

泊発電所 3 号機
確率論的リスク評価（PRA）について
補足説明資料

平成 2 5 年 1 2 月
北海道電力株式会社

目次

1. 事故シーケンスグループ等の選定に係るPRA 実施範囲と評価条件について
2. 「PRAの説明における参照事項」に基づく整理について
3. レベル1 PRA
 - 3.1 内部事象出力運転時PRA
 - 3.2 地震PRA
 - 3.3 津波PRA
 - 3.4 停止時PRA
4. レベル1.5PRA
 - 4.1 内部事象PRA
5. 有効性評価の事故シーケンスグループの選定に際しての外部事象の考慮について

1. 事故シーケンスグループ等の選定に係るPRA 実施範囲と評価対象について

「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」（平成25年6月19日）に基づき、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は、個別プラントの確率論的リスク評価（PRA）を活用している。

当社におけるPRAでは内部事象レベル1PRA（出力運転時、停止時）、レベル1.5PRAの評価を実施する。また、現段階で適用可能な外部事象として、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試評価等の実績を有するレベル1地震PRA及びレベル1津波PRAを適用対象とし、建物、構築物及び機器の大規模な損傷から発生する事象についても事故シーケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。

溢水、火災及びその他の外部事象については、PRA手法が未確立または整備中の段階であることから現段階では「適用可能なもの」に含まれないものと判断し、「それに代わる方法」による評価として、これらの外部事象に誘発される起因事象について検討することで概略評価を行った。

今回実施するPRAの目的が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への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたSA対策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等を含めず、設置許可取得済の設備の機能にのみ期待する仮想的なプラント状態を評価対象としてPRAモデルを構築した。

<今回のPRA評価対象>

対象	許認可対象	モデル化採否
設計基準設備	対象	期待する
SA対策 (現在申請中のもの含む)	対象外	期待しない※

※ 作動信号発信失敗時の手動信号、自動作動失敗時の手動作動など、設計基準設備の機能を作動させるためのバックアップ操作のみ期待する。

2. 「PRAの説明における参照事項」に基づく整理について

本資料では事故シーケンスグループ等の選定に際して実施した各PRAについて、「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁平成25年9月）の記載に基づき整理した。

個別のPRA手法に係る詳細については各章にて記載するが、全体を通じて、留意が必要な事項としては以下のとおりである。

参照事項の記載内容	整理結果
レベル1.5地震PRA	<p>レベル1.5地震PRAについては、現状の知見では、原子炉格納容器本体、原子炉建屋、CV隔離弁等の損傷から、原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程に不確かさが大きく、損傷箇所、損傷部位、損傷モード等を分析した精緻化検討が必要な段階にある。そのため、現状では定量評価には適用可能でないものと判断した。</p> <p>また、地震特有の格納容器破損形態として想定される格納容器破損モードが地震動による格納容器直接破損であることから、それ以外に新たな格納容器破損モードは抽出されないと考えられる。</p> <p>地震動による格納容器直接破損といった地震特有の格納容器破損モードを除けば、地震による炉心損傷であっても内部事象による炉心損傷時とで格納容器内事故進展の変化はないと判断した。</p>
ピアレビューの実施	<p>現時点では未実施の状況であるが、今後、メーカー、コンサルタント、他の電力会社及び海外の専門家によるピアレビューを実施する予定である。</p>

3. レベル1PRA

3.1 内部事象出力運転時PRA

3.1.a. 対象プラント

①対象とするプラントの説明

(1) プラント情報の収集・分析

内部事象出力運転時レベル 1PRA 実施にあたり必要とされる設計、運転管理に関する情報を把握するため、以下の当該プラントの設計、運転・保守管理の情報を PRA の目的に応じて調査・収集した。

- － PRA 実施にあたり必要とされる基本的な情報（設計情報、運転・保守管理情報等）
 - － 定量化にあたり必要とされる情報（機器故障、起因事象発生に関する運転経験等）
- 当該プラントについて入手した図書類を、第3.1-1 表に示す。

また、a.項にレベル 1PRA において重要となる安全系、サポート系及び電源等の系統設備構成について示す。

a. 主要な設備の構成・特性

当該プラントのPRA に係るプラントの基本設計は、次に示す主要な安全系統により構成される。第3.1-1図に当該プラントの工学安全設備の概要を示す。また、第3.1-2表に系統設備概要を示す。

項目	概要
プラント仕様	<ul style="list-style-type: none">・熱出力 2660MWt、 電気出力 912MWe・プラント型式 加圧水型 3 ループプラント・格納容器型式 鋼製上部半球形下部さら形円筒形
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投入を行う原子炉保護系（原子炉トリップ系）と化学体積制御系により高濃度ほう酸水を炉心に注入し負の反応度を投入する緊急ほう酸注入系から構成される。
原子炉冷却に関する系統	非常用炉心冷却設備の系統図を第3.1-2図に示す。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破損を防ぎ、更に、これに伴うジルコニウム－水反応を無視し得る程度に抑えることができるように設けるもので、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に加えて炉心へのほう酸注入により、炉心を臨界未満にでき、かつ維持できる設計とする。

項目	概要
蓄圧注入系	<p>蓄圧注入系は、蓄圧タンク、配管及び弁等で構成し、1次冷却設備の各回路に1系列ずつ設置する。蓄圧注入系は、1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力（約4.4MPa[gage]）を下回ると自動的にほう酸水を炉心に注入する。この蓄圧注入系の動作は、1次冷却材圧力低下による蓄圧注入配管の逆止弁の自動開放によるもので、外部電源等の駆動源を必要としない。</p>
高圧注入系	<p>高圧注入系は、高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク、配管、弁等で構成する。高圧注入ポンプは、100%容量のものを2台設置する。高圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信すると、高圧注入ポンプが起動し、燃料取替用水ピットのほう酸水を炉心に注入する。</p> <p>燃料取替用水ピットの水位が低くなると、高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、1次冷却材管を經由して炉心に注入する再循環モードへ移行する。</p>
低圧注入系	<p>低圧注入系は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、配管、弁等で構成する。余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、100%容量のものを各々2台設置する。非常用炉心冷却設備作動信号により余熱除去ポンプが起動し、1次冷却材圧力が余熱除去ポンプの締切圧力を下回ると、燃料取替用水ピット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。</p> <p>燃料取替用水ピットの水位が低くなると、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、余熱除去冷却器で冷却した後、1次冷却材管を經由して炉心に注入する再循環モードへ移行する。</p>
原子炉格納容器スプレイ設備	<p>原子炉格納容器スプレイ設備は、第3.1-3図に示すように、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、pH調整剤貯蔵タンク、配管、弁等で構成し、原子炉冷却材喪失時には、ヒドラジンを含むほう酸水を原子炉格納容器内にスプレイし、原子炉格納容器の内圧を下げるとともに、原子炉格納容器内の放射性よう素を除去する。</p>

項目	概要
電源、補機冷却水等のサポート系	<ul style="list-style-type: none"> ・電源系統（ディーゼル発電機、直流電源設備、計装制御用電源設備） ・工学的安全施設作動設備（安全注入信号作動設備、格納容器スプレイ信号作動設備） ・原子炉補機冷却水設備 ・原子炉補機冷却海水設備 ・換気空調設備 ・制御用圧縮空気設備 <p>第3.1-4図に当該プラントの開閉所単線結線図、第3.1-5図に所内単線結線図、及び第3.1-6図に原子炉補機冷却水設備系統説明図を示す。</p>
その他の系統	<ul style="list-style-type: none"> ・加圧器逃がし弁、加圧器安全弁 ・主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、タービンバイパス ・主蒸気隔離弁 ・タービントリップ設備

3.1.b. 起回事象

起回事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷又は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。

①評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度

(1) 起回事象の選定

当該プラントに適用する起回事象について以下の方法により検討し、選定を行った。

a. 国内外の評価事例の分析（既往のPRA、安全評価審査指針、EPRI NP-2230）

既往のPRA、安全評価審査指針及びEPRI NP-2230について分析を行い、当該プラントにおける起回事象の選定を行った。既往のPRAで選定している起回事象（第3.1-3表）を参考に当該プラントにおける起回事象の候補を選定した。また、選定された起回事象と安全評価審査指針及びEPRI NP-2230で評価されている事象との比較により起回事象を選定した。確認結果については第3.1-4表～第3.1-5表に示す。

b. 原子力施設運転管理年報等による当該プラント及び他の国内原子炉のトラブル事例のレビュー

泊発電所3号機及び他の国内原子炉のトラブル事象について調査を行い、選定したいずれかの起回事象に含まれることを確認している。なお、泊発電所3号機において起回事象発生実績は無い。

(2) 対象外とする起回事象

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. 放射性気体廃棄物処理施設の破損

炉心損傷の観点からは考慮不要であるため対象外とする。

b. 燃料集合体の落下事象

炉心損傷の観点からは考慮不要であるため対象外とする。

c. 原子炉圧力容器破損

原子炉圧力容器破損については、決定論的に既に対応がとられており、大きな残留リスクになるとは考えられないため、レベル1PRAの起回事象からは除外している。また、原子炉圧力容器破損の頻度は、WASH-1400や確率論的破壊力学（PFM）により試算されており、それぞれ $1E-7$ /炉年、 $1E-8$ /炉年以下となっており、十分に低い値が得られている。

d. 極小LOCA

一次冷却材の極小LOCAが生じた場合、充てんポンプ等によりリーク量を上回る注入を行うことにより、事象終息される。泊発電所3号機は充てん/高圧注入ポンプ兼用でなく、充てんポンプ3台と高圧注入ポンプ2台が独立であることから、これらが重畳して失敗する可能性は十分低いと判断し対象外とする。

e. DC母線1系列喪失

事象が発生しても原子炉トリップしないため対象外とする。

(3) 起回事象のグループ化

同定した起回事象については、単独で炉心損傷頻度の評価を実施することもできるが、事象の類似した起回事象をグループ化して評価を実施することもできる。起回事象のグループ化を行う場合には、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類する。具体的には、プラントの応答、レベル 2PRA との関係、成功基準、事故の進展と時間余裕、必要とされる緩和設備及び緩和操作の観点から類似する起回事象と考えられ、同一のイベントツリー及びフォールトツリーを用いることのできる起回事象をグループ化する。グループ化した結果を第 3.1-6 表に示す。

a. 過渡事象

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生して原子炉トリップに至る事象であり、原子炉冷却材圧力バウンダリは破断していないものの、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を過渡事象としてグループ化する。なお、事象の進展が異なる一部の事象については独立した起回事象として取り扱う。

- ・ 過渡事象
- ・ 主給水流量喪失
(給水に係る緩和設備の信頼性が異なる)
- ・ 外部電源喪失
(非常用電源の成否がサポート系の信頼性に影響を及ぼす)
- ・ 2次冷却系の破断
(破断ループの隔離操作が必要となる)
- ・ 蒸気発生器伝熱管破損
(原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれる)

b. 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生して原子炉トリップに至る事象であり、起回事象としては1次冷却材インベントリ喪失に至る配管破損が該当する。LOCAのカテゴリーに含まれる事象について破断規模に応じて期待されるECCS、2次系除熱機能等の相違から、以下の通りグループ化を行った。

- ・ 大破断LOCA
- ・ 中破断LOCA
- ・ 小破断LOCA

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、それと直結した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場合（ここでは計画外停止と呼ぶ）と、そうでない場合（ここでは通常停止と呼ぶ）に分類することで、それぞれの安全機能における信頼度の相違を考慮することがある。

- (1) 通常停止：定期検査等の計画された手動停止及び故障等による停止であって、安全機能（給水系やECCS等）に影響がない手動停止を意味する。定期検査等の手動停止を含まない方法もある。
- (2) 計画外停止：安全機能を有する緩和設備に何らかの不具合、故障が生じ、当該設備が待機除外になった状態での手動停止を意味する。

e. 補機冷却水の喪失

補機冷却水の喪失は、その影響がプラント設備に依存することから、第3.1-3表に示す通り共通懇PSAレビュー検討WGでは起回事象から除外された。しかし、Zionの評価では本事象がドミナントになっており、起回事象として採り上げることとする。

以上の検討結果より、当該プラントの評価対象とする起回事象として12事象を選定した。選定した起回事象は第3.1-7表に示す。

(4) 起回事象の発生頻度評価

起回事象の発生頻度は、以下の手法を用いて算出した。

- a. プラントの運転経験*から得られた起回事象の発生件数と運転期間（運転時間あるいは暦日）を用いる。（※2011年3月31日現在）
- b. フォールトツリーによるシステム信頼性解析を用いる。

具体的には、以下の通り起回事象頻度を算出した。

起回事象	起回事象頻度の算出手法
インターフェイスシステムLOCA	b.の手法を用い、弁の数や設置位置等から機器故障率を用いて起回事象発生頻度を算出。
ATWS	a.の手法を用いて原子炉トリップに至る頻度を、b.の手法を用いて原子炉トリップ失敗確率をそれぞれ算出して、両者の積によって起回事象発生頻度を算出。
それ以外の起回事象	b.の手法を用いて発生件数から起回事象発生頻度を算出。

起回事象頻度の算出にあたっては、次の基本的な考え方にに基づき検討及び評価した。

- － 国内で発生実績のある起回事象は、国内の発生実績及び運転実績を適用する。
- － 国内及び米国ともに発生実績のない起回事象は、国内と米国の運転実績を適用する。

なお後者については、工学的判断による設定に基づき発生件数を0.5件として評価した。ここで、起回事象データについては、日米のデータのみを用いている。これは、米国以

外の海外データを一律母集団として扱えるかどうかは議論の余地があるため、基本的な設計に差異がない米国 PWR プラントのみを母集団として国内データに追加しているためである。

各事象の算出手法の詳細は以下の通り。

(a) LOCAの発生頻度

LOCAは、日本及び米国で発生経験がなく、かつ、原子炉冷却材圧力バウンダリの設計において日米間で大きな差異がないため、日本及び米国の運転実績に基づいて小破断LOCAの発生頻度を算定した。

WASH-1400の考え方^{*}に基づき、大破断LOCAは小破断LOCAの発生頻度の1/10として、中破断LOCAは小破断LOCAと大破断LOCAの発生頻度の相乗平均として、それぞれ発生頻度を算出した。

