER} \times F_{TR} \times F_{EC} \quad (\text{式 3.1.3.2.2.3.3})$$

ここで、

F_{ER} : 機器応答に関する係数

F_{TR} : 遡上応答に関する係数

F_{EC} : 耐力に関する係数

(式 3.1.3.2.2.3.1)の安全係数(裕度)は、(式 3.1.3.2.2.3.2)のように基準と

する津波による現実的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、評価対象機器の設計応答値に対する現実的な応答の割合（応答に関する安全係数）と現実的な耐力に対する設計応答値の割合（耐力に関する安全係数）に分離して評価する。

但し、入力 of 津波高さに対する機器の応答には、津波の遡上に関わる水位の応答に加えて機器自身の応答が影響する場合があることから、（式 3.1.3.2.2.3.3）のように両方の応答に関する係数を考慮する。なお、本評価においては、津波の遡上に関わる水位の応答の係数を遡上応答係数（ F_{TR} ）、機器自身の応答に関わる応答の係数を機器応答係数（ F_{ER} ）と呼ぶ。

上記により算出された A_m により損傷確率は次式のように表される。

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

ここで、 β_{c_R} は偶然的不確実さ要因の対数標準偏差、 β_{c_U} は認識論的不確実さ要因の対数標準偏差を表し、以下のように示される。

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

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

β_{R-s} : 現実的耐力の偶然的不確実さ

β_{R-r} : 現実的応答の偶然的不確実さ

β_{U-s} : 現実的耐力の認識論的不確実さ

β_{U-r} : 現実的応答の認識論的不確実さ

また、 X は fragility 曲線の信頼度 p に対応する標準正規確率変量

$(\Phi^{-1}(p))$ を表し、以下の値をとる。

$p = 5\%$ 信頼度の時 $X = -1.65$

$p = 50\%$ 信頼度の時 $X = 0$

$p = 95\%$ 信頼度の時 $X = 1.65$

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

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

但し、

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

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

(3) フラジリティ評価結果

a. 屋外設置設備のフラジリティ評価結果

屋外設置設備の被水・没水に関するフラジリティ評価結果について以下に示す。ここでは、設置高さ EL.+13.0m の機器を代表として評価内容を示す。

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

(a) 機器応答係数 F_{ER}

本損傷・機能喪失要因では、当該機器の設置高さに津波が到達した時点で機能喪失すると想定するため、機器応答に関する保守性及び不確かさ β は考慮しない。

$$F_{ER} = 1.0$$

$$\beta = 0$$

(b) 遡上応答係数 F_{TR}

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

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

なお、津波の遡上については、自然現象のランダム性によるばらつきと、解析・計算方法に依存する認識論的ばらつきの両方が影響を及ぼすものと考えられるため、それぞれが同程度の寄与を持っていると考えて不確か

さ $\beta = 0.30$ を認識論的不確実さ β_U と偶然的不確実さ β_R に等分する。

$$F_{TR} = 1.0$$

$$\beta_U = 0.21$$

$$\beta_R = 0.21$$

$$(\beta = 0.30)$$

(c) 耐力係数 F_{EC}

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

$$F_s = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}} = \frac{\text{機器設置高さ}}{\text{fragility 評価用津波による水位}} = \frac{13.0}{10} = 1.30$$

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

$$F_{EC} = 1.30$$

$$\beta = 0$$

(d) fragility 評価結果

(a) ～ (c) の各係数をまとめると、被水・没水に関する fragility は以下のようなになる。また、得られた fragility 曲線を第 3.1.3.2.2.3.2 図に示す。

$$\begin{aligned} Am &= F_{ER} \times F_{TR} \times F_{EC} \times Ad \\ &= (1.0 \times 1.0 \times 1.30) \times (10) \\ &= 13.0 \text{ (m)} \end{aligned}$$

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

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

$$\begin{aligned}
 \text{HCLPF} &= A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_U + \beta_R)) \\
 &= 13.0 \times \exp(-1.65 \times (0.21 + 0.21)) \\
 &= 6.50 \text{ (m)}
 \end{aligned}$$

この結果は、海岸線における津波高さが6.5mの場合に、設置高さEL.+13.0mの機器が津波の遡上により損傷する確率があるということを示す。また、海岸線における津波高さが13.0mの場合に、津波の遡上により機器が損傷する確率は50%である。

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

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

b. 屋内設置設備のフラジリティ評価結果

(a) タービン建屋内設備

タービン建屋内設備の被水・没水に関するフラジリティは、屋外設置設備と同様に評価するが、遡上に関する不確実さは考慮しない。また、タービン建屋にはEL.+12.1m未満に屋外に通じる貫通部・開口部がなく、EL.+12.1m未満の津波ではタービン建屋内に流入することはない。一方、EL.+12.1m以上の津波では、タービン建屋内への流入が必ず発生し、内部の機器を損傷させると想定する。

したがって、設置高さEL.+12.1m未満のタービン建屋内機器の被水・没水に関するフラジリティは以下のようになる。

$$0 < x < 12.1 \quad P=0$$

$$12.1 < x \quad P=1$$

x : 津波高さ(m)

P : 損傷確率

なお、設置高さが EL.+12.1m よりも高い機器については、その設置高さで $P=1$ に立ち上がるフラジリティとなる。

(b) 1次系建屋内設備

1次系建屋内設備の被水・没水に関するフラジリティは、建屋貫通部シールのフラジリティにより評価する。1次系建屋内設備に関するフラジリティ評価の概念を、第3.1.3.2.2.3.3図に示す。

評価においては、建屋下層にある貫通部シールを代表として評価した。ここでは、タービン建屋と制御建屋間の貫通部(設置高さ:EL.-2.0m)を代表として評価内容を示す。

イ 機器応答係数 F_{ER}

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

$$F_{FL} = 1.0$$

$$\beta = 0$$

ロ 遡上応答係数 F_{TR}

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

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

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

$$F_{TR} = 1.0$$

$$\beta_U = 0.21$$

$$\beta_R = 0.21$$

$$(\beta = 0.30)$$

ハ 耐力係数 F_{EC}

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

(イ) 強度に関する係数 F_s

現実的耐力として、評価対象部位の止水性能(何メートルの静水圧に耐えるか)を用い、設計応答値として fragility 評価用津波水位(に相当する静水圧)を用いる。設計において、貫通部シールは

水深20mに相当する静水圧(0.2MPa)に耐えることを確認している。
 このため、現実的には下限値に相当する値であると考えられるが、本
 評価では中央値として扱い、不確実さを考慮しないものとする。した
 がって、EL.-2.0mのシールの場合の耐力中央値は、水深20mに相
 当する18.0mとなる。以上から、強度に関する係数は以下のように示
 すことができる。

$$F_s = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}} = \frac{18.0}{15} = 1.20$$

$$\beta = 0$$

なお、ここではフラジリティ評価用津波高さとして15mを設定した。

(ロ) 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

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

$$F_\mu = 1.0$$

$$\beta = 0$$

ニ 貫通部シールのフラジリティ評価結果

(a)～(c)の各係数をまとめると、フラジリティは以下ようになる。

$$A_m = F_{FL} \times F_{TR} \times F_s \times F_\mu \times A_d$$

$$= (1.20 \times 1.0 \times 1.0 \times 1.0) \times (15)$$

$$= 18.0 \text{ (m)}$$

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

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

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

$$= 18.0 \times \exp(-1.65 \times (0.21 + 0.21))$$

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

このシールはタービン建屋から制御建屋への貫通部であるので、流入経路としては一旦タービン建屋内に津波が入ったのち、貫通部を経由して制御建屋へ至ることとなる。すなわち、タービン建屋内に津波が流入しない限り、この貫通部は損傷しないといえる。また、タービン建屋にはEL.+12.1m以下に屋外に通じる貫通部・開口部がなく、これ以下の津波ではタービン建屋内に流入することがない。

以上をまとめると、タービン建屋と制御建屋間の貫通部 (EL.-2.0m) の貫通部シールのフラジリティは以下のように表現することができる。

- ・タービン建屋と制御建屋間の貫通部 (EL. -2.0m) のフラジリティ

$$0 < x < 12.1 \quad P=0$$

$$12.1 < x < 15 \quad A_m = 18.0, \beta_R = \beta_U = 0.21, \text{HCLPF} = 9.0$$

$$15 < x \quad P=1$$

x : 津波高さ(m)

P : 損傷確率

EL.+15.0m以上の津波の場合、貫通部シールの損傷有無に係わらず、1次系建屋の開口部から津波が流入すると想定しているため、評価対象となる建屋内設置設備の損傷確率は1とする。

上記と同様に、海水管ダクトと中間建屋間の貫通部 (EL.+1.8m) について検討すると、フラジリティは以下のような結果となる。

$$A_m = 21.8 (\text{m})$$

$$\beta_U = 0.21$$

$$\beta_R = 0.21$$

$$\text{HCLPF} = 10.9 (\text{m})$$

このシールは海水管ダクトから中間建屋への貫通部であるので、流

入経路としては、海水ポンプエリア経由でダクト内に津波が入ったのち、貫通部を経由して中間建屋へ至ることとなる。すなわち、海水ポンプエリア内に津波が流入しない限り、この貫通部は損傷しないといえる。また、前述のとおり、海水ポンプエリア防護壁により、EL.+8.0mより低い津波では、海水ポンプエリアには津波が流入することはないと想定している。

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

- ・ 海水管ダクトと中間建屋間の貫通部 (EL.+1.8m) のフラジリティ

$$0 < x < 8.0 \quad P=0$$

$$8.0 < x < 15 \quad A_m=21.8, \beta_R=\beta_U=0.21, HCLPF=10.9$$

$$15 < x \quad P=1$$

以上のフラジリティを比較すると、フラジリティ曲線自体はタービン建屋と中間建屋間の貫通部 (EL.-2.0m) のほうが厳しいため、こちらを代表とすることが考えられる。しかし、このフラジリティでは $0 < x < 12.1$ の損傷確率を0として扱っているため、海水管ダクトと中間建屋間の貫通部 (EL.+1.8m) のフラジリティのうち $8.0 < x < 12.1$ の間の損傷確率を無視することとなり、非保守的な評価となる可能性がある。そこで、本評価においては、この両者を代表として扱い、以下のようなフラジリティを考慮することとした。

$$0 < x < 8.0 \quad P=0$$

$$8.0 < x < 12.1 \quad A_m=21.8, \beta_R=\beta_U=0.21, HCLPF=10.9$$

$$12.1 < x < 15 \quad A_m=18.0, \beta_R=\beta_U=0.21, HCLPF=9.0$$

$$x < 15 \quad P=1$$

1次系建屋内の機器について得られるフラジリティ曲線のイメージを

第3.1.3.2.2.3.4図に示す。フラジリティ曲線は、当該機器の設置EL.と上記の貫通部フラジリティによるEL.+8.0mの高いほう(X点)から立ち上がり、EL.+12.1m(Y点)を境界としてフラジリティ曲線が切り替わることとなる。また、シールのないEL.+15.0m(Z点)以上では損傷確率は1となる。

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

(4) 損傷の相関の取り扱い

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

第3.1.3.2.2.3.1表 機器リストとフラジリティデータの例

機器(屋外・タービン建屋)	Am (m)	β_R	β_U	HCLPF(m)
AFWP復水タンク元弁	13.0	0.21	0.21	6.50
大容量空冷式発電機	13.0	0.21	0.21	6.50
外部電源関連設備(主変圧器、所内変圧器)	13.3	0.21	0.21	6.65
海水ポンプ	8.00	0	0	8.00
循環水ポンプ	9.40	0	0	9.40
メタルクラッド開閉装置(常用系)	13.3	0	0	13.3

機器(1次系建屋)	X	Y	Z	Am (m)		β _R		β _U		HCLPF(m)	
				X-Y	Y-Z	X-Y	Y-Z	X-Y	Y-Z	X-Y	Y-Z
貫通部シール1 (EL.+1.8m)※ ¹				21.8	—	0.21	—	0.21	—	10.9	—
貫通部シール2 (EL.-2.0m)※ ²				—	18.0	—	0.21	—	0.21	—	9.00
原子炉補機冷却水ポンプ	8.00	12.1	15.0	21.8	18.0	0.21	0.21	0.21	0.21	10.9	9.00
ドロツパ盤	10.0	12.1	15.0	21.8	18.0	0.21	0.21	0.21	0.21	10.9	9.00
非常用ディーゼル発電機	—	13.3	15.0	—	18.0	—	0.21	—	0.21	—	9.00
メタルクラッド開閉装置	—	13.8	15.0	—	18.0	—	0.21	—	0.21	—	9.00

※1 海水管ダクトと中間建屋間の貫通部シール

※2 タービン建屋と制御建屋間の貫通部シール

第3.1.3.2.2.3.2表 各損傷・機能喪失要因に対する一般的なフラジリティ評価方針 (1/3)

損傷・機能喪失要因	設置場所	対象機器	フラジリティ評価方針
被水・没水	屋外	動的・電氣的設備	・対象機器が水に触れた時点で機能損傷すると想定し、現実的耐力＝設置ELとする。なお、設置ELの値は配置設計において厳密に設定されているため不確実さは考慮しない。
	屋内	動的・電氣的設備	・機器の設置ELに水位が達した時点で、対象機器が水に触れて機能損傷すると想定する。 ・建屋外郭部(貫通部)シールがない場合及びシールが損傷した場合には、建屋内に水が無制限に流入し、津波高さまで建屋内の水位が上昇すると想定する。したがって、貫通部シールの波力に対するフラジリティを評価する。但し、複数のシールが損傷することによる影響の組合せは考慮せず、1カ所のシールが破れれば、津波高さまで建屋内の水位が上昇すると仮定する。
波力	屋外	動的・電氣的設備 静的設備	・動的・電氣的設備については、被水・没水による機能損傷が先行する(設置位置に水が到達した時点で機能損傷する)ため評価不要。 ・機器設置位置による波力の影響(津波が運動エネルギーをもって衝突するか)により評価可否を検討する。すなわち、壁や建屋に囲まれている等、津波が運動エネルギーをもって衝突しないことが配置情報等から判断できる機器はフラジリティ評価対象外とする。 ・応答値(発生応力)の不確実さについては、津波PRA学会標準評価事例集の記載を参照する。
	屋内(建屋外郭部含む)	貫通部シール	・評価方法は基本的に屋外設備と同様であるが、シールが耐えうる静水頭(水压)に着目した評価とする。 ・建屋内設置機器は建屋外郭により波力の影響を受けないため、評価不要。

第3.1.3.2.2.3.2表 各損傷・機能喪失要因に対する一般的なフラジリティ評価方針 (2/3)

損傷・機能喪失要因	設置場所	対象機器	フラジリティ評価方針
流体力	屋外	動的・電氣的設備 静的機器	・動的・電氣的設備については、被水・没水による機能損傷が先行する(設置位置に水が到達した時点で機能損傷する)ため評価不要。 ・流体力による荷重は波力に比べて非常に軽微であるので、波力の影響に包含されると考えフラジリティ評価対象外とする。
	屋内	貫通部シール	・評価方法は基本的に屋外設備と同様であるが、シールが耐えうる静水頭(水压)に着目した評価とする。 ・建屋内設置機器は建屋外郭により波力の影響を受けないため、評価不要。
浮力	屋外	動的・電氣的設備 静的機器	・動的・電氣的設備については、被水・没水による機能損傷が先行する(設置位置に水が到達した時点で機能損傷する)ため評価不要。 ・浮力によるタンク基礎ボルトの引張応力を評価。 ・耐力については、地震と同様に限界耐力(物性値の中央値)を考慮する。
	屋内	動的・電氣的設備 静的設備	・動的・電氣的設備については、被水・没水による機能損傷が先行する(設置位置に水が到達した時点で機能損傷する)ため評価不要。 ・静的機器については、その自重と基礎ボルトの耐力(引張強さ)に比べて、浮力による荷重(水没を考慮すると津波波高に依存しない)が軽微であるのでフラジリティ評価対象外とする。

第3.1.3.2.2.3.2表 各損傷・機能喪失要因に対する一般的なフラジリティ評価方針 (3/3)

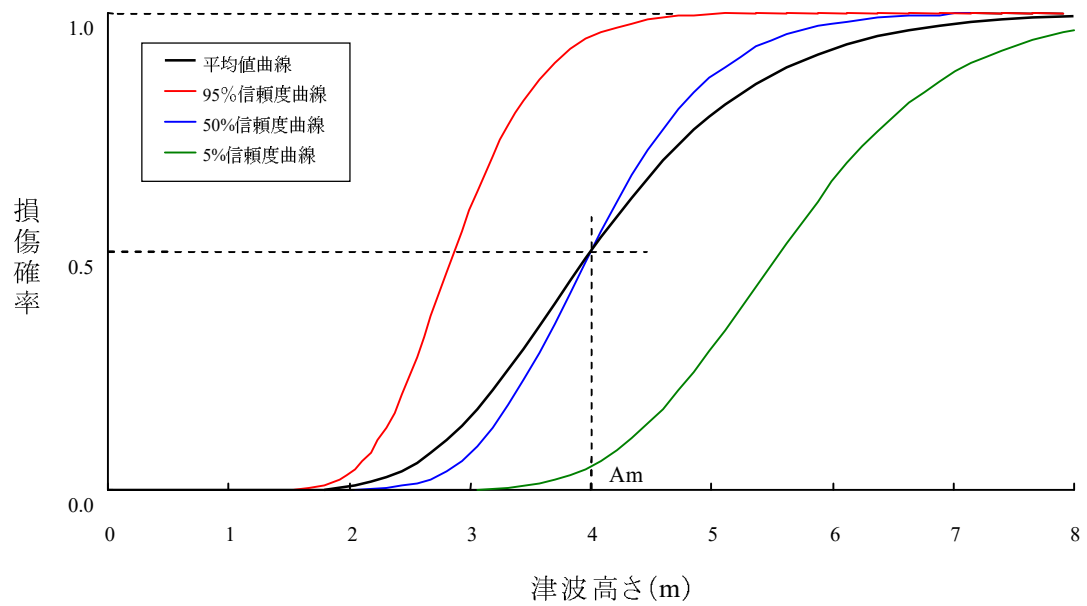
損傷・機能喪失要因	設置場所	対象機器	フラジリティ評価方針
漂流物衝突	屋外	動的・電氣的設備 静的設備	・動的・電氣的機器については、被水・没水による機能損傷が先行する(設置位置に水が到達した時点で機能損傷する)ためフラジリティ評価対象外とする。 ・漂流物衝突時の発生応力の評価及びその不確実さについては、津波PRA学会標準評価事例集の記載を参照する。
	屋内	なし	・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、フラジリティ評価対象外。
海底砂移動	屋外	海水を取水するポンプ	・海水ポンプ・循環水ポンプについて砂の影響を評価する。
	屋内	なし	・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、フラジリティ評価対象外。
洗掘	屋外	動的・電氣的設備 静的設備(タンク)	・動的・電氣的機器については、被水・没水による機能損傷が先行する(設置位置に水が到達した時点で機能損傷する)ため評価不要。 ・基礎が舗装されているなどの理由により洗掘の影響が軽微なものの場合にはフラジリティ評価対象外とする。
	屋内	なし	・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、フラジリティ評価対象外。

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

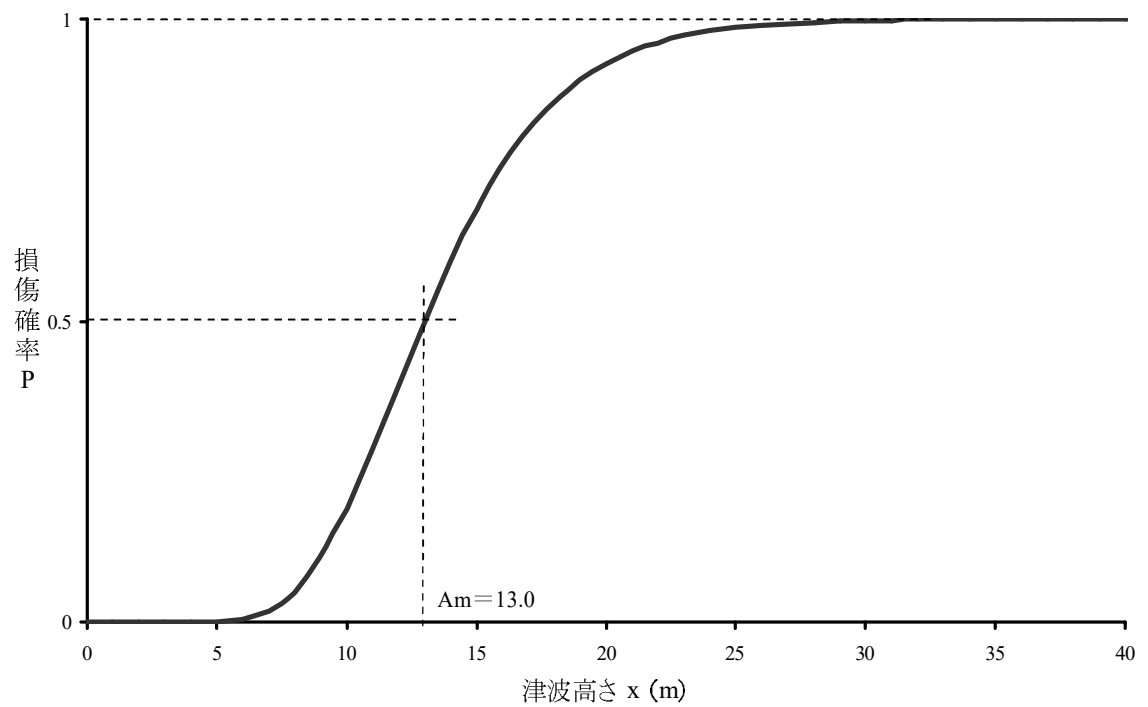
機器種類	フラジリティ評価方針	評価内容
屋内機器全般 (屋内全機器共通)	津波による水が建屋開口部から流入してくる形で浸水する(津波が衝突する形にならない)ため、波力・流体力・洗掘の影響は考慮する必要がない。 建屋外壁により防護されるため、漂流物衝突の影響は考慮する必要がない。	—
静的機器(動的機器の構造損傷含む)	機器に作用する浮力よりも自重・基礎定着部引張強さの方が強いいため、浮力による損傷は考慮不要。 ⇒バウンダリの喪失に至りうるフラジリティ評価対象の損傷モードが存在しない	フラジリティ評価対象外
動的機器	被水・没水で損傷 ⇒建屋貫通部シールのフラジリティに依存する。 ⇒最弱部シール(一般的に最もELの低い場所)のシールが損傷した時点で、全シールが同時に損傷するものと仮定。すなわち、津波高さのEL.まで同時に水没するものと想定する。	被水・没水を評価
屋外機器全般 (屋外全機器共通)	機器設置位置の状況(津波に対する防護となりうる建屋・構造物等が周辺にあるか)を考慮して評価する損傷モードを設定する。	—
海水ポンプ	本プラントの海水ポンプエリアには防護堤・防護壁が設置されているため、これらを考慮したフラジリティを検討する必要がある。海水ポンプは津波到達時点で損傷すると想定しているため、そのフラジリティは防護堤・防護壁のフラジリティに依存する。 ・防護堤の扱い 防護堤の効果には期待しない。 ・海水ポンプエリア防護壁(水密扉等を含む) 波力荷重に対して健全性を確認している津波高さが8.0mであるので、波高8.0m以下の津波では防護壁は損傷しないものとし、波高8.0mを上回る津波に対しては損傷するものとして扱う。 ・海底砂移動 設計基準津波による砂の堆積量は非常に少ない(最大で10cm程度)。また、取水ピット底面からポンプ吸込口まで10m程度あるため、砂の吸込みにより損傷に至ることは考えられない。	被水・没水を評価

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

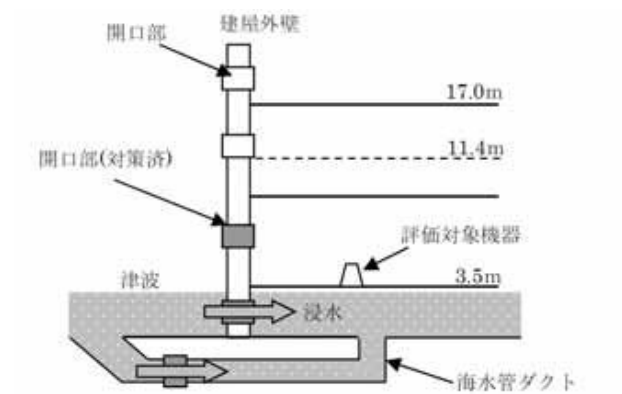
機器種類	フラジリティ評価方針	評価内容
海水ストレーナ	ピット内に設定されているので、波力は作用しない(津波がエネルギーを持って衝突することはない)。	フラジリティ評価対象外
タンク類	評価対象タンク周辺に防護壁が設置されているため、これらの影響を検討する必要がある。 <タンク類に付属する計器類の機能損傷> ・壁は水密構造ではないので、壁内にある計器類に対する被水・没水については壁の効果は考慮しない。 <タンク類の構造損傷> ・設置位置が海岸線から見て建屋の陰になる位置であるので、建屋が防護壁となり波力が作用しないといえる。	フラジリティ評価対象外
燃料油貯油槽	地下設置のタンクであり、津波の影響を受けない。	フラジリティ評価対象外
可搬設備	動的・電氣的設備、静的設備に関わらず、設置位置に津波が到達した時点で、津波で流出又は作業員の接近困難等の理由により使用不能になるものと想定する。	被水・没水进行评估
配管類	屋外配管はダクト内若しくは海岸線から見て建屋の陰になる位置にあるため、波力が作用することがない。	フラジリティ評価対象外
ケーブルトレイ	ケーブル接続先の機器(電気盤・ポンプ等)が被水・没水で先に損傷するため、ケーブルトレイの評価は不要。	フラジリティ評価対象外
上記以外の動的・電氣的設備	設置位置に津波が到達した時点で、被水・水没により機能損傷すると想定する。(津波遡上に関する不確実さを考慮するため、フラジリティは曲線で表現される) 機能損傷が先行するため、構造損傷は評価不要。	被水・没水进行评估



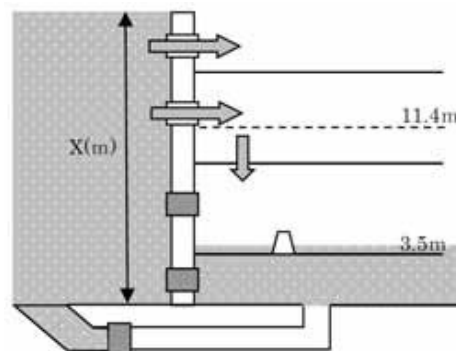
第 3.1.3.2.2.3.1 図 信頼度に応じた fragility 曲線のイメージ



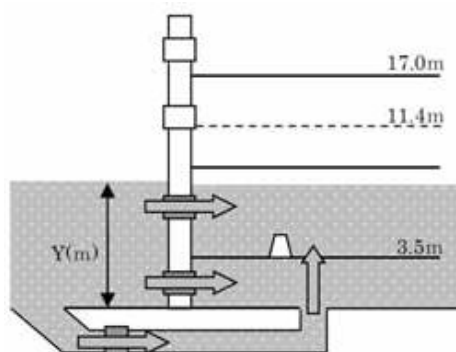
第 3.1.3.2.2.3.2 図 fragility 曲線（屋外：設置高さ EL.+13.0m）



- (1)：波高が機器設置高さより低い場合は、シールの損傷有無に係らず、機器は損傷しない

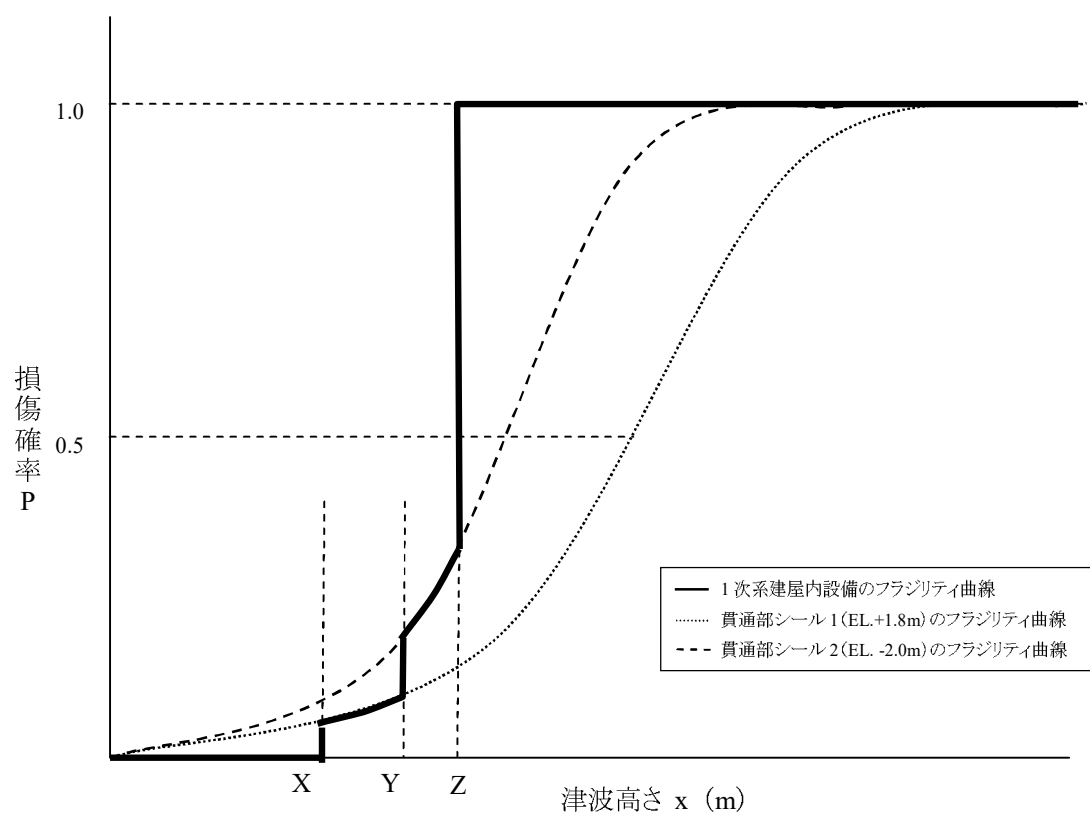


- (2)：シールが損傷しない場合でも波高がシールのないEL以上（ここでは $X > 11.4$ メートル）になると機器の水没に至る水量が流入する



- (3)：シールが損傷した場合には波高と同じELまで水位が上昇する。

第 3.1.3.2.2.3.3 図 屋内設置設備に関する fragility 評価の概念



第 3.1.3.2.2.3.4 図 1 次系建屋内設備の fragility 曲線のイメージ

3.1.3.2.2.4 炉心損傷頻度評価

(1) 起因事象の選定

「3.1.3.2.2.1 (2) c. 起因事象の分析」の結果から、本評価で選定した起因事象の扱いは以下のとおりである。

a. 外部電源喪失

屋外機器及びタービン建屋設置機器の損傷により発生する可能性があり、屋外機器については機器の設置高さに至らない津波高さであっても、遡上の影響による機能喪失を考慮する。また、タービン建屋内のメタルクラッド開閉装置(常用系)が機能喪失した場合は当該事象が必ず発生するとして評価する。

b. 原子炉補機冷却機能の全喪失

原子炉補機冷却海水系及び原子炉補機冷却水系の損傷により発生する可能性があるため、評価対象事象となる。本評価においては、EL.+8.0m 以上の津波では海水ポンプが機能喪失し、当該事象が必ず発生するとして評価する。

c. 複数の信号系損傷

津波によりメタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の電気盤が損傷することにより、直接的に炉心損傷に至る事象として当該事象の発生を考慮する。中央制御室又は安全補機開閉器室が水没した場合、SA 対策を考慮しても炉心損傷を回避することが困難であると考えられるため、本評価においては、安全補機開閉器室の高さ(EL.+13.8m)以上の津波により 1 次系建屋内が浸水した時点で、当該事象が発生するとして評価する。

(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、出力運転時 PRA と津波 PRA では相違がないため、出力運転時 PRA で設定した成功基準を用いる。また、使命時間についても出力運転時 PRA と同様の設定とする。

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

(3) 事故シーケンスの分析

a. 事故シーケンスの分析

本評価では、出力運転時 PRA モデルと同様に小イベントツリー／大フォールトツリー法を採用し、津波浸水イベントツリー、起因事象イベントツリー及び事象進展イベントツリーを作成し、これらを統合して評価する。津波評価用のイベントツリーの展開構成を概念的に第 3.1.3.2.2.4.1 図に示す。各イベントツリーの概要は以下のとおり。

(a) 津波浸水イベントツリー

1次系建屋の水密化された範囲が浸水すると、1次系建屋内の下階に設置されている補助給水系等が損傷して緩和手段がなくなることから、事象進展が大きく異なる。

したがって、1次系建屋内の浸水有無を津波浸水イベントツリーにより分類する。本評価における津波浸水イベントツリーを第3.1.3.2.2.4.2図に示す。

(b) 起因事象イベントツリー

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

起因事象イベントツリーにおけるヘディング設定の順番の考え方を以下に示す。

- ・基本的に事象進展の厳しい事象(津波シナリオ)から順に設定する。
- ・1次系建屋内が浸水する場合の方が、浸水しない場合より厳しいシナリオであるので、最初に1次系建屋内が浸水する場合に発生しうる起因事象を、事象進展の厳しい順に設定する。

- ・屋外と1次系建屋以外の建屋(タービン建屋等)に津波の影響がある場合について、発生しうる起回事象を、事象進展の厳しい順に設定する。

起回事象イベントツリー(1次系建屋内浸水あり)の分岐の考え方を以下に示す。

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

複数の信号系損傷が発生する高さ(EL.+13.8m)以上の津波の襲来時は、1次系建屋内が浸水して、重要な設備・機器が複数損傷し、直接炉心損傷となるため、ほかの起回事象との組合せの分岐を設定しない。

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

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

本評価における起回事象イベントツリーを第3.1.3.2.2.4.3図及び第3.1.3.2.2.4.4図に示す。

(c) 事象進展イベントツリー

事象進展イベントツリーは、起因事象発生後の緩和系の喪失確率及び炉心損傷発生頻度の評価を行うイベントツリーである。津波PRAでは、起因事象の発生要因が内部事象と異なるが、起因事象発生後の事象進展は内部事象と同じであり、津波による機器の損傷はフォールトツリーでモデル化するため、内部事象でも考慮している起因事象については同じ事象進展イベントツリーを活用することができる。また、事象進展イベントツリーのイベントヘディングの定義及び成功基準についても内部事象と同様である。

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

本評価における事象進展イベントツリーを参考資料に示す。

b. 事故シーケンスの最終状態の分類

(a) プラント損傷状態の分類

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

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

出力運転時PRAの評価対象に含まれていない津波発生時固有の起因

事象として、複数の信号系損傷が挙げられる。複数の信号系損傷の事象進展イベントツリーは出力運転時PRAの外部電源喪失のイベントツリーにおいて緩和設備が失敗した場合と同様の事故シーケンスとなっており、加圧器逃がし弁／安全弁LOCA又はRCPシールLOCAの発生の有無に応じて、SED又はTEDに分類する。

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

上記検討を踏まえて、熱水力挙動の類似性及び緩和操作の類似性として、事故のタイプと1次系圧力、炉心損傷時期及び格納容器内事故進展に基づくPDSの分類を整理した結果を第3.1.3.2.2.4.1表に示す。

(4) システム信頼性の評価

a. フォールトツリーの作成

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

本評価では、第 3.1.3.2.2.4.5 図に示すように、イベントツリーヘディングにフォールトツリーを設定し、炉心損傷頻度を算出する。以下に各イベントツリーに設定するフォールトツリーの内容を示す。

(a) 津波浸水イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリー

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

(b) 起因事象イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリー

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

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

(c) 事象進展イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリー

緩和系のFTは、出力運転時PRAモデルのFT(ランダム故障、共通原因故障、試験／保守による待機除外及び人的過誤等を扱うFT)に津波による損傷のFT(津波による機器の損傷を扱うFT)を追加することで、津波による損傷が緩和システムに与える影響を考慮した。

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

b. フロントライン系とサポート系の従属性

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

(5) 信頼性パラメータの設定

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

(6) 人的過誤の評価

人的過誤については、出力運転時 PRA と同様に THERP 手法により評価し、従属性のレベルについては SPAR-H のイベントツリーを用いて評価している。これを基に、津波 PRA では出力運転時 PRA との作業環境の違いを考慮して、人的過誤の扱いを以下のとおりとしている。

a. 起因事象発生前人的過誤

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

b. 起因事象発生後人的過誤

起因事象発生後の人的過誤は、出力運転時 PRA の人的過誤確率をベースに、主に以下に示す津波発生時におけるヒューマンエラーへの影響を考慮した。津波 PRA の人的過誤確率の設定方針を第 3.1.3.2.2.4.2 表に示す。

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

(7) 事故シーケンスの定量化

a. 津波シナリオ区分別の津波発生頻度

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

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

上記の手法で、津波ハザードを入力データとして、計算プログラム RiskSpectrum® HazardLite を用いて津波シナリオ区分別の津波発生頻度を算出する。津波シナリオ区分別の津波平均発生頻度を第 3.1.3.2.2.4.3 表に示す。

b. 津波シナリオ区分別の機器損傷確率

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

(a) フラジリティが曲線で与えられる機器

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

(b) フラジリティがステップ関数で与えられる機器

フラジリティがステップ関数で与えられる機器については、設置高さ以上の津波高さでの津波シナリオ区分で損傷確率を 1.0 とする。例として、海水ポンプの被水・没水の津波シナリオ区分別の損傷確率を第 3.1.3.2.2.4.5

表に示す。

c. 炉心損傷頻度の算出方法

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

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

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

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

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

d. 定量化結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全炉心損傷頻度は 1.0×10^{-8} (／炉年) となった。

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

津波シナリオ区分別の炉心損傷頻度では、シナリオ区分2における炉心損傷頻度の割合が最も高い。次いで、シナリオ区分3が占める割合が高くなった。一方、海水ポンプエリアの防護壁の効果により、シナリオ区分1については炉心損傷頻度が極めて低い結果となった。

次に、1次系建屋内への浸水有無別の炉心損傷頻度については、1次系建屋内浸水なしの炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度の約97.3%を占め、浸水した場合には、緩和設備は全て機能喪失し、必ず炉心損傷することになるため、1次系建屋の浸水対策が有効であることが分かる。

上記を踏まえ、各津波シナリオ区分の主要なシーケンスについて以下に示す。津波シナリオ区分別の炉心損傷頻度を第3.1.3.2.2.4.6表に示す。

各津波シナリオ区分の主要なシーケンスについて以下に示す。

イ 津波シナリオ区分1（6.65m以上～8.0m未満）

本シナリオ区分の炉心損傷頻度は 1.0×10^{-13} （／炉年）未満であり、全炉心損傷頻度に占める割合は0.1%未満である。本シナリオ区分では、海水ポンプエリア防護壁により海水ポンプエリアへの浸水はないが、津波の遡上により屋外に設置された外部電源設備が機能喪失した場合は外部電源喪失が発生する。その後、緩和機能が津波要因又はランダム要因により喪失して炉心損傷に至る。

なお、本シナリオ区分の津波高さでは海水ポンプエリア防護壁が健全であり、1次系建屋の開口部高さまで津波が到達しないため、1次系建屋が浸水するシナリオは発生しない。

ロ 津波シナリオ区分2（8.0m以上～10.0m未満）

本シナリオ区分の炉心損傷頻度は 6.8×10^{-9} （／炉年）であり、全炉心損傷頻度に占める割合は約65.5%である。本シナリオ区分以上では、海水ポンプエリア防護壁の水密性が保たれず海水ポンプエリアが浸水し、海水ポンプが被水・没水して機能喪失するため、原子炉補機冷却機能の全喪失が発生する。

原子炉補機冷却機能の全喪失後の主要シーケンスとしては、RCPシールLOCAが発生し、移動式大容量ポンプ車や常設電動注入ポンプ確立の失敗によりLOCA時に必要な緩和機能が喪失して炉心損傷に至るシーケンス、及び復水タンクから2次系純水タンクへの切替えに失敗して2次系の強制冷却が機能喪失して炉心損傷に至るシーケンス等がある。

また、屋外に設置されている外部電源関連設備が津波遡上に伴う被水・没水の影響で機能喪失し外部電源喪失が発生した場合には、既に海水ポンプが被水・没水により機能喪失しているため、従属的に非常用所内交流動力電源（ディーゼル発電機）が機能喪失し、全交流動力電源喪失が発生する。全交流動力電源喪失発生後の主要シーケンスとしては、大容量空冷式発電機の確立に失敗することで必要な緩和機能が喪失して炉心損傷に至るシーケンス、復水タンクから2次系純水タンクへの切替え失敗により2次系強制冷却が機能喪失して炉心損傷に至るシーケンス、RCPシールLOCAが発生し、移動式大容量ポンプ車や常設電動注入ポンプ確立の失敗によりLOCA時に必要な緩和機能が喪失して炉心損傷に至るシーケンス等がある。

なお、本シナリオ区分では、海水ポンプエリアから海水管ダクトを経由して1次系建屋の開口部高さまで到達する場合がある。しかし、本シナリオ区分の津波高さに対する建屋開口部シールの損傷確率は小さく、津波が1次系建屋内に浸水するシナリオは主要なシーケンスとはならない。

ハ 津波シナリオ区分3（10.0m以上～12.1m未満）

本シナリオ区分の炉心損傷頻度は 2.8×10^{-9} （／炉年）であり、全炉

心損傷頻度に占める割合は約26.6%である。本シナリオ区分では、津波シナリオ区分2と同様の主要なシーケンスが発生する。(津波が1次系建屋内に浸水するシナリオは主要なシーケンスとはならない。)

ニ 津波シナリオ区分4 (12.1m以上～13.3m未満)

本シナリオ区分の炉心損傷頻度は 5.0×10^{-10} (/炉年)であり、全炉心損傷頻度に占める割合は約4.8%である。本シナリオ区分で1次系建屋が浸水しない場合には、津波シナリオ区分2、区分3と同様の主要なシーケンスが発生するが、本津波シナリオ区分の終端高さが外部電源関連設備の設置高さであることから分かるように、津波による被水・没水によって影響を受ける可能性(津波による損傷確率)がかなり高くなってくるため、全交流電源喪失となるシナリオがその大半を占める。

また、本シナリオ区分では1次系建屋の浸水経路として、海水ポンプエリアから海水管ダクトを経由する経路に加え、屋外からタービン建屋を経由する経路が追加される。フラジリティ評価結果を踏まえると、前者の経路に比べて後者の経路の場合の建屋開口部シールの損傷確率が高くなる。1次系建屋が浸水した場合には、原子炉補機冷却水ポンプや電動及びタービン動補助給水ポンプが被水・没水により必ず機能喪失し、炉心損傷に至るため、本シナリオも主要シーケンスとなる。

ホ 津波シナリオ区分5 (13.3m以上～13.8m未満)

本シナリオ区分の炉心損傷頻度は 1.0×10^{-10} (/炉年)であり、全炉心損傷頻度に占める割合は約1.0%である。本シナリオ区分で1次系建屋が浸水しない場合には、海水ポンプエリアの浸水による原子炉補機冷却機能喪失の発生に加え、タービン建屋の浸水によるメタルクラッド

開閉装置(常用系)の機能喪失に伴い外部電源喪失も発生するため、必ず全交流動力電源喪失が発生することとなる。全交流動力電源喪失発生後は、津波シナリオ区分2、3、4と同様の主要なシーケンスが発生する。また、本シナリオ区分で1次系建屋が浸水する場合には津波シナリオ区分4と同様の主要なシーケンスが発生する。

ヘ 津波シナリオ区分6 (13.8m以上～15.0m未満)

本シナリオ区分の炉心損傷頻度は 1.3×10^{-10} (/炉年)であり、全炉心損傷頻度に占める割合は約1.2%である。本シナリオ区分で1次系建屋が浸水しない場合には津波シナリオ区分5と同様の主要なシーケンスが発生する。また、本シナリオ区分で1次系建屋が浸水する場合には、安全補機開閉器室が水没し、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の複数の電気盤が必ず被水・没水することとなる。したがって、炉心損傷防止に必要な緩和設備が使用不能となることから、プラントの制御ができなくなり、複数の信号系損傷が発生し、直接炉心損傷に至るシナリオが主要シーケンスとなる。

ト 津波シナリオ区分7 (15.0m以上～)

本シナリオ区分の炉心損傷頻度は 9.6×10^{-11} (/炉年)であり、全炉心損傷頻度に占める割合は約0.9%である。本シナリオ区分では津波高さが15.0mの1次系建屋の開口部シール高さを上回るため、必ず1次系建屋内が浸水し、津波シナリオ区分6と同様の主要なシーケンスが発生する。

(b) 起因事象別の炉心損傷頻度

起因事象別の炉心損傷頻度を第3.1.3.2.2.4.7表に示す。全炉心損傷頻度に占める割合は、外部電源喪失が約53.5%、原子炉補機冷却水機能の全喪失が約45.3%、複数の信号系損傷が約1.2%である。

原子炉補機冷却水機能の全喪失及び外部電源喪失の2つの起因事象のみで全炉心損傷頻度の大半を占めており、これは屋外に設置されている海水ポンプ及び外部電源関連設備が被水・没水して機能喪失するシナリオが主であるためである。

(c) 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度を第3.1.3.2.2.4.8表に示す。全炉心損傷頻度に占める割合は、原子炉補機冷却機能喪失の事故シーケンスグループが約45.3%、全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループが約53.5%、複数の信号系損傷の事故シーケンスグループの炉心損傷頻度が約1.2%である。

原子炉補機冷却機能喪失の事故シーケンスグループ及び全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループで全炉心損傷頻度の大半を占めており、これは起因事象別の炉心損傷頻度同様に屋外に設置されている海水ポンプ及び外部電源関連設備が被水・没水して機能喪失するシナリオが主であるためである。

(d) プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

PDS別の炉心損傷頻度を第3.1.3.2.2.4.9表に示す。原子炉補機冷却機能の全喪失又は全交流動力電源喪失が発生後、RCPシールLOCA又は加圧器逃がし弁／安全弁LOCAが発生しない事故シーケンスが分類さ

れるTEDが約66.6%を占め、次いでRCPシールLOCAが発生した上で大容量空冷式発電機、2次系強制冷却に失敗する事故シーケンスが分類されるSED、移動式大容量ポンプ車の確立に失敗する事故シーケンスが分類されるSLWが占める結果となった。

e. 重要度解析

津波 PRA で評価した SSC が、炉心損傷に与える影響を把握するために重要度評価として、Fussell-Vesely (FV) 重要度を評価した（重要度は津波 PRA で評価対象とした津波高さの範囲での全炉心損傷頻度に対して算出）。FV 重要度の定義については、「3.1.3.1.1.2(7)c.重要度解析」に示す。

FV 重要度評価結果を参考資料に示す。

f. 不確実さ解析

炉心損傷頻度の定量化を踏まえ、津波ハザード、津波フラジリティ、ランダム故障及び人的過誤の不確かさに対し、モンテカルロ法を用いて炉心損傷頻度の平均値及び不確実さ幅（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。

津波シナリオ区分別炉心損傷頻度の不確実さ解析結果を第 3.1.3.2.2.4.10 表及び第 3.1.3.2.2.4.6 図に示す。

全炉心損傷頻度のエラーファクタは 8.1×10^8 となり、出力運転時 PRA に比べると非常に不確実さが大きい結果となった。その主な要因としては、津波ハザードデータの不確実さが非常に大きいことが挙げられる。不確実さ解析に用いる津波ハザードは、津波のフラクタイルハザードを信用度区分ごとに 10 本に縮約したデータを使用している。この津波ハザードデータは、津波高さが高いほど不確実さ幅が大きい。

g. 感度解析

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

本評価では、以下について感度解析を実施した。

(a) SA 対策に係る感度解析

(b) 引き津波に係る感度解析

(a) SA 対策に係る感度解析

イ 解析条件

SA対策設備によるリスク低減効果を把握することを目的として、SA対策に期待しない場合の炉心損傷頻度を算出する。本感度解析では、海水ポンプエリア防護壁もSA対策の一つとして扱う。そのため、海水ポンプエリア防護壁の効果を考慮しないことに伴い、津波シナリオ区分を変更する必要がある。ベースケースの津波シナリオ区分と、本感度解析用に設定した津波シナリオ区分の区分分け高さの根拠を第3.1.3.2.2.4.11表に示す。

ロ 解析結果

感度解析の全炉心損傷頻度は 6.5×10^{-7} (／炉年)となった。第3.1.3.2.2.4.12表に津波シナリオ区分別のSA対策有無による評価結果を、第3.1.3.2.2.4.7図に事故シーケンスグループ別のSA対策有無による評価結果を示す。SA対策を実施したことにより、全炉心損傷頻度は 1.6×10^{-2} 倍低減した。

SA対策ありのケースでは、海水ポンプエリア防護壁の効果により、防護壁の水密性が担保されている高さ未満の津波シナリオ区分については炉心損傷頻度が極めて低い結果となり、海水ポンプエリア防護壁が効果的であることが分かる。

一方、海水ポンプエリア防護壁の水密性が担保されている高さ以上の津波シナリオ区分が全炉心損傷頻度のほぼ全てを占める結果となる。但し、1次系建屋内が浸水することにより炉心損傷に至る割合は小さく、1次系建屋の建屋開口部シールが効果的であると言える。

津波高さ12.1m未満のシナリオ区分についてはSA対策を考慮することで、1次系建屋浸水なしでの炉心損傷頻度は低減した。これは津波PRAにおいて支配的な原子炉補機冷却機能の全喪失及び全交流動力電源喪失に対して移動式大容量ポンプ車や大容量空冷式発電機などのSA対策が有効であったことを示す結果である。

但し、津波高さ12.1m以上のシナリオ区分については、SA対策による効果が限定的であることが示された。これは当該津波シナリオ区分ではSA対策や復水タンク元弁及び2次系純水タンク水位計が被水・没水で損傷する確率が大きくなり、2次系強制冷却、大容量空冷式発電機に期待できなくなるためである。

(b) 引き津波に係る感度解析

イ 解析条件

引き津波による影響度合いを把握することを目的として、引き津波発生時に「3.1.3.2.2.1(2)c. 起因事象の分析」にて選定した起因事象が発生した場合の炉心損傷頻度を算出する。

引き津波に対する津波防護施設である貯留堰（設置高さ：EL.-

3.0m)は、津波時には健全であるものと仮定し、また津波監視カメラ及び取水ピット水位計については引き津波時の水位低下を把握する監視計器として期待する。

貯留堰高さ(EL.-3.0m)を評価開始高さとし、津波シナリオ区分は1区分とする。引き津波の発生頻度を評価した結果を第3.1.3.2.2.4.13表に示す。

ロ 解析結果

感度解析の全炉心損傷頻度は 8.7×10^{-9} (／炉年)となった。第3.1.3.2.2.4.14表に起因事象別の炉心損傷頻度を示す。引き津波発生による全炉心損傷頻度は、押し津波の0.87倍となった。

原子炉補機冷却機能の全喪失を起因とする炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度のほぼ100%を占めている。主要なシーケンスとしては循環水ポンプ停止操作に失敗後、その運転員操作と、海水ポンプの停止操作又は海水ポンプ停止成功後の再起動操作の人的従属性により、原子炉補機冷却機能の全喪失が発生する。また、原子炉補機冷却機能の全喪失発生後の緩和操作についても、RCPシールLOCAの発生有無に係らず、原子炉補機冷却機能の全喪失発生前の緩和操作との人的従属性として2次系強制冷却等の操作、又は診断に失敗し、炉心損傷に至るシーケンスである。

引き津波対策である堰が設けられたことにより、循環水ポンプの停止に成功すれば潮位(取水ピット水位)が回復するまでの海水ポンプの水源が確保できるようになったことから、炉心損傷頻度の低減につながり、堰は効果的であると言える。

第3.1.3.2.2.4.1表 プラント損傷状態の定義

No	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷 時期	原子炉格納容器内事象進展		
					RWST水の 原子炉格納 容器への移送	原子炉 格納容器の 破損時期	原子炉 格納容器内 熱除去手段
1	SED	小破断LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	SEW	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	SEI	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	SLW	小破断LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	×
5	SLI	小破断LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	○
6	SLC	小破断LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷前	×
7	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
8	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
9	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○

第3.1.3.2.2.4.2表 津波PRAの人的過誤確率の設定方針

		津波シナリオ区分 1 (津波高さ:6.65m～8.0m)	津波シナリオ区分 2～6 (津波高さ:8.0m～15.0m)	津波シナリオ区分 7 (津波高さ:15.0m～)
貫通部シールの健全性		—	健全	損傷
1次系建屋内への浸水有無		なし		あり
診断失敗		運転基準緊急処置編:ノミナル値 運転基準緊急処置編(第二部):ノミナル値 運転基準緊急処置編(第三部):ノミナル値		運転基準緊急処置編:上限値 運転基準緊急処置編(第二部):上限値 運転基準緊急処置編(第三部):上限値
操作・読取失敗 における ストレスレベル	事故後早期の操作	Extremely high		
	事故後長期の操作	Moderately high		

第3.1.3.2.2.4.3表 津波シナリオ区分別の津波平均発生頻度

津波シナリオ区分		津波平均発生頻度 (／年)
1	6.65m～8.0m	2.5E-07
2	8.0m～10.0m	4.3E-08
3	10.0m～12.1m	4.2E-09
4	12.1m～13.3m	5.0E-10
5	13.3m～13.8m	1.0E-10
6	13.8m～15.0m	1.3E-10
7	15.0m～	9.6E-11

第3.1.3.2.2.4.4表 主変圧器の津波シナリオ区分別損傷確率

津波シナリオ区分		損傷確率
1	6.65m～8.0m	1.9E-02
2	8.0m～10.0m	7.8E-02
3	10.0m～12.1m	2.4E-01
4	12.1m～13.3m	4.4E-01
5	13.3m～13.8m	5.2E-01
6	13.8m～15.0m	6.0E-01
7	15.0m～	7.3E-01

第3.1.3.2.2.4.5表 海水ポンプの津波シナリオ区分別損傷確率

津波シナリオ区分		損傷確率
1	6.65m～8.0m	0.0E+00
2	8.0m～10.0m	1.0E+00
3	10.0m～12.1m	1.0E+00
4	12.1m～13.3m	1.0E+00
5	13.3m～13.8m	1.0E+00
6	13.8m～15.0m	1.0E+00
7	15.0m～	1.0E+00

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

津波シナリオ区分		津波発生 頻度 (／年)	炉心損傷頻度 (／炉年)			寄与割合 (%)
			1次系建屋 浸水あり	1次系建屋 浸水なし	津波シナリオ 区分別	
1	6.65m～8.0m	2.5E-07	N/A	ε	ε	<0.1
2	8.0m～10.0m	4.3E-08	4.6E-11	6.7E-09	6.8E-09	65.5
3	10.0m～12.1m	4.2E-09	3.9E-11	2.7E-09	2.8E-09	26.6
4	12.1m～13.3m	5.0E-10	5.7E-11	4.4E-10	5.0E-10	4.8
5	13.3m～13.8m	1.0E-10	1.7E-11	8.3E-11	1.0E-10	1.0
6	13.8m～15.0m	1.3E-10	2.8E-11	9.9E-11	1.3E-10	1.2
7	15.0m～	9.6E-11	9.6E-11	N/A	9.6E-11	0.9
合計			2.8E-10	1.0E-08	1.0E-08	100.0
寄与割合 (%)			2.7	97.3	100.0	

ε:1.0E-13(／炉年)未満

N/A:発生せず

第3.1.3.2.2.4.7表 起因事象別の炉心損傷頻度

起因事象	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
外部電源喪失	5.6E-09	53.5
原子炉補機冷却機能の全喪失	4.8E-09	45.3
複数の信号系損傷	1.2E-10	1.2
合計	1.0E-08	100.0

第3.1.3.2.2.4.8表 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
2次冷却系からの除熱機能喪失	ε	<0.1
全交流動力電源喪失	5.6E-09	53.5
原子炉補機冷却機能喪失	4.8E-09	45.3
複数の信号系損傷	1.2E-10	1.2
合計	1.0E-08	100.0

ε :1.0E-13(／炉年)未満

第3.1.3.2.2.4.9表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
SED	2.1E-09	20.3
SLW	1.3E-09	12.6
SLI	ε	<0.1
SLC	5.6E-11	0.5
TED	7.0E-09	66.6
TEW	ε	<0.1
TEI	ε	<0.1
合計	1.0E-08	100.0

ε :1.0E-13(／炉年)未満

第3.1.3.2.2.4.10表 不確実さ解析結果

津波シナリオ区分		炉心損傷頻度 (／炉年)				エラー ファクタ
		平均値	5%下限値	中央値	95%上限値	
1	6.65m～8.0m	—	—	—	—	—
2	8.0m～10.0m	5.7E-09	5.0E-27	2.1E-11	4.4E-08	3.0E+09
3	10.0m～12.1m	2.0E-09	3.5E-26	2.6E-12	1.9E-08	7.4E+08
4	12.1m～13.3m	3.6E-10	2.7E-26	2.6E-13	3.7E-09	3.7E+08
5	13.3m～13.8m	7.0E-11	1.0E-26	5.5E-14	7.0E-10	2.6E+08
6	13.8m～15.0m	8.6E-11	1.8E-26	4.8E-14	8.6E-10	2.2E+08
7	15.0m～	5.6E-11	1.0E-26	1.5E-14	5.6E-10	2.4E+08
合計		8.3E-09	1.0E-25	2.5E-11	6.9E-08	8.1E+08

第3.1.3.2.2.4.11表 SA対策の有無による津波シナリオ区分の区分分け高さの根拠(1/2)

区分分け の高さ	津波シナリオ区分分けの高さの根拠	
	ベースケース(SA対策あり)	感度解析ケース(SA対策なし)
4.5m	—	当該高さの津波襲来時は海水ポンプエリア、海水管ダクト経由で1次系建屋への貫通部(設置高さ:EL.+1.8m)まで浸水する。当該貫通部のシールが損傷し、1次系建屋内が浸水する場合には、制御用空気圧縮機(設置高さ:EL.-2.0m)が機能喪失することで「主給水流量喪失」が発生するとともに、1次系建屋内の浸水口高さ未満の格納容器隔離弁が被水・没水し、格納容器隔離にも失敗する。
5.0m	—	当該高さの津波襲来時は海水管ダクトから1次系建屋への貫通部のシールが損傷し、1次系建屋内が浸水する場合には、原子炉補機冷却水ポンプ(設置高さ:EL.+5.0m)が機能喪失することで「原子炉補機冷却機能の全喪失」が発生する。
6.13m	—	当該高さは、海水ポンプのモータ下端高さであり、当該高さ以上の津波で、海水ポンプの被水・没水により「原子炉補機冷却機能の全喪失」が必ず発生する高さである。
6.65m	当該高さは、フラジリティ評価結果から外部電源設備(設置高さ:EL.+13.3m)の被水・没水が発生する可能性がある高さであり、当該機器の被水・没水時には「外部電源喪失」が発生する。	同左

第3.1.3.2.2.4.11表 SA対策の有無による津波シナリオ区分の区分分け高さの根拠(2/2)

区分分けの高さ	津波シナリオ区分分けの高さの根拠	
	ベースケース(SA対策あり)	感度解析ケース(SA対策なし)
8.0m	当該高さは、海水ポンプエリア防護壁の水密性を確認している高さであり、当該高さ以上の津波で海水ポンプエリア防護壁の機能喪失によりエリア内が浸水し、海水ポンプの被水・没水により「原子炉補機冷却機能の全喪失」が発生すると想定している高さである。 また、当該高さの津波襲来時は海水ポンプエリア、地下の海水管ダクト経由で1次系建屋への貫通部(EL.+1.8m)まで浸水する。当該貫通部のシール(貫通部シール1)が損傷し、1次系建屋内が浸水する場合には、原子炉補機冷却水ポンプ(設置高さ:EL.+5.0m)が機能喪失することで「原子炉補機冷却機能の全喪失」が発生するとともに、1次系建屋内の貫通部高さ未満の格納容器隔離弁が被水・没水し、格納容器隔離にも失敗する。	海水ポンプエリア防護壁は考慮しないため、本高さで区分けをする必要なし。
10.0m	当該高さは、1次系建屋内へ浸水する場合に、ドロップ盤等の直流電源関連の電気盤損傷に伴い加圧器逃がし弁の開に失敗し「加圧器逃がし弁による1次系強制減圧」に失敗する高さである。	同左
12.1m	当該高さは、タービン建屋開口部からタービン建屋内が浸水すると想定している高さである。 また、1次系建屋内の浸水有無を評価する上で代表とする貫通部シールが、地下の海水管ダクトと中間建屋間の貫通部シール(貫通部シール1)から、タービン建屋と制御建屋間の貫通部シール(貫通部シール2)となる高さである。	同左
13.3m	当該高さは、タービン建屋に設置されているメタルクラッド開閉装置(常用系)が被水・没水し、「外部電源喪失」が発生すると想定している高さである。当該高さの津波襲来時には海水ポンプが機能喪失しているため、当該高さで「全交流動力電源喪失」が発生することを想定している。	同左
13.8m	当該高さは、1次系建屋内が浸水した場合にメタルクラッド開閉装置等が機能喪失し、「複数の信号系損傷」が発生すると想定している高さである。	同左
15.0m	当該高さは、1次系建屋の貫通部にシールが施工されている高さの上限値であり、当該高さ以上では津波襲来時に1次系建屋が浸水して「複数の信号系損傷」が発生することを想定している。	同左

第3.1.3.2.2.4.12表 SA対策に係る感度解析結果

津波シナリオ 区分	津波 発生頻度 (／年)	ベースケース(SA対策あり)				感度解析ケース(SA対策なし)			
		炉心損傷頻度(／炉年)			寄与割合 (%)	炉心損傷頻度(／炉年)			寄与割合 (%)
		1次系建屋 浸水あり	1次系建屋 浸水なし	合計		1次系建屋 浸水あり	1次系建屋 浸水なし	合計	
4.5m～5.0m	5.5E-06	—	—	—	—	8.0E-13	9.5E-13	1.7E-12	<0.1
5.0m～6.13m	3.4E-06	—	—	—	—	6.6E-12	1.8E-11	2.4E-11	<0.1
6.13m～6.65m	3.5E-07	—	—	—	—	6.2E-12	3.5E-07	3.5E-07	54.1
6.65m～8.0m	2.5E-07	N/A	ε	ε	<0.1	7.3E-11	2.9E-07	2.9E-07	45.2
8.0m～10.0m	4.3E-08	4.6E-11	6.7E-09	6.8E-09	65.5				
10.0m～12.1m	4.2E-09	3.9E-11	2.7E-09	2.8E-09	26.6	3.9E-11	4.1E-09	4.2E-09	0.6
12.1m～13.3m	5.0E-10	5.7E-11	4.4E-10	5.0E-10	4.8	5.7E-11	4.4E-10	5.0E-10	<0.1
13.3m～13.8m	1.0E-10	1.7E-11	8.3E-11	1.0E-10	1.0	1.7E-11	8.3E-11	9.9E-11	<0.1
13.8m～15.0m	1.3E-10	2.8E-11	9.9E-10	1.3E-10	1.2	2.8E-11	9.9E-11	1.3E-10	<0.1
15.0m～	9.6E-11	9.6E-11	—	9.6E-11	0.9	9.6E-11	—	9.6E-11	<0.1
合計		2.8E-10	1.0E-08	1.0E-08	100.0	3.2E-10	6.5E-07	6.5E-07	100.0

ε:1.0E-13(／炉年)未満

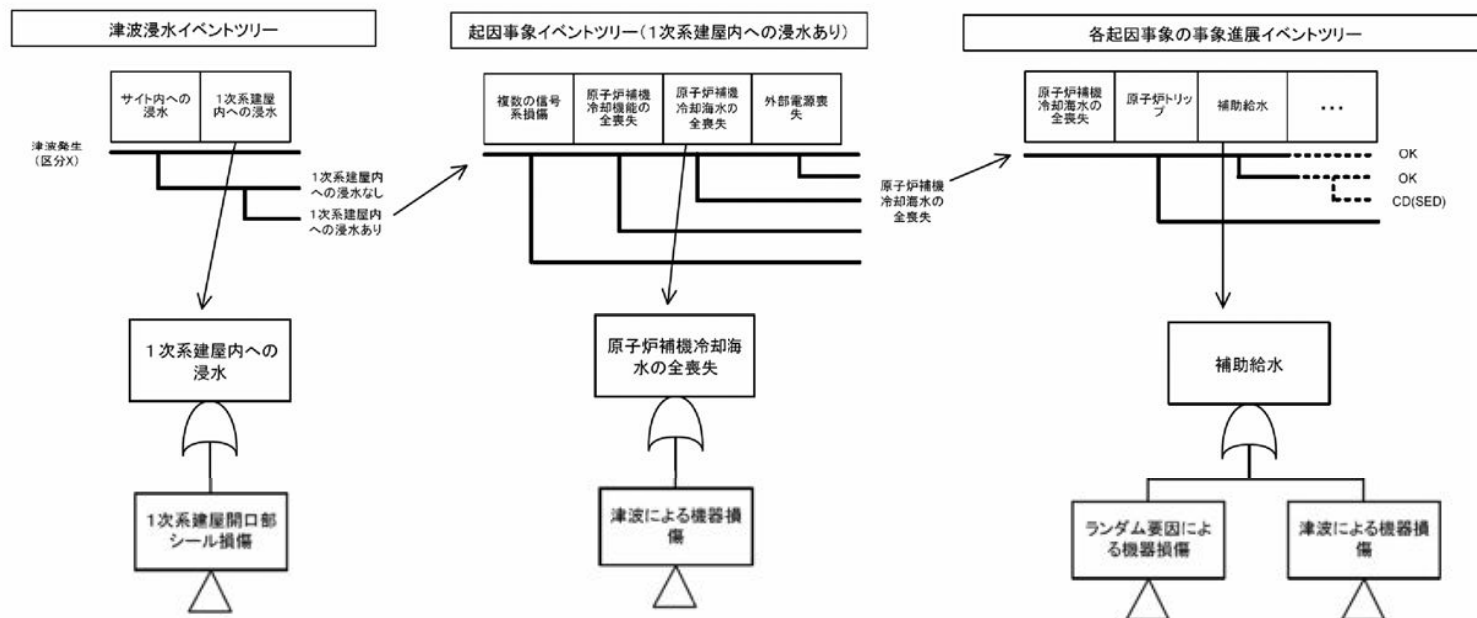
N/A:発生せず

第3.1.3.2.2.4.13表 津波シナリオ区分別の津波発生頻度(引き津波)

津波シナリオ区分	津波高さの範囲	津波発生頻度(／年)
1	-3.0m以下	1.1E-04

第3.1.3.2.2.4.14表 起因事象別の炉心損傷頻度(引き津波)

起因事象	炉心損傷頻度(／炉年)	寄与割合 (%)
過渡事象	7.2E-14	<0.1
原子炉補機冷却機能の全喪失	8.7E-09	100.0
合計	8.7E-09	100.0



第 3.1.3.2.2.4.1 図 津波出力運転時レベル 1PRA におけるシステム評価の流れ

津波発生	1次系建屋内の浸水	評価イベントツリー
津波発生		起因事象イベントツリー（1次系建屋内浸水なし）へ
		起因事象イベントツリー（1次系建屋内浸水あり）へ

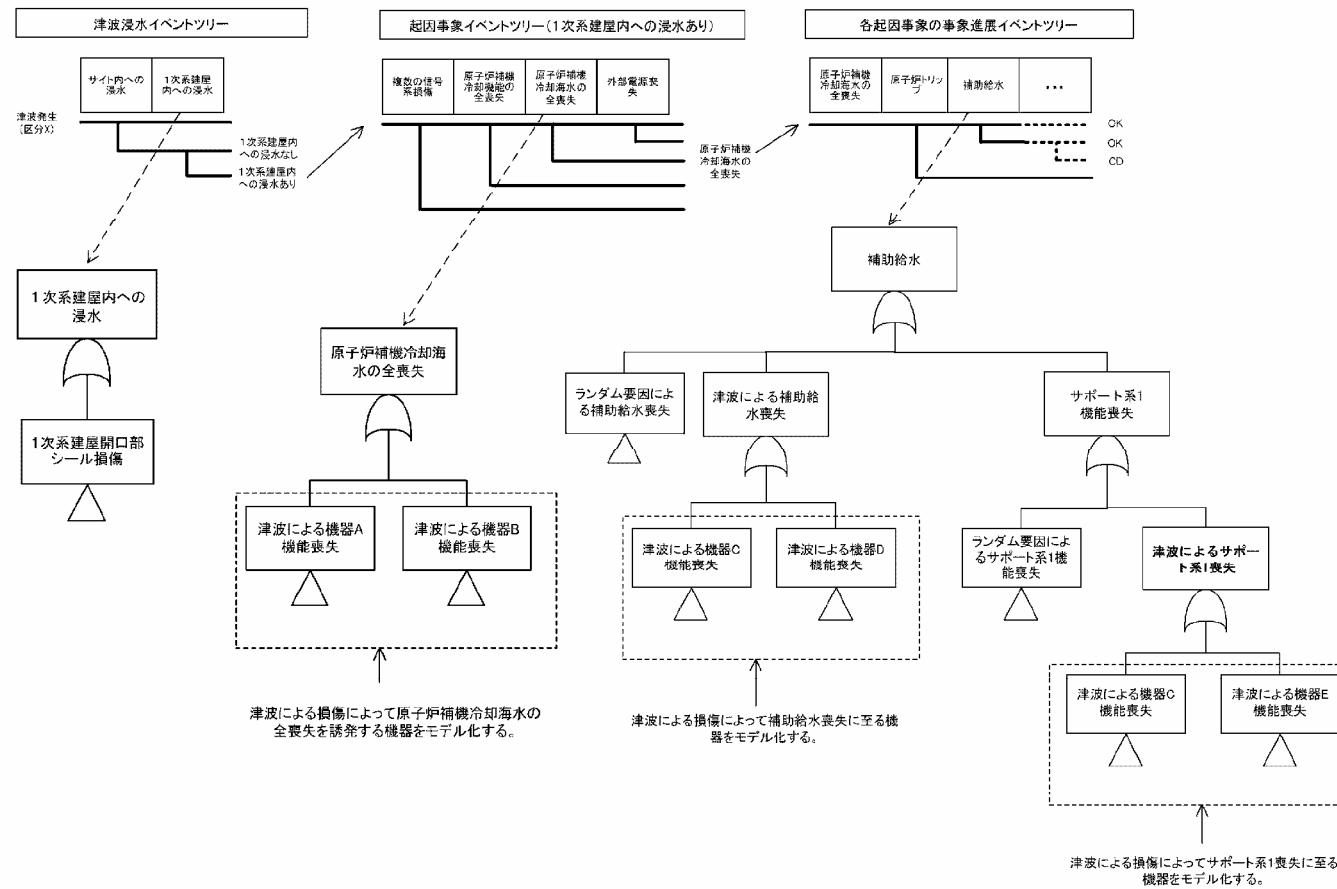
第 3.1.3.2.2.4.2 図 津波浸水イベントツリー

1次系建屋内 浸水あり	1次系建屋内で発生する 起因事象		1次系建屋外で発生する 起因事象		評価イベントツリー
	複数の信号系損傷	原子炉補機冷却機能 の全喪失 (1次系建屋内浸水あり)	原子炉補機冷却機能 の全喪失 (1次系建屋内浸水なし)	外部電源喪失	
					OK
					事象進展イベントツリー「外部電源喪失」へ
					事象進展イベントツリー「原子炉補機冷却機能の全喪失」へ
					事象進展イベントツリー「外部電源喪失」へ
					事象進展イベントツリー「原子炉補機冷却機能の全喪失」へ
					事象進展イベントツリー「複数の信号系損傷」へ