※WASH-1400では、大破断LOCAに至るような損傷は95%の確率で破損規模が小さいうちに検知できるとのGE及び英国データにもとづき、配管破断事象のうち大破断LOCAに進展するような破損の割合として0.05を想定している。このような、リークの検知確率と管破断発生頻度に係る種々のデータに見られる傾向にもとづき、小破断LOCA（1/2-2インチ）、大LOCA（6インチ以上）の発生頻度に1/10の比率を設定していると考えられる。

中破断LOCAについては、配管破断発生頻度に係る種々のデータに見られる傾向にもとづき、大破断LOCAと小破断LOCAの発生頻度を内挿することで発生頻度を推定している。

国内PWRプラントはW社製米国PWRプラントと原子炉冷却材圧力バウンダリの基本的な設計に差異はないことから、WASH-1400の考え方は、国内PWRプラントである泊発電所3号機の大破断LOCA、中破断LOCAの発生頻度の算出にも適用できると考える。

○小破断LOCAの発生頻度

$$= 0.5 / (481+1839) = 2.2E-4 / \text{炉年}$$

481 : 国内PWRプラント発電時間 (年)

1839 : 米国PWRプラント発電時間 (年)

○大破断LOCAの発生頻度

$$= 2.2E-4 / 10 = 2.2E-5 / \text{炉年}$$

○中破断LOCAの発生頻度

$$= (\text{大破断LOCAの発生頻度} \times \text{小破断LOCAの発生頻度})^{1/2}$$

$$= 6.8E-5 / \text{炉年}$$

(b) 2次冷却系の破断、補機冷却水の喪失の発生頻度

これらの事象は、日本及び米国で発生経験がないため、前述の通り日本及び米国の運転実績に基づいて発生頻度を算定した。

○ 2次冷却系の破断の発生頻度

$$= 0.5 / (481 + 1839) \times 2 = 4.3E-4 / \text{炉年}$$

481 : 国内PWRプラント発電時間 (年)

1839 : 米国PWRプラント発電時間 (年)

×2 : 主蒸気管破断及び主給水管破断それぞれについて評価

○ 補機冷却水の喪失の発生頻度

$$= 0.5 / (632 + 1839) = 2.0E-4 / \text{炉年}$$

632 : 国内PWRプラント運転期間* (年)

1839 : 米国PWRプラント発電時間 (年)

※補機冷却水の喪失は出力運転中のみならず、運転停止中においても発生し得る事象であるため、発電時間ではなく運転停止中の期間も含めた運転期間を運転実績として使用する。

(c) 主給水流量喪失、外部電源喪失、蒸気発生器伝熱管破損、過渡事象及び手動停止の発生頻度

これらの事象は、国内で発生実績があることから、国内の運転実績に基づいて発生頻度を算定した。

例：外部電源喪失の発生頻度

$$= 3 / 621 = 4.8E-3 / \text{炉年}$$

3 : 発生実績*¹ (件)

※¹ 伊方1号(1980/8/27)、敦賀2号(1999/12/15)、泊2号(2000/5/19)

621 : 国内PWRプラント運転期間*² (年)

※² 外部電源喪失は出力運転中のみならず、運転停止中においても発生し得る事象であるため、発電時間ではなく運転停止中の期間も含めた運転期間を運転実績として使用する。

例：蒸気発生器伝熱管破損の発生頻度

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

1 : 発生実績*¹ (件)

4.1×10^{10} : 国内プラントの蒸気発生器伝熱管本数と発電期間の積分値(本・年)

0.1 : 伝熱管施栓率

3386×3 : 当該プラントの伝熱管本数 (本) *²

※¹ 美浜2号(1991/2/9)

※² 蒸気発生器伝熱管破損は発生実績があり、発生確率は伝熱管本数に比例すると考えられるためループ数ではなく伝熱管本数から定量化している。

(d) ATWSの発生頻度

ATWSは、運転時の異常な過渡変化又は事故を起因事象としてその中で原子炉トリップに失敗している事象である。これらの事象は国内で発生実績があることから、国内の運転実績に基づいて発生頻度を算定した。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解析によって評価する。

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、圧力上昇が急激なものを厳しい事象として選定している。

$$\begin{aligned} \text{ATWSの発生頻度} &= (34 / 475) \times 1.8\text{E-}7 \\ &= 1.2\text{E-}8 / \text{炉年} \end{aligned}$$

34 : 外部電源喪失、主給水流量喪失及び負荷喪失事象の発生件数 (件)

475 : 国内PWRプラント発電期間 (年)

1.8E-7 : フォールトツリー解析により算出した原子炉トリップ失敗確率*

(e) インターフェイスシステムLOCAの発生頻度

当該プラントの余熱除去系簡略系統図を第3.1-7図に示す。インターフェイスシステムLOCAに至るシーケンスとして以下の3つのシナリオが考えられる。

①低温側注入ラインにある3つの逆止弁の同時故障

②高温側注入ラインにある3つの逆止弁と1つの電動弁の同時故障

③余熱除去ポンプの吸込側にある2つの電動弁の同時故障

上記3つのシナリオそれぞれについてシステム評価を行った結果、余熱除去ポンプの吸込側で発生する確率が支配的であり、発生頻度は3.0E-11/炉年となる。

以上の算出結果をまとめて、第3.1-8表に示す。

3.1.c. 成功基準

熱水力解析により抽出された、炉心損傷を防止するために必要とされる緩和設備又は緩和操作の組合せ、及びそれらがその機能を達成するために必要な条件を成功基準として設定した。

①成功基準の一覧表

【炉心損傷判定条件】

○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に不十分であることによって、炉心の一部の燃料被覆管表面温度が1200℃を超えると評価される状態。

○LOCA時CV内除熱シナリオにおける炉心損傷判定条件

格納容器内圧が破損限界圧力を超え、かつ破損限界圧を超える時点で再循環サンプ水の温度が100℃以上と評価される状態。

○LOCA以外の事象時の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。

【起因事象ごとの成功基準の一覧表】

上記を踏まえ、起因事象毎に整備した成功基準の一覧を第3.1-9表に示す。

【対処設備作動までの余裕時間及び使命時間】

○ 余裕時間

事象発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行するまでの余裕時間並びにその設定根拠について以下の通り示す。なお、手動操作を伴わない緩和策については、自動で余裕時間内に機能すると考えられるため余裕時間を設定していない。

事象	操作	余裕時間	余裕時間の設定根拠
1次冷却材喪失 (大 LOCA 時)	注入モードから再循環モードへ切替	30分	余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプが全て起動し、定格流量で注入されると仮定して、燃料取替用水タンクの水位が再循環切替水位に低下するまでの時間を評価し、30分と設定。

事象	操作	余裕時間	余裕時間の設定根拠
1次冷却材喪失 (大 LOCA 時以外)	注入モードから再循環モードへ切替	30 分	上記から、余熱除去ポンプを除いた条件で算出。保守的に丸めた数字の 30 分を設定。
2次系破断の発生	破断ループの隔離	20 分	2次冷却系の除熱機能喪失時のプラント挙動に関する知見を参考に、蒸気発生器の水位が低下し、2次系の除熱機能が喪失するまで 20 分程度と考え、この間に破断ループを隔離し、健全な蒸気発生器への給水を確保することで、炉心冷却を維持できると評価した。
SGTR の発生	破損 SG の隔離	30 分	蒸気発生器伝熱管破損時のプラント挙動に関する知見を参考とするとともに、原子炉停止後は蒸気発生器の水位を適切に維持するように補助給水流量を制御することが一般的なことから、制御破損 SG 満水防止の観点で 30 分程度の余裕があるものと評価した。
補機冷却系の故障	補機冷却系の負荷制限	30 分	LOCA 後の ECCS 再循環移行時に CCWS の部分喪失が発生し、一時的に ECCS 再循環が不能となる場合を想定するものであり、ECCS 再循環機能喪失時のプラント挙動に関する知見を参考に、30 分と評価した。

○使命時間

本評価では、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作に期待できると考えられる時間として、24 時間を使命時間として設定した。

【熱水力解析等の解析結果及び解析コードの検証性】

熱水力解析等の解析結果*及び解析コードの検証性については下表の通りである。

成功基準解析	確認内容
①大破断LOCA 時のECCS 注入機能に関する熱水力解析	大破断LOCA 時に必要な低圧注入ポンプの台数と注入ループ数を確認。
②大破断LOCA 時の格納容器内除熱機能に関する熱水力解析	大破断LOCA 時に低圧再循環のみにより長期の格納容器内除熱機能が確保できることを確認。
③中破断LOCA 時のECCS 注入機能に関する熱水力解析	中破断LOCA 時に必要な蓄圧注入の基数を確認。
④主給水喪失時の補助給水機能に関する熱水力解析	主給水流量喪失時に必要な補助給水ポンプの台数と給水SG 数を確認。
⑤主給水管破断時の補助給水機能に関する熱水力解析	主給水管破断時に必要な補助給水ポンプの台数と給水SG 数を確認。

使用コード	コード検証
SATAN-M、SATAN-M (Small LOCA) 、WREFLOOD、BASH-M、COCO、LOCTA-M、LOCTA IV、MARVEL	原子炉施設の許認可審査で十分な実績を有しており、検証が行われている。
MAAP	MHI-NES-1056「三菱PWR 炉心損傷及び格納容器破損に係る重要事故シーケンスへのMAAPコードへの適用性について」にて検証されている。

※ 本解析は標準3ループプラントについて実施している。

泊発電所3号機と標準3ループでは炉心熱出力が等しく、主要パラメータもほぼ同等であり、事象緩和に必要な安全系設備は基本的に1トレンあたり100%容量で構成されている。PRAの成功基準解析は、各事象において炉心損傷を回避するために必要な設備の最小の組合せを決めることを目的として実施される。標準3ループと泊発電所3号機において、主要パラメータと設備容量がほぼ等しいことから、事象発生時のプラント挙動と必要な設備もほぼ同等と考えられる(*)。

よって標準3ループの成功基準解析結果から泊発電所3号機PRAの成功基準を設定することは妥当と考えられる。

(*)：泊発電所3号機においてはタービン動補助給水ポンプ容量が100%となっており、標準3ループに比べて小さい。しかし標準3ループPRAの成功基準解析では、100%容量の電動補助給水ポンプ1台で事象緩和可能である結果が与えられていることから、泊発電所3号機でも、標準3ループでもタービン動補助給水ポンプの成功基準は1台となる。

3.1.d. 事故シーケンス

事故シーケンスとは、炉心損傷等に至るまでの、起因事象の発生並びに各種安全機能喪失の組合せのことである。

① イベントツリー

各起因事象に対して、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を検討し、炉心損傷に至る事故シーケンスを展開した。また、展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷状態または成功状態のいずれかに分類した。

各起因事象のイベントツリーを第 3.1-8(a)図～第 3.1-8(l)図に示す。また、各シーケンスに対して分類された炉心損傷カテゴリーを、図中右欄に記載し「成功」は成功状態を示す。なお、炉心損傷カテゴリーの分類については、3.1.h 項に示す。

3.1.e. システム信頼性

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プラント緩和システムの成功・失敗確率を決めるために、システム信頼性解析にはフォールトツリー法を用いる。本項目では、前項で抽出されたイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系と、それを適切に運転するために必要となるサポート系について、フォールトツリーを構築し定量化を実施した。

① 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について一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。評価対象システムの一覧を以下に示す。また、フロントライン系とサポート系の依存性を第 3.1-10 表に、サポート系同士の依存性を第 3.1-11 表に示す。

【サポート系】

1. 電源系
2. 信号系
3. 制御回路
4. 制御用空気系
5. 換気空調系
6. 原子炉補機冷却海水系
7. 原子炉補機冷却水系

【フロントライン系】

8. 原子炉停止系
9. 高圧注入系（注入時）
10. 高圧注入系（再循環時）
11. 蓄圧注入系
12. 低圧注入系（注入時）
13. 低圧注入系（再循環時）

14. 格納容器スプレイ注入系（注入時）
15. 格納容器スプレイ注入系（再循環時）
16. 補助給水系／主蒸気圧力制御系
17. 破損SG隔離
18. 主蒸気隔離
19. 燃料取替用水系

【その他の系統】

20. RCPシールLOCA
21. 加圧器逃がし弁／安全弁LOCA

②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上記の評価対象システムについてフォールトツリーを作成かつ定量化を実施した。システム信頼性評価の例を第 3.1-9 図に示す。

③システム信頼性評価の結果

システム信頼性解析の結果について、起回事象ごとに結果が異なるものについては起回事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。評価結果について、第 3.1-12 表に示す。

3.1.f. 信頼性パラメータ

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

①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、共通要因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保守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。

②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、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ー NUCIA（<http://www.nucia.jp/>）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 ヶ年 49 基データ（21 ヶ年データ））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）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、(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、それぞれの機器についての種類、構造、機能等の観点から類似性を判断し、NUCIA の機器グループに分類した。その分類結果を第 3.1-13 表に示す。

ただし、NUCIA に故障率のない機器のデータ整備は今後の課題であり、JANSI にてこれらのデータを整備していく動きがあるので、今後はそれを活用していくことを検討する。

③機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率

本評価では SA 対策を考慮しない PRA モデルを用いた評価を実施しており、故障した機器の使命時間中の復旧には期待していない。

④待機除外確率

(1) 試験による待機除外データ

PRA 評価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安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」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(1)で表される。

$$q = \frac{MDT}{MUT + MDT} \quad \dots \dots \dots (1)$$

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)の計算式は以下となる。

$$\begin{aligned} q_t &= \frac{MDT}{MUT + MDT} \\ &= \frac{t}{(T + t)} \\ &= \frac{t}{T \left(1 + \frac{t}{T}\right)} \\ &\doteq \frac{t}{T} \quad (\because T \gg t) \quad \dots \dots \dots (2) \end{aligned}$$

試験による待機除外状態となる系統・機器をリスト化し、その後試験時間 (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。

(2) 保守作業による待機除外データ

PRA 評価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。

保守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安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」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(1)）から算出する。

式(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、保守時間と同義の 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、保守による待機除外確率(q_m)の計算式は以下となる。

$$\begin{aligned} q_m &= \frac{MDT}{MUT + MDT} \\ &= \frac{AOT}{\left(\frac{1}{\lambda} + AOT\right)} \\ &= \frac{\lambda \cdot AOT}{(1 + \lambda \cdot AOT)} \\ &\doteq \lambda \cdot AOT \quad (\because 1 \gg \lambda \cdot AOT) \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot \cdot (3) \end{aligned}$$

⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ

共通要因故障パラメータについては、NUREG/CR-5497（学会標準推奨データベース）の改訂版である「CCF Parameter Estimations2010」に記載される MGL 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要因故障パラメータである。

3.1.g 人的過誤

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または失敗の確率を評価することである。本作業では、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。

① 評価対象とした人的過誤及び評価結果

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 手法(Technique for Human Error Rate Prediction)を使用して評価した。なお、本評価では過誤回復として、複数の運転員によるバックアップをモデル化している。

(1) 起因事象発生前人的過誤

事象発生前に考慮すべき人的過誤として、試験・保守時において作業終了後、手動弁及び手動ダンパを正しい状態に復帰させる際の復旧忘れを考慮した。

モデル化対象とすべき手動弁及び手動ダンパの絞り込み作業についての実績調査・エビデンス整備を実施した。ここで整備したデータは、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要否を決定し、モデル化した。本評価で用いる事象発生前の人的過誤確率について下表の通り示す。

運転操作エラー	操作場所	HEP	EF
弁の操作忘れ	現場	1.6E-3	4

(2) 起因事象発生後人的過誤

プラントで事故が発生した場合、運転員は事故時運転手順書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、運転員が行う以下の行為を人的過誤の評価対象とする。

(a) 診断失敗

事故時運転手順書へのエントリー失敗を、診断過誤として取り扱う。なお、診断行為は複数の計器指示、警報等からプラントで発生した事象を特定することから、時間的な余裕を考慮する。なお、診断失敗が発生した場合、運転員は当該運転手順書の操作全てに失敗するものとして取り扱う。本評価で用いる診断過誤確率は下表の通りである。

診断項目	診断過誤確率
1次冷却材の喪失	2.7E-4
2次系破断の発生	2.7E-3
SGTR の発生	2.7E-4
補機冷却系の故障	2.7E-3

(b) 操作失敗

事故時運転手順書に記載された操作の中で、炉心損傷の観点から、事故シナリオの中で必要となる操作を同定し、操作失敗として取り扱う。

(c) 読取失敗

事故時手順書に「～を確認する。」のような記載があり、かつ、それに付帯した機器等の操作がある場合は、その確認を「読取」として扱い、同定対象とする。読取に失敗した場合、続く操作に失敗するものとして取り扱う。ただし、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。本評価で用いる事象発生後の人的過誤確率は下表の通りである。

運転操作エラー	操作場所	HEP	EF	備考
計器の読取失敗	中央制御室	1.4E-3	4	アナログ表示
		8.3E-4	4	デジタル表示
弁の操作失敗	中央制御室	8.6E-4	8	
	現場	5.5E-3	3	
補機の操作失敗	中央制御室	8.6E-4	8	

3.1.h 炉心損傷頻度

①炉心損傷頻度の算出に用いた方法

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

3.1.d では、展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷状態または成功状態のいずれかに分類している。炉心損傷状態については、事故シーケンスを機能喪失の要因の観点から区別するために「炉心損傷カテゴリー」に分類する。炉心損傷カテゴリーの分類は次の通りである。

- 【カテゴリー1】 2次系からの除熱機能喪失
- 【カテゴリー2-1】 安全機能のサポート機能喪失（電源機能）
- 【カテゴリー2-2】 安全機能のサポート機能喪失（補機冷却機能）
- 【カテゴリー3】 格納容器からの除熱機能喪失
- 【カテゴリー4】 原子炉停止機能喪失
- 【カテゴリー5】 ECCS注水機能喪失
- 【カテゴリー6】 ECCS再循環機能喪失
- 【カテゴリー7】 漏えい箇所の隔離機能喪失

②炉心損傷頻度

炉心損傷カテゴリーの定量化を行った結果、全炉心損傷頻度(全 CDF)は 2.3E-04 (/炉年)となった。起因事象別の炉心損傷頻度(CDF)の内訳を第 3.1-14 表及び第 3.1-10 図に示す。また、炉心損傷カテゴリー別の CDF の内訳を第 3.1-15 表及び第 3.1-11 図に示す。また、炉心損傷カテゴリーに対する主要なカットセットの分析結果を第 3.1-16 表に示す。

(1)評価結果の分析

炉心損傷カテゴリーの全 CDF に対する寄与割合としては「安全機能のサポート機能喪失（補機冷却機能）」「2次系からの除熱機能喪失」「安全機能のサポート機能喪失（電源機能）」の寄与割合が大きい。

(a)安全機能のサポート機能喪失（補機冷却機能）(CDF: 2.0×10⁻⁴/炉年、寄与割合: 88.7%)

安全機能のサポート機能喪失（補機冷却機能）の主要なカットセットは「RCPシールLOCA」であり、寄与割合の大部分を占める。これはフォールトツリー解析において、補機冷却水の喪失が発生すると必ずRCPシールLOCAが発生すると仮定していること

に起因している。

補機冷却水の喪失により非常用炉心冷却系統の各ポンプが機能喪失するため、補助給水を使用した2次系からの除熱により炉心を冷却する必要があるが、2次系からの除熱に成功した場合においてもRCPシールLOCAが発生するため、CDFが大きくなっている。

(b) 2次系からの除熱機能喪失 (CDF: 2.0×10^{-5} /炉年、寄与割合: 8.9%)

2次系からの除熱機能喪失の主要なカットセットは「補助給水ポンプ起動信号失敗共通要因故障」や「補助給水ピット閉塞」である。「手動停止」や「過渡事象」に補助給水を使用した2次系からの除熱失敗が重畳することにより、炉心損傷に至る。

2次系の除熱機能喪失には、主給水流量喪失、過渡事象及び手動停止時に補助給水が失敗するような事故シーケンスが含まれる。主給水流量喪失及び過渡事象については、ECCS等により対応できる可能性が高い。

一方手動停止は、設備の不具合等により計画外停止した場合も起因事象の発生実績として扱うため発生頻度が大きくなり、低影響ながらも高頻度の事故シーケンスとしてCDFの寄与割合が大きくなっている。

(c) 安全機能のサポート機能喪失 (電源機能) (CDF: 3.5×10^{-6} /炉年、寄与割合: 1.6%)

安全機能のサポート機能喪失 (電源機能) の主要なカットセットは、「DG室空調系空気作動ダンパ 2741,2742開失敗共通要因故障」及び「母線電圧低信号A,B両トレン共通要因故障」となっており、「外部電源喪失」に「非常用所内電源喪失」が重畳することにより、炉心損傷に至る。

SA対策に期待しない今回の評価条件において、全交流動力電源喪失が発生した場合には、ECCS、補機冷却水系等複数の緩和機能が同時に失われる。補機冷却水の喪失により、補機冷却水を必要とするECCSの各ポンプが機能喪失し、補助給水による2次系からの除熱により炉心を冷却する必要があるが、2次系からの除熱に成功した場合においてもRCPシールLOCAが発生するため、CDFが大きくなっている。

③重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

(1) 重要度解析

全CDF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CDFへの寄与の大きい因子を分析した。FV重要度及びRAWは起因事象及び基事象単位で算出した。

FV重要度は、特定の機器の故障や人的過誤の発生確率を0としたときに、リスクがどれだけ低減されるかを示す指標 (全CDFへの寄与率を示す指標) であり、次式で算出される。

$$FV = \frac{CDF - CDF(A=0)}{CDF}$$

ここで

CDF: 炉心損傷頻度

CDF(A=0) : 対象とする事象 A の生起確率が 0 の場合の炉心損傷頻度

RAW は、対象とする事象が必ず発生すると仮定した時、リスクがどれだけ増加するかを示す指標であり、次式で算出される。

$$RAW = \frac{CDF(A=1)}{CDF}$$

ここで、

CDF : 炉心損傷頻度

CDF (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

(a) 起回事象の重要度解析結果

起回事象のFV重要度及びRAWの解析結果をそれぞれ第3.1-17表、第3.1-18表に示す。

起回事象のFV重要度は「補機冷却水の喪失」が最も高い。起回事象のRAWは、有効な緩和手段の無い「インターフェイスシステムLOCA」、「ATWS」及び「補機冷却水の喪失」が高い結果となった。

(b) 基事象の重要度解析結果

基事象のFV重要度及びRAWの解析結果の上位10位までをそれぞれ第3.1-19表、第3.1-20表に示す。

FV重要度は「RCPシールLOCA」が大きく、それ以外では「補助給水ピットの閉塞」「アプリケーションソフト共通要因故障」などが高い値となった。「RCPシールLOCA」については「補機冷却水の喪失+RCPシールLOCA」が全CDFの大半を占めていることによる。「補助給水ピットの閉塞」については「LOCA以外の事象+補助給水失敗」が全CDFで大きな割合を占めることによる。「アプリケーションソフト共通要因故障」については、アプリケーションソフトの影響は広範囲に渡ることによる

RAWは、PRAで「補機冷却水の喪失」として起回事象として取扱う補助給水系の静的故障が高い値となった。

(2) 不確かさ解析

パラメータの不確かさに着目した全 CDF の不確かさ解析として、全 CDF 及び事故シーケンス別 CDF の下限値、中央値、平均値、及び上限値を評価した。

(a) 解析条件

起回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、共通要因故障等の基事象の発生確率を確率変数とみなして故障率データベース等に基づき設定した確率分布を入力としてモンテカルロ法を用い、全CDF及び事故シーケンス別CDFの平均値と不確かさ幅(エラーファクター(EF))を評価した。個々の確率分布として、PRAで一般的に使用されている対数正規分布を仮定した。

また、EFは95%上限値と5%下限値を用いて次の式で求めた。

$$EF = \sqrt{\frac{\text{上限値}}{\text{下限値}}}$$

(b) 解析結果

全CDF及び事故シーケンス別CDFの不確かさ解析結果を第3.1-21表に示す。

全CDFのEFは7.0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50倍の不確実さ幅があることを意味する。

また、起因事象の発生件数が多く不確実さ幅が小さくなる「LOCA以外の事象+補助給水失敗」のEFが一桁となる他は、概ね10~20程度となった。

今回のPRAを事故シーケンスの選定に適用する際には、CDFの絶対値よりも相対値に注目しているが、事故シーケンス別CDFのEFが概ね10~20程度であり、EFが突出して大きい事故シーケンスはないことから、パラメータの不確実さが事故シーケンスの相対的な重要性に有意に影響する可能性は小さいと考えることができる。

なお、有効なSA対策の無い事故シーケンス別CDFの上限値を以下に示す。いずれも不確実さを考えても十分に低い値であることを確認した。

事故シーケンス	CDF 上限値 (炉年)
大破断 LOCA+低圧注入失敗	9.7E-9
大破断 LOCA+蓄圧注入失敗	3.3E-8
中破断 LOCA+蓄圧注入失敗	6.2E-11

(3) 感度解析

PRA 結果に重要な影響を与えるモデルの不確実さの要因や重要な解析条件として、RCP シール LOCA モデルに着目し、感度解析条件を設定し解析を実施した。また、PRA 結果への影響を考察した。

(a) 解析対象事象

本来期待できるRCPシールLOCA条件下でのシール耐熱性能の効果を評価するため、米国W社製耐熱Oリング相当のRCPシール耐力を想定した感度解析を実施した。

(b) 解析条件

本PRA評価においては、補機冷却水系の回復がない場合、RCPシールLOCAの発生確率は1.0としている。

感度解析では、米国W社のRCPシールLOCAモデル(WOG2000モデル)に基づくRCPシールLOCAの発生確率とする。

RCPシールLOCAからの時間とRCPシールからの漏えい量及び発生確率との関係を以下に示す。

全 RCP シール冷却喪失後の時間					
0~13 分		13 分~2 時間		2 時間~	
漏えい量 (gpm/RCP)	発生確率	漏えい量 (gpm/RCP)	発生確率	漏えい量 (gpm/RCP)	発生確率
21	1.0	21	0.79	21	0.79
—	—	76~480	0.21	76~480	0.21

このモデルより、漏えい量が76gpmを超えた場合、RCPシールLOCAが発生するものとし、その発生確率を0.21として評価を行った。

(c) 解析結果

本PRA評価結果と感度解析結果の比較を第3.1-22表に示す。全CDFの支配的要因であった「補機冷却水の喪失+RCPシールLOCA」の事故シーケンスのCDFが小さくなり、全CDFが約7割低減した。これにより、本PRA評価におけるRCPシール耐力に米国W社製耐熱Oリング相当のRCPシール耐力を想定した場合、大きなCDF低減効果があることを確認した。

第3.1-1表 レベル1 PRA 実施のために収集した情報及びその主な情報源(1/2)

PRA の作業	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 実施にあ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) 系統図集 (1次系、2次系、他) 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) 運転手順書類 ・運転要領 (起動停止編、原子炉編、タービン編、電気編、警報処置編、緊急処置編、定期試験編)
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) 上記 1 の情報源 2) 国内 PWR プラント運転実績 ・原子力発電所運転管理年報 ・JNES ホームページ (http://www.atomdb.jnes.go.jp/events/index.html) 3) 米国 PWR プラント運転実績 ・NUREG-0020 ・NUREG-1187 ・NRC ホームページ (http://www.nrc.gov/NRR/OVERSIGHT/ASSESS/index.html)

第3.1-1表 レベル1 PRA 実施のために収集した情報及びその主な情報源(2/2)

PRAの作業	収集すべき情報	主な情報源
3. 成功基準の設定	<ul style="list-style-type: none"> ・安全系等のシステム使用条件 ・システムの現実的な性能 ・運転員による緩和操作 	<ol style="list-style-type: none"> 1) 上記1の情報源 2) 先行 PRA 報告書及びそれに関連する報告書 <ul style="list-style-type: none"> ・「リスク情報活用に向けた成功基準の技術的根拠整備に関する検討ー代表3ループプラント、アイスコンデンサ型4ループプラントー」平成17年3月受託作業報告書 ・「安全管理合理化のためのリスク評価手法の拡張に関する検討」平成17年3月受託調査報告書 ・「シビアアクシデントに係る国内規制対応の高度化に関する研究」平成24年8月最終報告書 3) 換気空調系喪失時の室温評価結果及び成功基準一覧表
4. 事故シーケンスの分析		
5. 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、運転形態等	<ol style="list-style-type: none"> 1) 上記1の情報源 2) 下記6、7の情報源 3) 健全性確認間隔
6. 人間信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> ・運転員による緩和操作等 ・各種操作・作業等に係る体制 	<ol style="list-style-type: none"> 1) 上記1の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 <ul style="list-style-type: none"> ・ THERP_database NUREG_CR-1278 3) 事故前人的過誤に関わる調査結果
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	対象プラントに即したデータ及びパラメータ	<ol style="list-style-type: none"> 1) 国内機器故障率データ <ul style="list-style-type: none"> ・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) 2) 試験による待機除外の調査結果 3) 共通要因故障パラメータ <ul style="list-style-type: none"> ・ NUREG CCF Parameter Estimations 2010 ・ NUREG/CR-5497 4) 上記1の情報源