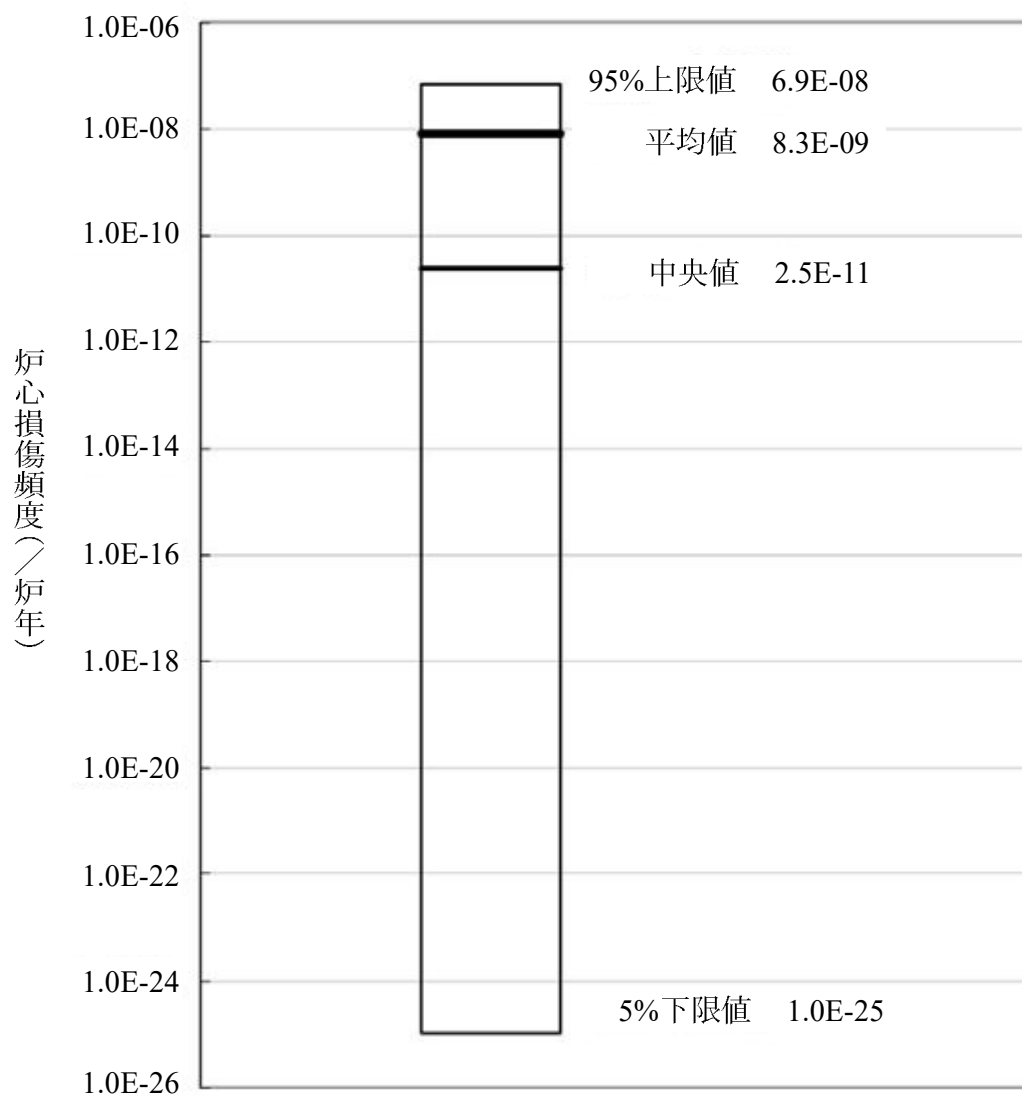
第 3.1.3.2.2.4.3 図 起因事象イベントツリー(1次系建屋内浸水あり)

1次系建屋内 浸水なし	1次系建屋内で発生する 起因事象		1次系建屋外で発生する 起因事象		評価イベントツリー
	複数の記号系損傷	原子炉補機冷却機能 の全喪失 (1次系建屋内浸水あり)	原子炉補機冷却機能 の全喪失 (1次系建屋内浸水なし)	外部電源喪失	
					OK
					事象進展イベントツリー「外部電源喪失」へ
					事象進展イベントツリー「原子炉補機冷却機能の全喪失」へ
					事象進展イベントツリー「外部電源喪失」へ

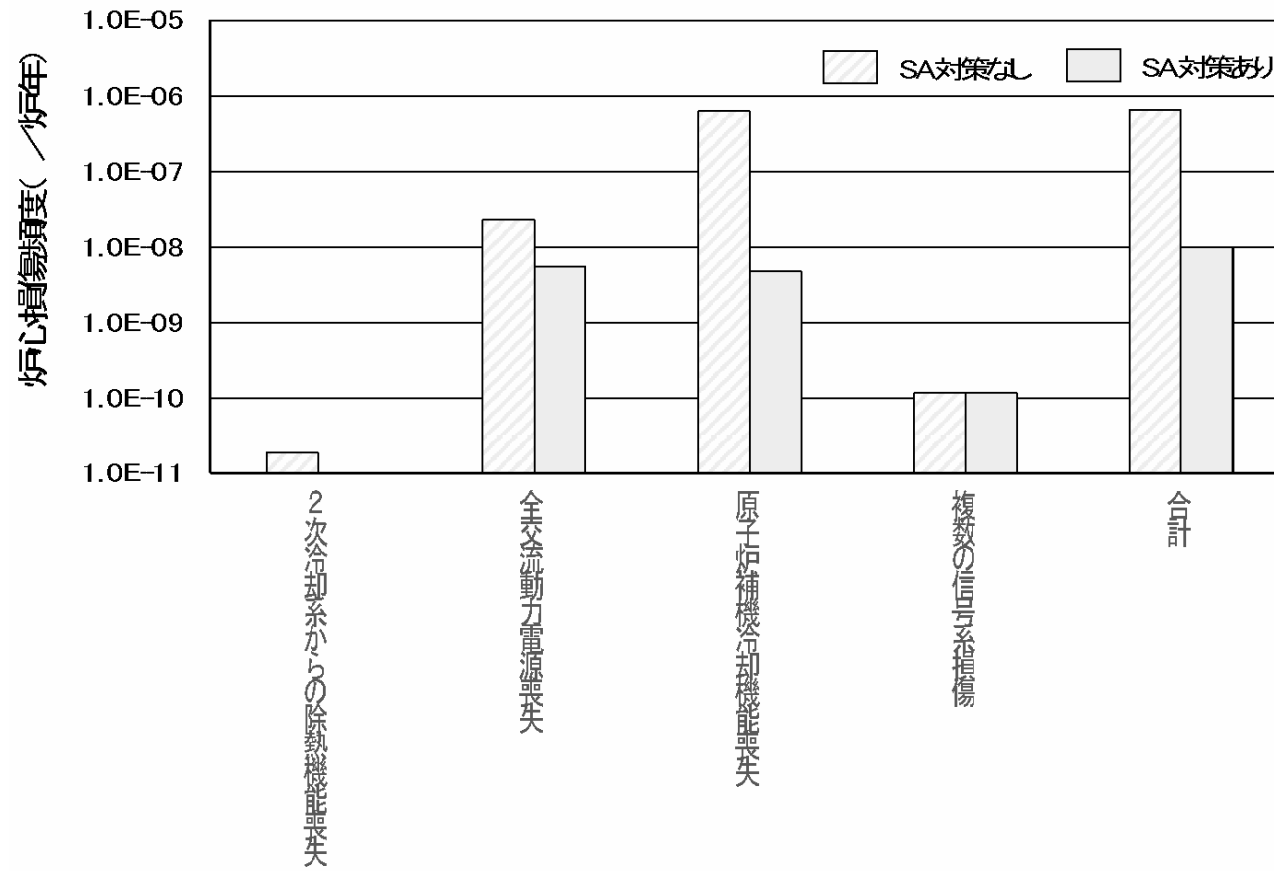
第 3.1.3.2.2.4.4 図 起因事象イベントツリー(1 次系建屋内浸水なし)



第 3.1.3.2.2.4.5 図 各イベントツリーのヘディングに設定するフォールトツリー



第 3.1.3.2.2.4.6 図 不確かさ解析結果



第 3.1.3.2.2.4.7 図 SA対策に係る事故シーケンスグループ別の感度解析結果

3.1.3.2.2.5 格納容器機能喪失頻度評価

(1) プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

a. プラント損傷状態の分類

「3.1.3.2.2.4 (3) b. (a) プラント損傷状態の分類」に示す。

b. プラント損傷状態ごとの発生頻度

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

(2) 格納容器機能喪失モードの設定

津波時に特有な事象を考慮して、原子炉格納容器の機能喪失形態を分類するため、格納容器機能喪失モードを設定する。格納容器機能喪失モードの設定に当たり、以下の検討を実施した。

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

原子炉格納容器外部での津波による機器などの損傷が原子炉格納容器内事象に与える影響は、フロントライン系であれば非常用炉心冷却機能や格納容器スプレイ機能の喪失、サポート系であれば電源機能や原子炉補機冷却機能の全喪失等に包含される。これらの機能喪失は内部事象出力運転時 PRA においても考慮されており、それらの機能喪失あるいはその組合せが事故進展に与える影響についても内部事象出力運転時 PRA で考慮されている。

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

但し、PDS について、津波出力運転時 PRA の事故シーケンスを検討した結果、大中小破断 LOCA、ATWS、蒸気発生器伝熱管破損及びインターフェイスシステム LOCA は、津波出力運転時 PRA で対象外としている。そのため、内部事象出力運転時 PRA の格納容器機能喪失モードにおいて、津波事象において対象外とされた PDS にのみ係る格納容器機能喪失モードである蒸

気発生器伝熱管破損後の炉心損傷に伴う格納容器バイパス(gの一部)及び
インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷に伴う格納容器バイパス(v)に
ついては分類不要となる。

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

(3) 事故シーケンスの分析

内部事象出力運転時レベル 2PRA の検討に加えて津波による影響を考慮し、PDS ごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全設備など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。

a. 事故シーケンスの特徴分析

(a) シビアアクシデント時の物理化学現象の分析

炉心損傷から格納容器機能喪失に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象を、各 PDS を考慮して抽出し、発生条件及び発生後の事故進展を検討する。

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

但し、格納容器機能喪失モードの設定と同様に、内部事象出力運転時レベル 2PRA の格納容器機能喪失モードにおいて、津波事象において対象外とされた PDS にのみ係る格納容器機能喪失モードである蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷に伴う格納容器バイパス(gの一部)とインターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷に伴う格納容器バイパス(v)に関連した物理化学現象については、津波出力運転時レベル 2PRA では発生しない。検討した結果を第 3.1.3.2.2.5.2 表に示す。

(b) 事故の緩和手段の分析

事故の緩和及び格納容器機能喪失防止に係る実施可能な緩和手段を分析し、それらの緩和手段の目的、運転手順書に基づく運転操作タイミング及び熱水力・放射能雰囲気条件の下での運転操作可能性を検討する。

津波時の影響を考慮して、内部事象出力運転時レベル 2PRA で期待する緩和手段の津波出力運転時レベル 2PRA での扱いについて検討した結果を第 3.1.3.2.2.5.3 表に示す。検討した結果、事故シーケンスの特徴分析に関して津波出力運転時レベル 2PRA で期待する緩和手段は内部事象出力運転時レベル 2PRA と同じである。

なお、津波時に考慮する津波高さや 1 次系建屋の浸水の有無によって、緩和設備の損傷等が一意的に決まり、考慮する条件によっては期待できない緩和手段があるが、本項目では期待する緩和手段全てを記載している。

b. 格納容器イベントツリーの作成

格納容器イベントツリーは、炉心損傷後において格納容器機能喪失を防止するための緩和系の喪失確率及び格納容器機能喪失頻度の評価を行うイベントツリーである。津波出力運転時レベル 1PRA での炉心損傷時の PDS は、内部事象出力運転時レベル 2PRA において対象としている PDS に包含され、かつ、津波出力運転時レベル 2PRA での評価対象機器への津波の影響（津波による機器損傷）はフォールトツリーでモデル化する。したがって、津波出力運転時レベル 2PRA における格納容器イベントツリーは、内部事象出力運転時レベル 2PRA と同じ格納容器イベントツリーを活用する。格納容器イベントツリーを第 3.1.3.2.2.5.1 図に示す。

格納容器機能喪失頻度を定量化するために、「3.1.3.2.2.4 炉心損傷頻度評価」におけるイベントツリーに加えて、「格納容器イベントツリー」をリンクする手法を用いる。イベントツリーのリンクのイメージ図を第3.1.3.2.2.5.2 図に示す。

c. 従属性のモデル化

「3.1.3.1.1.3. (3) c 従属性のモデル化」に示す。

(4) 事故進展解析の実施

プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損などの事象の発生時期、シビアアクシデント時の物理化学現象による格納容器負荷を解析することで、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定に必要なデータを求める。

a. 解析対象事故シーケンスの選定

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

事故シーケンスの選定の考え方は、内部事象出力運転時レベル 2PRA と同じである。内部事象出力運転時レベル 2PRA で選定した代表事故シーケンスの津波時での妥当性について、第 3.1.3.2.2.5.4 表に示す津波時の各 PDS の炉心損傷頻度の上位カットセットを参考に確認した。

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

(5) 格納容器機能喪失頻度の定量化

a. 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定

PDS ごとに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率を設定するが、その設定方法については内部事象出力運転時レベル 2PRA と同様である。津波の影響については津波出力運転時レベル 1PRA と同様の設定の考え方である。

また、津波フラジリティ、ランダム故障、人的過誤及び物理化学現象に関する分岐確率の不確かさを考慮し、当該分岐の確率分布を設定する。確率分布の設定の考え方は、津波フラジリティについては津波出力運転時レベル 1PRA と同様である。その他、人的過誤に係る分布について津波の影響を考慮している以外は内部事象出力運転時レベル 2PRA と同様の設定の考え方である。なお、ここで設定した確率分布は、格納容器機能喪失頻度及び放出カテゴリの発生頻度の不確実さ解析に用いる。

b. 格納容器機能喪失頻度の算出方法

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

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

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

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

上記の手法で、国内外で使用実績のある計算コードである RiskSpectrum® PSA を使用して全格納容器機能喪失頻度を算出する。

c. 格納容器機能喪失頻度の解析

PDS ごとに格納容器イベントツリーの定量化を行い、津波による格納容器機能喪失頻度を算出した。津波シナリオ区分別及び1次系建屋の浸水有無別、PDS 別、格納容器機能喪失モード別の評価結果を以下に整理する。

(a) 津波シナリオ区分別及び1次系建屋の浸水有無別の格納容器機能喪失頻度

津波シナリオ区分別及び1次系建屋の浸水有無別の格納容器機能喪失頻度を第 3.1.3.2.2.5.5 表に示す。全格納容器機能喪失頻度は 9.2×10^{-9} (／炉年) となり、全炉心損傷頻度の 1.0×10^{-8} (／炉年) と比較して微減し、条件付き格納容器機能喪失確率は 0.89 となった。これは、津波によって格納容器機能喪失に至る主要シーケンスのうち、炉心損傷に至るまでに機能喪失する設備が炉心損傷防止・格納容器機能喪失防止の観点で共通であり、炉心損傷防止だけでなく格納容器機能喪失防止対策として期待している緩和設備が機能喪失しているためである。

また、津波シナリオ区分別の格納容器機能喪失頻度のうち、津波シナリオ区分 2 では、条件付き格納容器機能喪失確率もほかの区分に比較して低く 0.81 となった。これは、津波シナリオ区分 2 は 1 次系建屋内が浸水する割合が低く、また、1 次系建屋内が浸水しない場合には外部電源関連設備の津波による損傷確率がほかの区分に比べて低く、格納容器機能喪失を緩和する設備も健全である場合もあるためである。しかし、津波シナリオ区分 2 の全炉心損傷頻度に対する割合が高いため、1 次系建屋内が浸

水しない場合であっても、津波出力運転時レベル 2PRA の緩和設備も機能喪失している場合が多く、条件付き格納容器機能喪失確率が 1 に近い値、又は 1 となる津波シナリオ区分 3 以上よりも全格納容器機能喪失頻度に対して占める割合は高くなり、最も支配的となる。

なお、海水ポンプエリア防護壁の水密性を確認している高さ(8.0m)未満の津波シナリオ区分 1 については、炉心損傷頻度が極めて小さい結果となった。

次に、1 次系建屋内の浸水有無別の格納容器機能喪失頻度については、1 次系建屋内浸水なしの格納容器機能喪失頻度が全格納容器機能喪失頻度の約 97%を占め、炉心損傷頻度の場合と同等の割合となった。これは 1 次系建屋内が浸水した場合には津波出力運転時レベル 1PRA と同じく緩和手段はないことに加え、前述のとおり、ほとんどの区分において、1 次系建屋内浸水なしの場合であっても、津波によって炉心損傷に至るまでに機能喪失する設備と格納容器機能喪失を防止する緩和設備が共通であることを示している。

(b) プラント損傷状態別の格納容器機能喪失頻度

PDS 別の格納容器機能喪失頻度を第 3.1.3.2.2.5.6 表に示す。第 3.1.3.2.2.5.6 表より、TED、SED、SLW が支配的となり、全格納容器機能喪失頻度のほぼ 100%を占める。

「3.1.3.1.1.3(5)b. 格納容器機能喪失頻度の解析」に示すとおり、津波出力運転時レベル 2PRA では、CDF の主要要素が、レベル 2PRA と共通する要素である場合が多く、CCFP は中程度から 1 に近い値 (SED、SLW、TED:0.73～0.96)と高くなる。

(c) 格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度を第 3.1.3.2.2.5.7 表に示す。第 3.1.3.2.2.5.7 表より、格納容器機能喪失モードの水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (δ モード) の寄与が支配的となり全格納容器機能喪失頻度の約 89.6%を占め、次いで、格納容器隔離失敗 (β モード) の寄与が約 5.4%、ベースマツト溶融貫通 (ε モード) の寄与が約 4.1%であった。これら以外の格納容器機能喪失モードの寄与は各々1%以下となっている。

δ モードに対する主要シーケンスとしては、津波シナリオ区分 2、3 において、1 次系建屋の浸水がない状態で、津波により屋外の設備である海水ポンプが機能喪失して原子炉補機冷却機能の全喪失が発生するか、又は更に外部電源設備も津波により機能喪失して全交流動力電源喪失が発生するか、どちらかが発生後、原子炉格納容器内への注水及び原子炉格納容器内の除熱に失敗し、原子炉格納容器圧力の上昇を防止することができず、格納容器過圧破損に至るシーケンスである。

また、 β モードについては、1 次系建屋内が津波により浸水した場合には必ず発生する。したがって、主要シーケンスとしては津波シナリオ区分 2～7 において、1 次系建屋が浸水し、格納容器隔離弁が水没して復旧もできない場合であり、特に津波シナリオ区分 7 については止水対策に関係なしに必ず浸水するため、最も支配的となっている。また、1 次系建屋が浸水しない場合についても、津波シナリオ区分 2 等において、屋外で原子炉補機冷却機能の全喪失、又は全交流動力電源喪失が発生後に、人的過誤により格納容器隔離を含めた緩和設備の確立に失敗するシーケンスである。

ε モードに対する主要シーケンスとしては、津波シナリオ区分 2、3 にお

いて、屋外で全交流動力電源喪失が発生するとともに、大容量空冷式発電機関連設備が津波により機能喪失し、原子炉格納容器内への注水に失敗して溶融炉心冷却ができず、ベースマツト溶融貫通に至るシーケンスである。

(d) 格納容器健全性が維持される頻度

炉心損傷事故時において、格納容器健全性が維持される頻度は、格納容器健全に至る事故シーケンスの頻度を積算することによって算出した。その頻度は、 1.4×10^{-9} (／炉年) である。

d. 重要度解析

重要度解析として、支配的となっている「津波シナリオ区分 2、1 次系建屋の浸水なし」を対象とし、津波出力運転時レベル 1PRA と同様の手法を用いて Fussell-Vesely (FV) 重要度を評価した。FV 重要度の定義については、「3.1.3.1.1.3 (5) c. 重要度解析」に示す。

FV 重要度評価結果を参考資料に示す。

(6) 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化

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

a. 放出カテゴリの分類

津波時に特有な事象も考慮して選定した放出カテゴリを第 3.1.3.1.1.3.22 表に示す。選定に当たっては、格納容器バイパス、エナジェティック現象による破損及び格納容器先行破損は、独立した放出カテゴリとした。外部事象に係る放出カテゴリである格納容器バイパス(外的)(F2)について、津波による蒸気発生器伝熱管破損はないと仮定しているため、分類された事故シーケンスはない。また、格納容器破損(外的)(F4)について、津波による原子炉建屋及び原子炉格納容器の損傷はないと仮定しているため、分類された事故シーケンスはない。

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

b. 放出カテゴリごとの発生頻度

放出カテゴリに分類した全ての事故シーケンスの発生頻度を積算し、放出カテゴリごとに発生頻度を算出した。評価結果を第 3.1.3.2.2.5.8 表に示す。

放出カテゴリのうち、格納容器破損のその他の分類による放出カテゴリ(F3C)の発生頻度が最も大きく、 8.7×10^{-9} (/炉年)であった。これは、格納容器機能喪失モード別の発生頻度が大きい水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によ

る過圧破損 (δ モード) がこの放出カテゴリに含まれているためである。

(7) 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及び放出カテゴリの発生頻度の定量化を踏まえ、津波ハザード、津波フラジリティ、ランダム故障、人的過誤及び物理化学現象に関する分岐確率の不確かさに対し、モンテカルロ法を用いて格納容器機能喪失頻度の平均値及び不確実さ幅(エラーファクタ)を評価した。エラーファクタの定義については、「3.1.3.1.1.2(7)d. 不確実さ解析」に示す。

全格納容器機能喪失頻度及び格納容器機能喪失モード別の不確実さ解析結果を第 3.1.3.2.2.5.9 表及び第 3.1.3.2.2.5.3 図に示す。また、放出カテゴリ別の不確実さ解析結果を第 3.1.3.2.2.5.10 表及び第 3.1.3.2.2.5.4 図に示す。

全格納容器機能喪失頻度のエラーファクタは 7.4×10^8 となり、内部事象出力運転時レベル2PRAに比べると非常に不確実さが大きくなる。その主な要因としては津波ハザードデータの不確実さ幅が非常に大きいことである。

b. 感度解析

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

- ・ SA 対策に係る感度解析
- ・ 引き津波に係る感度解析

(a) SA 対策に係る感度解析

イ 解析条件

SA 対策によるリスク低減効果を把握することを目的として、SA 対策に期待しない場合の格納容器機能喪失頻度を算出する。本感度解析では、

海水ポンプエリア防護壁も SA 対策の一つとして扱う。そのため、海水ポンプエリア防護壁の効果を考慮しないことに伴い、津波シナリオ区分を変更する必要がある。ベースケースの津波シナリオ区分と、本感度解析用に設定した津波シナリオ区分の区分分け高さの根拠を第 3.1.3.2.2.4.11 表に示す。

ロ 解析結果

第 3.1.3.2.2.5.11 表にベースケース(SA 対策あり)と感度解析ケース(SA 対策なし)の津波シナリオ区分別の格納容器機能喪失頻度を比較した結果を示す。

感度解析ケースの全格納容器機能喪失頻度は 6.5×10^{-7} (／炉年) となった。SA 対策を考慮することで、全格納容器機能喪失頻度は SA 対策なしの約 1.4×10^{-2} 倍となり、SA 対策によるリスク低減効果が確認できた。

また、第 3.1.3.2.2.5.5 図にベースケース(SA 対策あり)と感度解析ケース(SA 対策なし)の格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度を比較した結果を示す。

SA 対策なしのケースでは格納容器隔離失敗 (β モード) が支配的となるが、SA 対策である格納容器隔離弁の手動閉止により格納容器機能喪失頻度が低減する。

水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (δ モード) について、SA 対策なしケースの場合には β モードとなっていたシーケンスが、SA 対策である格納容器隔離弁の手動閉止によって格納容器隔離成功となり、 δ モードに至るシーケンスが増加する。

(b) 引き津波に係る感度解析

イ 解析条件

引き津波による影響度合いを把握することを目的として、「3.1.3.2.2.4 (7) g. (b) 引き津波に係る感度解析」の結果を基に、引き津波に関する格納容器機能喪失頻度を算出する。

ロ 解析結果

感度解析結果を第 3.1.3.2.2.5.12 表に示す。引き津波による全格納容器機能喪失頻度は 3.4×10^{-9} (／炉年) となり、引き津波による全炉心損傷頻度 8.7×10^{-9} (／炉年) と比較して低減し、条件付き格納容器機能喪失確率は 0.39 となった。

また、原子炉補機冷却機能の全喪失を起因とする炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度のほぼ 100% を占めており、格納容器機能喪失頻度においても原子炉補機冷却機能の全喪失を起因とする格納容器機能喪失頻度が全格納容器機能喪失頻度のほぼ 100% を占める結果となった。主要なシーケンスとしては、循環水ポンプ停止操作に失敗後、その運転員操作と、海水ポンプの停止操作又は海水ポンプ停止成功後の再起動操作の人的従属性による失敗により、原子炉補機冷却機能の全喪失が発生する。また、移動式大容量ポンプ車を用いた海水通水による格納容器内自然対流冷却失敗により、原子炉格納容器内の除熱に失敗し、原子炉格納容器圧力の上昇を防止することができず、格納容器過圧破損に至るシーケンスである。

第 3.1.3.2.2.5.1 表 格納容器機能喪失モードの設定

項目	放出	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	g	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
				温度誘因蒸気発生器伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリープ破損による格納容器バイパス
				インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
		格納容器隔離失敗		格納容器隔離失敗	β	事故後に原子炉格納容器の隔離に失敗
		格納容器破損	早期格納容器破損	原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損
				水素燃焼 (原子炉容器破損前)	γ	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損前)によって原子炉格納容器が破損
				水素燃焼 (原子炉容器破損直後)	γ'	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損直後)によって原子炉格納容器が破損
				原子炉容器外水蒸気爆発	η	原子炉容器外での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって原子炉格納容器が破損
				格納容器雰囲気直接加熱	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溶融炉心が直接接触して原子炉格納容器が破損
	後期放出	格納容器破損	後期格納容器破損	水素燃焼 (原子炉容器破損後後期)	γ''	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損後後期)によって原子炉格納容器が破損
				ベースマツト溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマツトが溶融貫通
				格納容器過温破損	τ	原子炉格納容器の貫通部が過温で破損
				水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が破損
				水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損

注) ハッチング箇所は津波 PRA にて考慮しない格納容器機能喪失モード

第 3.1.3.2.2.5.2 表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

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

注) ハッチング箇所は津波 PRA にて考慮しない事象

第 3.1.3.2.2.5.3 表 津波出力運転時レベル 2PRA でモデル化するシビアアクシデント対策 (1/2)

主要な緩和手段	関連設備	主要な目的	運転操作タイミング	熱水力・放射能雰囲気条件下での運転操作可能性	津波出力運転時レベル2PRAでのモデル化
格納容器隔離	格納容器隔離弁	放射性物質放出防止	・各種信号による自動作動 ・炉心損傷検知前に実施	可能	○
作業環境維持	アニュラス空気浄化系	放射性物質放出緩和	・各種信号による自動起動 ・所内電源及び外部電源喪失判断後実施	可能	○
	中央制御室非常用循環系(外気との隔離に係るバウンダリのみ)		—(中央制御室換気系隔離信号(M信号)による自動作動)	なし	○
1次系強制減圧	加圧器逃がし弁(制御用空気系使用)	・蒸気発生器伝熱管の健全性維持	炉心損傷検知後実施	可能	○
	加圧器逃がし弁(窒素ポンプ使用)	・溶融炉心の分散放出防止			○
炉心への注水	非常用炉心冷却設備	・未臨界の維持 ・炉心損傷の進展防止と緩和 ・原子炉容器破損の防止及び遅延	非常用炉心冷却設備作動信号(S 信号)による自動起動	可能	○

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

主要な緩和手段	関連設備	主要な目的	運転操作タイミング	熱水力・放射能雰囲気条件下での運転操作可能性	津波出力運転時レベル2PRAでのモデル化
格納容器内注水(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)	・溶融炉心冷却 ・原子炉格納容器圧力上昇抑制 ・放射性物質放出緩和	炉心損傷検知後実施	可能	○
	常設電動注入ポンプ(水源補給前)				○
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)	格納容器破損防止	最高使用圧力到達後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。	○
格納容器内注水(格納容器内液相部への蓄熱)	常設電動注入ポンプ(水源補給後)	原子炉格納容器圧力上昇抑制	燃料取替用水枯渇後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。	○
格納容器内自然対流冷却(海水通水)	格納容器再循環ユニット(海水通水)	格納容器破損防止	事故後24時間後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。	○
水素濃度制御	電気式水素燃焼装置	水素濃度低減(短期)	炉心損傷検知前に実施	可能	○
	静的触媒式水素再結合装置(PAR)	水素濃度低減(長期)	一(受動的安全設備)	なし	○
電源の確保	外部電源の回復	交流電源の復旧	所内電源及び外部電源喪失判断後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。	×
	大容量空冷式発電機			可能	○

第 3.1.3.2.2.5.4 表 代表事故シーケンスの妥当性確認 (1/3)

プラント 損傷状態	内部事象出力運転時レベル 2PRA で選定した代表事故シーケンス	津波時の妥当性確認結果	
		プラント損傷状態の分類の観点	上位カットセットの観点
AED	大破断 LOCA+ECCS 注入失敗 + CV スプレイ注入失敗	津波出力運転時レベル 1PRA では、プラント損傷状態 A** に分類されるシーケンスはない。そのため、プラント損傷状態 A** については津波時の妥当性確認は不要である。	左記のとおり、津波時の本プラント損傷状態の妥当性確認は不要である。
AEW	大破断 LOCA+ECCS 再循環失敗 +CV スプレイ再循環失敗		
AEI	大破断 LOCA+ECCS 注入失敗		

第 3.1.3.2.2.5.4 表 代表事故シーケンスの妥当性確認 (2/3)

プラント 損傷状態	内部事象出力運転時レベル 2PRA で選定した代表事故シーケンス	津波時の妥当性確認結果	
		プラント損傷状態の分類の観点	上位カットセットの観点
SED	小破断 LOCA+ECCS 注入失敗+ CV スプレー注入失敗	津波出力運転時レベル 1PRA では、トランジェントが起因事象であるが従属的に LOCA に至るシーケンスを S**に分類している。	SED の上位 5 位のカットセットは、海水系及び原子炉補機冷却水系の機能喪失により RCP シール LOCA が発生し、その後 2 次系強制冷却に失敗するシナリオである。小破断 LOCA と RCP シール LOCA の事象進展の早さを比較すると、小破断 LOCA の方が事象進展が早く、より厳しい事故シーケンスとなっているので、RCP シール LOCA は小破断 LOCA に包含されている。したがって、津波時に対しても選定した事故シーケンスは妥当であると考ええる。
SEW	小破断 LOCA+ECCS 注入失敗+ CV スプレー再循環失敗		津波出力運転時レベル 1PRA では、本プラント損傷状態に分類される事故シーケンスは発生しないため、妥当性確認は不要である。
SEI	小破断 LOCA+ECCS 注入失敗		SLW の上位 5 位のカットセットは、海水系及び原子炉補機冷却水系の機能喪失により RCP シール LOCA が発生し、炉心への注入には成功するが、移動式大容量ポンプ車の確立又は海水を用いた ECCS 再循環に失敗するシナリオである。小破断 LOCA と RCP シール LOCA の事象進展の早さを比較すると、小破断 LOCA の方が事象進展が早く、より厳しい事故シーケンスとなっているので、RCP シール LOCA は小破断 LOCA に包絡されている。したがって、津波時に対しても選定した事故シーケンスは妥当であると考ええる。
SLW	小破断 LOCA+ECCS 再循環失敗+ CV スプレー再循環失敗		津波出力運転時レベル 1PRA では、本プラント損傷状態に分類される事故シーケンスの炉心損傷頻度は非常に小さいため、妥当性確認は不要である。
SLI	小破断 LOCA+ECCS 再循環失敗		

第 3.1.3.2.2.5.4 表 代表事故シーケンスの妥当性確認 (3/3)

プラント 損傷状態	内部事象出力運転時レベル 2PRA で選定した代表事故シーケンス	津波時の妥当性確認結果	
		プラント損傷状態の分類の観点	上位カットセットの観点
TED	全交流動力電源喪失＋補助給水系作動失敗	津波出力運転時レベル 1PRA では、内部事象出力運転時レベル 2PRA と同様に、トランジェントが起因事象となるシーケンスを T** に分類している。	TED の上位 5 位のカットセットは、海水系及び原子炉補機冷却水系の機能喪失が発生し、その後 2 次系強制冷却に失敗するシナリオである。 したがって、津波時に対しても選定した事故シーケンスは妥当であると考ええる。
TEW	全給水喪失＋CV スプレー再循環失敗		津波出力運転時レベル 1PRA では、本プラント損傷状態に分類される事故シーケンスの炉心損傷頻度は非常に小さいため、妥当性確認は不要である。
TEI	全給水喪失		

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

津波シナリオ区分		津波発生頻度(／年)	炉心損傷頻度(／炉年)				格納容器機能喪失頻度(／炉年)		条件付き格納容器機能喪失確率	格納容器機能喪失頻度(／炉年)	
			1 次系建屋浸水あり	1 次系建屋浸水なし	津波シナリオ区分別		1 次系建屋浸水あり	1 次系建屋浸水なし		津波シナリオ区分別	
1	6.65m～8.0m	2.5E-07	N/A	ε	ε	<0.1%	N/A	ε	—	ε	<0.1%
2	8.0m～10.0m	4.3E-08	4.6E-11	6.7E-09	6.8E-09	65.5%	4.6E-11	5.4E-09	8.1E-01	5.5E-09	60.6%
3	10.0m～12.1m	4.2E-09	3.9E-11	2.7E-09	2.8E-09	26.6%	3.9E-11	2.7E-09	1.0E+00	2.8E-09	30.4%
4	12.1m～13.3m	5.0E-10	5.7E-11	4.4E-10	5.0E-10	4.8%	5.7E-11	4.4E-10	1.0E+00	5.0E-10	5.5%
5	13.3m～13.8m	1.0E-10	1.7E-11	8.3E-11	1.0E-10	1.0%	1.7E-11	8.3E-11	1.0E+00	1.0E-10	1.1%
6	13.8m～15.0m	1.3E-10	2.8E-11	9.9E-11	1.3E-10	1.2%	2.8E-11	9.9E-11	1.0E+00	1.3E-10	1.4%
7	15.0m～	9.6E-11	9.6E-11	N/A	9.6E-11	0.9%	9.6E-11	N/A	1.0E+00	9.6E-11	1.1%
合計			2.8E-10	1.0E-08	1.0E-08	100.0%	2.8E-10	8.9E-09	8.9E-01	9.2E-09	100.0%

ε:1.0E-13(／炉年)未満
N/A:発生せず

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

プラント 損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与 割合 (%)	条件付き格納容 器機能喪失確率	格納容器機能 喪失頻度 (／炉年)	寄与 割合 (%)
SED	2.1E-09	20.3	7.3E-01	1.6E-09	16.7
SLW	1.3E-09	12.6	7.8E-01	1.0E-09	11.1
SLI	ε	<0.1	—	ε	<0.1
SLC	5.6E-11	0.5	1.0E+00	5.6E-11	0.6
TED	7.0E-09	66.6	9.6E-01	6.7E-09	71.6
TEW	ε	<0.1	—	ε	<0.1
TEI	ε	<0.1	—	ε	<0.1
合計	1.0E-08	100.0	8.9E-01 ^{*1}	9.2E-09	100.0

ε:1.0E-13(／炉年)未満

*1:プラント損傷状態(PDS)別条件付き格納容器機能喪失確率(CCFP)を合計したものではなく、格納容器機能喪失頻度(CFF)の合計を炉心損傷頻度(CDF)の合計で除した値

第 3.1.3.2.2.5.7 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	格納容器機能喪失 頻度(／炉年)	寄与割合 (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	ε	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	5.0E-10	5.4
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後後期))	1.5E-12	<0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	8.4E-09	89.6
ε (ベースマツト溶融貫通)	3.8E-10	4.1
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.6E-11	0.6
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.6E-12	<0.1
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0	0.0
g(蒸気発生器伝熱管破損)	1.3E-11	0.1
τ (格納容器過温破損)	1.8E-11	0.2
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1
合 計	9.2E-09	100.0

ε :1.0E-13(／炉年)未満

第 3.1.3.2.2.5.8 表 放出カテゴリ別発生頻度

原子炉格納容器の 状態		分類	放出カテゴリ 記号	発生頻度 (／炉年)	寄与 割合 (%)
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	—	F1	1.3E-11	0.1
	格納容器 破損	エナジェティッ ク	F3A	3.1E-12	<0.1
		先行破損	F3B	5.6E-11	0.5
		その他	F3C	8.7E-09	81.7
	隔離失敗	—	F5	5.0E-10	4.7
健全(設計漏えい)		—	F6	1.4E-09	12.9

第 3.1.3.2.2.5.9 表 不確実さ解析結果(格納容器機能喪失モード別)

格納容器 機能喪失 モード	格納容器機能喪失頻度(／炉年)				エラーファクタ
	5%下限値	中央値	95%上限値	平均値	
α	—	—	—	—	—
β	1.4E-26	6.4E-13	2.9E-09	4.0E-10	4.5E+08
γ	—	—	—	—	—
γ'	—	—	—	—	—
γ''	7.3E-31	3.7E-15	8.2E-12	1.5E-12	3.3E+09
δ	8.4E-26	1.5E-11	4.7E-08	5.9E-09	7.5E+08
ε	1.1E-26	3.2E-13	2.1E-09	3.5E-10	4.3E+08
θ	2.6E-29	8.4E-14	1.9E-10	3.8E-11	2.7E+09
η	6.3E-31	2.6E-15	6.0E-12	1.4E-12	3.1E+09
σ	0	0	0	0	—
g	5.6E-30	6.1E-16	1.1E-10	3.5E-10	4.5E+09
τ	5.1E-31	1.4E-16	1.9E-12	4.2E-12	2.0E+09
μ	—	—	—	—	—
合 計	1.0E-25	1.8E-11	5.5E-08	6.9E-09	7.4E+08

第3.1.3.2.2.5.10表 不確実さ解析結果（放出カテゴリ別）

原子炉格納容器の状態		分類	放出カテ ゴリ記号	発生頻度（／炉年）				エラーファクタ
				5%下限値	中央値	95%上限値	平均値	
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	—	F1	5.6E-30	6.1E-16	1.1E-10	3.5E-10	4.5E+09
	格納容器 破損	エナジェテ イック	F3A	1.7E-30	8.3E-15	1.8E-11	2.9E-12	3.2E+09
		先行破損	F3B	2.6E-29	8.4E-14	1.9E-10	3.8E-11	2.7E+09
		その他	F3C	8.6E-26	1.6E-11	4.9E-08	6.2E-09	7.5E+08
	隔離失敗	—	F5	1.4E-26	6.4E-13	2.9E-09	4.0E-10	4.5E+08
健全（設計漏えい）		—	F6	1.2E-27	4.3E-12	8.6E-09	1.1E-09	2.7E+09

第 3.1.3.2.2.5.11 表 SA 対策に係る感度解析結果

津波シナリオ 区分	津波 発生頻度 (／年)	ベースケース(SA 対策あり)				感度解析ケース(SA 対策なし)			
		格納容器機能喪失頻度(／炉年)			寄与割合 (%)	格納容器機能喪失頻度(／炉年)			寄与割合 (%)
		1 次系建屋 浸水あり	1 次系建屋 浸水なし	合計		1 次系建屋 浸水あり	1 次系建屋 浸水なし	合計	
4.5m～5.0m	5.5E-06	—	—	—	—	8.0E-13	9.5E-13	1.7E-12	<0.1
5.0m～6.13m	3.4E-06	—	—	—	—	6.6E-12	1.8E-11	2.4E-11	<0.1
6.13m～6.65m	3.5E-07	—	—	—	—	6.2E-12	3.5E-07	3.5E-07	54.1
6.65m～8.0m	2.5E-07	N/A	ε	ε	<0.1	7.3E-11	2.9E-07	2.9E-07	45.2
8.0m～10.0m	4.3E-08	4.6E-11	5.4E-09	5.5E-09	60.6				
10.0m～12.1m	4.2E-09	3.9E-11	2.7E-09	2.8E-09	30.4	3.9E-11	4.1E-09	4.2E-09	0.6
12.1m～13.3m	5.0E-10	5.7E-11	4.4E-10	5.0E-10	5.5	5.7E-11	4.4E-10	5.0E-10	<0.1
13.3m～13.8m	1.0E-10	1.7E-11	8.3E-11	1.0E-10	1.1	1.7E-11	8.3E-11	9.9E-11	<0.1
13.8m～15.0m	1.3E-10	2.8E-11	9.9E-11	1.3E-10	1.4	2.8E-11	9.9E-11	1.3E-10	<0.1
15.0m～	9.6E-11	9.6E-11	N/A	9.6E-11	1.1	9.6E-11	N/A	9.6E-11	<0.1
合計		2.8E-10	8.9E-09	9.2E-09	100.0	3.2E-10	6.5E-07	6.5E-07	100.0

ε:1.0E-13(／炉年)未満

N/A:発生せず

第 3.1.3.2.2.5.12 表 引き津波に係る感度解析結果

起因事象	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与 割合 (%)	条件付き格納 容器機能喪失 確率	格納容器機 能喪失頻度 (／炉年)	寄与 割合 (%)
過渡事象	7.2E-14	<0.1	—	ε	<0.1
原子炉補機冷却 機能の全喪失	8.7E-09	100.0	3.9E-01	3.4E-09	100.0
合計	8.7E-09	100.0	3.9E-01	3.4E-09	100.0

ε : 1.0E-14(／炉年)未満

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

注1) 後図の継続記号の—は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注2) 格納容器機能喪失モード：

- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後後期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマツト溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- v = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

注3) 放出カテゴリ記号

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

(b) 原子炉容器破損直後

第 3.1.3.2.2.5.1 図 格納容器イベントツリー(2/3)

前図の 継続記号	CV内自然 対流冷却 (CCW通水)	CV内注水 (液相蓄熱)	CV内自然 対流冷却 (海水通水)	溶融炉心 冷却	水素燃焼	ベースマツト 溶融貫通	CV過温 破損	CV 機能喪失 モード	放出カテゴ リ記号
B	NCC1	HSL	NCC2	EVC	HP3	BM	OT		
B	成功	成功	成功	成功	無し			φ	F6
				有り				γ''	F3A
				失敗	無し	無し		φ	F6
					有り			ε	F3C
				成功	無し			γ''	F3A
					有り			φ	F6
				失敗	無し	無し		γ''	F3A
					有り			φ	F6
				成功	無し	有り		ε	F3C
					有り			γ''	F3A
				失敗	無し	無し	無し	δ	F3C
					有り		有り	τ	F3C
				成功	有り			γ''	F3A
				失敗	無し	無し	無し	δ	F3C
					有り		有り	τ	F3C
				成功	無し	有り		ε	F3C
					有り			γ''	F3A
B	失敗	成功	成功	成功	無し		無し	δ	F3C
					有り		有り	τ	F3C
				失敗	有り			γ''	F3A
					無し	無し	無し	δ	F3C
				成功	無し	有り		τ	F3C
					有り		有り	γ''	F3A
				失敗	無し	無し	無し	δ	F3C
					有り		有り	τ	F3C
B	成功	成功	成功	成功	無し		無し	φ	F6
					有り			γ''	F3A

注1) 格納容器機能喪失モード:

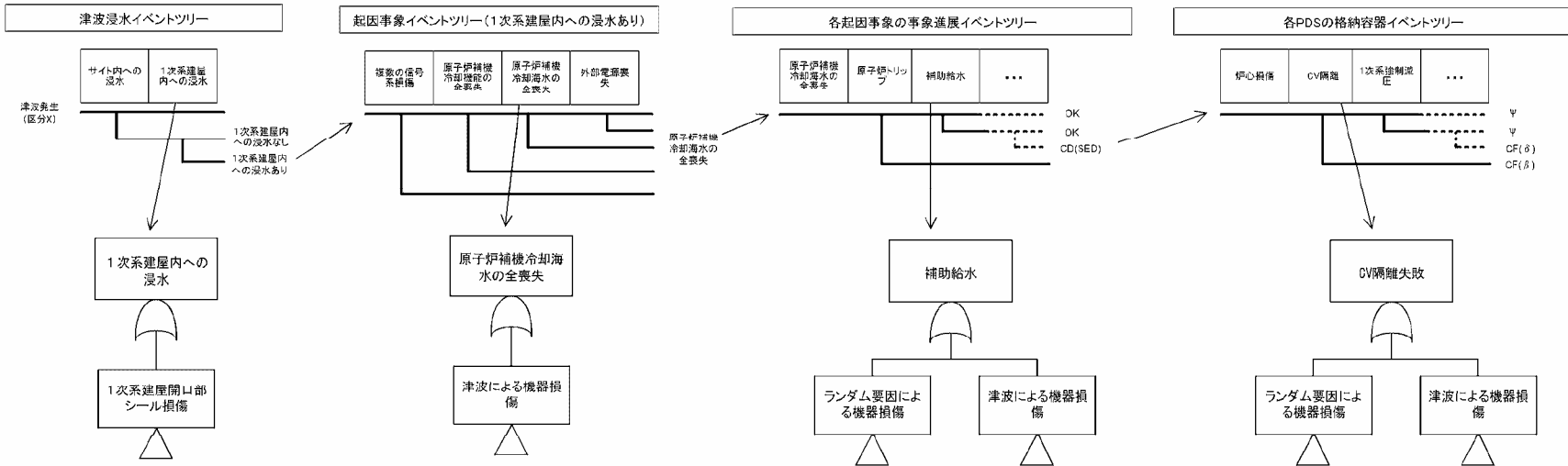
- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後後期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマツト溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- ν = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

注2) 放出カテゴリ記号

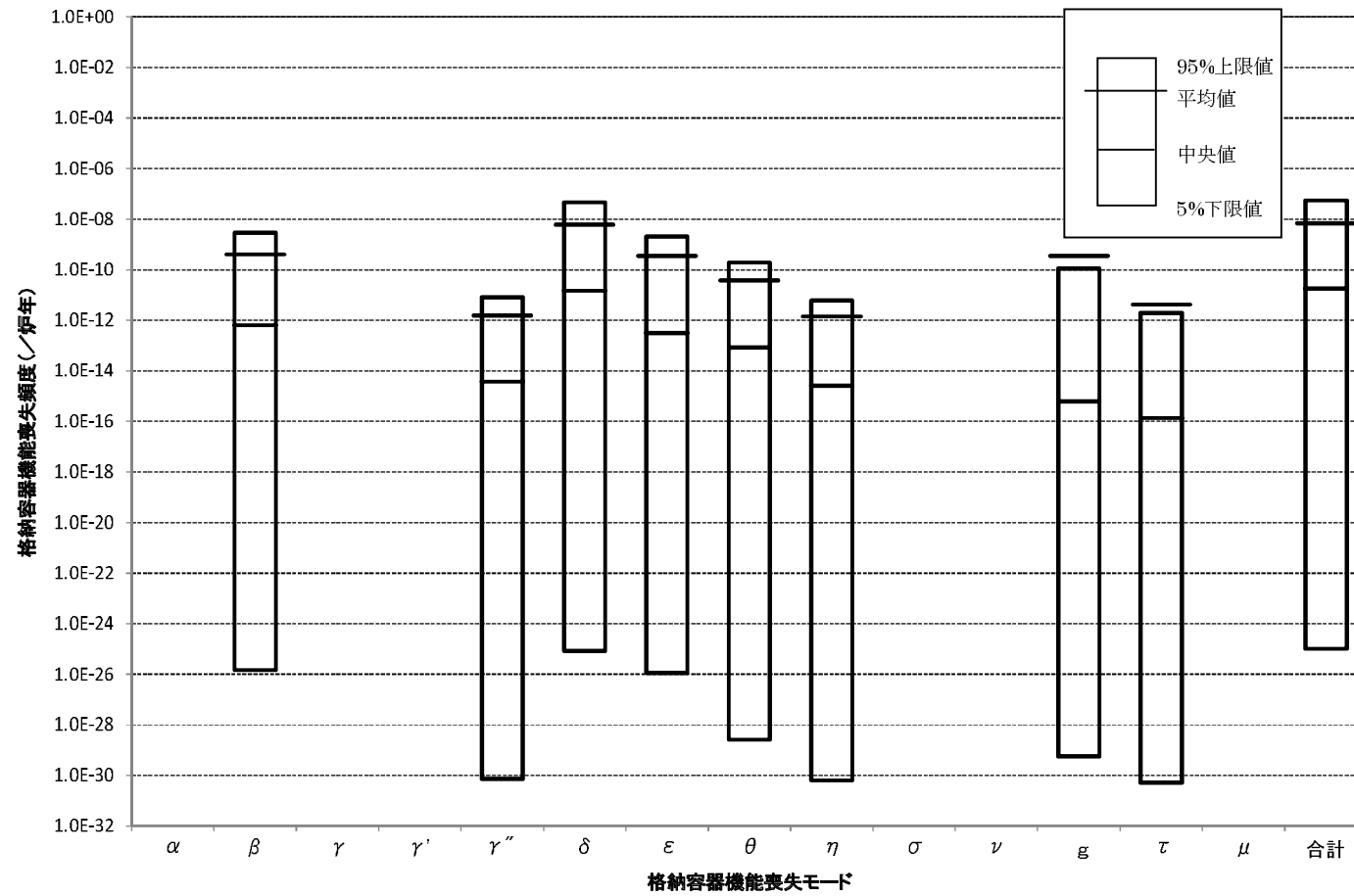
- F1 = 格納容器バイパス(内的)
- F2 = 格納容器バイパス(外的)
- F3A = 格納容器破損(内的)(エナジェティック)
- F3B = 格納容器破損(内的)(先行破損)
- F3C = 格納容器破損(内的)(その他)
- F4 = 格納容器破損(外的)
- F5 = 隔離失敗(内的及び外的)
- F6 = 健全(設計漏えい)(内的及び外的)

(c) 原子炉容器破損後後期

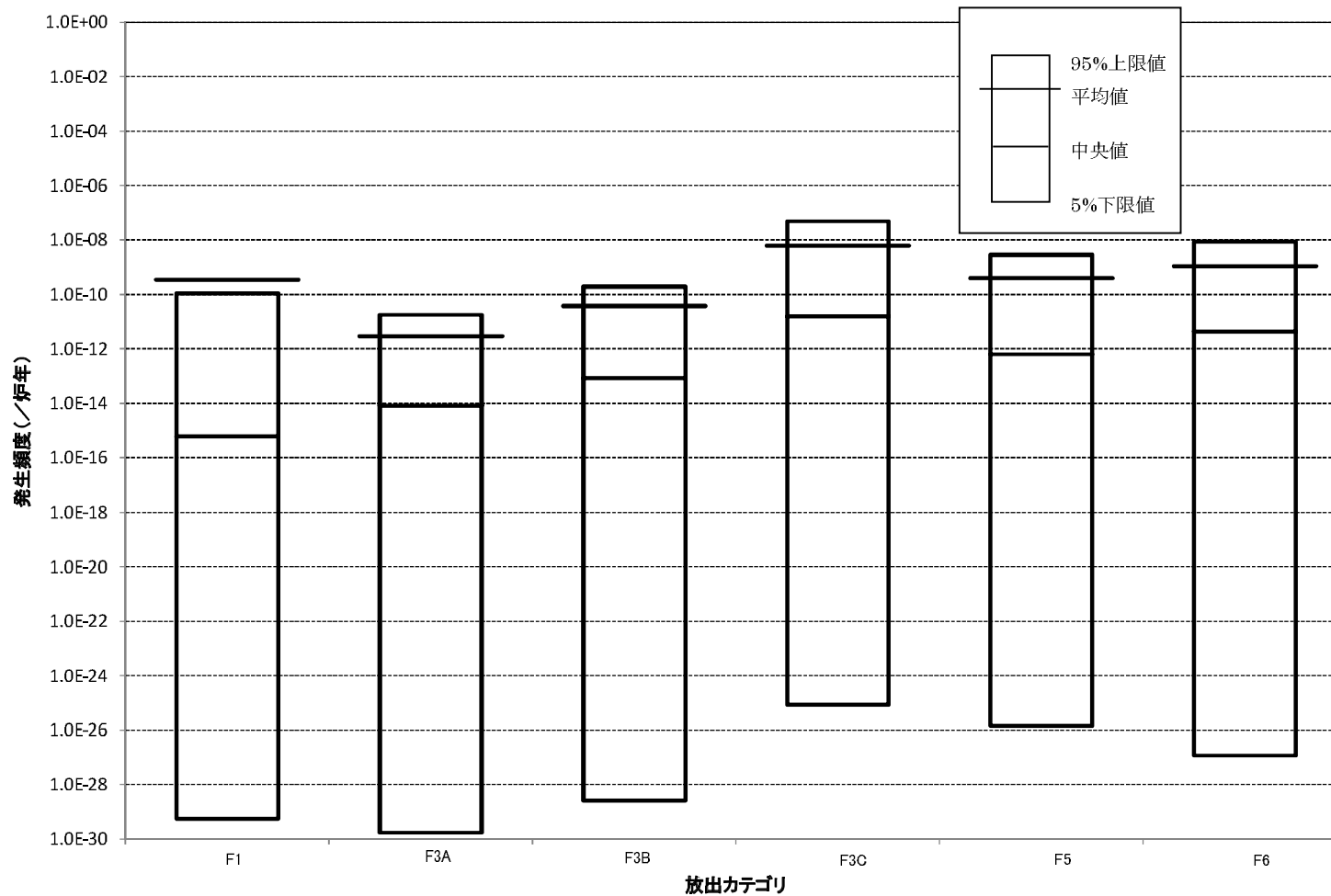
第 3.1.3.2.2.5.1 図 格納容器イベントツリー(3/3)



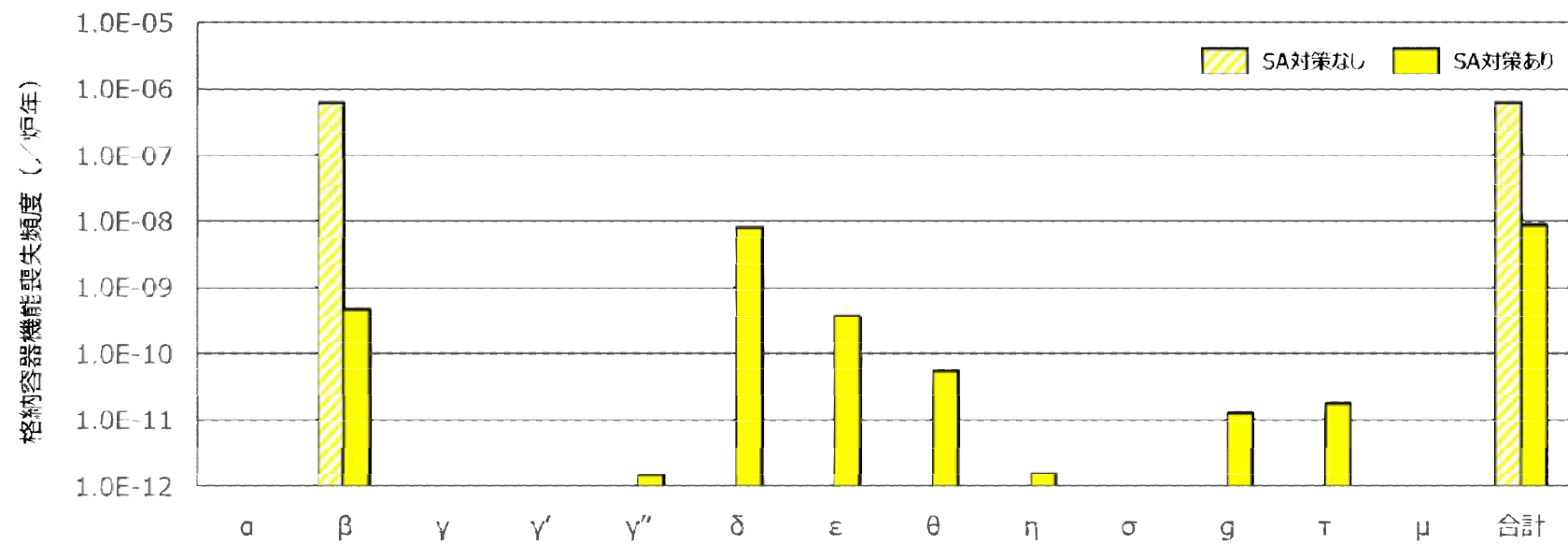
第 3.1.3.2.2.5.2 図 津波出力運転時 PRA におけるシステム評価の流れ



第 3.1.3.2.2.5.3 図 不確実さ解析結果 (格納容器機能喪失モード別)



第 3.1.3.2.2.5.4 図 不確実さ解析結果 (放出カテゴリ別)



第3.1.3.2.2.5.5 図 SA 対策に係る感度解析結果

3.1.3.2.2.6 ソースターム評価

(1) 放出カテゴリのソースターム解析

放出カテゴリごとに解析対象事故シーケンスを選定し、ソースターム解析を行う。ソースターム解析として、各放出カテゴリの Cs-137 の放出量を定量化する評価も考えられるが、格納容器機能喪失時のソースタームを定量化する上で重要な原子炉格納容器の破損規模・形態等に係る知見や破損箇所から放出された核分裂生成物 (FP) の沈着・移行挙動に係る知見が不足しており、十分な精度の定量化ができないため、本評価においては、安全性向上評価のリスク指標である「Cs-137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度」に着目した評価を行う。なお、Cs-137 放出量が 100TBq を超えることを確認した放出カテゴリについては、放出量を 100TBq 以上とする。

a. 解析対象事故シーケンスの選定

放射性物質の放出に至る事故シーケンスに対して、主に予想される放出量に基づいて、ソースターム解析対象とする代表的な事故シーケンスを選定する。

(a) 格納容器バイパスの代表事故シーケンス

放出カテゴリ「格納容器バイパス」(第 3.1.3.1.1.3.22 表の①及び②)に分類される PDS としては G(SGTR(起因))、V(IS-LOCA)及び S**/T** (TI-SGTR)が挙げられる。いずれの事象も放出量が厳しいが FP 放出経路及び放出量の特徴を踏まえ、比較的放出量が大きいと考えられる G(SGTR(起因))のシーケンスを代表事故シーケンスとする。

(b) 内的格納容器破損(エナジェティック)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(エナジェティック)(第3.1.3.1.1.3.22表の③-a)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

(c) 内的格納容器破損(先行破損)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(先行破損)(第3.1.3.1.1.3.22表の③-b)に分類されるPDSはALC、SLCが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設CVスプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

(d) 内的格納容器破損(その他)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(その他)(第3.1.3.1.1.3.22表の③-c)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設CVスプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

(e) 外的格納容器破損の代表事故シーケンス

外的格納容器破損(第3.1.3.1.1.3.22表の④)に分類されるPDSはBである。本PDSは地震により原子炉建屋又は原子炉格納容器が破損する際に1次系の損傷が起こるものである。1次系の損傷としては、Excess LOCAに至る可能性があるが、放出挙動の観点からはAEDと同様である

ため、代表事故シーケンスとしては AED の大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注入失敗とする。

(f) 格納容器隔離失敗の代表事故シーケンス

格納容器隔離失敗(第 3.1.3.1.1.3.22 表の⑤)に分類される PDS は全てが含まれる。したがって、放出量の観点で厳しい AED の大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

(g) 格納容器健全の代表事故シーケンス

格納容器健全(第 3.1.3.1.1.3.22 表の⑥)に分類される PDS は AED、AEW、AEI、SED、SEW、SEI、SLW、SLI、TED、TEW、TEI となる。したがって、放出量の観点で厳しい AED の大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

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

b. ソースタームの解析

放出カテゴリごとに、代表事故シーケンスに沿ってソースタームを解析する。ソースターム解析は、シビアアクシデント解析コードである MAAP コードを用いて行った。MAAP コードでは、炉心溶融に伴う燃料からの FP の放出及び FP の状態変化・輸送等がモデル化されており、燃料及び溶融炉心からの放射性物質の放出(原子炉容器内での燃料からの放射性物質放出量の時間変化、溶融炉心・コンクリート相互作用における放射性物質放出量の時間変化

等)、原子炉冷却系内の挙動(原子炉冷却系内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化等)、原子炉格納容器内の挙動(原子炉格納容器内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化等)を考慮した解析を行い、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合(炉心内蓄積量比)を事象進展に応じて評価することが可能である。ここでは、格納容器機能喪失頻度評価における事故進展解析の結果を用いる。

本評価では、核分裂生成物等を 12 のグループに分け、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合を求める。原子炉格納容器の機能が維持されている場合は、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合に別途アニュラス空気浄化設備の効果を考慮して環境への放射性物質の放出量を求める。なお、アニュラス空気浄化設備が起動して、アニュラス部内の負圧が達成するまでの間は、アニュラス空気浄化設備のフィルタによる低減効果に期待できないため、評価では、原子炉格納容器からアニュラス部内に放出された放射性物質は、アニュラス部内に保持され、アニュラス空気浄化設備の設計流量と同じ流量で大気中に放出されたとする。原子炉格納容器の機能が喪失している場合は、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合をそのまま環境への放射性物質の放出割合とし、炉心内蓄積量を乗じて環境への放射性物質の放出量とする。

Cs-137 放出量は、12 のグループのうち、Gr2(CsI)及び Gr6(CsOH)の解析結果を使用する。

(a) 格納容器健全の放出量評価

放出放射エネルギー評価条件を第 3.1.3.2.2.6.1 表に、評価イメージを第 3.1.3.2.2.6.1 図に示す。また、解析の結果を第 3.1.3.2.2.6.2 図に示す。事故後 7 日時点の Cs-137 放出量は約 3.2TBq となり、100TBq を下回って

いる。

(b) 格納容器機能喪失の放出量評価

格納容器機能喪失に関するソースタームを既存の知見より定性的に評価した結果、いずれの放出カテゴリにおいても 100TBq を超過することを確認した。

c. 放出カテゴリごとのソースタームと発生頻度

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

放出カテゴリの発生頻度とソースタームとを対応させて結果をまとめたものを第 3.1.3.2.2.6.2 表に示す。事故時の Cs-137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度は、 9.2×10^{-9} (／炉年) となった。

また、格納容器健全の放出量評価結果について、事故発生後約 19 分の炉心溶融に伴い放射性物質の放出が開始されるが、事故発生後 78 分のアニュラス負圧達成により放出率は大きく低下しており、格納容器健全の維持とあいまって放射性物質の大規模放出には至らないことから、当該放出カテゴリの解析結果として整合していることを確認した。

(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」に示す。

第 3.1.3.2.2.6.1 表 ソースターム(放出量)評価条件表(格納容器健全)(1/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
評価事象	大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水喪失を考慮する)*	原子炉格納容器の機能が維持されているシーケンスのうち、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質量が多くなり、被ばく評価上厳しくなる事象
炉心熱出力	100%(2,652MWt)×1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定
原子炉運転時間	最高40,000時間	燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定
サイクル数 (バッチ数)	4	
炉心内蓄積量	ORIGEN2.1に基づく	—
原子炉格納容器内への放出割合	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着速度	MAAP解析に基づく	—
スプレイによるエアロゾルの除去	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器からの漏えい率	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部:97% アニュラス部外:3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定
アニュラス部体積	11,200m ³	アニュラス部体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に設定
アニュラス部からの放出流量	226m ³ /min	アニュラス空気浄化設備ファン流量の設計値を設定

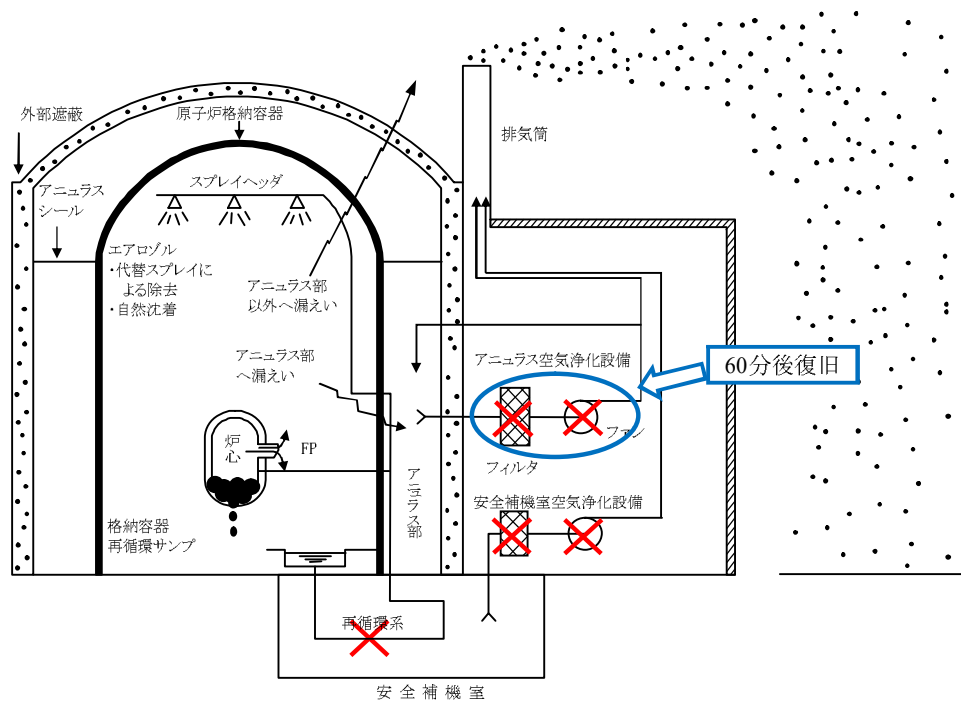
*:SA対策として代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却を考慮

第 3.1.3.2.2.6.1 表 ソースターム(放出量)評価条件表(格納容器健全)(2/2)

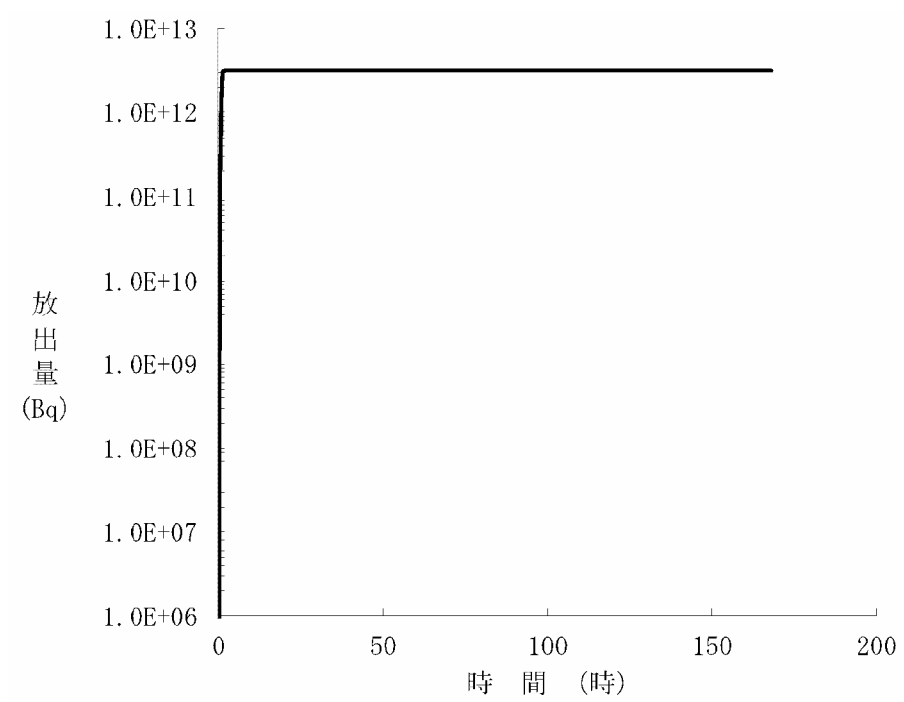
項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
アニュラス負圧達成 時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値(起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分) 起動遅れ時間60分は、大容量空冷式発電機による電源回復操作及びポンベによるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定
事故の評価期間	7日	少なくとも外部支援がないものとして7日間と設定
アニュラス空気浄化 設備微粒子フィルタ による除去効率	0～78分：0% 78分～：99%	設計上期待できる値を設定

第 3.1.3.2.2.6.2 表 放出カテゴリごとの Cs-137 放出量の評価結果

原子炉格納容器の 状態		分類	放出カテ ゴリ記号	発生頻度 (／炉年)		ソースターム解析結 果(Cs-137放出量の 定量的結果又は定 性的結果)(TBq)
格納容器 機能喪失	格納容器 バイパス	—	F1	1.3E-11	9.2E-09	>100
	格納容器 破損	エナジェティック	F3A	3.1E-12		>100
		先行破損	F3B	5.6E-11		>100
		その他	F3C	8.7E-09		>100
	隔離失敗	—	F5	5.0E-10		>100
健全(設計漏えい)		—	F6	1.4E-09		3.2E+00



第3.1.3.2.2.6.1 図 放出放射能量評価イメージ



第 3.1.3.2.2.6.2 図 Cs-137 積算放出量の推移

3.1.3.3 被ばく評価

炉心損傷後において原子炉格納容器が健全な場合の敷地境界における実効線量評価を実施する。

評価に当たっては、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準(レベル 3PSA 編):2008(以下「レベル 3PSA 学会標準」という。)」を参考に評価を実施した。

3.1.3.3.1 ソースタームの設定

「3.1.3.1.1.4 ソースターム評価」の結果を基に、格納容器健全の代表事故シーケンスについて、その特性に応じたソースタームを設定する。

(1) 格納容器健全の代表事故シーケンス

「3.1.3.1.1.4 ソースターム評価」に示すとおり、格納容器健全の代表事故シーケンスは、大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注入失敗であり、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなり、被ばく評価上厳しい条件である。

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

(2) ソースタームの解析

ソースタームの解析は、シビアアクシデント解析コードである MAAP コードを用いる。MAAP コードでは、炉心溶融に伴う燃料からの核分裂生成物 (FP) の放出及び FP の状態変化・輸送等がモデル化されており、燃料及び溶融炉心からの放射性物質の放出 (原子炉容器内での燃料からの放射性物質放出量の時間変化、溶融炉心・コンクリート相互作用における放射性物質放出量の時間変化等)、原子炉冷却系内の挙動 (原子炉冷却系内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化等)、原子炉格納容器内の挙動 (原子炉格納容器内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化等) を考慮した解析を行い、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合 (炉心内蓄積量比) を事象進展に応じて評価することが可能である。

本評価では、FP 等を 12 のグループに分け、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合を求める。原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合に、別途アニュラス空気浄化設備の効果を考慮して大気中への放射性物質の放出量を評価する。なお、アニュラス空気浄化設備が起動して、アニュラス部内の負圧が達成するまでの間は、アニュラス空気浄化設備のフィルタによる低減効果に期待できないため、評価では、原子炉格納容器からアニュラス部内に放出された放射性物質は、アニュラス部内に保持され、アニュラス空気浄化設備の設計流量と同じ流量で大気中に放出されるとする。

また、有機よう素及び無機よう素は、原子炉格納容器内での挙動やフィルタ等による低減効果が粒子状よう素とは異なり、被ばく評価上重要な化学種であることから、本評価においてはよう素の化学形態を考慮した。

大気中への放射性物質の放出量評価の条件を第 3.1.3.3.1.1 表に示す。また、放出された放射性物質による被ばく評価に使用する核種の炉心内蓄積量及び大気中への放射性物質の放出量を第 3.1.3.3.1.2 表及び第 3.1.3.3.1.3 表に示す。

第 3.1.3.3.1.1 表 大気中への放射性物質の放出量評価の条件(1/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
評価事象	大破断LOCA+ECCS注入失敗+ CVスプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失及び原子 炉補機冷却水喪失を考慮する)	原子炉格納容器の機能が維持さ れているシーケンスのうち、炉心損 傷が早く、事象進展中の原子炉格 納容器圧力が高く推移することか ら、環境に放出される放射性物質 量が多くなり、被ばく評価上厳しく なる事象
炉心熱出力	100% (2,652MWt)×1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮 した値を設定
原子炉運転時間	最高40,000時間	燃料を1/4ずつ取り替えていく場合 の平衡炉心を考慮し、最高時間を 設定
サイクル数 (バッチ数)	4	
炉心内蓄積量	ORIGEN2.1に基づく	—
原子炉格納容器内 への放出割合	MAAP解析に基づく	—
よう素の形態	粒子状よう素:5% 無機よう素:91% 有機よう素 :4%	化学形態を考慮し、R.G1.195 ^(注1) の再浮遊割合を考慮して設定
原子炉格納容器等 への無機よう素の沈 着率	9.0E-04(1/s)	CSE実験 ^(注2) に基づき無機よう素 の自然沈着率を設定
原子炉格納容器等 へのエアロゾルの沈 着速度	MAAP解析に基づく	—
スプレイによるエア ロゾルの除去	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器か らの漏えい率	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器か らの漏えい割合	アニュラス部:97% アニュラス部外:3%	原子炉格納容器は健全であるた め、設計基準事故時と同じ設定
アニュラス部体積	11,200m ³	アニュラス部体積から排気筒や機 器搬入口等の体積を除いて保守 的に設定
アニュラス部からの 放出流量	226m ³ /min	アニュラス空気浄化設備ファン流 量の設計値を設定