第3.1-2表 系統設備概要

系統	設備概要
原子炉保護系	4チャンネル 2 out of 4 方式 制御棒 48本
ほう酸注入系	ほう酸ポンプ (うず巻形) 台数 2台 (うち1台は予備) 容量 約 17m ³ /h/台 充てんポンプ (うず巻形) 台数 3台 (うち1台は予備) 容量 約 45 m ³ /h/台 揚程 約 1770m
蓄圧注入系	蓄圧タンク 3基 容量 約 41m ³ /基
高压注入系	うず巻形 台数 2台 容量 約 280m ³ /h/台 揚程 約 950m
低压注入系	うず巻形 台数 2台 容量 約 850m ³ /h/台 揚程 約 73m
補助給水系(電動)	うず巻形 台数 2台 容量 約 90m ³ /h/台 揚程 約 900m
補助給水系(タービン動)	うず巻形 台数 1台 容量 約 115m ³ /h 揚程 約 900m
非常用ディーゼル発電機	横置・回転界磁形・三相同期発電機 台数 2台 発電容量 約 7000kVA/台
直流電源設備	非常用蓄電池 2組 容量 約 2400Ah/組 常用蓄電池 2組 容量 約 2000Ah/組
補機冷却水系	台数 4台 容量 約 1400m ³ /h/台
補機冷却海水系	台数 4台 容量 約 1700m ³ /h/台
格納容器スプレイ系	うず巻形 台数 2台 容量 約 940m ³ /h/台 揚程 約 170m

第3.1-3表 既往のPRA で選定している起因事象

	Surry (3ループ) (WASH-1400)	Surry (3ループ) (NUREG-1150)	Sequoyah (4ループ) (NUREG-1150)	Zion (4ループ) (NUREG-1150)	国内代表4ループプラント (共通懇PSAレビュー検討 WG)	泊発電所 3号機 (3ループ)
LOCA	大破断LOCA 中破断LOCA 小破断LOCA	大破断LOCA 中破断LOCA 小破断LOCA 極小LOCA	大破断LOCA 中破断LOCA 小破断LOCA 極小LOCA	大破断LOCA 中破断LOCA 小破断LOCA	大破断LOCA 中破断LOCA 小破断LOCA	大破断LOCA 中破断LOCA 小破断LOCA
	原子炉容器破損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
LOCA 以外	過渡事象	主給水流量喪失	主給水流量喪失	主給水流量喪失	主給水流量喪失	主給水流量喪失
		外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源喪失
		ATWS	ATWS	ATWS	ATWS	ATWS
				2次冷却系の破断	2次冷却系の破断	2次冷却系の破断
		SGTR 初期に主給水が健全 なトランジェント	SGTR 初期に主給水が健全 なトランジェント	SGTR タービントリップ 炉心出力の異常 ECCS誤起動 原子炉トリップ	SGTR 過渡事象	SGTR 過渡事象 手動停止
				サービス水の喪失 補機冷却水の喪失		補機冷却水の喪失
		DC母線 1系列喪失	DC母線 1系列喪失			

第3.1-4表「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」との対応(1/2)

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に記載されている事象	選定した起因事象との対応
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	過渡事象
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	過渡事象
制御棒の落下及び不整合	過渡事象
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	過渡事象
原子炉冷却材流量の部分喪失	過渡事象
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	過渡事象
外部電源喪失	外部電源喪失
主給水流量喪失	主給水流量喪失
蒸気負荷の異常な増加	過渡事象
2次冷却系の異常な減圧	過渡事象
蒸気発生器への過剰給水	過渡事象
負荷の喪失	過渡事象

第3.1-4表 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」との対応 (2/2)

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に記載されている事象	選定した起因事象との対応
原子炉冷却材系の異常な減圧	過渡事象
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	過渡事象
原子炉冷却材喪失	大破断、中破断、小破断 LOCA
原子炉冷却材流量の喪失	過渡事象
原子炉冷却材ポンプの軸固着	過渡事象
主給水管破断	2次冷却系の破断
主蒸気管破断	2次冷却系の破断
制御棒飛び出し	小破断 LOCA
放射性気体廃棄物処理施設の破損	炉心損傷の観点からは考慮不要
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損
燃料集合体の落下	炉心損傷の観点からは考慮不要
可燃性ガスの発生	大破断、中破断、小破断 LOCA

第3.1-5表 EPRI NP-2230 トランジェント分類と選定した起因事象の対応(1/2)

番号	トランジェント名	選定した起因事象との対応
1	1 次冷却材流量の喪失 (1 ループ)	過度事象
2	制御棒クラスタバンクの異常な引き抜き	過度事象
3	制御棒駆動装置の異常または制御棒 クラスタバンクの落下	過度事象
4	制御棒からの漏えい	過度事象
5	1 次冷却系での漏えい	過度事象
6	加圧器圧力低	過度事象
7	加圧器からの漏えい	過度事象
8	加圧器圧力高	過度事象
9	工学的安全施設作動信号の誤発信	過度事象
10	格納容器圧力の異常	内部事象レベル 1PRA では対象外
11	化学体積制御設備の誤作動による 1 次冷却材中のほう素の希釈	過度事象
12	圧力/温度/出力の不整合	過度事象
13	1 次冷却系停止ループの誤起動	過度事象
14	1 次冷却材流量の喪失 (全ループ)	過度事象
15	主給水流量の部分喪失	主給水流量喪失
16	主給水流量の喪失 (全ループ)	主給水流量喪失
17	主蒸気隔離弁の閉止 (1 ループ)	過度事象
18	主蒸気隔離弁の閉止 (全ループ)	過度事象
19	主給水流量の増加 (1 ループ)	過度事象
20	主給水流量の増加 (全ループ)	過度事象

第3.1-5表 EPRI NP-2230 トランジェント分類と選定した起因事象の対応(2/2)

番号	トランジェント名	選定した起因事象との対応
21	主給水流量の異常－誤操作	主給水流量喪失、過渡事象
22	主給水流量の異常－誤動作	主給水流量喪失、過渡事象
23	復水ポンプの停止（1ループ）	主給水流量喪失
24	復水ポンプの停止（全ループ）	過渡事象
25	復水器真空度の喪失	過渡事象
26	蒸気発生器の漏えい	過渡事象
27	復水器の漏えい	過渡事象
28	2次系での漏えい	過渡事象
29	主蒸気逃がし弁の開放	過渡事象
30	循環水の喪失	過渡事象
31	補機冷却水の喪失	補機冷却水の喪失
32	補機冷却海水の喪失	補機冷却水の喪失
33	タービントリップ、蒸気加減弁の閉止	過渡事象
34	発電機トリップ	過渡事象
35	所内電源喪失	外部電源喪失
36	加圧器スプレイの故障	過渡事象
37	所内補機電源の喪失	外部電源喪失
38	原子炉トリップ－誤動作	過渡事象
39	原子炉トリップ－機器の故障	過渡事象
40	原子炉トリップ－誤操作	過渡事象
41	所内火災	内部事象レベル 1PRA では対象外

第3.1-6表 選定した起因事象

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に記載の事象	選定した起因事象との対応
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	過渡事象 [※]
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	
制御棒の落下及び不整合	
原子炉冷却材のほう素の異常な希釈	
原子炉冷却材流量の部分喪失	
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	
外部電源喪失	外部電源喪失
主給水流量喪失	主給水流量喪失
蒸気負荷の異常な増加	過渡事象 [※]
2次系冷却系の異常な減圧	
蒸気発生器への過剰給水	
負荷の喪失	
原子炉冷却材系の異常な減圧	
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	大破断、中破断、小破断LOCA
原子炉冷却材喪失	
原子炉冷却材流量の喪失	過渡事象 [※]
原子炉冷却材ポンプの軸固着	
主給水管破断	2次冷却系の破断
主蒸気管破断	
制御棒飛び出し	小破断LOCA
放射性気体廃棄物処理施設の破損	炉心損傷の観点からは考慮不要
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損
燃料集合体の落下	炉心損傷の観点からは考慮不要
可燃性ガスの発生	大破断、中破断、小破断LOCA

※起因事象は概ね原子炉トリップ前後で事象が収束しており、炉心損傷のような厳しい状態に至る事象を考えた場合には、これらは基本的に同等と取り扱えることから、過渡事象として一括に取り扱う。なお、主給水流量喪失、外部電源喪失、2次冷却系の破断及び蒸気発生器伝熱管破損については別途個別に考慮している。

第3.1-7表 選定した起回事象一覧表

選定した起回事象	説明
大破断LOCA	1次系圧力バウンダリの破損による1次冷却材の格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径6インチから1次冷却系主配管の両端破断相当（配管断面積の2倍）までのもの
中破断LOCA	1次系圧力バウンダリの破損による1次冷却材の格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径2インチから6インチまでのもの
小破断LOCA	1次系圧力バウンダリの破損による1次冷却材の格納容器内の流出事故のうち、破断口面積が等価口径2インチ未満のもの
インターフェイスシステムLOCA	1次冷却系と余熱除去系間の圧力バウンダリを形成する隔離弁が何らかの理由により破損あるいはリークし、1次系の高圧がかかることにより耐圧の低い余熱除去系の破断が格納容器外で発生する事象
主給水流量喪失	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事象
外部電源喪失	送電システムの故障等により、所内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事象
ATWS	運転時の異常な過渡変件事象を起回事象とし、更に原子炉トリップに失敗している事象
2次冷却系の破断	主蒸気管破断（完全両端破断）、主給水管破断（完全両端破断）を含むものとし、最も厳しい事象として格納容器内部の破断を想定
蒸気発生器伝熱管破断	蒸気発生器における伝熱管1本の完全両端破断を想定
過渡事象	原子炉トリップを伴う過渡事象一般を含むものとし、主給水系の喪失を伴わない過渡事象を対象とする
補機冷却水の喪失	原子炉補機冷却水系及び海水系の機能喪失に伴う補機冷却機能の喪失
手動停止	過渡変件事象の一部であるが、原子炉自動トリップを伴わず、運転員の手動による原子炉停止（計画外停止や故障等による通常停止）が行われる事象

第 3.1-8 表 起因事象発生頻度 (2011 年 3 月 31 日迄)

起因事象	発生頻度(/炉年)
大破断 LOCA	2.2E-05
中破断 LOCA	6.8E-05
小破断 LOCA	2.2E-04
インターフェイスシステム LOCA	3.0E-11
主給水流量喪失	1.1E-02
外部電源喪失	4.8E-03
ATWS	1.2E-08
2 次冷却系の破断	4.3E-04
蒸気発生器伝熱管破損	2.4E-03
過渡事象	9.7E-02
補機冷却水の喪失	2.0E-04
手動停止	2.3E-01

第3.1-9表 成功基準の一覧(1/2)

イベントヘディング	機能	大破断LOCA	中破断LOCA	小破断LOCA	インターフェイスシステムLOCA(*1)	主給水喪失	外部電源喪失
高圧注入 (HPI)	ポンプ		1/2	1/2			
	ループ		健全1/2	健全2/2			
	出典		出典①	出典①			
高圧再循環 (HPR)	ポンプ	1/2	1/2	1/2			
	ループ	健全1/2	健全1/2	健全2/2			
	出典	出典①	出典①	出典①			
低圧注入 (LPI)	ポンプ	1/2					
	ループ	健全1/2					
	出典	出典①					
低圧再循環 (LPR)	ポンプ	1/2					
	熱交換器	1/2					
	ループ	健全1/2					
蓄圧注入 (ACC)	ACC	健全2/2	健全1/2				
	出典	出典①	出典①				
CVスプレイ注入 (CSI)	ポンプ	1/2	1/2	1/2			
	スプレイノズル	3/4	3/4	3/4			
	出典	出典①	出典①	出典①			
CVスプレイ再循環 (CSR)	ポンプ	1/2	1/2	1/2			
	熱交換器	1/2	1/2	1/2			
	スプレイノズル	3/4	3/4	3/4			
補助給水 (AFW)	出典	出典①	出典①	出典①			
	ポンプ(M/D+T/D)			1/3		1/3	(DG有)1/3
	SGへの給水			2/3		2/3	(DG有)2/3
	主蒸気安全弁による蒸気放出			2/5(1SG当たり)		2/5(1SG当たり)	2/5(1SG当たり)
破損SG隔離 (MSP)	その他						
	出典			出典①		出典①	出典①
主蒸気隔離 (MSR)	隔離弁閉止						
	出典						
加圧器逃がし弁・安全弁 (POV)	弁動作						
	出典						
1次冷却材ポンプ封水 LOCA (RCP)	RCPシール健全性						
	その他						
非常用所内電源 (EPS)	出典						
	DG						1/2
							出典①

(*1) 重要事故シーケンス選定においては起因事象発生後の緩和手段には期待していないため成功基準の記載はない。

成功基準の出典：

- ① 「リスク情報活用に向けた成功基準の技術的根拠整備に関する検討ー代表3ループプラント、アイスクонденサ型4ループプラントー」平成17年3月受託作業報告書
- ② 「安全管理合理化のためのリスク評価手法の拡張に関する検討」平成17年3月受託調査報告書

第3.1-9表 成功基準の一覧(2/2)