第 3.1.3.3.1.1 表 大気中への放射性物質の放出量評価の条件 (2/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
アニュラス負圧達成 時間	78分	選定した代表事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値(起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分) 起動遅れ時間60分は、大容量空冷式発電機による電源回復操作及びポンベによるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定
事故の評価期間	7日	少なくとも外部支援がないものとして7日間と設定
アニュラス空気浄化 設備よう素フィルタ による除去効率	0～78分:0% 78分～ :95%	設計上期待できる値を設定
アニュラス空気浄化 設備微粒子フィルタ による除去効率	0～78分:0% 78分～ :99%	設計上期待できる値を設定

(注1) 米国Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”

(注2) BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report”

第 3.1.3.3.1.2 表 炉心内蓄積量 (gross 値)

核種グループ ^(注)	炉心内蓄積量 (Bq)
希ガス類	約 1.1E+19
よう素類	約 2.3E+19
Cs類	約 1.0E+18
Te類	約 6.6E+18
Sr類	約 9.8E+18
Ru類	約 2.0E+19
La類	約 4.5E+19
Ce類	約 6.4E+19
Ba類	約 9.7E+18

(注) 実効線量評価対象核種

第 3.1.3.3.1.3 表 大気中への放射性物質の放出量

(事故後 7 日間積算) (gross 値)

核種グループ ^(注)	放出放射エネルギー (Bq)
希ガス類	約 4.4E+16
よう素類	約 2.4E+14
Cs類	約 9.9E+12
Te類	約 4.1E+13
Sr類	約 2.2E+12
Ru類	約 1.2E+13
La類	約 1.7E+11
Ce類	約 1.8E+12
Ba類	約 3.8E+12

(注) 実効線量評価対象核種

3.1.3.3.2 気象シーケンスの選定

川内原子力発電所の気象データをもとに、年間の種々の気象条件を網羅するように気象シーケンスを選定する。

(1) 評価に使用する気象データ

評価に使用する気象データは、川内原子力発電所における2013年4月～2014年3月の1年間における気象データを使用する。なお、当該データの使用に当たっては、風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間(2003年4月～2013年3月)の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

(2) 気象シーケンス

気象シーケンスは、年間8,760時間分の気象データをもとに、第3.1.3.3.2.1図に示すとおり1時間ずつ開始点をずらした120時間分の連続したデータをセットとし、年間の全ての気象シーケンス(8,760個)を対象に評価を実施する。

データ番号 ^(注1)	ケース 1	ケース 2	...	...	ケース 8,760
1	D1 ^(注2)	D1	D1	D1	D1
2	D2	D2	D2	D2	D2
3	D3	D3	D3	D3	D3
...	...	...	...	...	...
119	D119	D119	D119	D119	D119
120	D120	D120	D120	D120	D120
121	D121	D121	D121	D121	D121
122	D122	D122	D122	D122	D122
...	...	...	...	...	...
8,760	D8,760	D8,760	D8,760	D8,760	D8,760

(注1) データの並びは1月1日1時～12月31日24時までである。

(注2) Dn:n 番目のデータ番号に対応する気象データ(風向、風速、大気安定度、降雨量)

第 3.1.3.3.2.1 図 気象シーケンスの設定

3.1.3.3.3 大気拡散及び沈着の評価

大気中に放出された放射性物質の拡散及び地表面への沈着を評価し、放射性物質の空气中濃度及び地表面濃度を計算する。

(1) 大気拡散評価

大気拡散評価には、気象条件に従い放射性物質の拡散及び沈着の計算ができるMACCS2コードを用いる。MACCS2コードには、MAAPコードで計算した核種グループ別の炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合を入力するが、MAAPコードがFP等を12の核種グループに分けて計算するのに対して、MACCS2コードには9の核種グループに分けて入力するため、第3.1.3.3.3.1図に示すとおり再分類して入力している。MACCS2コードに入力する核種グループ別の炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合を第3.1.3.3.3.1表に示す。

MACCS2コードでは、放射性物質の放出形態を考慮して、放出を最大4つまで分割することができる。また、拡散モデルはガウスプルームモデルであり、拡散中の放射性崩壊も考慮している。放出期間中に大気安定度が変化する場合は、その瞬間の拡散幅に合わせて連続的に拡散幅を変化させる。なお、プルームは放出開始時刻の風向にのみ依存し、それ以後直進するものとする。

(2) 沈着評価

MACCS2コードでは、プルームからの放射性物質の地表面への沈着を考慮する。沈着は、重力等による乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮し、沈着により放射性物質がプルームから除去されるものとする。

大気拡散評価及び沈着評価の条件を第3.1.3.3.3.2表に示す。

第 3.1.3.3.3.1 表 炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合

(事故後 7 日間積算)

核種グループ ^(注)	放出割合
希ガス類	約 9.5 E -03
よう素類	約 2.6 E -05
Cs類	約 9.5 E -06
Te類	約 7.0 E -06
Sr類	約 2.5 E -07
Ru類	約 6.2 E -07
La類	約 3.8 E -09
Ce類	約 2.8 E -08
Ba類	約 4.6 E -07

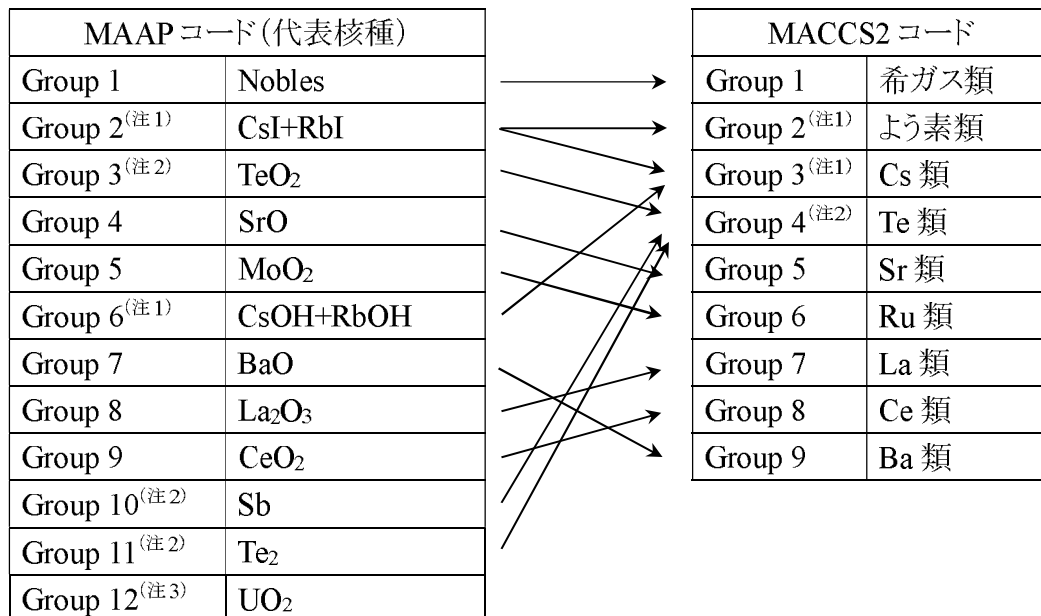
(注) 実効線量評価対象核種

第 3.1.3.3.2 表 大気拡散評価及び沈着評価の条件

項 目	評 価 条 件	設 定 理 由
大気拡散評価 モデル	ガウスプルームモデル (プルームは放出開始時刻の風向 に従って、それ以後直進する)	気象指針 ^(注1) を参考として、放射 性雲は風下方向に直線的に流さ れ、放射性雲の軸のまわりに正規 分布に拡がっていくと仮定するガ ウスプルームモデルを適用
気象資料	川内原子力発電所における1年間 の気象資料 (2013.4～2014.3)	風向風速データが不良標本の棄 却検定により、10年間の気象状態 と比較して特に異常ではないこと が確認された発電所において観 測された1年間の気象資料を使用
混合層高さ	500m	発電所における観測データを基に 設定
放出源有効高さ	排気筒放出:30m 地上放出:0m	設計基準事故時と同じ設定
建屋の影響	地上放出のみ考慮する	地上放出時は放出点から近距離 の建屋の影響を受けるため、建屋 による巻込み現象を考慮
建屋の投影面積	4,450m ²	敷地境界における被ばく評価の観 点からタービン建屋を含めて選定
形状係数	0.5	気象指針を参考として設定
放射性物質 濃度の評価点	560m	放出点から敷地境界までの最短 距離
乾性沈着速度	0.3cm/s	NUREG/CR-4551Vol.2 ^(注2) より設 定
湿性沈着係数	$\Lambda = a \cdot R^b$ R:降雨強度(mm/h) a:9.5E-05、b:0.8	NUREG/CR-4551Vol.2 ^(注2) より設 定

(注1) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(原子力安全委員会)

(注2) 米国NUREG/CR-4551Vol.2“Evaluations of Severe Accident Risks
: Quantification of Major Input Parameters”



(注1) MACCS2 コードの Group2(よう素類)は、MAAP コードの Group2(CsI+RbI)の放出割合から求める。また、MACCS2 コードの Group3(Cs 類)は、CsI 及び CsOH で存在すると考えられることから、MAAP コードの Group2(CsI+RbI) 及び Group6(CsOH+RbOH)を考慮する。大気中への放出放射エネルギーは、放出割合と炉心内蓄積量の積で求めるが、MAAP コードの Group2(CsI+RbI)の Cs の放出量は、よう素と Cs 類の物質量の比から、よう素と結合する Cs 類の全炉心内蓄積量に対する割合を仮定して求める。Group6(CsOH+RbOH)の Cs の放出量は、保守的に Group2(CsI+RbI)の CsI 生成に伴う Cs 量の減少を無視して求める。

(注2) MACCS2 コードの Group4(Te 類)は、MAAP コードの Group3(TeO₂)、Group10(Sb)及び Group11(Te₂)の放出割合から求める。

(注3) 線量評価対象核種ではない。

第 3.1.3.3.3.1 図 MAAP コード及び MACCS2 コード核種グループの分類

3.1.3.3.4 被ばく線量評価

原子炉格納容器内に放出された放射性物質、大気中に放出された放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度をもとに、敷地境界における実効線量を評価する。なお、本評価では、実効線量換算係数が大きく、評価結果が厳しくなる小児を対象とする。

(1) 被ばく経路

事象発生に伴い大気中に放射性物質が放出された場合、敷地境界外においては、被ばく低減の観点から、状況に応じて安定ヨウ素剤の服用、屋内退避等の防護措置を実施するが、本評価においては保守的な評価となるよう、これらの防護措置は考慮しないものとする。なお、評価期間は7日間とする。

以上より、被ばく経路は、以下の経路①～⑤を考慮する。

敷地境界における実効線量評価の対象とする被ばく経路を、第3.1.3.3.4.1図及び第3.1.3.3.4.2図に示す。

a. 被ばく経路① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉格納容器内に放出された放射性物質から直接的に敷地境界に到達してくるガンマ線(以下「直接ガンマ線」という。)及び空気中で散乱されて敷地境界に到達してくるガンマ線(以下「スカイシャインガンマ線」という。)による線量。

b. 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中に放出された放射性物質が拡散して生ずる放射性雲からのガンマ

線（以下「クラウドシャインガンマ線」という。）による線量。

- c. 被ばく経路③ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中に放出され、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（以下「グラウンドシャインガンマ線」という。）による線量。

- d. 被ばく経路④ 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく

大気中に放出された放射性物質が拡散して生ずる放射性雲中の放射性物質の吸入摂取による線量。

- e. 被ばく経路⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく

大気中へ放出され、地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による線量。

(2) 線量計算

線量計算に当たっては、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を算出し、実効線量を評価する。

被ばく経路①については、原子炉格納容器内の線源強度及び外部遮蔽の条件を基に計算する。原子炉格納容器内の線源強度は、原子炉格納容器内の気相部及び液相部において、それぞれ均一に分布しているものとし、原子炉格納容器からの漏えいによる放射性物質の減少及びアニュラスへの放射性物質の移行を保守的に無視する。また、計算に当たっては、施設の位置、遮蔽構造及び地形条件を適切に模擬し、線源からのガンマ線の評価が可能な

QADコード及びSCATTERINGコードを使用する。

原子炉格納容器内の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばく線量の評価条件を第3.1.3.3.4.1表に示す。また、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉格納容器内の積算線源強度を第3.1.3.3.4.2表に示す。

被ばく経路②から被ばく経路⑤については、大気拡散評価及び沈着評価と同様にMACCS2コードを用いて評価する。

大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく線量及び地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく線量の評価条件を第3.1.3.3.4.3表に示す。

(3) 評価結果

炉心損傷後において原子炉格納容器が健全な場合の敷地境界における実効線量の評価結果を第3.1.3.3.4.3図に示す。第3.1.3.3.4.3図は、気象シーケンスごとに評価した実効線量の結果を、小さい値から順に並べたときの累積出現確率が5%から95%の実効線量の幅及び全気象シーケンスの評価結果の平均値を示している。全気象シーケンスの評価結果の平均値は約43mSvとなった。

また、被ばく経路別の全気象シーケンスの評価結果の平均値を第3.1.3.3.4.4表に示す。第3.1.3.3.4.4表に示すとおり、敷地境界における実効線量に対して寄与が大きい被ばく経路は、大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばくである。本被ばく経路については、よう素の吸入摂取による被ばく線量の割合が大きい。今回の評価では、保守的に防護措置を考慮していないが、事故時に安定よう素剤の服用などの防護措置を実施することで、実効線量を低減することが可能と考える。

第 3.1.3.3.4.1 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による

被ばく線量の評価条件

項 目	評 価 条 件	設 定 理 由
以下の条件を除き、環境への放射性物質の放出量評価の条件と同じ。		
原子炉格納容器内 線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された 核分裂生成物が均一に分布 (原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果は無視する)	事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は 全て原子炉格納容器内に均一に 分布するものと仮定して設定
原子炉格納容器遮 蔽厚さ	ドーム部及び円筒部それぞれの遮 蔽厚さを設定 ドーム部:400mm 円筒部 :900mm 施工誤差については、-5mmを考慮	設計値に施工誤差(-5mm)を考慮
空気カーマから全身 に対しての線量 への換算係数	1Sv/Gy	安全評価指針 ^(注) を参考に設定

(注)発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(原子力安全委員会)

第 3.1.3.3.4.2 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる

原子炉格納容器内の積算線源強度(7 日積算)

代表エネルギー (MeV/dis)	気相部 (MeV)	液相部 (MeV)
0.1	1.5E+23	4.7E+22
0.125	8.9E+21	3.0E+22
0.225	1.2E+23	2.2E+23
0.375	2.9E+23	4.9E+22
0.575	1.2E+24	5.5E+23
0.85	9.6E+23	4.7E+23
1.25	4.3E+23	1.7E+23
1.75	1.0E+23	2.5E+22
2.25	8.1E+22	1.1E+22
2.75	5.9E+21	3.3E+21
3.5	6.2E+20	9.3E+20
5	5.7E+19	1.9E+20
7	7.8E+10	6.5E+11
9.5	1.2E+10	1.0E+11

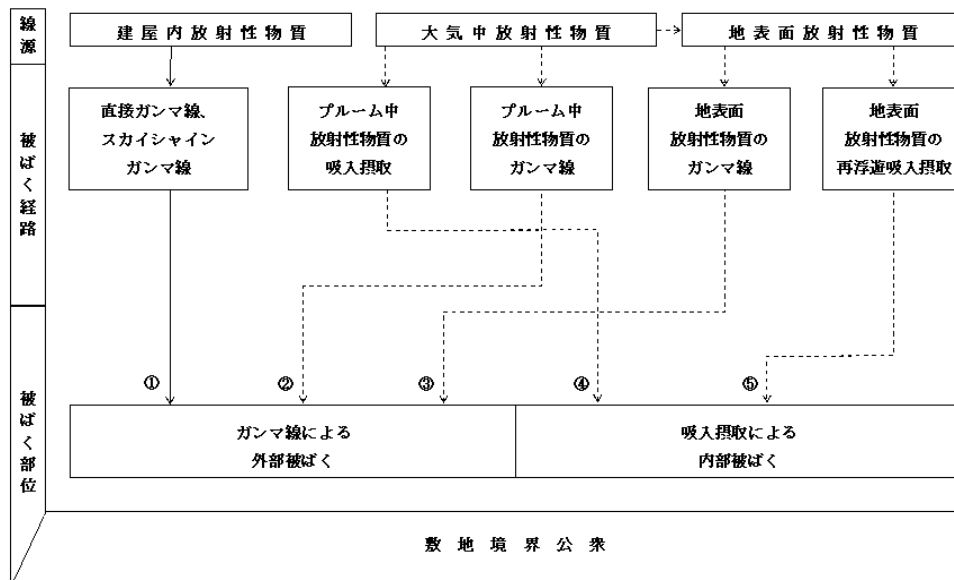
第3.1.3.3.4.3表 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく線量及び
地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく線
量の評価条件

項 目	評 価 条 件	設 定 理 由
マスクによる 除染係数	考慮しない	保守的な評価となるよう、マスクの 着用は考慮しない
安定よう素剤	考慮しない	保守的な評価となるよう、安定よう 素剤の服用は考慮しない
呼吸率	5.972E-05 m ³ /s	小児一日平均の呼吸率を設定 ICRP Publication 71を参照して設 定
線量換算係数	小児実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131:1.6E-04 mSv/Bq I-132:2.3E-06 mSv/Bq I-133:4.1E-05 mSv/Bq I-134:6.9E-07 mSv/Bq I-135:8.5E-06 mSv/Bq 上記以外の核種はICRP Pub.71,72 に基づく	ICRP Publication 71,72に基づく
放射性物質 の再浮遊	考慮する 再浮遊による空气中濃度は以下の 式で計算する。 空气中濃度 =地表面濃度・A・e ^{-λt} λ=ln2/B 再浮遊係数A:1.0E-05 1/m 再浮遊係数B:1.6E+07 s	NUREG/CR-4551 Vol.2より設定

第3.1.3.3.4.4表 被ばく経路別の実効線量^(注)

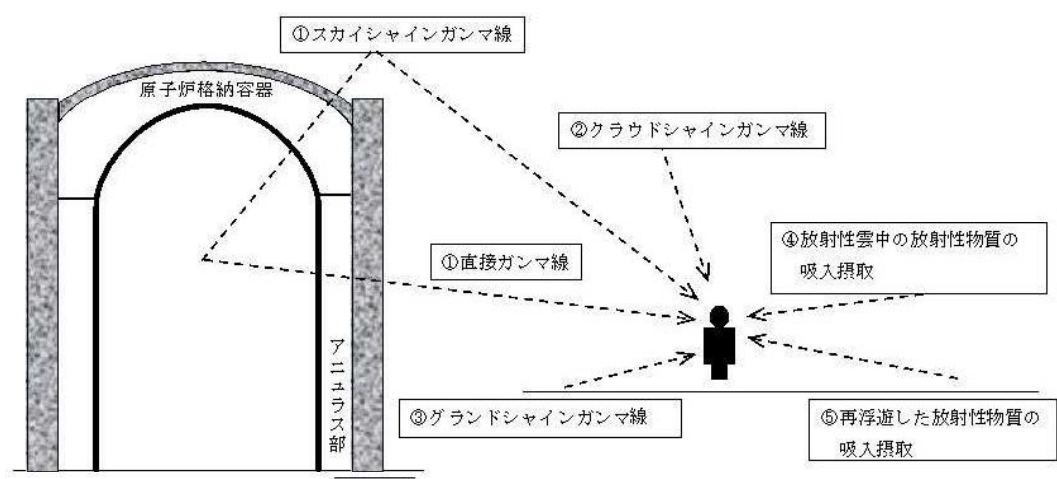
被ばく経路	実効線量(mSv)
①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 12
②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 0.69
③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 6.0
④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 24
⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 0.30
合 計	約 43

(注) 全気象シーケンスの平均値

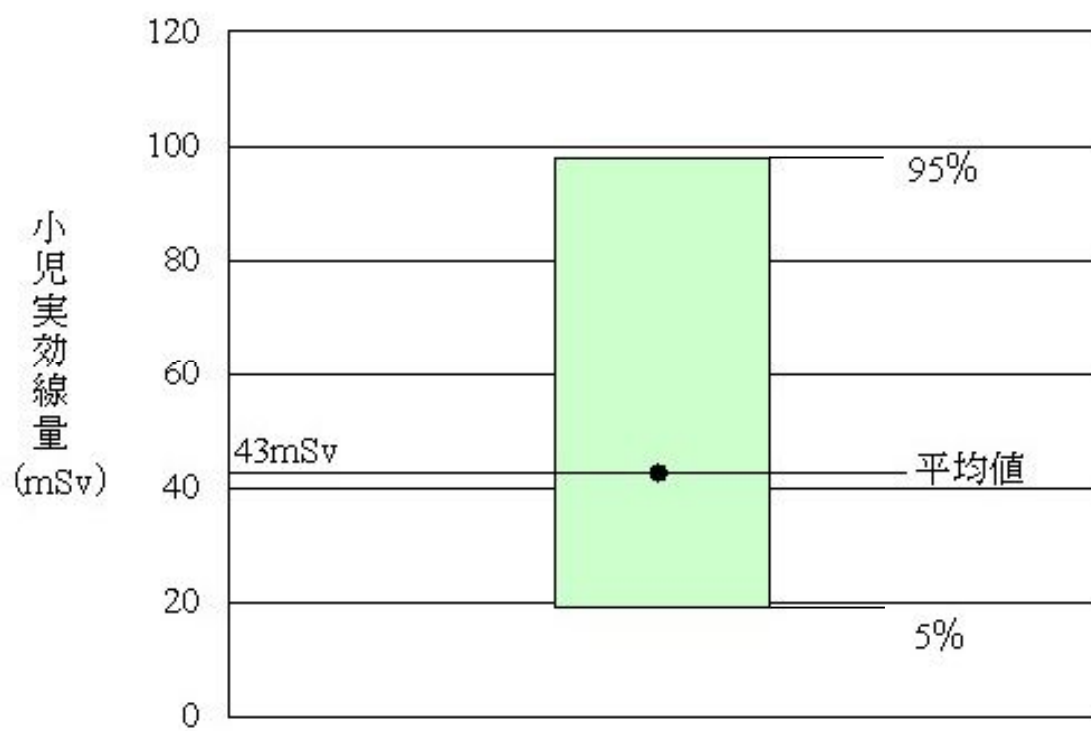


第 3.1.3.3.4.1 図 敷地境界における公衆の被ばく経路

敷地境界における被ばく	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
	③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく
	④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく
	⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく



第 3.1.3.3.4.2 図 被ばく経路イメージ



第 3.1.3.3.4.3 図 敷地境界における実効線量の評価結果

3.1.3.3.5 不確実さ解析及び感度解析

炉心損傷後において原子炉格納容器が健全な場合の敷地境界における実効線量の不確実さ解析を実施する。また、被ばく線量評価において設定された影響の大きな仮定及び条件に対して感度解析を実施し、実効線量への影響を評価する。

(1) 不確実さ解析

a. 不確実さの評価対象条件の抽出及び設定

敷地境界における実効線量の被ばく経路別の線量及び各経路の主要解析条件を第3.1.3.3.5.1表に示す。被ばく経路①の解析条件である遮蔽厚さ及び評価点距離・高さについては不確実さを有する条件ではない。また、被ばく経路②～⑤の解析条件である気象資料については、年間の気象データをもとに、1時間ずつ開始点をずらした8,760個の気象シーケンスを使用した評価を実施しており、気象の変動は考慮されている。

よって、MACCS2コードに入力する条件のうち、敷地境界における実効線量に対して影響が大きく、不確実さがある条件として、以下の条件を抽出した。

- ・ 湿性沈着係数
- ・ 乾性沈着速度
- ・ 呼吸率
- ・ 再浮遊係数

これらの条件に対して、第3.1.3.3.5.2表に示すとおり、不確実さの幅及び分布を設定した。また、MACCS2コードに入力するソースタームについては、「3.1.3.1.1.4 ソースターム評価」で実施した60ケースの不確実さ解析結果を用いる。

b. 不確実さ解析結果

a. で設定した条件の不確実さの幅及び分布並びにソースターム評価の不確実さ解析結果について、モンテカルロ手法を用いてパラメータの組み合わせを設定し、MACCS2コードに入力して実効線量の不確実さを評価した。

不確実さ解析の結果、全ケースの中で累積出現確率95%の実効線量が最小となるケースでは、全気象シーケンスの評価結果の平均値は約32mSvとなった。また、全ケースの中で累積出現確率95%の実効線量が最大となるケースでは、全気象シーケンスの評価結果の平均値は約70mSvとなった。

(2) 感度解析

「3.1.3.1.1.4 ソースターム評価」において、ソースターム解析結果に有意な影響を与える可能性がある条件について感度解析を実施している。ソースターム解析結果に有意な影響を与える条件は、実効線量に対しても影響を与えると考えられることから、ソースターム評価において実施した感度解析のうち、解析結果に与える影響が大きい以下の条件について感度解析を実施した。

- ・ アニュラス空気浄化設備の操作時間

さらに、被ばく線量評価の結果より、実効線量に対して寄与が大きい被ばく経路は、大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及びグランドシャインガンマ線による外部被ばくであることから、これらの被ばく線量に対して影響が大きく、不確実さがある以下の条件について感度解析を実施した。

- ・ 呼吸率
- ・ 湿性沈着係数
- ・ 乾性沈着速度

a. アニュラス空気浄化設備の操作時間に係る感度解析

(a) 解析条件

アニュラス空気浄化設備の操作時間に係る感度を確認するため、ベースケースよりも20分遅い事象発生から80分後にアニュラス空気浄化設備を操作する場合の解析を実施する。第3.1.3.3.5.3表に解析条件を示す。

(b) 感度解析結果

感度解析の結果、アニュラス空気浄化設備による放射性物質の除去開始が遅れ、大気中に放出される放射性物質の量が増加することから、実効線量はベースケースより増加し、全気象シーケンスの評価結果の平均値は約49mSvとなった。

b. 呼吸率に係る感度解析

(a) 解析条件

呼吸率に係る感度を確認するため、不確実さ解析で設定した不確実さ幅の上限値及び下限値の解析を実施する。第3.1.3.3.5.4表に解析条件を示す。

(b) 感度解析結果

感度解析の結果、呼吸率の増減に伴い、大気中に放出された放射性物質の吸入摂取及び地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による実効線量が増減し、全気象シーケンスの評価結果の平均値は、上限値の場合約58mSv、下限値の場合約36mSvとなった。

c. 湿性沈着係数に係る感度解析

(a) 解析条件

湿性沈着係数に係る感度を確認するため、不確かさ解析で設定した不確かさ幅の上限値及び下限値の解析を実施する。第3.1.3.3.5.5表に解析条件を示す。

(b) 感度解析結果

感度解析の結果、湿性沈着係数が増加する場合は、大気中に放出され地表面に沈着する放射性物質が増加し、大気中に浮遊する放射性物質が減少するため、グラウンドシャインガンマ線及び地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による実効線量が増加し、クラウドシャインガンマ線及び大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による実効線量が減少する。また、湿性沈着係数が減少する場合は、逆の傾向となる。

但し、湿性沈着係数の影響は、降雨のある気象シーケンスのみが対象となるため、実効線量に対する影響は小さく、全気象シーケンスの評価結果の平均値は、上限値の場合約48mSv、下限値の場合約42mSvとなった。

d. 乾性沈着速度に係る感度解析

(a) 解析条件

乾性沈着速度に係る感度を確認するため、不確かさ解析で設定した不確かさ幅の上限値及び下限値の解析を実施する。第3.1.3.3.5.6表に解析条件を示す。

(b) 感度解析結果

感度解析の結果、乾性沈着速度の増減は、湿性沈着係数の感度解析

と同様の傾向を示すが、全気象シーケンスが対象となるため、実効線量に対する影響は湿性沈着係数の感度解析より大きく、全気象シーケンスの評価結果の平均値は、上限値の場合約59mSv、下限値の場合約40mSvとなった。

感度解析の結果のまとめを第3.1.3.3.5.7表に示す。

第3.1.3.3.5.1表 被ばく経路別の実効線量及び主要解析条件

被ばく経路	実効線量(mSv) ^(注)	主要解析条件
①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 12	・ ソースターム解析結果(原子炉格納容器内の放射性物質の量) ・ 遮蔽厚さ ・ 評価点距離・高さ
②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 0.69	・ ソースターム解析結果(放射性物質の放出量) ・ 気象資料
③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 6.0	・ ソースターム解析結果(放射性物質の放出量) ・ 湿性沈着係数 ・ 乾性沈着速度 ・ 気象資料
④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 24	・ ソースターム解析結果(放射性物質の放出量) ・ 呼吸率 ・ 気象資料
⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 0.30	・ ソースターム解析結果(放射性物質の放出量) ・ 湿性沈着係数 ・ 乾性沈着速度 ・ 再浮遊係数 ・ 呼吸率 ・ 気象資料

(注) 全気象シーケンスの平均値

第 3.1.3.3.5.2 表 不確実さ解析の条件

項 目	上限値、下限値	分布形	備 考
呼吸率	上限値:9.722E-05 m ³ /s 下限値:4.167E-05 m ³ /s	一様分布	ICRP Publication 71を参照して設定 上限値は小児呼吸率の最大値(軽度の活動時) 下限値は小児呼吸率の最小値(睡眠時)
湿性沈着係数	$\Lambda = a \cdot R^b$ R:降雨強度(mm/h) 比例定数a 上限値:1.14E-02 1/s 下限値:2.73E-08 1/s 指数部b 0.664	対数一様分布	NUREG/CR-7155 ^(注) の値を参照して設定
乾性沈着速度	上限値:3cm/s 下限値:0.03cm/s	対数一様分布	NUREG/CR-4551Vol.2の値を参照して設定
放射性物質 の再浮遊	再浮遊による空气中濃度は以下の式で計算する。 空气中濃度 =地表面濃度・A・e ^{-λt} λ=ln2/B 再浮遊係数A 上限値:1.0E-04 1/m 下限値:1.0E-06 1/m 再浮遊係数B 上限値:3.1E+07 s 下限値:2.6E+06 s	対数一様分布	NUREG/CR-4551Vol.2の値を参照して設定

(注) NUREG/CR-7155“State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project
Uncertainty Analysis of the Unmitigated Long-Term Station Blackout of the
Peach Bottom Atomic Power Station”

第 3.1.3.3.5.3 表 アニュラス空気浄化設備の操作時間に係る感度解析の条件

項 目	ベースケース	感度解析	選定理由
アニュラス負圧 達成時間	78分	98分	ベースケースよりも20分遅くア ニュラス空気浄化設備を操作 すると想定(起動遅れ時間80 分+負圧達成時間18分)

第 3.1.3.3.5.4 表 呼吸率に係る感度解析の条件

項 目	ベースケース	感度解析	選定理由
呼吸率	5.972E-05 m ³ /s	上限値 9.722E-05 m ³ /s 下限値 4.167E-05 m ³ /s	不確かさ解析で設定した不確 実さ幅の上限値及び下限値

第 3.1.3.3.5.5 表 湿性沈着係数に係る感度解析の条件

項 目	ベースケース	感度解析	選定理由
湿性沈着係数	$\Lambda = a \cdot R^b$ R: 降雨強度 (mm/h)		不確かさ解析で設定した不確 実さ幅の上限値及び下限値
	比例定数a 9.5E-05 1/s	比例定数a 上限値:1.14E-02 1/s 下限値:2.73E-08 1/s	
	指数部b 0.8	指数部b 0.664	

第 3.1.3.3.5.6 表 乾性沈着速度に係る感度解析の条件

項 目	ベースケース	感度解析	選定理由
乾性沈着速度	0.3cm/s	上限値:3cm/s 下限値:0.03cm/s	不確かさ解析で設定した不確かさ幅の上限値及び下限値

第 3.1.3.3.5.7 表 感度解析結果のまとめ

感度解析ケース		実効線量(平均値)
a	アニユラス空気浄化設備の操作時間	約49mSv
b	呼吸率	約36 ～ 約58mSv
c	湿性沈着係数	約42 ～ 約48mSv
d	乾性沈着速度	約40 ～ 約59mSv

3.1.3.4 PRA により抽出された追加措置

「3.1.3.1 内部事象 PRA」及び「3.1.3.2 外部事象 PRA」に示した PRA の結果から、炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る主なシナリオとその要因を分析し、安全性向上のための追加措置を検討した。

具体的には、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度への寄与の観点から、FV 重要度を活用し、寄与の大きな事象の発生を低減するための追加措置を検討した。

なお、今回の格納容器機能喪失時のソースターム評価については評価技術が成熟しておらず、定性的な評価としているため、これらを低減する観点での追加措置の検討は実施していない。

3.1.3.4.1 内部事象出力運転時レベル 1PRA

第 3.1.3.4.1 表に内部事象出力運転時レベル 1PRA の主要な事象の分析結果及び安全性向上のための追加措置案を示す。

「①LOCA 時再循環切替操作失敗(低圧再循環)」は LOCA 発生時に低圧再循環切替操作に失敗する人的過誤である。「②スプレイ再循環操作／診断失敗(従属度中)」は、人的過誤により低圧再循環等の緩和策に失敗した場合に、従属的にスプレイ再循環切替に失敗する人的過誤である。「③2 次系強制冷却等による炉心冷却操作/診断失敗(LOCA 再循環)(従属度低)」は、LOCA 発生後、ECCS 再循環への切替操作失敗後に実施する 2 次系強制冷却又は代替再循環切替に従属的に失敗する人的過誤である。LOCA 発生時に①と②、又は①と③の組合せにより炉心損傷に至る頻度が相対的に高い。「④通水側海水ストレーナ閉塞時の待機側海水ストレーナへの切替操作失敗」は通水側の海水ストレーナの閉塞が発生した場合に、待機側海水ストレーナへの切替に失敗する人的過誤である。「⑤海水ストレーナ(1A、1C-SWS) 閉塞 CCF」は、共通原因故障により、通水側の海水ストレーナが 2

系統とも閉塞する事象であり、④との組合せにより原子炉補機冷却機能の全喪失に至る。

①、②及び③については、現在中央制御室において運転員操作にて実施する運用としている ECCS 及び格納容器スプレイ再循環切替（以下「再循環切替」という。）を自動切替とする設備改善、又は LOCA 時の再循環切替の重要性について運転員へ教育するとともに、当該操作に対する訓練を強化することで発生の可能性を低減することが考えられる。しかし、再循環切替の自動化については、CDF の低減という PRA 上の効果はあるが、以下のような現段階でのデメリットがあるため総合的に考え、今回は採用を見送ることとし、当該操作の教育・訓練を強化する。

- ・自動切替失敗時には、切替操作に係る運転員の負担は低減できるが、復旧のための操作が複雑化するおそれがある。
- ・燃料取替用水タンク等への制御用計装 (4ch) の追設、安全保護盤への保護回路の追設、中央制御盤への計器追設といった大幅な改造工事が必要である。
- ・システム構成が複雑化し、追加設備に対する保守の負担が新たに生じる。

④及び⑤の発生に伴う炉心損傷の可能性の低減策としては、海水ストレーナ切替操作及び原子炉補機冷却機能の全喪失に対する緩和策について、教育・訓練を強化することが挙げられる。

3.1.3.4.2 内部事象出力運転時レベル 2PRA

第 3.1.3.4.2 表に内部事象出力運転時レベル 2PRA の主要な事象の分析結果及び安全性向上のための追加措置案を示す。

「①RCP シール LOCA 発生」は SBO 又は原子炉補機冷却機能の全喪失時に RCP シール LOCA が発生する事象である。「②海水ストレーナ (1A、1C-SWS) 閉塞 CCF」及び「③通水側海水ストレーナ閉塞時の待機側海水ストレーナへの切替操作失

敗」は、「3.1.3.4.1 内部事象出力運転時 PRA(レベル 1)」における④及び⑤と同じ事象である。「④移動式大容量ポンプ車の確立(空調用冷凍機、制御用空気圧縮機、格納容器再循環ユニットへの通水)失敗」は移動式大容量ポンプ車により、格納容器再循環ユニット等へ海水を通水する操作に失敗する人的過誤である。「⑤LOCA 時再循環切替操作失敗(スプレイ再循環)」は、LOCA 発生時に格納容器スプレイ再循環への切替操作に失敗する人的過誤である。

①発生の可能性の低減策として、既に改良型の RCP シールを採用している。更なる RCP シール LOCA 発生の可能性低減のため、低漏えいシールの導入が考えられるが、導入に当たっての検討課題、海外プラントでの運用状況等を調査し、安全性向上への寄与について今後検討する必要があることから、今回は追加措置としない。②及び③発生の可能性の低減策については、「3.1.3.4.1 内部事象出力運転時 PRA(レベル 1)」にて検討した。④については、移動式大容量ポンプ車による海水通水操作について、教育・訓練の強化を実施し、人的過誤の可能性の低減に繋げることが可能である。⑤については、「3.1.3.4.1 内部事象出力運転時 PRA(レベル 1)」の①、②及び③と同様の対策により発生低減が可能である。

3.1.3.4.3 内部事象停止時 PRA

第 3.1.3.4.3 表に内部事象停止時 PRA の主要な事象の分析結果及び安全性向上のための追加措置案を示す。

「①サンプスクリーン A 閉塞」は格納容器再循環サンプスクリーンの閉塞する事象であり、ECCS 及び格納容器スプレイ再循環機能喪失の要因となりうる。「②弁操作失敗従属性(完全依存:CD)」は、オーバードレンの発生要因であり、目標水位到達時のドレン停止操作に失敗した後、従属的に警報発令前のドレン停止操作にも失敗する人的過誤である。「③ドレン停止操作失敗の従属性」「④水位計の読み取り失敗(水位維持失敗/オーバードレン発生時)」「⑤抽出流量の調整失敗

(水位維持失敗/オーバードレン発生時)」は、いずれもオーバードレン又は水位維持失敗の発生要因となる人的過誤である。

①については、格納容器再循環サンプスクリーンの巡視点検強化により事故時に当該機器が閉塞する可能性を低減する。②～⑤はいずれもオーバードレン又は水位維持失敗の発生要因となる人的過誤であり、ミッドループ運転移行のための水抜き操作又はミッドループ運転中における水位維持の重要性について教育・訓練を強化する。

3.1.3.4.4 地震 PRA

第 3.1.3.4.4 表に地震レベル 1PRA の主要な事象の分析結果及び安全性向上のための追加措置案を示す。地震 PRA については、レベル 1PRA とレベル 2PRA の FV 重要度評価結果がほぼ同等であることから、レベル 1PRA の FV 重要度評価結果を基に検討を行った。

「①メタルクラッド開閉装置 機能損傷」は安全系の 6.6kV 母線の機能喪失の要因となり、この場合、全交流動力電源喪失に至る。「②海水取水ライン構造物 構造損傷」は、海水系の喪失の要因となり、この場合、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る。「③洗浄排水処理装置 蒸留水冷却器 構造損傷」「④制御棒駆動装置冷却ユニット 構造損傷」「⑤余剰抽出冷却器 構造損傷」は原子炉補機冷却系の C ヘッダにより冷却される機器の構造損傷であり、原子炉補機冷却機能の全喪失の要因となる。

①については、メタルクラッド開閉装置の保護継電器の更新工事を実施予定であり、当該工事により耐震性が向上する見込みである。なお、今回の地震 PRA の感度解析にて当該工事の効果として、CDF 及び CFF が約 50～60%低減することを確認した。②については、海水取水ライン構造物のフラジリティ評価の詳細化を検討し、評価の高度化を図る。③、④、⑤については、当該機器損傷時に原子炉

補機冷却機能の全喪失に至るという解析上の仮定について、評価の詳細化を検討するとともに、地震時の原子炉補機冷却系統からの漏えいの監視強化を手順に反映することで、漏えいの早期発見に繋げていく。

3.1.3.4.5 津波 PRA

第 3.1.3.4.5 表に津波レベル 1PRA の主要な事象の分析結果及び安全性向上のための追加措置案を示す。津波 PRA については、レベル 1PRA とレベル 2PRA の FV 重要度評価結果がほぼ同等であることから、レベル 1 PRA の FV 重要度評価結果を基に検討を行った。

「①1A,B,C,D 海水ポンプ」は津波により海水ポンプが機能喪失する事象であり、原子炉補機冷却機能の喪失の要因となる。「②外部電源関連設備(屋外の主変圧器、所内変圧器)」「③外部電源関連設備(屋外の予備変圧器、起動変圧器など)」は外部電源喪失の発生要因である。「④1A,B AFWP 復水タンク元弁」については、当該機器のインターロック誤作動により、補助給水ポンプが起動しない要因となる。「⑤1 号 大容量空冷式発電機」は大容量空冷式発電機の津波による損傷であり、全交流動力電源喪失発生時の代替電源である当該機器が損傷することにより炉心損傷に至る。

津波 PRA の CDF、CFF 等のリスク指標は、他の事象よりも 2 桁程度小さく、また、FV 重要度の高い機器の津波耐力の向上には高台への移設等、大規模な工事が必要となることから、追加措置は抽出しない。

3.1.3.4.6 PRA より抽出された追加措置の整理

各 PRA より抽出された安全性向上のための追加措置については、設備対策による機器の信頼性向上、運用・手順の改善、教育・訓練の強化による運転員の事故対応能力の向上、PRA の不確実さを考慮した上でのより現実的な評価及びそ

のための研究の推進など、PRA 結果を基に検討する中でも様々な方面からの措置案が挙げられる。

「3.1.3.4.1 内部事象出力運転時 PRA (レベル 1)」～「3.1.3.4.5 津波 PRA (レベル 1、2)」にて検討した追加措置及び今後の取組みについて、整理した結果を第 3.1.3.4.6 表に示す。

3.1.3.4.7 PRA 改善に向けた取組み方針

安全性向上評価の目的は、評価結果を分析し、プラントの脆弱点を見つけ、安全性向上のための改善に取り組むことであり、今回の届出においては、伊方プロジェクトに関連した起因事象の細分化等(例:「2 次冷却系の破断」を「主蒸気隔離弁上流の主蒸気管破断」、「主蒸気隔離弁下流の主蒸気管破断」及び「主給水管破断」に細分化)の可能な範囲での反映を行っているが、2020 年度の原子炉監視プロセス(ROP)運用開始に向けて、伊方プロジェクトの成果を踏まえながら、PRA の高度化(イベントツリー、パラメータ、人間信頼性高度化)を反映したモデル構築を図っていく。

また、地震 PRA については、以下のような保守的な想定となっている事項がある。

- ・ 設備の耐力と損傷時の影響(地震):設備の耐力として最弱部位の耐力を適用し、最弱部位の損傷時の影響を全損として仮定し、各設備の損傷については、以下のように想定している。
 - 建屋損傷は、建屋全損を想定。
 - 設備の損傷の影響は、設備の全損相当の冷却水の流出を想定。
 - 弁の損傷の影響は、代表弁の最弱部位が損傷した際に、複数の系統の弁が損傷すると想定。
- ・ 冗長性を有する設備の損傷(地震):冗長性を有する設備の損傷は、完全相

関を想定し、必ず同時に損傷するものと仮定している。

なお、今回の届出で追加措置として、海水取水ラインの fragility 評価の詳細化を抽出しているが、リスク情報活用を進めるに当たっては、地震 PRA における保守性及び不確実さの大きさを十分に把握した上で、現実的な損傷モードがどうか等、今後の評価手法の更なる高度化に対する取り組みが必要と考えている。

但し、これらの課題は、当社のみならず、電力共通の課題でもあることから、産業界全体の取り組みとして、こうした課題について共同で研究を進める体制を電事連/NRRC を含め構築し高度化を進めているところである。

【NRRC において取り組んでいる高度化項目】

- PRA のイベントツリー等の高度化
- PRA パラメータの高度化
- 人間信頼性評価の高度化
- 地震ハザード評価の高度化

断層の連動性評価手法、観測結果・解析に基づく合理的な地震動評価手法、伊方 SSHAC の知見に基づくハザード解析の高度化。

- 地震 fragility 評価の高度化

機器の機能維持加速度の確認（加振試験）、現実的な建屋応答、3次元効果等を考慮した現実的応答／耐力評価手法の確立。

第 3.1.3.4.1 表 内部事象出力運転時レベル1PRA 結果の分析及び追加措置案

	基事象名	追加措置案
①	LOCA 時再循環切替 操作失敗(低圧再循環)	・当該シナリオに対する教育・訓練の強化 ・再循環切替操作の自動化により運転員の負担は低減できるが、デメリットを含め総合的に考え、現段階では今回は追加措置とせず、よりメリットが大きくなる方法等についての調査を継続する。
②	スプレイ再循環操作／診断失敗(従属度中)	
③	2 次系強制冷却等による炉心冷却操作／診断失敗(LOCA 再循環)(従属度低)	
④	通水側海水ストレーナ閉塞時の待機側海水ストレーナへの切替操作失敗	・当該シナリオに対する教育・訓練の強化
⑤	海水ストレーナ(1A、1C-SWS) 閉塞 CCF	

第 3.1.3.4.2 表 内部事象出力運転時レベル 2PRA 結果の分析及び追加措置案

	基事象名	追加措置案
①	RCP シール LOCA 発生	・現時点で改良型シールを採用している。更なる RCP シール LOCA 発生の可能性低減のため、低漏えいシールの導入が考えられるが、導入に当たっての検討課題、海外プラントでの運用状況等を調査し、安全性向上への寄与について今後検討する必要があることから、今回は追加措置としない。
②	海水ストレーナ(1A、1C-SWS) 閉塞 CCF	・当該シナリオに対する教育・訓練の強化
③	通水側海水ストレーナ閉塞時の待機側海水ストレーナへの切替操作失敗	
④	移動式大容量ポンプ車の確立(空調用冷凍機、制御用空気圧縮機、格納容器再循環ユニットへの通水)失敗	・当該シナリオに対する教育・訓練の強化
⑤	LOCA 時再循環切替操作失敗(スプレイ再循環)	

第 3.1.3.4.3 表 内部事象停止時 PRA 結果の分析及び追加措置案

	基 事 象 名	追 加 措 置 案
①	サンプスクリーン A 閉塞	・再循環サンプスクリーンの巡視点検強化
②	弁操作失敗従属性(完全依存:CD)	・当該シナリオに対する教育・訓練の強化
③	ドレン停止操作失敗の従属性	
④	水位計の読み取り失敗(水位維持失敗／オーバードレン発生時)	
⑤	抽出流量の調整失敗(水位維持失敗／オーバードレン発生時)	

第 3.1.3.4.4 表 地震 PRA 結果の分析及び追加措置案

	基 事 象 名	追 加 措 置 案
①	メタルクラッド開閉装置 機能損傷	・メタルクラッド開閉装置保護継電器デジタル化更新工事(実施予定)
②	海水取水ライン構造物 構造損傷	・評価の高度化の検討 (フラジリティ評価の詳細化)
③	洗浄排水処理装置 蒸留水冷却器 構造損傷	・評価の高度化の検討 (対象機器構造損傷時の影響の詳細化) ・地震時の CCW 接続機器・系統からの漏えい早期発見のための監視強化
④	制御棒駆動装置冷却ユニット 構造損傷	
⑤	余剰抽出冷却器 構造損傷	

第 3.1.3.4.5 表 津波 PRA 結果の分析及び追加措置案

	基 事 象 名	追 加 措 置 案
①	1A,B,C,D 海水ポンプ	津波 PRA の CDF、CFF 等のリスク指標は、他の事象よりも2桁程度小さく、また、FV重要度の高い機器の津波耐力の向上には高台への移設等、大規模な工事が必要となることから、追加措置は抽出しない。
②	外部電源関連設備(屋外の主変圧器、所内変圧器)	
③	外部電源関連設備(屋外の予備変圧器、起動変圧器など)	
④	1A,B AFWP 復水タンク元弁	
⑤	1 号 大容量空冷式発電機	

第 3.1.3.4.6 表 PRA より抽出された追加措置及び今後の取組み整理

	分類	追加措置	期待される効果
追加措置	設備対策	メタクラ保護継電器のデジタル化	・デジタル化により耐震信頼性を向上できる。
	運用対策	再循環サンプスクリーンの巡視点検強化	・事故時の再循環機能の喪失の可能性を低減できる。
		地震時、CCW 保有水量の監視強化	・地震による原子炉補機冷却水の減少を早期発見し、CCW 系統機能喪失の可能性を低減できる。
	教育・訓練の強化	重要シナリオに対する教育・訓練の強化	・重要シナリオに対する教育・訓練を重点的に実施することにより、運転員の意識を高め、事故対応能力を向上できる。
今後の取組み	モデルの高度化	PRA の評価の詳細化	・PRA 評価モデルの高度化に継続的に取り組むことで、PRA 評価の持つ不確実さを低減し、より現実的なリスク分析の実施が可能となる。 《PRA 高度化のための取組》 ・海水取水ラインの脆弱性評価の詳細化 ・CCW 系統 C ヘッド側の接続機器の構造損傷時の影響の評価詳細化

3.1.3.5 過去に公表済みのPRA結果と解析条件の相違について

川内 1 号機の公表済みの PRA 結果を第 3.1.3.5.1 表に、解析条件の相違について第 3.1.3.5.2 表～第 3.1.3.5.6 表に示す。

第3.1.3.5.1表 川内1号機の公表済みのPRA

		AM整備後PSA報告書 (平成16年3月)		③PSR報告書 (第2回) (平成24年7月)	④設置変更許可 申請書 (平成26年9月)*2 〔SA対策 なしの状態〕	安全性向上評価届出書 (平成29年7月)	
		①追加AM対策 整備前*1	②追加AM対策 整備後			⑤SA対策 なしの状態	⑥SA対策 ありの状態
内 部 事 象	出力時(CDF)	8.1×10^{-7}	3.2×10^{-7}	5.7×10^{-7}	2.5×10^{-4}	4.2×10^{-5}	1.3×10^{-6}
	出力時(CFF)	9.8×10^{-8}	3.1×10^{-8}	1.3×10^{-7}	2.1×10^{-4}	4.2×10^{-5}	2.5×10^{-7}
	停止時(CDF)	—	—	6.3×10^{-7}	4.7×10^{-4}	6.4×10^{-4}	1.2×10^{-6}
外 部 事 象	地震(CDF)	—	—	—	3.1×10^{-5}	3.8×10^{-6}	1.7×10^{-6}
	地震(CFF)	—	—	—	—	3.7×10^{-6}	1.5×10^{-6}
	津波(CDF)	—	—	—	3.8×10^{-8}	6.5×10^{-7}	1.0×10^{-8}
	津波(CFF)	—	—	—	—	6.5×10^{-7}	9.2×10^{-9}
目的		AM策整備前後のPRAを実施し、AM策の有効性を確認。		定期安全レビューとして、最新のプラント状態に基づく評価を実施。IAEAが示す目標値に対して安全性が確保されていることを確認。	新規制基準に従い、SA対策を除外したプラント状態でPRAを実施し、重要事故シーケンス、格納容器破損モード選定に活用。	再稼働後の初回定検終了時点のプラント状態を基に、最新手法を用いてPRAを実施。得られた結果を、プラントの脆弱点の把握及び継続的な安全性の向上対策立案に活用。	
標準		原子力安全研究協会「PSA実施手順に関する調査検討」		日本原子力学会標準			

*1: H4年以前に整備されていたフィードアンドブリード、2次系強制冷却などのAM策に期待

*2: 設置変更許可申請書における重要事故シーケンス選定のため、シビアアクシデント対策を考慮していない

第3.1.3.5.2表 内部事象出力時レベル1PRA (1/2)

項目	AM整備後PSA報告書		③PSR報告書(第2回)	増減	④設置変更許可申請書*2	増減	⑤⑥安全性向上評価届出書	増減
	①追加AM対策整備前*1	②追加AM対策整備後						
標準	原子力安全研究協会「PSA実施手順に関する調査検討－レベル1PSA、内的事象」H4年7月		内的事象出力時レベル1PSA学会標準2008	各項目参照	内的事象出力時レベル1PSA学会標準2008	→	内的事象出力時レベル1PRA学会標準2013	各項目参照
起因事象	14個 - 国内外先行PRA参照		14個 - 国内外先行PRA参照	→	14個 - 国内外先行PRA参照	→	20個 - 国内外先行PRA参照＋TACコメント(最新知見反映)	↗
IE発生頻度の調査対象期間	2000年3月31日迄		2011年3月31日迄	↘	2011年3月31日迄	→	2014年3月31日迄	↘
IE発生頻度の評価方法	0件事象：χ^2分布により算出		0件事象：χ^2分布により算出	→	0件事象：0.5件と想定	↗	0件事象：0.5件と想定 - システム解析によって発生頻度を算出	↘
RCP シール LOCAモデル	- フランスのモントロー発電所の実験結果採用 20時間はプラントの安全性が損なわれることはないとしてモデル化		- Rhodesモデルの採用 13分～2時間:0.22 2時間以降:1.0	↗	- Rhodesモデルの採用 - 但し、SA対策無しでは炉心損傷防止不可のため、確率1.0でRCPシールLOCA発生と想定	↗	三菱製RCPシールLOCAモデル(新型耐熱リングの搭載)	↘

*1:H4年以前に整備されていたフィードアンドブリード、2次系強制冷却などのAM策に期待

*2:設置変更許可申請書における重要事故シーケンス選定のため、シビアアクシデント対策を考慮していない

第3.1.3.5.2表 内部事象出力時レベル1PRA (2/2)

項目	AM整備後PSA報告書		③PSR報告書(第2回)	増減	④設置変更許可申請書 ^{*2}	増減	⑤⑥安全性向上評価届出書	増減
	①追加AM対策整備前 ^{*1}	②追加AM対策整備後						
緩和系モデル化対象	- 設計基準対応設備 - AM策(H4年計画以前)	- 設計基準対応設備 - AM策(H4年計画以前) - AM策(H4年計画・整備)	- 設計基準対応設備 - AM策(H4年計画以前) - AM策(H4年計画・整備)	→	- 設計基準対応設備 - 但し、AM策(H4年計画以前)のうち、バックアップ操作のみモデル化	↗	- 設計基準対応設備 - AM策(H4年計画以前) - AM策(H4年計画・整備) - 重大事故等対策	↘
ヒューマンエラー	- 手法:THERP手法 - スクリーニング値:採用(F&B、2次系強制冷却、再循環切替のみ詳細値) - トレン間従属性:未考慮 - 同一シーケンス従属性:未考慮		- 手法:THERP手法 - スクリーニング値:採用せず(各操作に対してTHERP手法にて詳細値を算出) - トレン間従属性:考慮 ・2トレン:高依存 ・3トレン以上:完全従属 - 同一シーケンス従属性:未考慮	↗	- 手法:THERP手法 - スクリーニング値:採用せず(各操作に対してTHERP手法にて詳細値を算出) - トレン間従属性:考慮 ・2トレン:高依存 ・3トレン以上:完全従属 - 同一シーケンス従属性:未考慮	→	- 手法:THERP手法 - スクリーニング値:採用せず(各操作に対してTHERP手法にて詳細値を算出) - トレン間従属性:考慮 ・完全従属 - 同一シーケンス従属性:考慮 ・SPAR-Hの考え方に則り従属性レベルを設定	↗
故障率	- 米国データ - DGは国内データ		国内データ(21か年データ)	↘	国内データ(21か年データ)	→	国内データ(21か年データ)	→
CCF評価手法	- βファクター法 - NUREG-1150		- MGL法 - NUREG/CR-5497	*3	- MGL法 - CCF parameter estimation 2010	*3	- MGL法 - CCF parameter estimation 2012	*3

*1:H4年以前に整備されていたフィードアンドブリード、2次系強制冷却などのAM策に期待

*2:設置変更許可申請書における重要事故シーケンス選定のため、シビアアクシデント対策を考慮していない

*3:CCF評価手法が異なること、機種ごとのパラメータに依存することから、CDFの増減については一概には言えない

第3.1.3.5.3表 内部事象停止時レベル1PRA

項目	③PSR報告書(第2回)	④設置変更許可申請書 ^{*1}	増減	⑤⑥安全性向上評価届出書	増減
標準	・内的事象停止時レベル1PSA学会標準2010	・内的事象停止時レベル1PSA学会標準2010	→	・内的事象停止時レベル1PSA学会標準2010	→
POSの分類・時間	・実際の定検工程に基づき設定	・再稼働前の標準的な定検工程を基に設定	→	・再稼働後の定検工程を基に設定	↗
定量化対象POSの変更	・POS3,4,5,9,10,11,12,13	・POS4,5,9,10,12	↘	・POS3,4,5,9,10,11,12,13	↗
起回事象	・6個 ・国内外先行PRA参照	・7個 ・国内外先行PRA参照	↗	・11個 ・国内外先行PRA参照	↗
IE発生頻度の調査対象期間	・2011年3月31日迄	・2011年3月31日迄	→	・2014年3月31日迄	↘
IE発生頻度の評価方法	・運転実績から算出:対象あり(0件事象: χ^2 分布により算出) ・システム解析で算出:対象なし	・運転実績から算出:対象あり(0件事象:0.5件と想定) ・システム解析で算出:対象あり ・オーバードレン ・水位維持失敗 ・反応度の投入	↗	・運転実績から算出:対象あり(0件事象:0.5件と想定) ・システム解析で算出:対象あり ・オーバードレン ・水位維持失敗 ・反応度の投入 ・RHR喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・母線喪失	↘
緩和系モデル化対象	・設計基準対応設備 ・AM策(H4年計画以前) ・AM策(H4年計画・整備)	・設計基準対応設備 ・但し、AM策(H4年計画以前)のうち、バックアップ操作のみモデル化	↗	・設計基準対応設備 ・AM策(H4年計画以前) ・AM策(H4年計画・整備) ・重大事故等対策	↘
ヒューマンエラー	・トレン間従属性:考慮 ・2トレン:高依存 ・3トレン以上:完全従属 ・同一シーケンス従属性:未考慮	・トレン間従属性:考慮 ・2トレン:高依存 ・3トレン以上:完全従属 ・同一シーケンス従属性:未考慮	→	・トレン間従属性:考慮 ・完全従属 ・同一シーケンス従属性:考慮 ・SPAR-Hの考え方に則り従属性レベルを設定	↗
CCF評価手法	・NUREG/CR-5497	・CCF parameter estimation 2010	*2	・CCF parameter estimation 2012	*2

*1:設置変更許可申請書における重要事故シーケンス選定のため、シビアアクシデント対策を考慮していない

*2:機種ごとのパラメータに依存することから、CDFの増減については一概には言えない

第3.1.3.5.4表 内部事象レベル2PRA

項目	AM整備後PSA報告書		③PSR報告書(第2回)	増減	④設置変更許可申請書*2	増減	⑤⑥安全性向上評価届出書	増減
	①追加AM対策整備前*1	①追加AM対策整備前						
標準	• 原子力安全研究協会「PSA実施手順に関する調査検討－レベル2PSA、内的事象」H5年10月		• 内的事象出力時レベル2PRA学会標準2008	各項目参照	• 内的事象出力時レベル2PRA学会標準2008	→	• 内的事象出力時レベル2PRA学会標準2008	→
緩和系モデル化対象	• 設計基準対応設備 • AM策(H4年計画以前)	• 設計基準対応設備 • AM策(H4年計画以前) • AM策(H4年計画・整備)	• 設計基準対応設備 • AM策(H4年計画以前) • AM策(H4年計画・整備)	→	• 設計基準対応設備	↗	• 設計基準対応設備 • AM策(H4年計画以前) • AM策(H4年計画・整備) • 緊急安全対策 • 重大事故等対策	↘
格納容器隔離失敗の算出方法の変更	• 文献値を適用		• 文献値を適用	→	• 文献値を適用	→	• システム信頼性解析を適用	↗
レベル2PRAまで実施	• レベル1.5PRAまで実施		• レベル1.5PRAまで実施	→	• レベル1.5PRAまで実施	→	• レベル2PRAまで実施	→
TI-SGTRの評価	• NUREG文献値		• NUREG文献値	→	• APET評価	↘	• APET評価	→
炉心損傷後のECCS再循環 炉心損傷後の格納容器スプレイ再循環	• 炉心損傷後のCVスプレイ再循環に期待する • 炉心損傷後のECCS再循環は考慮していない	• 期待する	• 期待する	→	• 期待する	→	• 期待しない	↗
DET評価の使用	• 炉外水蒸気爆発、格納容器雰囲気直接加熱、デブリ冷却の分岐確率の定量化に工学的判断による値を適用。		• 炉外水蒸気爆発、格納容器雰囲気直接加熱、デブリ冷却の分岐確率の定量化に分解イベントツリー(DET)評価を適用。	↗	• 炉外水蒸気爆発、格納容器雰囲気直接加熱、デブリ冷却の分岐確率の定量化に工学的判断による値を適用。	↗	• 炉外水蒸気爆発、格納容器雰囲気直接加熱、デブリ冷却の分岐確率の定量化に分解イベントツリー(DET)評価を適用。	↘

*1: H4年以前に整備されていたフィードアンドブリード、2次系強制冷却などのAM策に期待

*2: 設置変更許可申請書における重要事故シーケンス選定のため、シビアアクシデント対策を考慮していない

第3.1.3.5.5表 地震レベル1PRA

項目	④設置変更許可申請書 ^{*1}	⑤⑥安全性向上評価届出書	増減
起因事象階層イベントツリー(ET)	格納容器機能喪失頻度を評価しなかったため、炉心損傷状態の分類を考慮せず	格納容器機能喪失頻度を評価するため、炉心損傷状態の分類を考慮し、ヘディングの順序を設定	→
機器 fragility	旧地震動の情報をベースとした fragility	新地震動の情報をベースとした fragility	fragility評価結果に依存
ヒューマンエラー	AM策に期待していないことから、事故後のヒューマンエラーについて内部事象と同様のヒューマンエラーを使用	事故後のヒューマンエラーについて地震襲来後の作業環境の違いを考慮し、内部事象より高いヒューマンエラーを使用	↗
モデル化対象設備	- 設計基準対応設備 - 但し、AM策(H4年計画以前)のうち、バックアップ操作のみモデル化	- 設計基準対応設備 - AM策(H4年計画以前) - AM策(H4年計画・整備) - 緊急安全対策 - 重大事故等対策	↘
地震ハザード	設置変更許可申請時の地震ハザード	設置変更許可時の地震ハザード	↗

*1:設置変更許可申請書における重要事故シーケンス選定のため、シビアアクシデント対策を考慮していない

第3.1.3.5.6表 津波レベル1PRA

項目	④設置変更許可申請書 ^{*1}	⑤⑥安全性向上評価届出書	増減
津波フラジリティ	各設備の損傷高さで評価(1次系建屋貫通部のシール損傷、津波溯上の影響等を考慮しない)	各設備のフラジリティを評価(1次系建屋貫通部のシール損傷、津波溯上の影響等を考慮)	フラジリティ評価結果に依存
モデル化対象設備	- 設計基準事故対処設備 - 但し、AM策(H4年計画以前)のうち、バックアップ操作のみモデル化 - 但し、津波防護対策のうち、地表面までの建屋開口部シールのみモデル化	- 設計基準事故対処設備 - AM策(H4年計画以前) - AM策(H4年計画・整備) - 緊急安全対策 - 重大事故等対策 - 津波防護対策	↘
ヒューマンエラー	AM策に期待していないことから、事故後のヒューマンエラーについて内部事象と同様のヒューマンエラーを使用	事故後のヒューマンエラーについて津波襲来後の作業環境の違いを考慮し、内部事象より高いヒューマンエラーを使用	↗
津波ハザードデータ	設置変更許可申請時の津波ハザード	設置変更許可時の津波ハザード	↗

*1:設置変更許可申請書における重要事故シーケンス選定のため、シビアアクシデント対策を考慮していない

3.1.3.5.1 過去に公表したPRA結果との相違について(内部事象レベル1PRA)

川内 1 号機については、これまでアクシデントマネジメント(AM)整備後の PSA、定期安全レビュー(以下「PSR」という。)及び新規制基準適合性に係る設置変更許可申請にて PRA を実施している。

第 3.1.3.5.1.1 表に、これまで公表した川内 1 号機の内部事象レベル 1PRA 結果を示すが、それぞれの炉心損傷頻度(以下「CDF」という。)を比較すると、以下の相違が生じている。

- ・①AM 整備後 PSA 報告書(追加 AM 対策整備前)の CDF が 10^{-7} オーダであるのに対して、④設置変更許可申請書の CDF は 10^{-4} でオーダであり、3 桁程度の差がある。
- ・③PSR 報告書と⑥安全性向上評価届出書(SA 対策あり)の CDF を比較すると、⑥では新規制基準対応にて新たに整備した SA 対策を考慮しているが CDF が大きくなっている。
- ・④設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書(SA 対策なし)では、SA 対策なしの状態であり緩和策の条件は同じであるが CDF が異なる。

このため、①AM 整備後 PSA 報告書(追加 AM 対策整備前)と④設置変更許可申請書、③PSR 報告書と⑥安全性向上評価届出書(SA 対策あり)、④設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書(SA 対策なし)について、以下の解析条件による CDF の相違を感度解析にて分析した。

- ・起因事象発生頻度
- ・緩和策
- ・ヒューマンエラー(従属性)評価
- ・故障率
- ・共通原因故障(以下「CCF」という。)パラメータ

第 3.1.3.5.1.1 表 川内1号機の公表済みの内部事象レベル 1PRA 結果

	AM 整備後 PSA 報告書 (平成 16 年 3 月)		③PSR 報告書 (第 2 回) (平成 24 年 7 月)	④設置変 更許可申 請書 (平成 26 年 9 月)* ² 〔 SA 対策 〕 〔 なしの状態 〕	安全性向上評価 届出書 (平成 29 年 7 月)	
	①追加 AM 対策 整備前* ¹	②追加 AM 対策 整備後			⑤SA 対策 なしの状態	⑥SA 対策 ありの状態
CDF	8.1×10^{-7}	3.2×10^{-7}	5.7×10^{-7}	2.5×10^{-4}	4.2×10^{-5}	1.3×10^{-6}

*1: H4 年以前に整備されていたフィードアンドブリード、2次系強制冷却などの AM 策に期待

*2: 設置変更許可申請書における重要事故シーケンス選定のため、シビアアクシデント対策を考慮していない

3.1.3.5.1.1 ①AM整備後PSA報告書(追加AM対策整備前)と④設置変更許可申請書の比較

①AM 整備後 PSA 報告書(追加 AM 対策整備前)においては、平成 4 年計画以前に整備されていたフィードアンドブリード、2次系強制冷却などの AM 策に期待しているが、④設置変更許可申請書では、それらの AM 策にも期待しないものとして評価している。

また、①追加 AM 対策整備前は、故障率データとして米国機器故障率を使用、CCF についても評価手法が異なることから、④設置変更許可申請書と比較すると、解析条件において異なる点が多い。

これらの緩和策、故障率データ及び CCF 評価手法の評価条件の相違による影響を感度解析により分析した結果、①と④の CDF の差の要因は、緩和策の評価条件の差による影響が大きいことを確認した。

解析条件、感度解析結果について、以下に示す。

(1) 解析条件

ケース 1: 起因事象発生頻度の相違の影響を分析するため、①の起因事象発生頻度に④の値を適用し CDF を計算する。

ケース 2: ①の緩和策として考慮しているフィードアンドブリードや2次系強制冷却などの AM 策を除いた場合の CDF を計算する。

ケース 3: 故障率データの相違の影響を分析するため、FV 重要度の上位機器を対象として、米国機器障率と国内機器故障率を比較し、①の米国機器障率から④の国内機器故障率に変更した場合の低減率から CDF を概略計算する。

ケース 4: CCF 評価手法の相違の影響を分析するため、FV 重要度の上位を対象として、①と④の CCF パラメータを比較し、①の CCF パラメータを④の値に変更した場合の低減率から CDF を概略計算する。

(2) 感度解析結果

感度解析結果を第 3.1.3.5.1.1.1 表に示す。

ケース 1: 起因事象発生頻度を④に変更したところ、

$$\textcircled{1}: 8.1 \times 10^{-7} \rightarrow 8.5 \times 10^{-7}$$

となった。

起因事象発生頻度の相違については、ベースケースに対する Δ CDF が 4×10^{-8} 程度であり結果に対して大きな影響がないことが確認できた。

ケース 2: ①の緩和策として考慮しているフィードアンドブリードや 2 次系強制冷却などの AM 策を除いた場合の CDF の影響を検討したところ、

$$\textcircled{1}: 8.1 \times 10^{-7} \rightarrow 2.2 \times 10^{-4}$$

となった。

各 AM 策のうち最も大きな影響は起因事象として原子炉補機冷却機能が喪失した場合の緩和策の差異である。原子炉補機冷却機能喪失事象発生時のシナリオとしての大きな相違は以下のとおりである。

①CCW 復旧に期待し、炉心損傷防止可能

④CCW 復旧に期待できず、炉心損傷防止不可

例えば、①のモデルにおける「CCW 復旧」事象の RAW は約 250 である。これは、CCW 復旧に必ず失敗する場合、CDF が約 250 倍になることを意味している。実際に、①のモデルで緩和策を無効化すると $8.1 \times 10^{-7} \rightarrow 2.2 \times 10^{-4}$ と約 250 倍近く増加しており、この主要因は上記「CCW 復旧」の差異であると推察される。

ケース 3: FV 重要度の上位機器を対象に故障率を④の国内機器故障率に

変更した場合の影響を概略検討したところ、

$$\textcircled{1}: 8.1 \times 10^{-7} \rightarrow 1.3 \times 10^{-7} \text{ 程度}$$

となった。

故障率の増減割合は機器によって異なるものの、国内機器故障率の方が小さくなっていることから、CDF は低減したものと推察される。

ケース 4: ①では、約 160 個を対象に MGL 法 (β ファクター法)を用いて、冗長数 3 のものは $\beta=\gamma$ の値として評価、④では約 2600 個を対象に MGL 法を用いて、冗長数、機器タイプに応じて β 、 γ 、 δ の値を区別して評価しており、評価手法の点で異なるとともに、CCF パラメータも①NUREG-1150 と④CCF parameter 2010 の値とで異なる。

①での FV 重要度上位を対象に、CCF パラメータ値を比較したところ④の方が小さくなっており、①から④に CCF パラメータ値を変更した場合の影響を概略検討したところ、

$$\textcircled{1}: 8.1 \times 10^{-7} \rightarrow 5.6 \times 10^{-7} \text{ 程度}$$

となった。

上述したとおり、①と④の差の要因としては AM 策による影響が $\Delta \text{CDF}=2.0 \times 10^{-4}$ と大きいことから、ヒューマンエラー評価手法の相違については、①と④の差に対してはほとんど影響がでない。但し、①の時点では、THERP 手法に基づき詳細にヒューマンエラーを検討しているのは一部であり、それ以外はスクリーニング値を採用しているなど、概略評価となっている。一方で、④の時点では、PRA でモデル化すべき運転員操作を抽出し、それぞれを THERP 手法でヒューマンエラーを詳細に分析している。

上記の分析の結果、①と④の CDF で 3 桁程度の差が生じている要因は、

ケース 2 に示すとおり、フィードアンドブリード、2次系強制冷却、CCW 復旧など、④では期待していない緩和策による CDF の低減効果によるものであることを確認した。

第 3.1.3.5.1.1.1 表 ①AM 整備後 PSA 報告書(追加 AM 対策整備前)と④設置変更許可申請書の PRA 感度解析結果

		ベースケース	ケース 1	ケース 2	ケース 3	ケース 4
評価条件		—	①の起因事象発生頻度を④の値に変更	①の AM 策を無効化	①の機器故障率を④の値に変更	①の CCF パラメータを④の値に変更
①・④間の相違	起因事象発生頻度	相違あり	同等	相違あり	相違あり	相違あり
	緩和策	相違あり	相違あり	同等	相違あり	相違あり
	故障率	相違あり	相違あり	相違あり	同等	相違あり
	CCF パラメータ	相違あり	相違あり	相違あり	相違あり	同等
CDF	① AM 整備後 PSA 報告書(追加 AM 対策整備前)* ¹	8.1×10^{-7}	起因事象発生頻度を④の値に変更 8.5×10^{-7} ($\Delta CDF: 4 \times 10^{-8}$)	AM 策を無効化 2.2×10^{-4} ($\Delta CDF: 2 \times 10^{-4}$)	米国故障率 ↓ 国内故障率 $1.3E \times 10^{-7}$ 程度* ³ ($\Delta CDF: -7 \times 10^{-7}$)	NUREG-1150 ↓ CCF parameter estimation 2010 5.6×10^{-7} 程度* ³ ($\Delta CDF: -2 \times 10^{-7}$)
	④設置変更許可申請書* ² (SA 対策なし)	2.5×10^{-4}	同左	同左	同左	同左