イベントヘディング	機能	ATWS(*1)	2次冷却系の破断	蒸気発生器伝熱管破損	過渡事象	補機冷却水の喪失	手動停止
高圧注入(HPI)	ポンプ ループ 出典						
高圧再循環(HPR)	ポンプ ループ 出典						
低圧注入(LPI)	ポンプ ループ 出典						
低圧再循環(LPR)	ポンプ 熱交換器 ループ 出典						
蓄圧注入(ACC)	ACC 出典						
CVスプレイ注入(CSI)	ポンプ スプレイズル 出典						
CVスプレイ再循環(CSR)	ポンプ 熱交換器 スプレイズル 出典						
補助給水(AFW)	ポンプ(M/D+T/D) SGへの給水		1/3 健全1/2	1/3 健全1/2	1/3 2/3	1/3 2/3	1/3 2/3
	主蒸気安全弁による蒸気放出		2/5(1SG当たり)	2/5(1SG当たり)	2/5(1SG当たり)	2/5(1SG当たり)	2/5(1SG当たり)
	その他		破断ループへの補助給水隔離				
	出典		出典①	出典①	出典①	出典①	出典①
破損SG隔離(MSP)	隔離弁閉止			破損SG主蒸気逃がし弁閉止 or 元弁閉止 and 破損SG主蒸気安全弁閉止 and 主蒸気ダンプ弁閉止 or 主蒸気隔離弁閉止 and TD-AFWP駆動用蒸気弁閉止			
	出典			出典①			
主蒸気隔離(MSR)	隔離弁閉止		破断ループ主蒸気逆止弁閉止 or 健全ループ主蒸気隔離弁全弁閉止				
	出典		タービン動ポンプ駆動蒸気ライン隔離 出典①				
加圧器逃がし弁・安全弁(POV)	弁動作					PORV再閉止 or 元弁閉止 and PSV再閉止	
	出典					出典①	
1次冷却材ポンプ封水(LOCA)	RCPシール健全性					RCPシールLOCA発生	
	その他					従来型Oリング	
非常用所内電源(EPS)	出典					出典②	
	DG						

(*1) 重要事故シーケンス選定においては起因事象発生後の緩和手段には期待していないため成功基準の記載はない。

成功基準の出典：

- ① 「リスク情報活用に向けた成功基準の技術的根拠整備に関する検討—代表3ループプラント、アイスコンデンサ型4ループプラント—」平成17年3月受託作業報告書
- ② 「安全管理合理化のためのリスク評価手法の拡張に関する検討」平成17年3月受託調査報告書

第 3.1-10 表 フロントライン系とサポート系の依存性

サポート系 (影響を与える側)	電源系	信号系	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
フロントライン系 (影響を受ける側)						
原子炉停止系						
燃料取替用水系						
高压注入系	○	○		○		○
蓄圧注入系						
低压注入系 ※1	○	○				○
格納容器スプレイ注入系	○	○		○		○
補助給水系／主蒸気圧力制御系 ※2	○	○		○		
破損SG隔離 ※3	○	○	○			
主蒸気隔離 ※4	○	○				

※1 評価期間内であれば換気空調系は不要

※2 電動補助給水ポンプ室換気空調系が必要

※3 主蒸気逃がし弁、タービンバイパス弁及び補助給水隔離弁の作動のための電源系/信号系/制御用空気系が必要

※4 主蒸気隔離弁及びタービン動補助給水ポンプ蒸気供給元弁閉止のための電源系/信号系が必要

第3.1-11表 サポート系同士の依存性

サポート系 (影響を与える側)	電源系	信号系	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
サポート系 (影響を受ける側)						
電源系 ※1		○		○	○	
信号系	○					
制御用空気系 ※2,3	○	○		○		○
換気空調系 ※2,4	○	○			○	
原子炉補機冷却海水系 ※2	○	○				
原子炉補機冷却水系 ※2	○	○			○	

※1 ディーゼル発電機の起動・継続運転のための信号系／換気空調系／原子炉補機冷却海水系が必要

※2 通常時待機状態を仮定しているトレンには起動のための信号系が必要

※3 制御用空気圧縮機室換気空調系が必要

※4 空調用冷水系には原子炉補機冷却海水系が必要

第3.1-12表 システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット(1/2)

起因事象	事故シーケンス	主要なカットセット
大破断 LOCA	大 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔離弁 013A(B) 開失敗 + 余熱除去ポンプ A(B) 試験による待機除外 + 再循環サンプスクリーン B(A) 閉塞
	大 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁 013A, B 開失敗共通要因故障 + 余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 117A, B 開失敗共通要因故障
	大 LOCA+ 蓄圧注入失敗	蓄圧タンク B(C) 閉塞
	大 LOCA+ 低圧注入失敗	S 信号 A, B 両トレン失敗共通要因故障
	大 LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗	再循環自動切替 許可操作 A, B 両トレン失敗共通要因故障
中破断 LOCA	中 LOCA+ 格納容器スプレイ再循環失敗	格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁 177A, B 開失敗共通要因故障
	中 LOCA+ 格納容器スプレイ注入失敗	格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔離弁 013A, B 開失敗共通要因故障
	中 LOCA+ 高圧注入失敗	高圧注入ポンプ出口 C/V 内側連絡弁 061A 閉塞
	中 LOCA+ 蓄圧注入失敗	低温側配管注入ライン逆止弁 137B, C 開失敗共通要因故障
	中 LOCA+ 高圧再循環失敗	再循環自動切替 許可操作 A, B 両トレン失敗共通要因故障
小破断 LOCA	小 LOCA+ 補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗共通要因故障
	小 LOCA+ 格納容器スプレイ再循環失敗	格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁 177A, B 開失敗共通要因故障
	小 LOCA+ 格納容器スプレイ注入失敗	格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔離弁 013A, B 開失敗共通要因故障
	小 LOCA+ 高圧注入失敗	低温側注入ライン手動弁 065B(C) 閉塞
	小 LOCA+ 高圧再循環失敗	再循環自動切替 許可操作 A, B 両トレン失敗共通要因故障

第3.1-12表 システム信頼性解析評価結果及び主要なミニマルカットセット(2/2)

起回事象	事故シーケンス	主要なカットセット
補機冷却水の喪失	補機冷却水の喪失+RCP シール LOCA	RCP シール LOCA 発生
	補機冷却水の喪失 +加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	加圧器安全弁 055 (056, 057) 再閉止失敗
	補機冷却水の喪失+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗共通要因故障
外部電源喪失	外部電源喪失+補助給水失敗	補助給水ピット 閉塞
	外部電源喪失+非常用所内電源喪失	DG 室空調系 空気作動ダンパ 2741, 2742 開失敗共通要因故障
2次冷却系の破断	2次冷却系の破断+補助給水失敗	2次系破断事象診断過誤による破断 SG ループへの給水停止失敗
	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	「破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元弁 575A 閉失敗(HE)」 +「破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン逆止弁 576A 閉失敗」 により健全側ループの蒸気が破断側ループへ流出
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗共通要因故障
	蒸気発生器伝熱管破損+破損 SG 隔離失敗	タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元弁 575A 閉止失敗
主給水流量喪失	主給水流量喪失+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗共通要因故障
過渡事象	過渡事象+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗共通要因故障
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	-
手動停止	手動停止+補助給水失敗	補助給水ポンプ起動信号失敗共通要因故障
ATWS	ATWS	ベーシックソフトウェア共通要因故障

表 3.1-13 表 NUCIA でグループ化されていない評価対象機器の分類方針(1/2)

	評価対象機器	NUCIA 機器グループ	分類理由
1-1	空調用冷凍器	電動ポンプ(純水)	電動機器と見なし、電動ポンプ(純水)に分類する。
1-2	空気圧縮機	電動ポンプ(純水)	冷却(CCW)を必要とする電動機器のため、電動ポンプ(純水)に分類する。
4-1	ガスタービン駆動ポンプ	ディーゼル駆動ポンプ	電動/タービン動/ディーゼル駆動ポンプのいずれも、駆動形式が異なるため、一番高い故障率のディーゼル駆動ポンプに分類する。
16-1	スプレイヘッド	配管(3インチ未満)	構造が類似している配管(3インチ未満)に分類する。
18-1	空気熱交換器(流体式)	熱交換器	機能が類似している熱交換器に分類する。
18-2	空気除湿装置	熱交換器	機能が類似している熱交換器に分類する。
20-3	フィルタ(空気)	ストレーナ/フィルタ(純水等)	構造、機能が類似しているストレーナ/フィルタ(純水等)に分類する。
20-4	吐出消音器	ストレーナ/フィルタ(純水等)	機能は異なるが、区画を区切って消音機能を持たせていることから、ストレーナ/フィルタ(純水等)に分類する。
20-6	サンプスクリーン	ストレーナ/フィルタ(海水)	機能が類似しているためフィルタで代用する。ただし、サンプに不純物が溜まることを考慮し、海中の不純物による閉塞を考慮したストレーナ/フィルタ(海水)に分類する。
22-5	逆止ダンパ	ダンパ	トラブル情報あるもののPRAバウンダリ外として故障率データは整備されていない。機能が類似しているダンパに分類する。
23-1	制御用空気だめ	タンク	機能が類似しているタンクに分類する。
23-2	ピット/サンプ	タンク	機能が類似しているタンクに分類するが、外部リークは故障モードとして取り扱わない。
25-1	電源切替用コンタクタ	リレー	機能が類似しているリレーに分類する。

表 3.1-13 表 NUCIA でグループ化されていない評価対象機器の分類方針(2/2)

	機器タイプ	代用する故障率データ	分類理由
27-1	ドロップバイパス開閉器	遮断器	ドロップバイパス開閉器は、通常時（＝浮動充電時）にはドロップ素子をバイパスするため、閉となる。機能としては遮断器またはリレー（コンタクタ）が候補であり、強電機器であることから遮断器に分類することと判断した。
27-2	NFB	遮断器	機能が類似している遮断器に分類する。
29-1	トルクスイッチ	リミットスイッチ	機能が類似しているリミットスイッチに分類する。
38-1	後備用定電圧装置	インバータ(バイタル)	インバータのバックアップとしての機器であり、機能が類似しているインバータに分類する。
43-1	電流／電圧・電圧変換器	演算器	機能が類似している演算器に分類する。
44-1	バーステータブル	カード(半導体ロジックカード)	機能が類似しているカード(半導体ロジックカード) に分類する。
52-1	ヒートトレース	ヒーター	機能が類似しているヒーターに分類する。
52-2	空気熱交換器(電気式)	ヒーター	機能が類似しているヒーターに分類する。

第3.1-14表 起因事象別炉心損傷頻度

起因事象	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与 (%)
大破断 LOCA	2.9E-08	0.1 未満
中破断 LOCA	1.1E-07	0.1 未満
小破断 LOCA	1.6E-06	0.7
インターフェイスシステム LOCA	3.0E-11	0.1 未満
主給水流量喪失	6.2E-07	0.3
外部電源喪失	3.6E-06	1.6
ATWS	1.2E-08	0.1 未満
2次冷却系の破断	1.2E-06	0.5
蒸気発生器伝熱管破損	3.9E-07	0.2
過渡事象	5.4E-06	2.4
補機冷却水の喪失	2.0E-04	88.5
手動停止	1.3E-05	5.7
合計	2.3E-04	100

第3.1-15表 炉心損傷カテゴリー別炉心損傷頻度

炉心損傷カテゴリー	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
2次系からの除熱機能喪失	2.0E-05	8.9
安全機能のサポート機能喪失 (電源機能)	3.5E-06	1.6
安全機能のサポート機能喪失 (補機冷却機能)	2.0E-04	88.7
格納容器からの除熱機能喪失	8.2E-08	0.1 未満
原子炉停止機能喪失	1.2E-08	0.1 未満
ECCS 注入機能喪失	1.4E-06	0.6
ECCS 再循環機能喪失	2.4E-07	0.1
漏えい箇所の隔離機能喪失	2.8E-07	0.1
合計	2.3E-04	100

第3.1-16表 炉心損傷カテゴリに対する主要なカットセットの分析結果(1/4)

炉心損傷 カテゴリ	事故シーケンス		CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合(※)
2次系からの 除熱機能喪失	手動停止	補助給水失敗	1.3E-05	①補助給水ポンプ起動信号失敗共通要因故障	7.0E-06	54%
				②補助給水ピット 閉塞	2.8E-06	22%
	過渡事象	補助給水失敗	5.4E-06	③タービン動補助給水ポンプ 試験による待機除外 + 電動補助給水ポンプ室給気ファンA, B起動失敗共通要因故障	1.2E-07	1%
				手動停止と同様		
	2次冷却系の破断	補助給水失敗	1.2E-06	①2次系破断事象診断過誤による破断SGループへの給水停止失敗	1.2E-06	98%
				②補助給水ポンプ起動信号失敗共通要因故障	8.6E-09	1%
				③補助給水ピット 閉塞	5.3E-09	0%
				④補助給水隔離弁589B 閉失敗 + B電動補助給水ポンプ出口調節弁(FW-582B)の操作器「全閉」 操作失敗(HE)	8.6E-10	0%
	主給水流量喪失	補助給水失敗	6.2E-07	手動停止と同様		
	外部電源喪失	補助給水失敗	1.3E-07	①補助給水ピット 閉塞	5.9E-08	45%
				②補助給水系各機器の外部リーク	5.1E-09	4%
	蒸気発生器伝熱管破損	補助給水失敗	1.1E-07	③電動補助給水ポンプ室空調系A, B機能喪失 + タービン動補助給水ポンプ試験による待機除外	2.5E-09	2%
				④電動補助給水ポンプ室空調系A, B機能喪失 + タービン動補助給水ポンプ起動失敗	2.0E-09	2%
				①補助給水ポンプ起動信号失敗共通要因故障	4.8E-08	45%
②補助給水ピット 閉塞				3.0E-08	28%	
小LOCA	補助給水失敗	1.0E-08	③海水ポンプA, C 継続運転失敗共通要因故障	1.9E-09	2%	
			④タービン動補助給水ポンプ 試験による待機除外 + 電動補助給水ポンプ室給気ファンA, B起動失敗共通要因故障	1.3E-09	1%	
			①補助給水ポンプ起動信号失敗共通要因故障	4.4E-09	44%	
			②補助給水ピット 閉塞	2.7E-09	27%	
2次冷却系の破断	主蒸気隔離失敗	7.7E-11	③海水ポンプA, C 継続運転失敗共通要因故障	1.7E-10	2%	
			④電動補助給水ポンプ室空調系A, B機能喪失 + タービン動補助給水ポンプ試験による待機除外	1.2E-10	1%	
			⑤電動補助給水ポンプ室空調系A, B機能喪失 + タービン動補助給水ポンプ起動失敗	9.2E-11	1%	
			①「運転員による破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元弁(575A)閉止失敗(HE)」 + 「破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン逆止弁(576A)閉失敗」により健全側ループの蒸気が破断側ループへ流出	3.4E-11	44%	
②「破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元弁575A閉失敗」 + 「破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン逆止弁576A閉失敗」により健全側ループの蒸気が破断側ループへ流出	3.2E-11	42%				
③健全ループ主蒸気隔離弁528A(C)閉失敗 + 破断ループ主蒸気隔離逆止弁531B閉失敗	6.1E-12	8%				

※ (寄与割合) = (当該カットセットのCDF) / (当該事故シーケンスのCDF)

第3.1-16表 炉心損傷カテゴリーに対する主要なカットセットの分析結果(2/4)

炉心損傷カテゴリー	事故シーケンス		CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合(※)
安全機能のサポート機能喪失 (電源機能)	外部電源喪失	非常用所内電源喪失	3.5E-06	①DG室空調系 空気作動ダンパ 2741, 2742 開失敗共通要因故障	1.5E-07	4%
				②UV信号A, B両トレン共通要因故障	1.4E-07	4%
				③ディーゼル発電機A, B 起動失敗共通要因故障	7.8E-08	2%
				④外部電源受電遮断器 開失敗共通要因故障	6.3E-08	2%
安全機能のサポート機能喪失 (補機冷却機能)	補機冷却水の喪失	RCPシールLOCA	2.0E-04	①RCPシールLOCA発生	2.0E-04	100%
	補機冷却水の喪失	加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	9.0E-07	①加圧器安全弁055 (056, 057) 再閉止失敗	9.0E-07	100%
				②加圧器逃がし弁452A (B) 閉失敗 + 電動弁054A (B) 制御回路の作動失敗	3.0E-10	0.1%未満
	補機冷却水の喪失	補助給水失敗	1.1E-08	①補助給水ポンプ起動信号失敗共通要因故障	6.0E-09	54%
				②補助給水ピット 閉塞	2.5E-09	22%
				③タービン動補助給水ポンプ 試験による待機除外 + 電動補助給水ポンプ室給気ファンA, B 起動失敗 共通要因故障	1.1E-10	1%

※ (寄与割合) = (当該カットセットのCDF) / (当該事故シーケンスのCDF)

第3.1-16表 炉心損傷カテゴリーに対する主要なカットセットの分析結果(3/4)

炉心損傷カテゴリー	事故シーケンス		CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合(※)
格納容器からの除熱機能喪失	小LOCA	格納容器スプレイ再循環失敗	3.6E-08	①格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁177A, B 開失敗共通要因故障	9.4E-09	26%
				②格納容器スプレイ系トレンA(B) 試験による待機除外 +格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁177B(A) 開失敗	3.0E-09	8%
				③格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁013A(B) 開失敗 +格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁177B(A) 開失敗	2.3E-09	6%
	小LOCA	格納容器スプレイ注入失敗	2.7E-08	①格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁013A, B 開失敗共通要因故障	9.4E-09	35%
				②スプレイ信号A, B両トレン失敗共通要因故障	8.7E-09	33%
				③格納容器スプレイ系トレンA(B) 試験による待機除外 +格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁013B(A) 開失敗	3.0E-09	11%
				④格納容器スプレイポンプA, B 起動失敗共通要因故障	2.9E-09	11%
	中LOCA	格納容器スプレイ再循環失敗	1.1E-08	小LOCAと同様		
	中LOCA	格納容器スプレイ注入失敗	8.9E-09	小LOCAと同様		
	大LOCA	低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	6.2E-12	①格納容器スプレイ冷却器出口C/V外側隔離弁013A(B) 開失敗 +余熱除去ポンプA(B) 試験による待機除外 +再循環サンブスクリーンB(A) 閉塞	3.6E-13	6%
				②スプレイポンプA(B) 試験による待機除外 +余熱除去冷却器補機冷却水出口弁117A(B) 開失敗 +再循環サンブスクリーンB(A) 閉塞	3.6E-13	6%
				③格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁177A(B) 開失敗 +余熱除去ポンプA(B) 試験による待機除外 +再循環サンブスクリーンB(A) 閉塞	3.6E-13	6%
大LOCA	低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	3.0E-13	①格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁013A, B 開失敗共通要因故障 +余熱除去冷却器補機冷却水出口弁117A, B 開失敗共通要因故障	3.1E-14	11%	
			②スプレイポンプA(B) 試験による待機除外 +余熱除去冷却器補機冷却水出口弁117A(B) 開失敗 +SI信号、スプレイ信号B(A) トレン共通部(計装部品) 故障	2.6E-14	9%	
			③格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口弁013A(B) 開失敗 +余熱除去冷却器補機冷却水出口弁117A(B) 開失敗 +SI信号、スプレイ信号B(A) トレン共通部(計装部品) 故障	2.0E-14	7%	

※ (寄与割合) = (当該カットセットのCDF) / (当該事故シーケンスのCDF)

第3.1-16表 炉心損傷カテゴリーに対する主要なカットセットの分析結果(4/4)

炉心損傷カテゴリー	事故シーケンス		CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合(※)
原子炉停止機能喪失	ATWS	—	1.2E-08	①ベーシックソフトウェア共通要因故障	7.1E-09	57%
				②原子炉トリップ遮断器開失敗共通要因故障	5.2E-09	42%
				③RT1 アプリケーションソフト共通要因故障 +DLUカード 335A, 335B, 335C, 335D 不動作 共通要因故障	1.1E-11	0.10%
				④TE アプリケーションソフト共通要因故障 +DLUカード 33AA, 33AB, 33AC, 33AD 不動作 共通要因故障	1.1E-11	0.10%
ECCS 注水機能喪失	小LOCA	高圧注入失敗	1.3E-06	①低温側注入ライン手動弁065B(C) 閉塞	6.5E-07	50%
				②低温側注入ラインオリフィス911(912) 閉塞	2.5E-07	19%
				③低温側注入ラインオリフィス01B(01C) 閉塞	2.5E-07	19%
	中LOCA	高圧注入失敗	3.5E-08	①高圧注入ポンプ出口C/V内側連絡弁061A 閉塞	1.7E-08	50%
				②ほう酸注入タンク循環ライン出口弁145, 146 開失敗共通要因故障	3.6E-09	10%
	大LOCA	蓄圧注入失敗	9.4E-09	③ほう酸注入タンク出口C/V外側隔離弁036A, B 開失敗共通要因故障	2.9E-09	8%
				④ほう酸注入タンク入口弁032A, B 開失敗共通要因故障	2.9E-09	8%
				①蓄圧タンクB(C) 閉塞	6.2E-09	66%
	大LOCA	低圧注入失敗	2.9E-09	②蓄圧タンク出口電動弁132B(C) 閉塞	1.9E-09	20%
				③蓄圧タンク出口逆止弁134B(C) 開失敗	4.2E-10	4%
中LOCA	蓄圧注入失敗	2.5E-11	①S信号A, B両トレン失敗共通要因故障	5.2E-10	18%	
			②RHRポンプ出口流量高信号A, B両トレン共通要因故障によるミニフローライン弁601, 611の誤開	5.2E-10	18%	
			③燃料取替用水ピット 閉塞	2.7E-10	9%	
ECCS 再循環機能喪失	小LOCA	高圧再循環失敗	1.7E-07	④余熱除去ポンプA, B 起動失敗共通要因故障	1.9E-10	7%
				①低温側配管注入ライン逆止弁137B, C 開失敗共通要因故障	1.1E-11	43%
	中LOCA	高圧再循環失敗	5.3E-08	②低温側配管注入ライン逆止弁134B, C 開失敗共通要因故障	1.1E-11	43%
				③蓄圧タンクB, C 閉塞	1.4E-12	5%
	大LOCA	低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	1.7E-08	①再循環自動切替許可操作A, B両トレン失敗共通要因故障	9.5E-08	56%
				②再循環切替診断失敗	5.9E-08	35%
				③再循環サンブスクリーンA, B 閉塞 共通要因故障	1.0E-08	6%
	大LOCA	低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	1.7E-08	④安全注入ポンプ再循環サンブ側入口C/V外側隔離084A, B 開失敗共通要因故障	8.5E-10	0.5%
				①再循環自動切替許可操作A, B両トレン失敗共通要因故障	9.5E-09	57%
	大LOCA	低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	1.7E-08	②再循環切替診断失敗	5.9E-09	36%
③再循環サンブスクリーンA, B 閉塞 共通要因故障				1.0E-09	6%	
④低温再循環自動切替信号許可B(A)操作器 操作失敗再循環サンブスクリーンA(B) 閉塞				2.2E-11	0.1%	
漏えい箇所 の隔離機能喪失	蒸気発生器伝熱管破損 インターフェイスシステムLOCA	破損SG隔離失敗 —	2.8E-07 3.0E-11	①タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元弁575A閉止失敗	8.6E-08	31%
				②SGTR事象診断過誤による破損SGへの給水停止失敗 +主蒸気管破断	6.5E-08	23%

※ (寄与割合) = (当該カットセットのCDF) / (当該事故シーケンスのCDF)

第 3.1-17 表 起回事象の重要度評価結果 (FV 重要度)

No	起回事象	FV 重要度
1	補機冷却水の喪失	8.9E-01
2	手動停止	5.7E-02
3	過渡事象	2.4E-02
4	外部電源喪失	1.6E-02
5	小破断 LOCA	6.9E-03
6	2 次冷却系の破断	5.2E-03
7	主給水流量喪失	2.7E-03
8	蒸気発生器伝熱管破損	1.7E-03
9	中破断 LOCA	4.7E-04
10	大破断 LOCA	1.3E-04
11	ATWS	5.5E-05
12	インターフェイスシステム LOCA	1.3E-07

第 3.1-18 表 起回事象の重要度評価結果 (RAW)

No	起回事象	RAW
1	インターフェイスシステム LOCA	4.4E+03
2	ATWS	4.4E+03
3	補機冷却水の喪失	4.4E+03
4	小破断 LOCA	3.2E+01
5	2 次冷却系の破断	1.3E+01
6	中破断 LOCA	8.0E+00
7	大破断 LOCA	6.8E+00
8	外部電源喪失	4.3E+00
9	蒸気発生器伝熱管破損	1.7E+00
10	主給水流量喪失	1.2E+00
11	過渡事象	1.2E+00
12	手動停止	1.2E+00

第 3.1-19 表 基事象別重要度評価結果 (FV 重要度上位 10 位)

No.	基事象	FV重要度	RAW
1	RCPシールLOCA	8.9E-01	1.0E+00
2	補助給水ピット 閉塞	1.9E-02	1.5E+03
3	工学安全施設作動盤EFA,B アプリケーションソフト共通要因故障	1.5E-02	1.5E+03
4	安全系現場制御監視盤SLCA1,B1 アプリケーションソフト共通要因故障	1.5E-02	1.5E+03
5	原子炉安全保護盤RT1 アプリケーションソフト共通要因故障	1.5E-02	1.5E+03
6	運転員 2次系破断の発生 診断失敗	5.1E-03	2.9E+00
7	タービン動補助給水ポンプ 試験による待機除外	2.2E-03	2.1E+00
8	電動補助給水ポンプ室給気ファンA,B 制御回路の作動失敗 共通要因故障	2.1E-03	8.8E+00
9	タービン動補助給水ポンプ 起動失敗	1.9E-03	2.2E+00
10	電動補助給水ポンプ室給気ファンA 制御回路の作動失敗	1.6E-03	1.2E+00

第 3.1-20 表 基事象別重要度評価結果 (RAW 上位 10 位)

No.	基事象	RAW	FV重要度
1	補助給水ピット 閉塞	1.5E+03	1.9E-02
2	工学安全施設作動盤EFA,B アプリケーションソフト共通要因故障	1.5E+03	1.5E-02
3	安全系現場制御監視盤SLCA1,B1 アプリケーションソフト共通要因故障	1.5E+03	1.5E-02
4	タービン動補助給水ポンプ入口側ストレーナ01 外部リーク	1.5E+03	5.5E-04
5	電動補助給水ポンプ入口側ストレーナ02A 外部リーク	1.5E+03	5.5E-04
6	電動補助給水ポンプ入口側ストレーナ02B 外部リーク	1.5E+03	5.5E-04
7	海水ストレーナ01B,D 閉塞共通要因故障	1.5E+03	3.7E-04
8	電動補助給水ポンプAミニフローラインオリフィス02A 外部リーク	1.5E+03	1.8E-04
9	電動補助給水ポンプBミニフローラインオリフィス02B 外部リーク	1.5E+03	1.8E-04
10	電動補助給水ポンプAミニフローラインオリフィスC07A 外部リーク	1.5E+03	1.8E-04