*1: H4 年以前に整備されていたフィードアンドブリード、2次系強制冷却などの AM 策に期待

*2: 設置変更許可申請書における重要事故シーケンス選定のため、シビアアクシデント対策を考慮していない

*3: 概略値

第 3.1.3.5.1.1.2 表 緩和策の比較(①AM 整備後 PSA 報告書(追加 AM 対策整備前)と④設置変更許可申請書)

PRAで考慮している緩和策	①	④
	AM整備後PSA報告書 追加AM対策整備前	設置変更許可申請書
低圧注入	○	○
蓄圧注入	○	○
高圧注入	○	○
格納容器スプレイ注入	○	○
低圧再循環	○	○
高圧再循環	○	○
格納容器スプレイ再循環	○	○
2次系冷却	○	○
原子炉トリップ(自動)	○	○
充てん注入	○	○
非常用所内電源	○	○
主蒸気隔離	○	○
破損SG隔離	○	○
フイードアンドブリード	○	×
1次系注水・減圧(SGTR時、破損SG隔離失敗時、均圧化からRHR運転)	○	×
ATWS時のタービントリップ	○	×
原子炉圧力上昇の抑制	○	×
緊急ぼう濫注入	○	×
手動原子炉トリップ	○	×
2次系強制冷却による低圧注入、低圧再循環	○	×
代替再循環(タイライン方式)	×	×
格納容器内自然対流冷却(CCW)	×	×
クールダウン&リサーキュレーション	×	×
号機間電源融通	×	×
RHR隔離	×	×
大容量空冷式発電機	×	×
常設電動注入ポンプ	×	×
移動式大容量ポンプ車	×	×
低圧再循環(海水)	×	×
高圧再循環(海水)	×	×
格納容器内自然対流冷却(海水)	×	×
ATWS緩和設備	×	×
2次系水源補給(補助給水への代替水源からの供給)	○	×
水源補給による注入継続	○	×
代替給水(主給水系)	○	×
代替制御用空気供給(所内用空気系)	○	×
緊急2次系冷却の多様化(主給水系:ATWS時)	×	×
タービンバイパス系の活用	×	×
代替補機冷却	×	×
代替注入(注入失敗時の充てん系による注入)	○	×
CCWの復旧	○	×
主給水の回復(主給水喪失時)	○	×
電源復旧(DGの復旧)	○	×
外部電源の復旧	○	×
運転トレン故障時における待機トレンの手動起動(海水系、空調系)	○	○※
CCW / 海水系の負荷制御(不要負荷切り離し)	○	○※
SGTR時の主蒸気逃がし弁再閉止失敗時の元弁の手動閉止	○	○※

:設計基準事故対処設備
 :重大事故等対処設備
 :多様性拡張設備
 :その他
 :塗りつぶしなし

※:SA対策を考慮していないが、バックアップ操作として期待している

 : ケース 2 で無効化する緩和策

3.1.3.5.1.2 ③PSR報告書と⑥安全性向上評価届出書(SA対策あり)の比較

安全性向上評価届出書においては、大容量空冷式発電機や常設電動注入ポンプ等の、新規制基準対応にて新たに整備した SA 対策を考慮している。一方、PSR 報告書において考慮している緩和策のうち、号機間電源融通や CCW の復旧等は同等の機能を有する SA 対策がある等の理由で CDF への影響が小さいと考えられることから、安全性向上評価届出書において考慮していない。

ヒューマンエラー従属性の評価条件については、安全性向上評価届出書ではピアレビューコメントを反映し、トレンにおけるヒューマンエラー間の従属性を完全従属、同一シーケンスにおけるヒューマンエラー間の従属性を適切に考慮している。

これらの緩和策及びヒューマンエラー従属性の評価条件の相違による影響を感度解析により分析した結果、③と⑥の差の要因は、ヒューマンエラー従属性の評価条件の差による影響が大きいことを確認した。

解析条件、感度解析結果について、以下に示す。

(1) 解析条件

ケース 1:起因事象発生頻度の相違の影響を分析するため、③の起因事象発生頻度に⑥の値を適用する。

ケース 2:③の起因事象発生頻度を⑥に変更した上で、③と⑥のヒューマンエラー従属性の評価条件を同じにするため、トレンにおけるヒューマンエラー間の従属性を完全従属、同一シーケンスにおけるヒューマンエラー間の従属性を完全独立に変更する。

ケース 3:③の起因事象発生頻度を⑥に変更した上で、③のみ、⑥のみに考慮している緩和策を無効化し緩和策を同じとする。

ケース 4:③の起因事象発生頻度を⑥に変更した上で、ヒューマンエラーの評価条件及び緩和策を③と⑥で同じとする。

(2) 感度解析結果

感度解析結果を第 3.1.3.5.1.2.1 表に示す。

ケース 1: ③の起因事象発生頻度を⑥に変更したところ、

$$\textcircled{3}: 5.7 \times 10^{-7} \rightarrow 5.1 \times 10^{-7}$$

となり、起因事象発生頻度の相違については、③のベースケースに対する ΔCDF は -6×10^{-8} 程度であり、結果に対して大きな影響がないことが確認できた。

ケース 2: ③の起因事象発生頻度を⑥に変更した上で、ヒューマンエラー従属性条件を③と⑥で同等とした場合、

$$\textcircled{3}: 5.7 \times 10^{-7} \rightarrow 7.7 \times 10^{-7}$$

$$\textcircled{6}: 1.3 \times 10^{-6} \rightarrow 6.7 \times 10^{-7}$$

となった。

③に対しては、トレンにおけるヒューマンエラー間の従属性を完全従属に変更した結果、ベースケースに対して CDF は約 1.4 倍（ベースに対する ΔCDF は 2×10^{-7} 程度）となり、⑥に対しては、同一シーケンスにおけるヒューマンエラー間の従属性を完全独立とした結果、ベースケースに対して約 0.5 倍（ベースに対する ΔCDF は -6×10^{-7} 程度）となり、③と⑥は同等となることが確認できた。

ケース 3: ③の起因事象発生頻度を⑥に変更した上で、緩和策を同等とした場合、

$$\textcircled{3}: 5.7 \times 10^{-7} \rightarrow 7.6 \times 10^{-7}$$

$$\textcircled{6}: 1.3 \times 10^{-6} \rightarrow 2.3 \times 10^{-6}$$

となった。

③に対しては、⑥でモデル化していない号機間電源融通や CCW 復旧を除外した結果、 CDF は約 1.3 倍（ベースに対する ΔCDF

は 2×10^{-7} 程度)となり、⑥に対しては、③でモデル化していない SA 対策を除外した結果、CDF は約 1.8 倍(ベースに対する Δ CDF は 1×10^{-6} 程度)となった。

しかし、依然として両者には 3 倍程度の差異があることが確認できた。なお、RCP シール LOCA モデルについては、③のベースケースでは代替補機冷却、CCW 復旧に期待することで炉心損傷防止を図っているのに対し、⑥のベースケースでは移動式大容量ポンプ車の接続による CCW 機能の復旧に期待することで炉心損傷防止を図っている。しかし、本ケースでは緩和策を同等とする目的で、③の「CCW 復旧(代替補機冷却含む)」、⑥の「移動式大容量ポンプ車の接続」に期待しない条件としたことから、RCP シール LOCA 発生後は緩和策が存在しない条件となっている。このことから、「原子炉補機冷却機能喪失+RCP シール LOCA」に伴う CDF は本ケースではほぼ同等である。

ケース 4: 起因事象発生頻度を⑥に変更した上で、ヒューマンエラー従属性条件及び緩和策を同等とした場合、

$$\textcircled{3}: 5.7 \times 10^{-7} \rightarrow 1.0 \times 10^{-6}$$

$$\textcircled{6}: 1.3 \times 10^{-6} \rightarrow 1.4 \times 10^{-6}$$

となり、③と⑥の CDF は同等となることが確認できた。

上記の感度解析の結果、⑥では新規制基準対応にて新たに整備した SA 対策を考慮しているが CDF が大きくなっている主要因は、ケース 2 に示すとおり、安全性向上評価においてヒューマンエラー従属性の評価条件を変更したことによるものであることを確認した。

第 3.1.3.5.1.2.1 表 ③PSR 報告書と⑥安全性向上評価届出書(SA 対策あり)の PRA 感度解析結果

		ベースケース	ケース 1	ケース 2	ケース 3	ケース 4
評価条件		—	③の起回事象発生頻度を⑥の値に変更	ケース 1 + ③と⑥でヒューマンエラーの従属性評価条件を合わせる	ケース 1 + ③と⑥で緩和策を合わせる	ケース 1+2+3
③⑥間の相違	起回事象発生頻度	相違あり	同等	同等	同等	同等
	ヒューマンエラー	相違あり	相違あり	同等	相違あり	同等
	緩和策	相違あり	相違あり	相違あり	同等	同等
CDF	③PSR 報告書 (第 2 回)* ¹	5.7×10^{-7}	起回事象発生頻度を⑥の値に変更 5.1×10^{-7} ($\Delta CDF: -6 \times 10^{-8}$)	起回事象発生頻度を⑥の値に変更 + トレン間の従属性: ($\cdot 2$ トレン高依存 $\cdot 3$ トレン完全従属 ↓ $\cdot$ 完全従属) 7.7×10^{-7} ($\Delta CDF: 2 \times 10^{-7}$)	起回事象発生頻度を⑥の値に変更 + ③のみの対策を無効化 7.6×10^{-7} ($\Delta CDF: 2 \times 10^{-7}$)	起回事象発生頻度を⑥の値に変更 + トレン間の従属性: ($\cdot 2$ トレン高依存 $\cdot 3$ トレン完全従属 ↓ $\cdot$ 完全従属 + ③のみの対策を無効化 1.0×10^{-6} ($\Delta CDF: 5 \times 10^{-7}$)
	⑥安全性向上評価届出書* ² (SA 対策あり)	1.3×10^{-6}	同左	同一シーケンスにおけるヒューマンエラー間従属性: ($\cdot$ 考慮 ↓ $\cdot$ なし(完全独立)) 6.7×10^{-7} ($\Delta CDF: -6 \times 10^{-7}$)	⑥のみの対策を無効化 2.3×10^{-6} ($\Delta CDF: 1 \times 10^{-6}$)	同一シーケンスにおけるヒューマンエラー間従属性: ($\cdot$ 考慮 ↓ $\cdot$ なし(完全独立)) + ⑥のみの対策を無効化 1.4×10^{-6} ($\Delta CDF: 1 \times 10^{-7}$)

*1: AM 策として整備した号機間電源融通等に期待

*2: 新規規制基準対応にて SA 対策として整備した大容量空冷式発電機等に期待

第 3.1.3.5.1.2.2 表 ③PSR 報告書と⑥安全性向上評価届出書(SA 対策あり)の PRA 感度解析結果(参考)

		ベースケース	ケース 1	ケース 5	ケース 6
評価条件		—	③の起因事象発生頻度を⑥の値に変更	③と⑥でヒューマンエラーの従属性評価条件を合わせる	③と⑥で緩和策を合わせる
③-⑥間の相違	起因事象発生頻度	相違あり	同等	相違あり	相違あり
	ヒューマンエラー	相違あり	相違あり	同等	相違あり
	緩和策	相違あり	相違あり	相違あり	同等
CDF	③PSR 報告書(第 2 回)* ¹	5.7×10^{-7}	起因事象発生頻度を⑥の値に変更 5.1×10^{-7} ($\Delta CDF: -6 \times 10^{-8}$)	トレン間の従属性: ・2 トレン高依存 ・3 トレン完全従属 ↓ ・完全従属 8.1×10^{-7} ($\Delta CDF: 2 \times 10^{-7}$)	③のみの対策を無効化 2.1×10^{-5} ($\Delta CDF: 2 \times 10^{-5}$)
	⑥安全性向上評価届出書* ² (SA 対策あり)	1.3×10^{-6}	同左	同一シーケンスにおける ヒューマンエラー間従属性: ・考慮 ↓ ・なし(完全独立) 6.7×10^{-7} ($\Delta CDF: -6 \times 10^{-7}$)	⑥のみの対策を無効化 2.3×10^{-6} ($\Delta CDF: 1 \times 10^{-6}$)

*1: AM 策として整備した号機間電源融通等に期待

*2: 新規制基準対応にて SA 対策として整備した大容量空冷式発電機等に期待

第 3.1.3.5.1.2.3 表 緩和策の比較 (③PSR 報告書と⑥安全性向上評価届出書 (SA 対策あり))

PRAで考慮している緩和策	③	⑥
	PSR報告書	安全性向上評価届出書 SA対策あり
低圧注入	○	○
蓄圧注入	○	○
高圧注入	○	○
格納容器スプレイ注入	○	○
低圧再循環	○	○
高圧再循環	○	○
格納容器スプレイ再循環	○	○
2次系冷却	○	○
原子炉トリップ(自動)	○	○
充てん注入	○	○
非常用所内電源	○	○
主蒸気隔離	○	○
破損SG隔離	○	○
フイードアンドブリード	○	○
1次系注水・減圧(SGTR時、破損SG隔離失敗時、均圧化からRHR運転)	○	○
ATWS時のタービントリップ	○	○
原子炉圧力上昇の抑制	○	○
緊急ぼう蔽注入	○	○
手動原子炉トリップ	○	×
2次系強制冷却による低圧注入、低圧再循環	○	○
代替再循環(タイライン方式)	○	○
格納容器内自然対流冷却(CCW)	○	○
クールダウン&リサーキュレーション	○	○
号機間電源融通	○	×
RHR隔離	×	○
大容量空冷式発電機	×	○
常設電動注入ポンプ	×	○
移動式大容量ポンプ車	×	○
低圧再循環(海水)	×	○
高圧再循環(海水)	×	○
格納容器内自然対流冷却(海水)	×	○
ATWS緩和設備	×	○
2次系水源補給(補助給水への代替水源からの供給)	×	×
水源補給による注入継続	×	×
代替給水(主給水系)	○	○
代替制御用空気供給(所内用空気系)	○	○
緊急2次系冷却の多様化(主給水系:ATWS時)	○	×
タービンバイパス系の活用	○	×
代替補機冷却	○	×
代替注入(注入失敗時の充てん系による注入)	×	×
CCWの復旧	○	×
主給水の回復(主給水喪失時)	×	×
電源復旧(DGの復旧)	○	×
外部電源の復旧	○	○
運転・トリップ故障時における待機・トリップの手動起動(海水系、空調系)	○	○
CCW / 海水系の負荷制御(不要負荷切り離し)	○	○
SGTR時の主蒸気逃がし弁再閉止失敗時の元弁の手動閉止	○	○

:設計基準事故対処設備
 :重大事故等対処設備
 :多様性拡張設備
 :塗りつぶしなし :その他

 : ケース 3,4,6 で無効化する緩和策

3.1.3.5.1.3 ④設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書(SA対策なし)の比較

安全性向上評価届出書では、起因事象発生頻度の評価においてフォールトツリー(以下「FT」という。)にて算出しているものがあるなど、設置変更許可申請書とは異なる点がある。また、ヒューマンエラー従属性の評価条件についても、安全性向上評価届出書ではピアレビューコメントを受け、ヒューマンエラーの同一シーケンスにおけるヒューマンエラー間の従属性を適切に考慮、トレンにおけるヒューマンエラー間の従属性を完全従属としており、設置変更許可申請書の解析条件とは異なる。

これらの起因事象発生頻度及びヒューマンエラー従属性の評価条件の相違による影響を、感度解析により分析した結果、④と⑤の差の要因は、起因事象発生頻度の評価条件の差による影響が大きいことを確認した。

解析条件、感度解析結果について、以下に示す。

(1) 解析条件

ケース 1: 起因事象発生頻度の相違の影響を分析するため、④の起因事象発生頻度に⑤の値を適用する。

ケース 2: ④と⑤のヒューマンエラー従属性の評価条件を同じにするため、トレンにおけるヒューマンエラー間の従属性を完全従属、同一シーケンスにおけるヒューマンエラー間の従属性を完全独立とする。

(2) 感度解析結果

感度解析結果を第 3.1.3.5.1.3.1 表に示す。

ケース 1: ④の起因事象発生頻度を⑤と同じ値で揃えたところ、

$$\textcircled{4}: 2.5 \times 10^{-4} \rightarrow 4.6 \times 10^{-5}$$

となり、④の CDF は約 0.2 倍(ベースに対する Δ CDF は -2×10^{-4})

程度)、⑤の CDF とほぼ同等となった。

④と⑤では、SA 対策や CCW 回復に期待しない条件は同等であるため、原子炉補機冷却機能喪失事象が発生した場合、炉心損傷の回避は不可能である。つまり、原子炉補機冷却機能喪失時はそのまま炉心損傷に直結する。ここで、④では当該事象の発生頻度を発生件数(発生実績がないが、0.5 件とした)及び運転期間から算出(2.0×10^{-4})しているのに対して、安全性向上評価届出書では、緩和策との従属性を適切に評価するため FT によって算出(8.3×10^{-7})している。④のベースケースにて、最も寄与が高かった原子炉補機冷却機能喪失の CDF が($2.0 \times 10^{-4} \rightarrow 8.3 \times 10^{-7}$)となり、④と⑤の全 CDF が同等になったことが確認できた。

ケース 2: ヒューマンエラー従属性条件を同等とした場合、

$$\text{④: } 2.5 \times 10^{-4} \rightarrow 2.5 \times 10^{-4}$$

$$\text{⑤: } 4.2 \times 10^{-5} \rightarrow 4.1 \times 10^{-5}$$

となった。

④の CDF はベースからほぼ変動なし(ベースに対する Δ CDF は 2×10^{-6} 程度)となった。トレンにおけるヒューマンエラー間の従属性を完全従属に変更したものの、緩和策の存在しない原子炉補機冷却機能喪失が支配的であるため見ため上 CDF は増加しない結果になったものと推察する。⑤の CDF もベースからほぼ変動なし(ベースに対する Δ CDF は 3×10^{-7} 程度)となった。同一シーケンスにおけるヒューマンエラー間の従属性を完全独立とした結果、若干 CDF が低減したものの、SA 対策に期待しない解析条件では同一シーケンスにおいてヒューマンエラーが複数存在する組合せ自体が非常に少ないことから、その低減幅は微少になったものと推察

される。したがって、ヒューマンエラー従属性の評価条件のみを単独で変更したとしても、④と⑤の CDF はベースケースからほとんど変動がないことが確認できた。

上記の感度解析の結果、④、⑤ともに SA 対策なしの状態であり緩和策の条件は同じであるが CDF が異なっている要因は、ケース 1 に示すとおり、安全性向上評価において原子炉補機冷却機能喪失の起因事象発生頻度を FT による算出方法に変更したことによるものであることを確認した。

第 3.1.3.5.1.3.1 表 ④設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書(SA 対策なし)の PRA 感度解析結果

		ベースケース	ケース 1	ケース 2
評価条件		—	④の起因事象発生頻度を ⑤の値に変更	④と⑤でヒューマンエラーの 従属性評価条件を合わせ る
④ ・ ⑤ の 相 違	起因事象発生頻度	相違あり	同等	相違あり
	ヒューマンエラー	相違あり	相違あり	同等
CDF	④設置変更許可申請書*1 (SA 対策なし)	2.5×10^{-4}	起因事象発生頻度を ⑤の値に変更 4.6×10^{-5} ($\Delta CDF: -2 \times 10^{-4}$)	トレン間の従属性: $\left[\begin{array}{l} \cdot 2 \text{ トレン: 高依存} \\ \cdot 3 \text{ トレン: 完全従属} \end{array} \right]$ $\downarrow$ $\left[\begin{array}{l} \cdot \text{完全従属} \\ 2.5 \times 10^{-4} \end{array} \right]$ ($\Delta CDF: 2 \times 10^{-6}$)
	⑤安全性向上評価届出書 (SA 対策なし)	4.2×10^{-5}	同左	同一シーケンスにおける ヒューマンエラー間従属性: $\left[\begin{array}{l} \cdot \text{考慮} \\ \downarrow \\ \cdot \text{なし(完全独立)} \end{array} \right]$ 4.1×10^{-5} ($\Delta CDF: -3 \times 10^{-7}$)

*1:設置変更許可申請書における重要事故シーケンス選定のため、シビアアクシデント対策を考慮していない

第 3.1.3.5.1.3.2 表 緩和策の比較(④設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書(SA 対策なし))

PRAで考慮している緩和策	(4) 設置変更許可 申請書	(5) 安全性向上評価届出書 SA対策なし
低圧注入	○	○
蓄圧注入	○	○
高圧注入	○	○
格納容器スプレイ注入	○	○
低圧再循環	○	○
高圧再循環	○	○
格納容器スプレイ再循環	○	○
2次系冷却	○	○
原子炉トリップ(自動)	○	○
充てん注入	○	○
非常用所内電源	○	○
主蒸気隔離	○	○
破損SG隔離	○	○
フィードアンドブリード	×	×
1次系注水・減圧(SGTR時、破損SG隔離失敗時、均圧化からRHR運転)	×	×
ATWS時のタービントリップ	×	×
原子炉圧力上昇の抑制	×	×
緊急ほう酸注入	×	×
手動原子炉トリップ	×	×
2次系強制冷却による低圧注入、低圧再循環	×	×
代替再循環(タイライン方式)	×	×
格納容器内自然対流冷却(CCW)	×	×
クールダウン&リサーキュレーション	×	×
另機間電源融通	×	×
RHR隔離	×	×
大容量空冷式発電機	×	×
常設電動注入ポンプ	×	×
移動式大容量ポンプ車	×	×
低圧再循環(海水)	×	×
高圧再循環(海水)	×	×
格納容器内自然対流冷却(海水)	×	×
ATWS緩和設備	×	×
2次系水源補給(補助給水への代替水源からの供給)	×	×
水源補給による注入継続	×	×
代替給水(主給水系)	×	×
代替制御用空気供給(所内用空気系)	×	×
緊急2次系冷却の多様化(主給水系:ATWS時)	×	×
タービンバイパス系の活用	×	×
代替補機冷却	×	×
代替注入(注入失敗時の充てん系による注入)	×	×
CCWの復旧	×	×
主給水の回復(主給水喪失時)	×	×
電源復旧(DGの復旧)	×	×
外部電源の復旧	×	×
運転トレン故障時における待機トレンの手動起動(海水系、空調系)	○※	○※
CCW/海水系の負荷制御(不要負荷切り離し)	○※	○※
SGTR時の主蒸気逃がし弁再閉止失敗時の元弁の手動閉止	○※	○※

	:設計基準事故対処設備
	:重大事故等対処設備
	:多様性拡張設備
塗りつぶしなし	:その他

※:SA対策を考慮していないが、バックアップ操作として期待している

起 因 事 象 発 生 頻 度 の 比 較

起 因 事 象	①②AM整備後PSA報告書	③PSR報告書	④設置変更許可申請書	⑤⑥安全性向上評価届出書
大破断LOCA	2.0E-05	9.2E-06	2.2E-05	2.0E-05
中破断LOCA	6.3E-05	2.9E-05	6.8E-05	6.3E-05
小破断LOCA	2.0E-04	9.2E-05	2.2E-04	2.0E-04
極小リーク	2.6E-03	1.6E-03	2.1E-03	2.1E-03
ISLOCA	3.8E-09	6.5E-12	3.0E-11	3.4E-09
主給水喪失	1.6E-02	1.1E-02	1.1E-02	1.0E-02
外部電源喪失	5.3E-03	4.7E-03	4.8E-03	4.3E-03
ATWS	3.6E-06	—	4.0E-08	—
ATWS1	—	5.7E-08	—	1.2E-08
ATWS2	—	3.1E-08	—	7.9E-09
2次冷却系の破断	4.0E-04	1.8E-04	4.3E-04	—
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	—	—	—	2.0E-04
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	—	—	—	5.4E-04
主給水管破断	—	—	—	2.0E-04
SGTR	2.8E-03	1.7E-03	2.4E-03	2.4E-03
過渡事象	1.1E-01	6.8E-02	9.7E-02	9.7E-02
原子炉補機冷却機能の全喪失	2.0E-04	9.2E-05	2.0E-04	8.3E-07
原子炉補機冷却機能の部分喪失	—	—	—	2.9E-04
DC母線1系列喪失	2.0E-04	9.2E-05	2.2E-04	1.6E-04
AC母線1系列喪失	—	—	—	7.8E-03
手動停止	1.5E-01	1.2E-01	2.3E-01	2.3E-01
原子炉容器破損	—	—	—	1.0E-07

※ATWS:原子炉トリップ時タービントリップ有無区別無し。緩和系として発信要

ATWS1:原子炉トリップ時タービントリップ未発信。緩和系として発信要

ATWS2:原子炉トリップ時タービントリップ発信済み

※ISLOCAは①②は海外データ、③～⑥は国内データを使用したシステム信頼性解析にて算出。なお、⑤⑥はISLOCAの発生条件を有効性評価と整合

※ATWSはシステム信頼性解析部分に①②は海外データ、③～⑥は国内データを使用

※原子炉補機冷却機能の全喪失は、①～④は発生件数及び運転期間から算出、⑤⑥はシステム信頼性解析により算出

緩和策の比較

PRAで考慮している緩和策	(1)	(2)	(3)	(4)	(5)	(6)
	AM整備後PSA報告書		PSR報告書	設置変更許可申請書	安全性向上評価届出書	
	追加AM対策 整備前	追加AM対策 AM整備後			SA対策なし	SA対策あり
低圧注入	○	○	○	○	○	○
中圧注入	○	○	○	○	○	○
高圧注入	○	○	○	○	○	○
格納容器スプレイ注入	○	○	○	○	○	○
低圧再循環	○	○	○	○	○	○
高圧再循環	○	○	○	○	○	○
格納容器スプレイ再循環	○	○	○	○	○	○
2次系冷却	○	○	○	○	○	○
原子炉トリップ(自動)	○	○	○	○	○	○
充てん注入	○	○	○	○	○	○
非常用所内電源	○	○	○	○	○	○
主蒸気隔離	○	○	○	○	○	○
破損SG隔離	○	○	○	○	○	○
フューアンドブリード	○	○	○	×	×	○
1次系注水・減圧(SGTR時、破損SG隔離失敗時、均圧化からRHR運転)	○	○	○	×	×	○
ATWS時のタービントリップ	○	○	○	×	×	○
原子炉圧力上昇の抑制	○	○	○	×	×	○
緊急ほう酸注入	○	○	○	×	×	○
手動原子炉トリップ	○	○	○	×	×	×
2次系強制冷却による低圧注入、低圧再循環	○	○	○	×	×	○
代替再循環(タイライン方式)	×	○	○	×	×	○
格納容器内自然対流冷却(CCW)	×	○	○	×	×	○
クールダウン&リサーキュレーション	×	○	○	×	×	○
号機間電源融通	×	○	○	×	×	×
RHR隔離	×	×	×	×	×	○
大容量空冷式発電機	×	×	×	×	×	○
常設電動注入ポンプ	×	×	×	×	×	○
移動式大容量ポンプ車	×	×	×	×	×	○
低圧再循環(海水)	×	×	×	×	×	○
高圧再循環(海水)	×	×	×	×	×	○
格納容器内自然対流冷却(海水)	×	×	×	×	×	○
ATWS緩和設備	×	×	×	×	×	○
2次系水源補給(補助給水への代替水源からの供給)	○	○	○	×	×	×
水源補給による注入継続	○	○	×	×	×	×
代替給水(主給水系)	○	○	○	×	×	○
代替制御用空気供給(所内用空気系)	○	○	○	×	×	○
緊急2次系冷却の多様化(主給水系:ATWS時)	×	○	○	×	×	×
タービンバイパス系の活用	×	○	○	×	×	○
代替補機冷却	×	○	○	×	×	×
代替注入(注入失敗時の充てん系による注入)	○	○	×	×	×	×
CCWの復旧	○	○	○	×	×	×
主給水の回復(主給水喪失時)	○	○	×	×	×	×
電源復旧(DGの復旧)	○	○	○	×	×	×
外部電源の復旧	○	○	○	×	×	○
運転・レン故障時における待機・レンの手動起動(海水系、空調系)	○	○	○	○※	○※	○
CCW/海水系の負荷制御(不要負荷切り離し)	○	○	○	○※	○※	○
SGTR時の主蒸気逃がし弁再開止失敗時の元弁の手動閉止	○	○	○	○※	○※	○

○:設計基準事故対処設備
○:重大事故等対処設備
○:多様性拡張設備
塗りつぶしなし:その他
※:SA対策を考慮していないが、バックアップ操作として期待している

故障率データの比較 (1/2)

機器タイプ	米国機器故障率		国内機器故障率(21ヵ年データ)	
	故障モード	故障率	故障モード	故障率
非常用ディーゼル発電機	起動失敗	1.1E-03 /d	起動失敗(/d)	1.5E-03 /d
非常用ディーゼル発電機	継続運転失敗	1.7E-04 /h	継続運転失敗	9.5E-05 /h
電動ポンプ	起動失敗	5.0E-04 /d	起動失敗(/d)	8.0E-05 /d
電動ポンプ	継続運転失敗	5.0E-06 /h	継続運転失敗	1.1E-06 /h
タービン駆動ポンプ	起動失敗	1.0E-02 /d	起動失敗(/d)	1.6E-03 /d
タービン駆動ポンプ	継続運転失敗	4.0E-05 /h	継続運転失敗	2.9E-06 /h
電動弁	作動失敗	4.0E-03 /d	開失敗(/d)	4.7E-05 /d
電動弁	作動失敗	4.0E-03 /d	閉失敗(/d)	9.7E-06 /d
電動弁	誤開又は誤閉	—	誤開又は誤閉	2.5E-09 /h
電動弁	外部リーク	1.0E-07 /h	閉塞	2.5E-09 /h
電動弁	内部リーク	1.0E-07 /h	外部リーク	4.1E-09 /h
電動弁	閉塞	6.0E-08 /h	内部リーク	9.7E-09 /h
海外:空気/流体作動弁、国内:空気作動弁	作動失敗	7.0E-04 /d	開失敗(/d)	4.2E-05 /d
海外:空気/流体作動弁、国内:空気作動弁	作動失敗	7.0E-04 /d	閉失敗(/d)	3.2E-04 /d
海外:空気/流体作動弁、国内:空気作動弁	誤開又は誤閉	—	誤開又は誤閉	2.7E-08 /h
海外:空気/流体作動弁、国内:空気作動弁	閉塞	1.0E-07 /h	閉塞	1.0E-08 /h
海外:空気/流体作動弁、国内:空気作動弁	外部リーク	2.0E-07 /h	外部リーク	1.0E-08 /h
海外:空気/流体作動弁、国内:空気作動弁	内部リーク	2.0E-07 /h	内部リーク	2.0E-08 /h
海外:空気/流体作動弁、国内:空気作動弁	閉(吹止まり)失敗	1.0E-03 /d	閉(吹止まり)失敗	1.0E-01 /d
海外:空気/流体作動弁、国内:油圧作動弁	開失敗(/d)	7.0E-04 /d	開失敗(/d)	1.4E-04 /d
海外:空気/流体作動弁、国内:油圧作動弁	開失敗(/d)	7.0E-04 /d	閉失敗(/d)	1.9E-05 /d
海外:空気/流体作動弁、国内:油圧作動弁	誤開又は誤閉	—	誤開又は誤閉	1.1E-07 /h
海外:空気/流体作動弁、国内:油圧作動弁	閉塞	1.0E-07 /h	閉塞	2.2E-08 /h
海外:空気/流体作動弁、国内:油圧作動弁	外部リーク	2.0E-07 /h	外部リーク	2.2E-08 /h
海外:空気/流体作動弁、国内:油圧作動弁	内部リーク	2.0E-07 /h	内部リーク	2.2E-08 /h
逆止弁	開失敗	1.0E-04 /d	開失敗(/d)	9.7E-06 /d
逆止弁	閉失敗	—	閉失敗(/d)	2.2E-05 /d
逆止弁	外部リーク	5.0E-08 /h	外部リーク	2.8E-09 /h
逆止弁	内部リーク	7.0E-07 /h	内部リーク	7.1E-09 /h
手動弁	作動失敗	8.0E-05 /d	開失敗(/d)	1.2E-04 /d
手動弁	作動失敗	8.0E-05 /d	閉失敗(/d)	1.4E-04 /d
手動弁	閉塞	1.0E-07 /h	閉塞	8.5E-09 /h
手動弁	外部リーク	1.0E-08 /h	外部リーク	1.7E-09 /h
手動弁	内部リーク	1.0E-08 /h	内部リーク	3.7E-09 /h
安全弁	開失敗	1.0E-05 /d	開失敗(/d)	1.4E-03 /d
安全弁	閉(吹止まり)失敗	1.0E-03 /d	閉失敗(/d)	1.5E-03 /d
安全弁	誤開	3.0E-06 /h	誤開	1.4E-08 /h
安全弁	外部リーク	—	外部リーク	1.4E-08 /h
安全弁	内部リーク	—	内部リーク	2.2E-08 /h
真空逃がし弁(PWR)	作動失敗	4.0E-05 /d	作動失敗	8.6E-08 /h
電磁弁	作動失敗	1.0E-03 /d	開閉失敗(/d)	3.4E-05 /d
電磁弁	誤開又は誤閉	—	誤開又は誤閉	3.6E-09 /h
電磁弁	閉塞	1.0E-04 /d	閉塞	2.1E-09 /h
電磁弁	外部リーク	3.0E-08 /h	外部リーク	4.0E-09 /h
電磁弁	内部リーク	—	内部リーク	4.0E-09 /h
モーター(ファン)	起動失敗	2.5E-06 /h	起動失敗	1.3E-07 /h
モーター(ファン)	継続運転失敗(正常雰囲気)	1.2E-05 /h	運転継続失敗	6.0E-07 /h
モーター(ファン)	継続運転失敗(異常雰囲気)	2.7E-03 /h	運転継続失敗(異常時)	8.9E-05 /h
ダンパ	作動失敗	—	作動失敗(/h)	1.1E-08 /h
ダンパ	開失敗	—	開失敗(/d)	2.5E-05 /d
ダンパ	閉失敗	—	閉失敗(/d)	1.1E-05 /d
ダンパ	誤開又は誤閉	—	誤開又は誤閉	5.5E-09 /h
ダンパ	閉塞	—	閉塞	5.5E-09 /h
ダンパ	外部リーク	—	外部リーク	5.5E-09 /h
ダンパ	内部リーク	—	内部リーク	5.5E-09 /h
熱交換器	伝熱管破損	—	伝熱管破損	2.6E-08 /h
熱交換器	破損/リーク	4.6E-06 /h	外部リーク	8.8E-09 /h
熱交換器	伝熱管閉塞	—	伝熱管閉塞	7.1E-08 /h
タンク	破損	9.0E-10 /h	破損	3.2E-08 /h
タンク	閉塞	—	閉塞	3.2E-08 /h
オリフィス	破損/リーク	3.0E-08 /h	外部リーク	3.2E-09 /h
オリフィス	内部破損	—	内部破損	3.2E-09 /h
オリフィス	閉塞	4.0E-04 /d	閉塞	3.2E-09 /h
海外:フィルタ/ストレーナ、国内:ストレーナ/フィルタ(純水等)	外部リーク	—	外部リーク	9.9E-09 /h
海外:フィルタ/ストレーナ、国内:ストレーナ/フィルタ(純水等)	内部破損	—	内部破損	9.9E-09 /h
海外:フィルタ/ストレーナ、国内:ストレーナ/フィルタ(純水等)	閉塞	4.0E-04 /d	閉塞	9.9E-09 /h
海外:フィルタ/ストレーナ、国内:ストレーナ/フィルタ(海水)	外部リーク	—	外部リーク	9.5E-08 /h
海外:フィルタ/ストレーナ、国内:ストレーナ/フィルタ(海水)	内部破損	—	内部破損	9.5E-08 /h
海外:フィルタ/ストレーナ、国内:ストレーナ/フィルタ(海水)	閉塞	4.0E-04 /d	閉塞	2.8E-07 /h