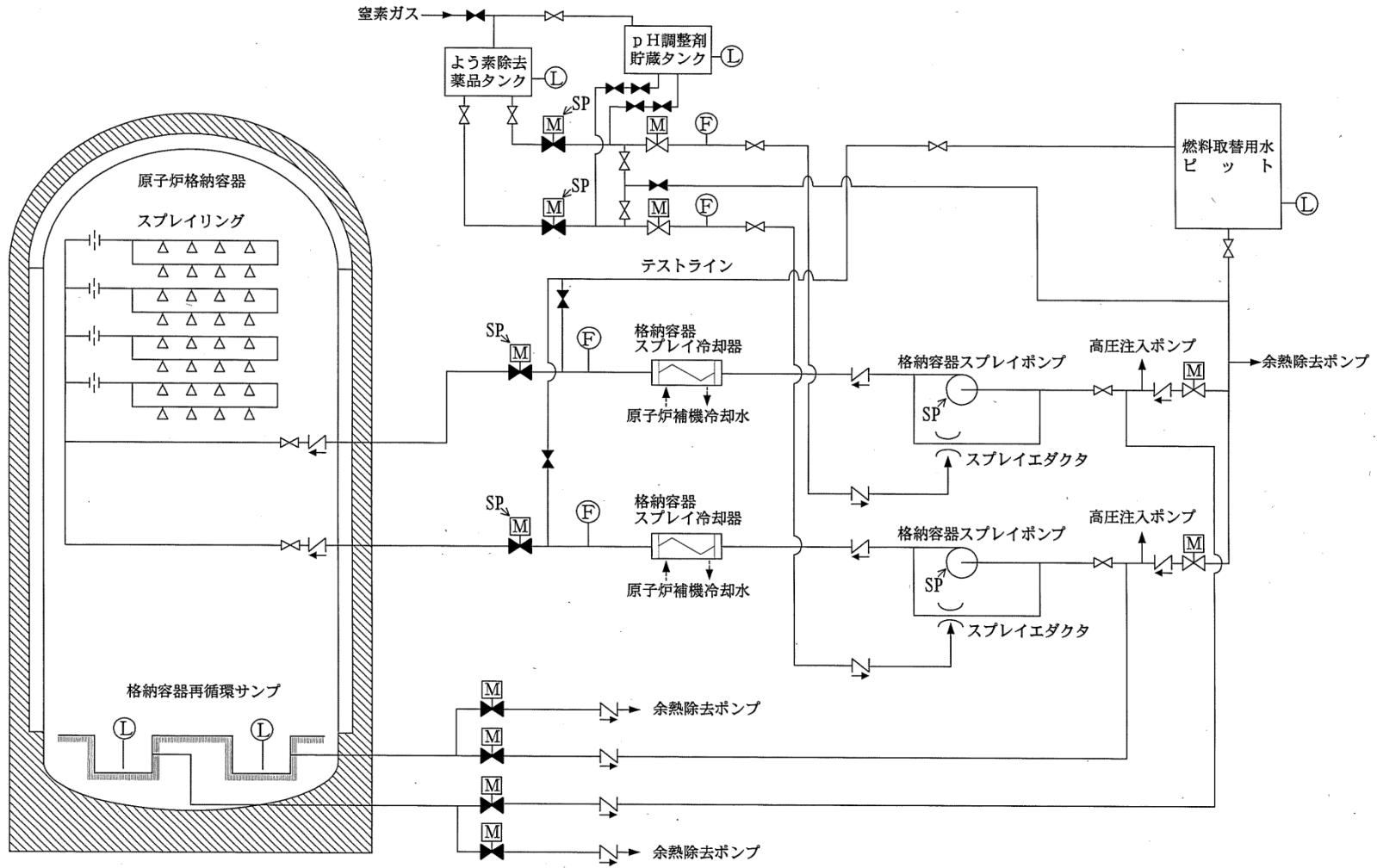
(注:RAW が同値の場合、FV 重要度が高いものを優先して記載)

第 3.1-21 表 全 CDF 及び事故シーケンス別 CDF 不確かさ解析結果

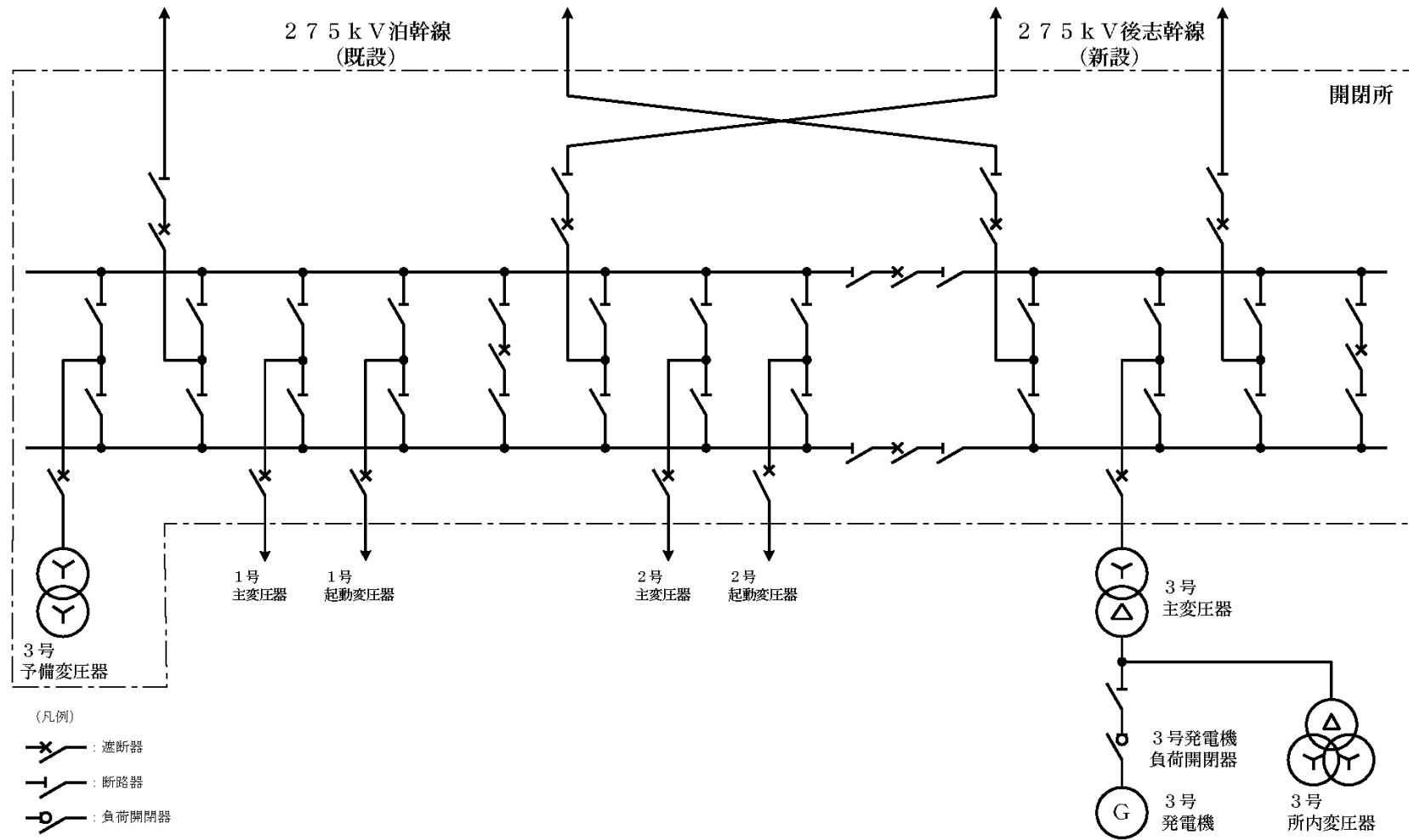
事故シーケンス	下限値 (/炉年)	中央値 (/炉年)	上限値 (/炉年)	平均値 (/炉年)	EF
全CDF	1.7E-05	8.5E-05	8.4E-04	2.3E-04	7.0
大LOCA + 低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	1.3E-14	3.7E-13	1.4E-11	4.9E-12	32.0
大LOCA + 低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	1.2E-10	2.7E-09	5.8E-08	1.6E-08	21.9
大LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗	2.1E-16	7.4E-15	3.9E-13	1.9E-13	43.5
大LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	4.0E-15	1.2E-13	4.4E-12	1.5E-12	33.1
大LOCA+蓄圧注入失敗	1.1E-10	1.9E-09	3.3E-08	9.1E-09	17.2
大LOCA+低圧注入失敗	3.5E-11	5.5E-10	9.7E-09	2.6E-09	16.6
中LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	5.2E-11	1.1E-09	3.2E-08	1.0E-08	24.7
中LOCA+高圧再循環失敗	4.5E-10	8.8E-09	1.9E-07	5.0E-08	20.6
中LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	4.8E-11	9.3E-10	2.3E-08	9.4E-09	22.0
中LOCA+蓄圧注入失敗	8.2E-14	2.0E-12	6.2E-11	1.9E-11	27.5
中LOCA+高圧注入失敗	2.7E-10	5.0E-09	1.1E-07	3.4E-08	19.9
小LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	1.7E-10	3.7E-09	9.6E-08	3.3E-08	23.6
小LOCA+高圧再循環失敗	1.5E-09	2.8E-08	5.8E-07	1.6E-07	20.0
小LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	1.3E-10	2.6E-09	6.3E-08	2.2E-08	21.9
小LOCA+高圧注入失敗	1.4E-08	2.5E-07	4.7E-06	1.4E-06	18.7
小破断LOCA+補助給水失敗	8.9E-11	1.5E-09	3.3E-08	9.2E-09	19.4
インターフェイスシステムLOCA	1.1E-13	3.6E-12	1.1E-10	3.1E-11	30.8
主給水流量喪失+補助給水失敗	5.3E-08	2.5E-07	1.9E-06	6.2E-07	6.0
外部電源喪失+補助給水失敗	8.1E-09	4.3E-08	3.7E-07	1.2E-07	6.8
外部電源喪失+非常用所内電源喪失	3.1E-07	1.6E-06	1.0E-05	3.2E-06	5.7
ATWS	1.1E-10	1.7E-09	3.7E-08	1.1E-08	18.6
2次冷却系の破断+補助給水失敗	5.1E-09	1.4E-07	4.1E-06	1.2E-06	28.4
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	1.8E-13	5.7E-12	2.3E-10	6.9E-11	35.4
蒸気発生器伝熱管破損+破損SG隔離失敗	3.3E-09	4.8E-08	8.5E-07	2.4E-07	16.2
蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	1.5E-09	1.9E-08	3.4E-07	1.1E-07	14.9
過渡事象+補助給水失敗	7.3E-07	2.4E-06	1.6E-05	5.2E-06	4.7
補機冷却水の喪失+RCPシールLOCA	4.5E-06	6.0E-05	7.7E-04	2.0E-04	13.0
補機冷却水の喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	5.2E-09	1.2E-07	3.1E-06	8.8E-07	24.4
補機冷却水の喪失+補助給水失敗	1.1E-10	1.8E-09	3.6E-08	1.0E-08	18.4
手動停止+補助給水失敗	1.8E-06	5.8E-06	3.9E-05	1.2E-05	4.7

第 3.1-22 表 全 CDF 及び事故シーケンス別 CDF 感度解析結果 (RCP シール LOCA)

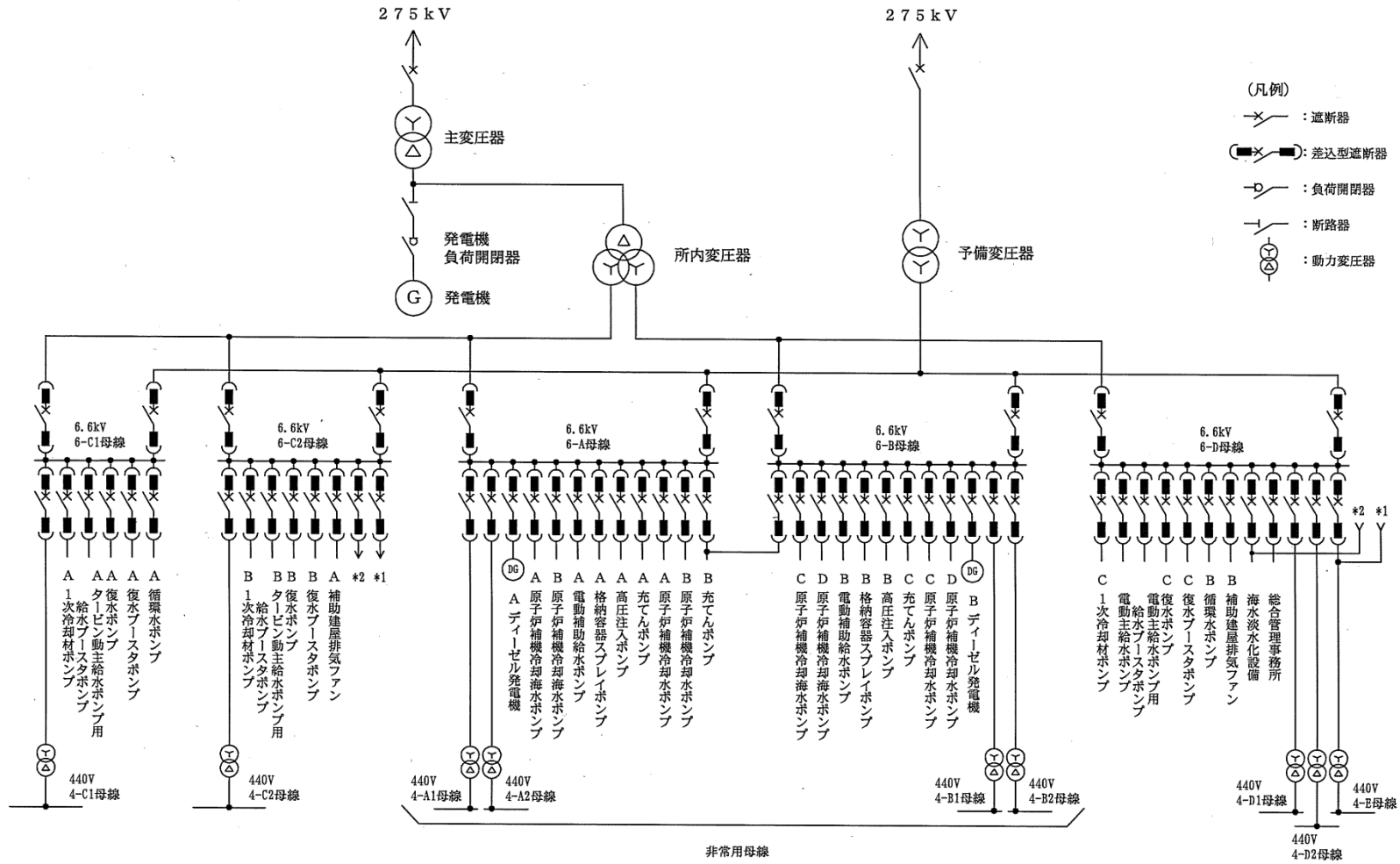
事故シーケンス	CDF評価結果 (/炉年)	感度解析結果 (/炉年)
全CDF	2.3E-04	6.9E-05
大LOCA + 低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	6.2E-12	←
大LOCA + 低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	1.7E-08	←
大LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗	3.0E-13	←
大LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	2.1E-12	←
大LOCA+蓄圧注入失敗	9.4E-09	←
大LOCA+低圧注入失敗	2.9E-09	←
中LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	1.1E-08	←
中LOCA+高圧再循環失敗	5.3E-08	←
中LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	8.9E-09	←
中LOCA+蓄圧注入失敗	2.5E-11	←
中LOCA+高圧注入失敗	3.5E-08	←
小LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	3.6E-08	←
小LOCA+高圧再循環失敗	1.7E-07	←
小LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	2.7E-08	←
小LOCA+高圧注入失敗	1.3E-06	←
小LOCA+補助給水失敗	1.0E-08	←
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	←
主給水流量喪失+補助給水失敗	6.2E-07	←
外部電源喪失+補助給水失敗	1.3E-07	←
外部電源喪失+非常用所内電源喪失	3.5E-06	←
ATWS	1.2E-08	←
2次冷却系の破断+補助給水失敗	1.2E-06	←
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	7.7E-11	←
蒸気発生器伝熱管破損+破損SG隔離失敗	2.8E-07	←
蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	1.1E-07	←
過渡事象+補助給水失敗	5.4E-06	←
補機冷却水の喪失+RCPシールLOCA	2.0E-04	4.2E-05
補機冷却水の喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	9.0E-07	←
補機冷却水の喪失+補助給水失敗	1.1E-08	←
手動停止+補助給水失敗	1.3E-05	←