故障率データの比較 (2/2)

機器タイプ	米国機器故障率		国内機器故障率(21ヵ年データ)	
	故障モード	故障率	故障モード	故障率
制御棒駆動装置(PWR)	挿入失敗	4.0E-05 /d	挿入失敗	1.6E-08 /h
MGセット	機能喪失	—	機能喪失	8.4E-06 /h
RPS,CRDM MGセット	機能喪失	—	機能喪失	1.6E-07 /h
インバータ	作動失敗	8.0E-06 /h	機能喪失(PLR)	3.4E-05 /h
インバータ	作動失敗	8.0E-06 /h	機能喪失(バイタル)	3.8E-07 /h
遮断器	作動失敗	4.0E-04 /d	開失敗(/d)	2.2E-05 /d
遮断器	作動失敗	4.0E-04 /d	閉失敗(/d)	4.8E-05 /d
遮断器	誤動作	1.4E-07 /h	誤開	4.7E-08 /h
遮断器	誤動作	1.4E-07 /h	誤閉	8.7E-09 /h
変圧器	故障	3.4E-07 /h	機能喪失	2.6E-07 /h
変圧器	断線	1.0E-06 /h	機能喪失	2.6E-07 /h
変圧器	短絡	1.0E-06 /h	機能喪失	2.6E-07 /h
蓄電池	故障	1.0E-08 /h	機能喪失	5.7E-08 /h
充電器	故障	6.2E-07 /h	機能喪失	1.3E-07 /h
母線	故障	2.4E-07 /h	機能喪失	3.1E-08 /h
制御ケーブル	短絡	4.8E-06 /h	短絡	1.3E-10 /h
制御ケーブル	地路	2.4E-06 /h	地路	2.7E-10 /h
制御ケーブル	断線	—	断線	7.6E-10 /h
配管 3インチ未満	破損/リーク	9.0E-10 /h	リーク	6.6E-10 /h
配管 3インチ未満	閉塞	9.0E-10 /h	閉塞	6.6E-10 /h
配管 3インチ以上	破損/リーク	9.0E-09 /h	リーク	1.0E-09 /h
配管 3インチ以上	閉塞	9.0E-09 /h	閉塞	3.2E-10 /h
リレー	励磁失敗	4.5E-06 /d	誤動作	3.0E-09 /h
リレー	励磁失敗	4.5E-06 /d	不動作	1.5E-09 /h
リレー	コイル断線	3.0E-07 /h	コイル断線	—
リレー	コイル短絡	3.0E-08 /h	コイル短絡	—
リレー	NO接点開失敗(閉時の接触不良)	4.0E-07 /h	NO接点開失敗(閉時の接触不良)	—
リレー	NC接点開失敗(閉時の接触不良)	1.0E-07 /h	NC接点開失敗(閉時の接触不良)	—
リレー	短絡	3.0E-08 /h	短絡	—
遅延リレー	誤演電	1.2E-07 /h	誤動作	4.7E-09 /h
遅延リレー	作動失敗	1.2E-07 /h	不動作	4.7E-09 /h
ソリッドステート 高出力	機能喪失	8.0E-06 /h	—	—
ソリッドステート 高出力	短絡	3.0E-07 /h	—	—
ソリッドステート低出力	機能喪失	3.0E-06 /h	不動作	6.6E-09 /h
ソリッドステート低出力	短絡	3.0E-07 /h	誤動作	9.2E-08 /h
演算器	不動作	—	不動作	5.8E-09 /h
演算器	高出力/低出力	—	高出力/低出力	2.1E-08 /h
警報設定器	誤動作	—	誤動作	9.5E-09 /h
警報設定器	不動作	—	不動作	2.3E-09 /h
ヒューズ	断失敗	1.0E-05 /d	断失敗	—
ヒューズ	断線	2.1E-08 /h	断線	5.5E-09 /h
流量トランスミッタ	不動作	1.5E-06 /h	不動作	7.6E-09 /h
流量トランスミッタ	高出力/低出力	—	高出力/低出力	2.0E-08 /h
圧力トランスミッタ	不動作	1.1E-06 /h	不動作	2.9E-09 /h
圧力トランスミッタ	高出力/低出力	—	高出力/低出力	3.5E-08 /h
水位トランスミッタ	不動作	1.4E-06 /h	不動作	1.4E-08 /h
水位トランスミッタ	高出力/低出力	—	高出力/低出力	2.2E-08 /h
温度検出器	不動作	1.8E-06 /h	不動作	1.1E-09 /h
温度検出器	高出力/低出力	—	高出力/低出力	1.3E-08 /h
放射線検出器	不動作	5.2E-06 /h	不動作	3.4E-08 /h
放射線検出器	高出力/低出力	—	高出力/低出力	7.3E-08 /h
流量スイッチ	誤動作	—	誤動作	7.1E-09 /h
流量スイッチ	不動作	—	不動作	7.1E-09 /h
圧力スイッチ	作動失敗	4.0E-07 /h	不動作	5.0E-09 /h
圧力スイッチ	誤動作	—	誤動作	2.0E-08 /h
水位スイッチ	誤動作	—	誤動作	9.0E-09 /h
水位スイッチ	不動作	—	不動作	8.2E-09 /h
温度スイッチ	誤動作	—	誤動作	2.5E-08 /h
温度スイッチ	不動作	—	不動作	1.1E-08 /h
リミットスイッチ	作動失敗	4.2E-06 /h	不動作	5.5E-09 /h
リミットスイッチ	誤動作	—	誤動作	3.1E-09 /h
手動スイッチ	作動失敗(通電故障)	4.8E-07 /h	不動作	1.9E-09 /h
手動スイッチ	誤動作	—	誤動作	1.1E-09 /h
手動スイッチ	NC接点開失敗(閉による接触不良)	9.1E-08 /h	NC接点開失敗(閉による接触不良)	—
手動スイッチ	NO接点開失敗(閉時の接触不良)	2.7E-08 /h	NO接点開失敗(閉時の接触不良)	—
手動スイッチ	短絡	3.0E-08 /h	短絡	—
トルクスイッチ	作動失敗	1.0E-04 /d	作動失敗	—
バイステープル	作動失敗	2.8E-07 /d	作動失敗	6.6E-09 /h
計装器類	校正シフト	8.0E-05 /h	校正シフト	2.0E-08 /h
配線/電線	断線	4.0E-06 /h	短絡	3.1E-10 /h
配線/電線	地路	8.0E-07 /h	地路	5.9E-10 /h
配線/電線	短絡	2.7E-08 /h	断線	2.1E-09 /h
ターミナルボード	断線	3.3E-06 /h	断線	2.1E-09 /h
ターミナルボード	短絡	1.5E-06 /h	短絡	3.1E-10 /h
流量計	閉塞	4.0E-04 /d	不動作	7.6E-09 /h
流量計	破壊	3.0E-08 /h	不動作	7.6E-09 /h
母線フィード遮断器	作動要求時間失敗	4.0E-04 /d	作動要求時間失敗	4.8E-05 /d
母線フィード遮断器	作動要求時間失敗	4.0E-04 /d	作動要求時間失敗	2.2E-05 /d
母線フィード遮断器	誤作動	1.4E-07 /h	誤作動	4.7E-08 /h
ヒーター	機能喪失	—	機能喪失	1.3E-08 /h
アナシエータ	機能喪失	—	機能喪失	3.1E-09 /h
コントローラ	不動作	—	不動作	4.0E-09 /h
コントローラ	高出力/低出力	—	高出力/低出力	1.4E-08 /h

3.1.3.5.2 過去に公表したPRA結果との相違について(地震PRA及び津波PRA)

川内 1 号機の地震 PRA 及び津波 PRA については、これまで設置変更許可申請書(以下「前回 PRA」という。) 及び今回の安全性向上評価届出書(以下「今回 PRA」という。) にて公表している。

3.1.3.5.2.1 PRAに用いた地震・津波ハザードの変遷について

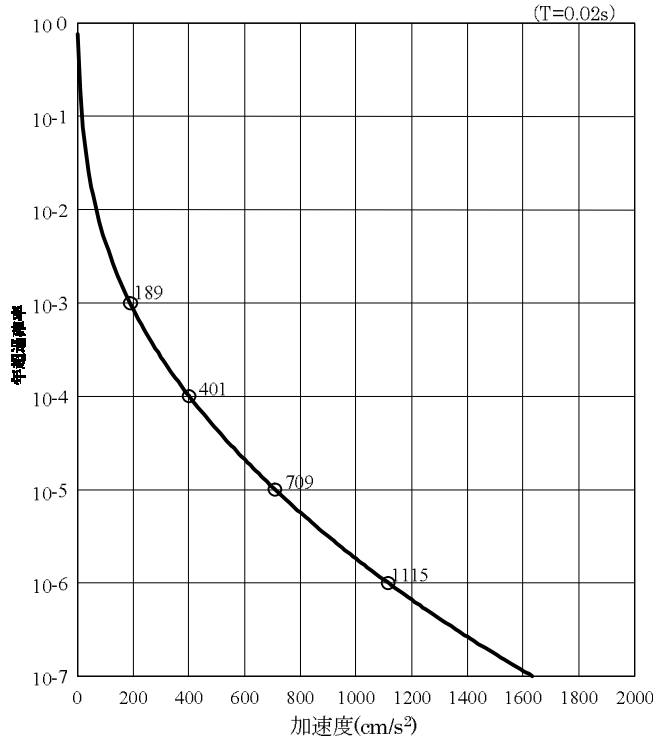
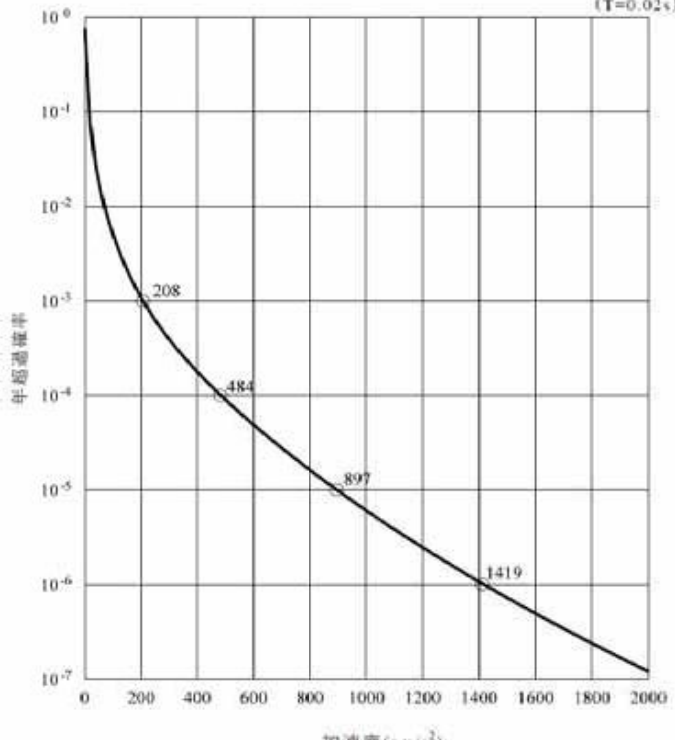
今回 PRA と前回 PRA では評価に用いる地震・津波ハザードが異なる。前回 PRA に用いた地震・津波ハザードは、設置変更許可申請書(平成 25 年 7 月申請)における基準地震動・基準津波の超過確率を参照していたが、今回 PRA では、設置変更許可申請書(平成 26 年 9 月補正)を参照したものである。

これらの地震・津波ハザードの変遷、変更理由について、次のとおり示す。

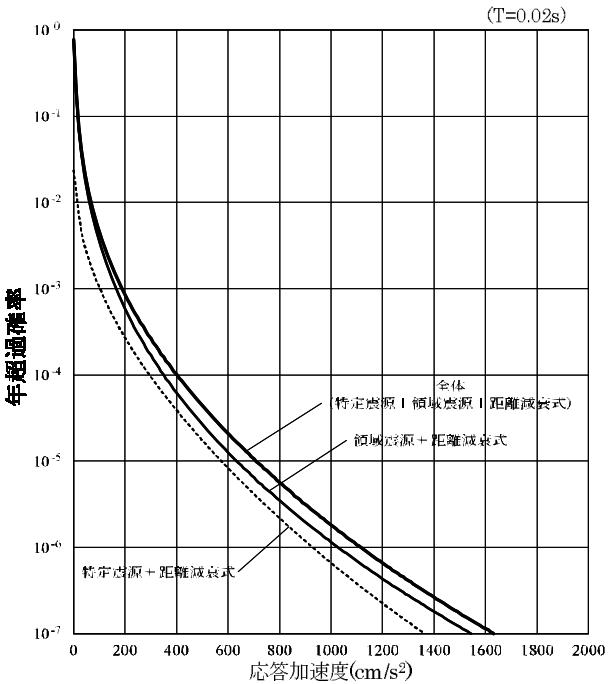
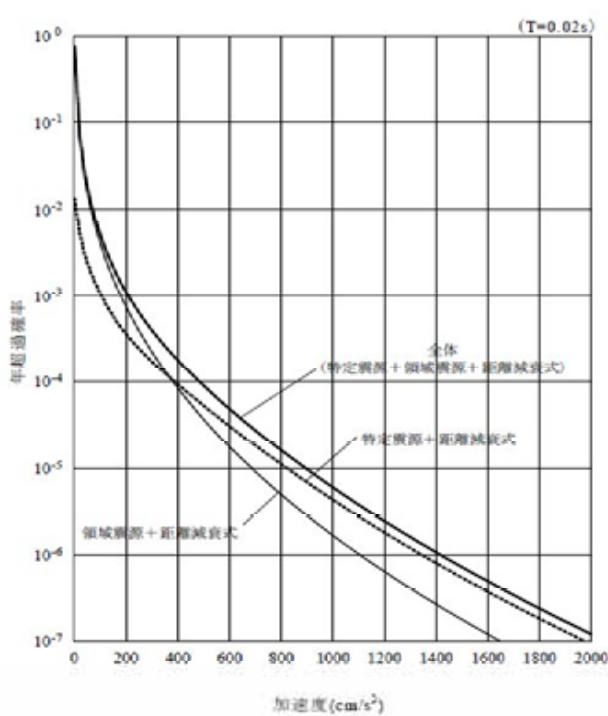
第 3.1.3.5.2.1.1 表 地震ハザードの変遷及び変更理由について

項目		④前回PRAで使用了 地震ハザード	基準地震動の年超過確率を参照するための 地震ハザード	⑤⑥今回PRAで使用了 地震ハザード	変更理由
ハザード評価時点		設置変更許可申請書 (H25年7月申請)	設置変更許可申請書 (H26年9月補正)	安全性向上評価届出書 (H29年7月)	
1. 特定震源 モデルに 基づく評価	(1)主要活断層 の長さ	五反田川断層:18.6km F-A断層:18.3km F-C断層:16.1km ※それぞれ基本ケースを記載	市来断層帯市来区間:24.9km 甕断層帯甕区間:40.9km 市来断層帯甕海峡中央区間:38.5km ※それぞれ基本ケースを記載	同左	- 適合性審査における決定論評価の反映 - 地震調査委員会(2013)の知見反映 - 甕断層帯甕区間東端は、更なる不確かさを考慮
	(2)主要活断層 の平均活動間隔	F-A断層: 活動度B級 ※活動度が不明な場合は海域B級、陸域C級と設定	甕断層帯甕区間: 平均活動間隔2,400年-11,000年 ※他の主要活断層は海域B級、陸域C級と前回同様に設定	同左	地震調査委員会(2013)の知見反映
	(3)その他の 活断層	緑川断層系: 長さ38.9km(活動度C級) 甕島西側海域: 長さ40km(活動度B級)	緑川断層系 長さ:33.6km (平均活動間隔51,000年) 甕島西側海域: 長さ62.5km(活動度B級)	同左	- 地震調査委員会(2013)の知見反映 - 当社調査結果の反映(それぞれの変更事例を記載、寄与度は低い)
	(4)地震発生 層の上端 深さ	上端深さ3km	上端深さ2km	同左	適合性審査における決定論評価の反映
2. 領域震源 モデルに 基づく評価	(5)地震発生 層の震源 深さ	領域ごとに分布を設定	上端深さ2kmへの変更を踏まえ 2km～15kmの一樣分布	同左	適合性審査における決定論評価の反映
	(6)b値、年発生 頻度	計算に使用した気象庁一元化震源のデータセット:1926年～2008年	計算に使用した気象庁一元化震源のデータセット:1926年～2011年	同左	データセット更新

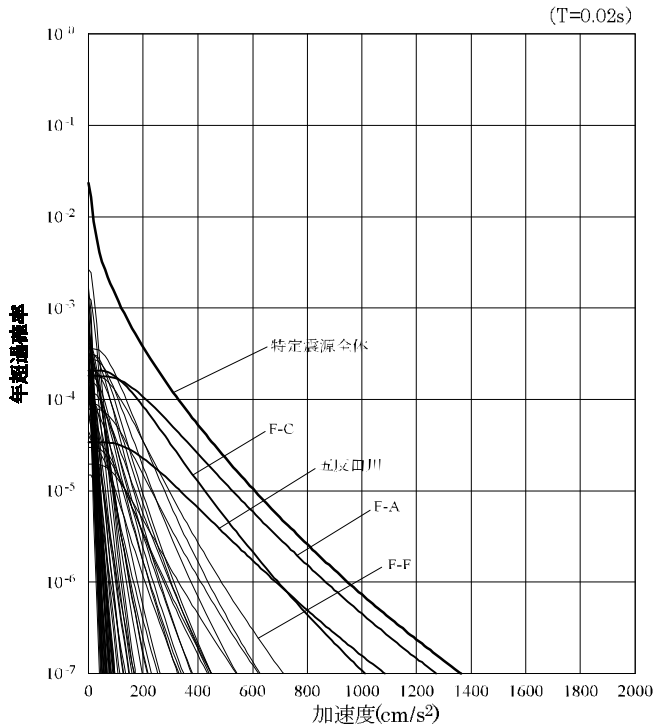
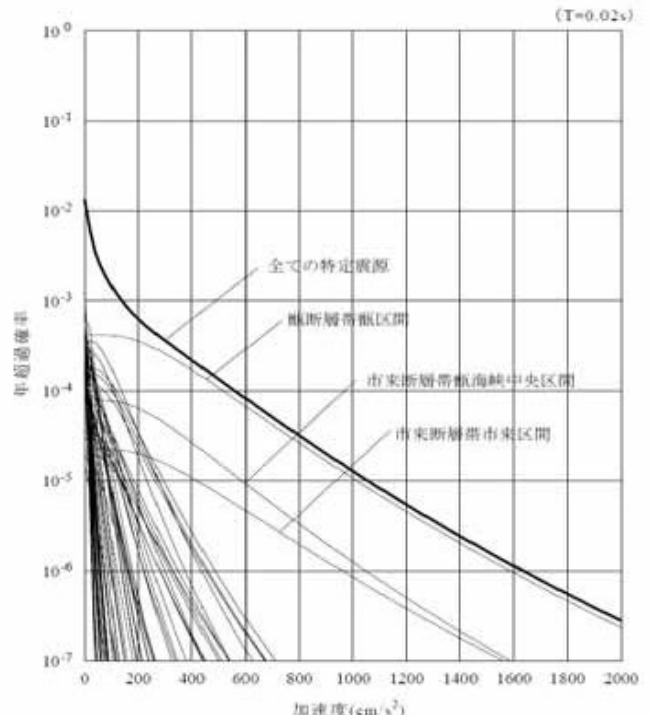
第 3.1.3.5.2.1.2 表 平均ハザード曲線の比較

④前回PRAで使用した地震ハザード 設置変更許可申請書(H25年7月申請)	⑤⑥今回PRAで使用した地震ハザード 安全性向上評価届出書(H29年7月)	影 響																				
 (T=0.02s) <table><thead><tr><th>Acceleration (cm/s²)</th><th>Annual Exceedance Probability</th></tr></thead><tbody><tr><td>189</td><td>10⁻³</td></tr><tr><td>401</td><td>10⁻⁴</td></tr><tr><td>709</td><td>10⁻⁵</td></tr><tr><td>1115</td><td>10⁻⁶</td></tr></tbody></table>	Acceleration (cm/s ²)	Annual Exceedance Probability	189	10 ⁻³	401	10 ⁻⁴	709	10 ⁻⁵	1115	10 ⁻⁶	 (T=0.02s) <table><thead><tr><th>Acceleration (cm/s²)</th><th>Annual Exceedance Probability</th></tr></thead><tbody><tr><td>208</td><td>10⁻³</td></tr><tr><td>484</td><td>10⁻⁴</td></tr><tr><td>897</td><td>10⁻⁵</td></tr><tr><td>1419</td><td>10⁻⁶</td></tr></tbody></table>	Acceleration (cm/s ²)	Annual Exceedance Probability	208	10 ⁻³	484	10 ⁻⁴	897	10 ⁻⁵	1419	10 ⁻⁶	・特定震源及び領域震源の変更により、地震ハザードは低頻度領域で大きくなる傾向
Acceleration (cm/s ²)	Annual Exceedance Probability																					
189	10 ⁻³																					
401	10 ⁻⁴																					
709	10 ⁻⁵																					
1115	10 ⁻⁶																					
Acceleration (cm/s ²)	Annual Exceedance Probability																					
208	10 ⁻³																					
484	10 ⁻⁴																					
897	10 ⁻⁵																					
1419	10 ⁻⁶																					

第 3.1.3.5.2.1.3 表 特定震源と領域震源の寄与の比較

④前回PRAで使用した地震ハザード 設置変更許可申請書(H25年7月申請)	⑤⑥今回PRAで使用した地震ハザード 安全性向上評価届出書(H29年7月)	影 響
 年超過確率 (T=0.02s) 全体 特定震源+領域震源+距離減衰式 特定震源+距離減衰式 領域震源+距離減衰式 応答加速度(cm/s²)	 年超過確率 (T=0.02s) 全体 特定震源+領域震源+距離減衰式 特定震源+距離減衰式 領域震源+距離減衰式 加速度(cm/s²)	＜特定震源＞ ・Ss策定の検討用地震の見直し(断層長さは長くなる)をLTに反映したこと等により、10^{-4}より超過確率の小さい低頻度の大地震領域において、特定震源の影響が大きくなっている ＜領域震源＞ ・Ss策定における地震発生層上端深さの見直しにより、10^{-5}以上の低頻度領域で影響が大きくなっている

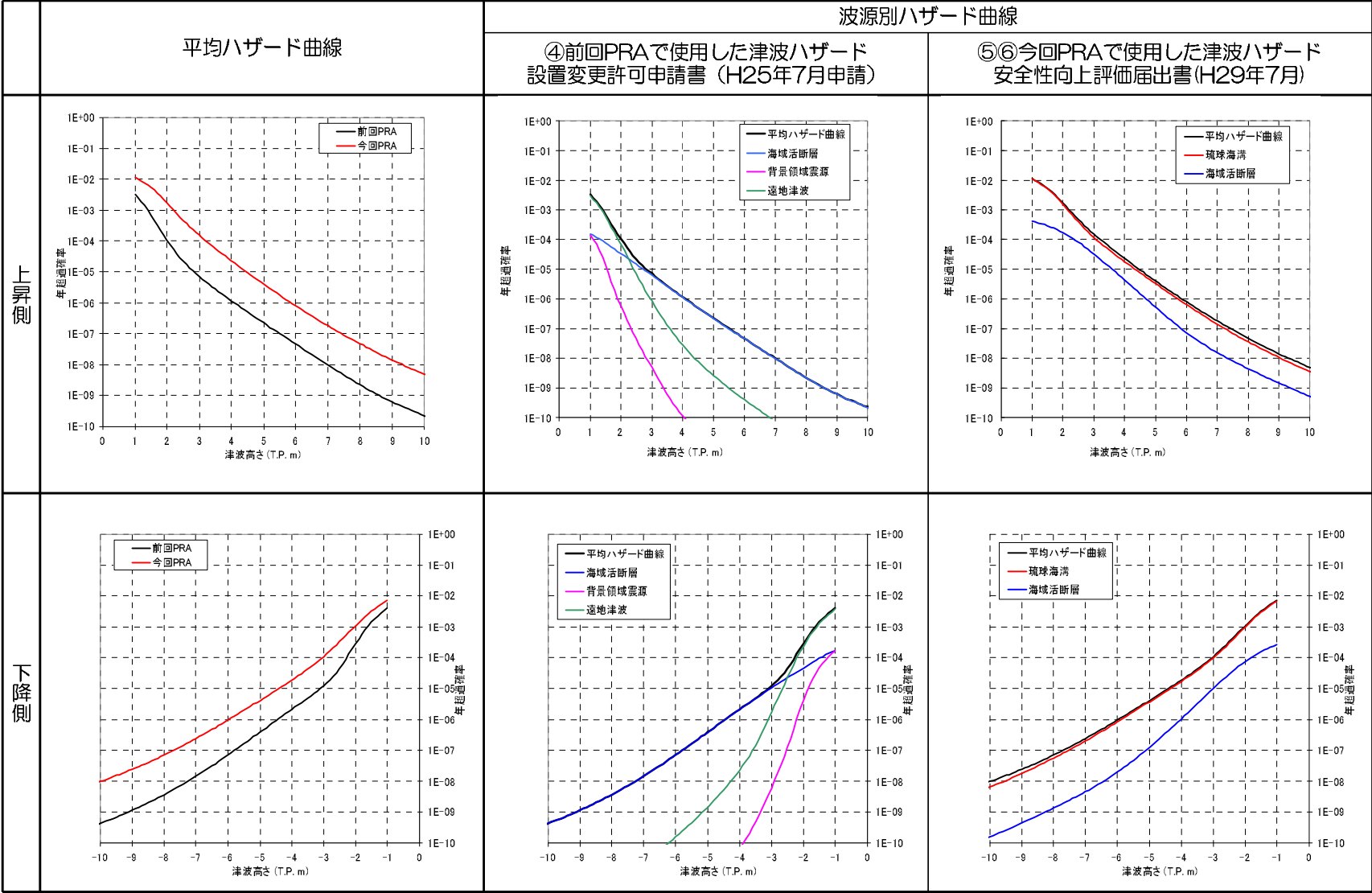
第 3.1.3.5.2.1.4 表 特定震源モデルにおける震源別の寄与

④前回PRAで使した地震ハザード 設置変更許可申請書(H25年7月申請)	⑤⑥今回PRAで使した地震ハザード 安全性向上評価届出書(H29年7月)	影 響
		・検討用地震(五反川断層、F-A断層、F-C断層、)について、Ss策定で地震調査委員会(2013)を反映して見直したことをLTにも反映 ・龜断層帯断層区間は、規模はマグニチュード7.5で敷地から最も距離が近く影響の大きい活断層であり、平均活動間隔の設定(2400年)もあり支配的となっている

第 3.1.3.5.2.1.5 表 津波ハザードの変遷及び変更理由について

項目		④前回 PRA で 使用した津波ハザード	基準津波の年超過確率を参照 するための津波ハザード	⑤⑥今回 PRA で 使用した津波ハザード	変更理由
ハザード評価時点		設置変更許可申請書 (H25 年 7 月申請)	設置変更許可申請書 (H26 年 9 月補正)	安全性向上評価届出書 (H29 年 7 月)	
1. 対象波源	プレート間地震	— (考慮していない) 注) 寄与度は低いと判断	琉球海溝(北部～中部)	同左	○適合性審査における決定論評価の反映 ・審査内容の反映
	海域活断層による地殻内地震	甕島北方断層、甕島西方断層、長崎海脚断層、男女海盆北方断層、男女海盆断層、F-A+F-B、1135、1168、1184+1185+1503【計 9 断層】	甕断層帯甕区間、市来断層帯甕海峡中央区間、甕島北方断層、甕島西方断層、長崎海脚断層【計 5 断層】	同左	○適合性審査における決定論評価の反映 ・地震調査委員会(2013)の知見反映 ・甕断層帯甕区間東端は、更なる不確かさを考慮
	背景的地震	萩原マップ、新垣見マップ	— (考慮していない)	同左	○寄与度は低いと判断
	遠地津波	C-3,C-10(チリ沖)、P-1(ペルー沖)	— (考慮していない)	同左	○寄与度は低いと判断
2. ロジックツリー 【海域活断層による地殻内地震】	上縁深さ	0km、2.5km、5.0km	0km、2.5km	同左	○適合性審査における決定論評価の反映 ・5km の影響は小さいと判断
	すべり角	T 軸(135° ～180°)の 3 パターン及び走向・傾斜角から設定	T 軸(135° ～180°)の 4 パターン及び走向・傾斜角から設定	同左	○適合性審査における決定論評価の反映 ・パラメータの詳細化
	平均発生間隔	0.25m/1000 年(B 級相当)	1m/1000 年(A 級下限) 0.25m/1000 年(B 級相当) 0.1m/1000 年(C 級上限)	同左	○土木学会(2011)を採用
	マグニチュード範囲	Mwc±0.2	断層長さ L から Mw を設定	同左	○適合性審査における決定論評価の反映 ・マグニチュードは固定
	津波推定値のばらつき κ の重み	$\kappa=1.25(0.40), 1.35(0.35), 1.45(0.20), 1.55(0.05)$	$\kappa=1.25(0.10), 1.35(0.30), 1.45(0.45), 1.55(0.15)$	同左	○適合性審査における決定論評価の反映 ・マグニチュード範囲の見直しに伴う変更
3. 計算条件 【海域活断層による地殻内地震】	渦動粘性係数	10m ² /s	0m ² /s	同左	○適合性審査における決定論評価の反映

第 3.1.3.5.2.1.6 表 前回 PRA と今回 PRA の取水口位置における平均ハザード曲線の比較



3.1.3.5.2.2 地震PRA ④設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書(SA 対策なし)の比較

(1) 評価条件の相違

④設置変更許可申請書の地震 PRA(以下「④前回 PRA」という。)と⑤安全性向上評価届出書の地震 PRA(SA 対策なし)(以下「⑤今回 PRA」という。)の評価条件の主な相違として、地震ハザード以外にフラジリティが挙げられ、今回 PRA のフラジリティについては以下の点を見直している。

- ・変更後の地震ハザードをベースにフラジリティを評価
あわせて、PRA への影響が大きくなると考えられる機器については、現実的な耐力又は応答を基に評価
- ・複数の電気盤*について、現実的な耐力の評価のため新たに加振試験を実施し、その結果を反映

*重大事故等対処用変圧器受電盤、パワーセンタ、計装用電源装置、充電器盤、ドロップ盤、RTG 補助盤、炉外核計装盤、原子炉保護系計器ラック、原子炉保護系計器ラック RIO 盤、CV 高レンジエリアモニタ検出器

- ・PWR 標準プラントの耐力等を参照していた耐震 B、C クラスの機器等に対し、川内の耐力等をベースにフラジリティを評価
なお、前回 PRA では事故シーケンスグループの選定に有意な影響を及ぼさないことを踏まえ、PWR 標準プラントのフラジリティに川内の地震応答を反映して評価した。

(2) 分析結果

評価条件の相違による影響を確認するため、④前回 PRA 及び⑤今回 PRA に対し、以下のとおり感度解析により分析した。感度解析結果を第

3.1.3.5.2.2.1 表に示す。

ケース 1:④前回 PRA に⑤今回 PRA の地震ハザード(第 3.1.3.5.2.2.2 表参照)を適用した結果、

④前回 PRA: $3.1 \times 10^{-5} \rightarrow 6.5 \times 10^{-5}$ (約 2 倍)

となった。

ケース 2:ケース 1 に、⑤今回 PRA の機器 fragility に④前回 PRA の値を適用した結果、

⑤今回 PRA: $3.8 \times 10^{-6} \rightarrow 6.6 \times 10^{-5}$ (約 17 倍)

となり、④前回 PRA の CDF 6.5×10^{-5} とほぼ同じ値となった。

以上のことから、④前回 PRA 及び⑤今回 PRA の CDF の相違の主な理由は地震ハザードと fragility であり、特に fragility の影響が大きいことが確認できた。

また、ヒューマンエラーについては、⑤今回 PRA にて人的過誤の従属性やストレスレベルを変更しているが、SA 対策なしの状態では人的過誤の寄与が小さいため、評価条件の変更による CDF への影響はわずかである。

第 3.1.3.5.2.2.1 表 ④前回 PRA と⑤今回 PRA の感度解析結果

		ベースケース	ケース 1	ケース 2
評価条件		—	④に⑤と同じ地震ハザードを適用	ケース1 + ⑤のフラジリティを④と同じ値に変更
条件 の相違	・地震ハザード	相違あり	同等	同等
	・機器フラジリティ	相違あり	相違あり	同等
CDF	④前回 PRA (SA 対策なし)	3.1×10^{-5}	6.5×10^{-5} ($\Delta CDF: 3 \times 10^{-5}$)	同左
	⑤今回 PRA (SA 対策なし)	3.8×10^{-6}	同左	6.6×10^{-5} ($\Delta CDF: 6 \times 10^{-5}$)

第 3.1.3.5.2.2.2 表 ④前回 PRA 及び⑤今回 PRA における地震動平均発生頻度の比較

加速度区分	④前回 PRA	⑤今回 PRA
区分 1 (0.2G～0.4G)	8.1×10^{-4}	9.6×10^{-4}
区分 2 (0.4G～0.6G)	8.7×10^{-5}	1.4×10^{-4}
区分 3 (0.6G～0.8G)	1.7×10^{-5}	3.5×10^{-5}
区分 4 (0.8G～1.0G)	4.2×10^{-6}	1.1×10^{-5}
区分 5 (1.0G～1.2G)	1.3×10^{-6}	4.1×10^{-6}

3.1.3.5.2.3 津波PRA ④設置変更許可申請書と⑤安全性向上評価届出書(SA 対策なし)の比較

(1) 評価条件の相違

④設置変更許可申請書の津波 PRA(以下「④前回 PRA」という。)と⑤安全性向上評価届出書(SA 対策なし)の津波 PRA(以下「⑤今回 PRA」という。)の主な解析条件の相違点は津波ハザードである。

(2) 分析結果

津波ハザードの相違による影響を確認するため、④前回 PRA 及び⑤今回 PRA に対し、以下のとおり感度解析により分析した。感度解析結果を第 3.1.3.5.2.3.1 表に示す。

ケース1:④前回 PRA に⑤今回 PRA の津波ハザード(第 3.1.3.5.2.3.2 表 参照)を適用した結果、

④前回 PRA: $3.8 \times 10^{-8} \rightarrow 6.5 \times 10^{-7}$ (約 17 倍)

となり、⑤今回 PRA の CDF 6.5×10^{-7} とほぼ同じ値となった。

以上のことから、④前回 PRA 及び⑤今回 PRA の CDF の相違の主な理由は津波ハザードであることが確認できた。

なお、④前回 PRA 及び⑤今回 PRA では海水ポンプが津波により損傷した時点で炉心損傷直結となるシナリオが大部分を占める。両者において、海水ポンプは設置高さの津波の発生時点で損傷することから、フラジリティ評価手法の変更による CDF への影響はほとんどない。

また、ヒューマンエラーについては、⑤今回 PRA にて人的過誤の従属性やストレスレベルを変更しているが、SA 対策なしの状態では人的過誤の寄与が小さいため、評価条件の変更による CDF への影響はわずかである。

第 3.1.3.5.2.3.1 表 ④前回 PRA と⑤今回 PRA の感度解析結果

		ベースケース	ケース 1
評価条件		—	④に⑤と同じ津波ハザードを適用
条件 の相違	・津波ハザード	相違あり	同等
CDF	④前回 PRA (SA 対策なし)	3.8×10^{-8}	6.5×10^{-7} ($\Delta \text{CDF}: 6 \times 10^{-7}$)
	⑤今回 PRA (SA 対策なし)	6.5×10^{-7}	同左

第 3.1.3.5.2.3.2 表 ④前回 PRA 及び⑤今回 PRA における津波平均発生頻度の比較

津波シナリオ区分	④前回 PRA	⑤今回 PRA
区分 1 (6.13m～13.3m)	3.8×10^{-8}	6.5×10^{-7}
区分 2 (13.3m～13.8m)	4.9×10^{-12}	1.0×10^{-10}
区分 3 (13.8m～)	1.2×10^{-11}	2.2×10^{-10}