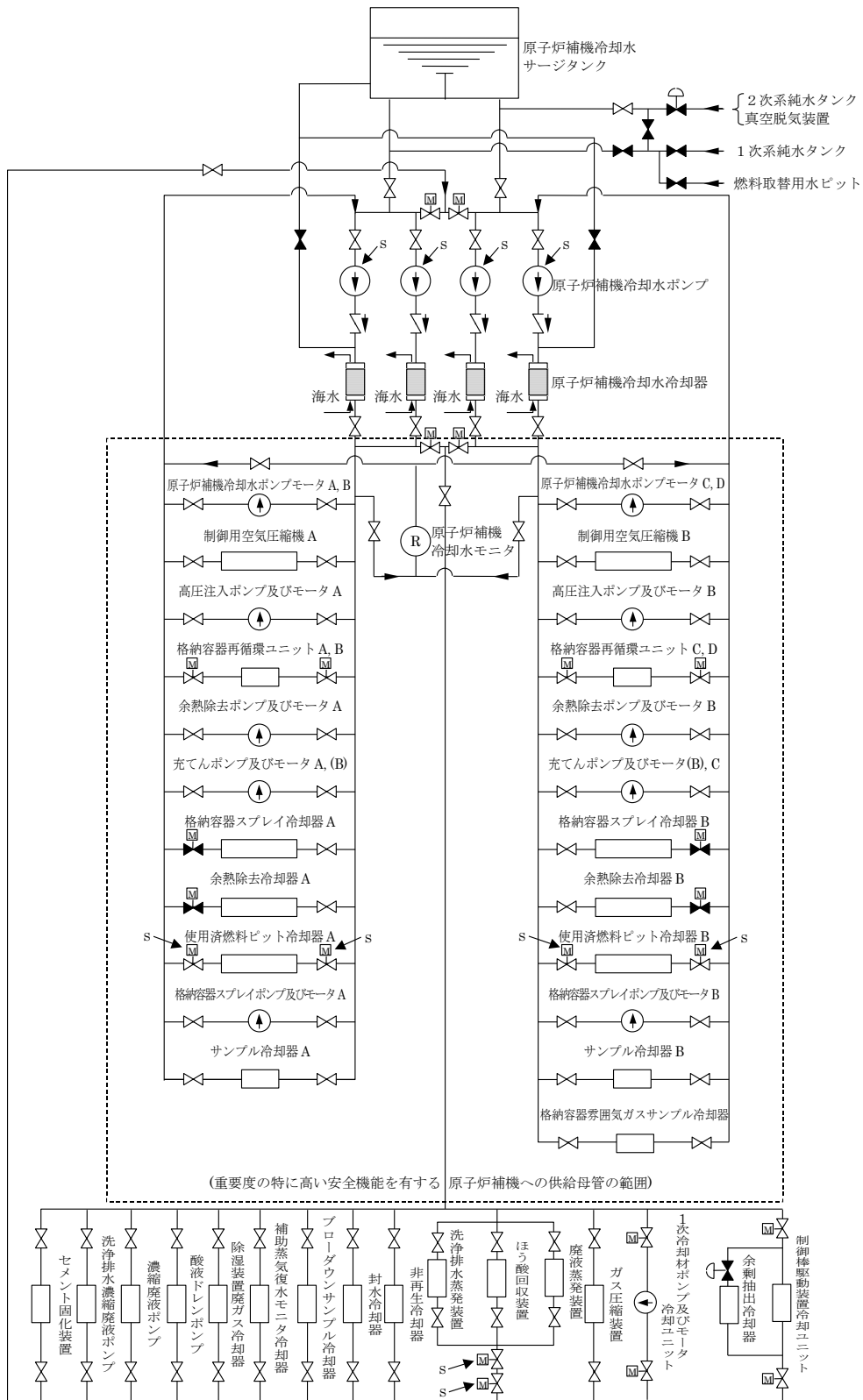
第3.1-3図 原子炉格納容器スプレイ設備系統図



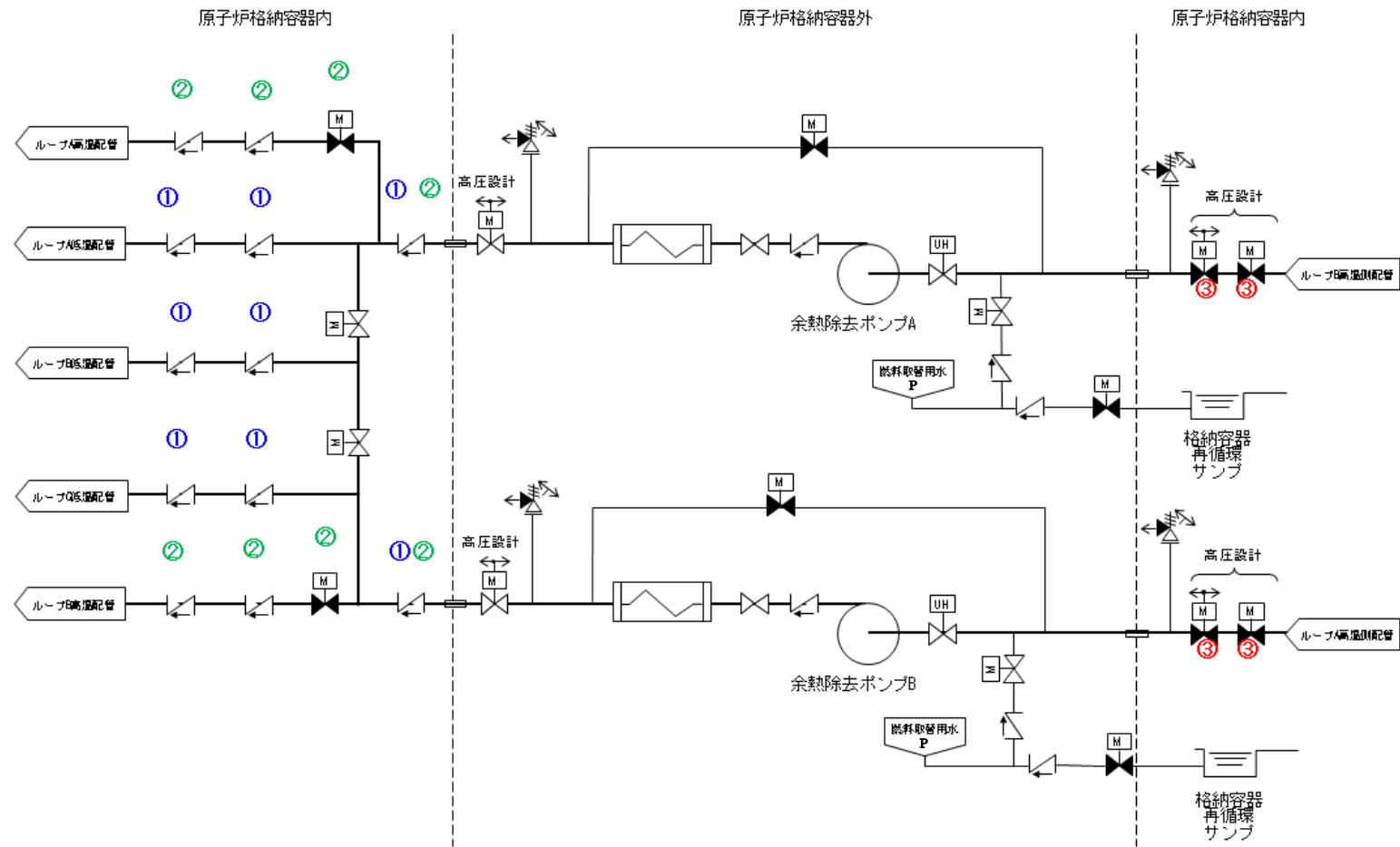
第3.1-4図 開閉所単線結線図



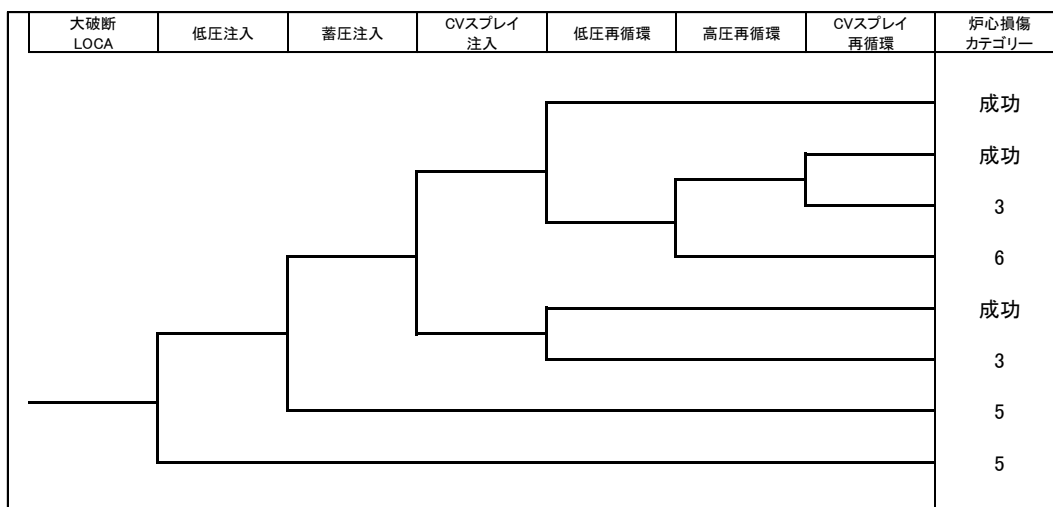
第3.1-5図 所内単線結線図



第3.1-6図 原子炉補機冷却水設備系統説明図



第 3.1-7 図 泊発電所 3 号機 余熱除去系簡略図



※CV スプレイ注入に失敗するシーケンスは、高圧再循環に成功することを前提としてカテゴリ3に分類する。高圧再循環に失敗した場合（カテゴリ6）の発生頻度は、CV スプレイ注入に成功する高圧再循環失敗シーケンスに含めて評価する。

第3.1-8 (a)図 大破断LOCA イベントツリー

【仮定条件】

- 1次系圧力バウンダリの破損による1次冷却材の格納容器内の流出事故のうち破断口面積が等価口径6インチから両端破断相当（配管断面積の2倍）までと定義した。
- 本評価ではAループ低温側配管破断を仮定した。
- 大破断LOCA時は、炉心部での冷却材密度の低下（ボイド発生）が短時間で生じるため原子炉トリップに期待しておらず、また1次系への注入機能により十分な冷却機能が確保されるので補助給水の機能にも期待していない。

【イベントツリーの説明】

- 大破断LOCA時は、「蓄圧注入」と「低圧注入」により短期的な炉心冷却が確保される。また、事故後長期的な炉心冷却は短期の注入に引き続き低圧再循環により確保される。
- 高圧注入も作動するが、注入流量は小さいため、炉心冷却の観点から必須ではない。
- 事故後長期的な炉心冷却として、低圧再循環に失敗した場合においても、高圧再循環及びCV スプレイ再循環により炉心冷却が確保される。

【炉心損傷カテゴリ】

- 3：格納容器からの除熱機能喪失
- 5：ECCS 注入機能喪失
- 6：ECCS 再循環機能喪失

中破断LOCA	高圧注入	蓄圧注入	CVスプレイ注入	高圧再循環	CVスプレイ再循環	炉心損傷 カテゴリー
						成功
						3
						6
						3
						5

第 3.1-8(b)図 中破断 LOCA イベントツリー

【仮定条件】

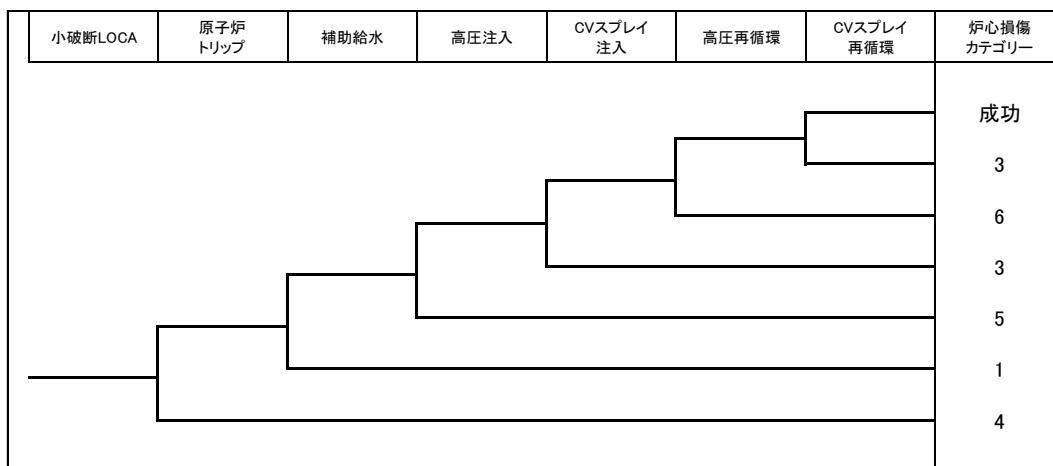
- 1次系圧力バウンダリの破損による1次冷却材の格納容器内の流出事故のうち破断口面積が等価口径2インチから6インチと定義した。
- 本評価ではAループ低温側配管破断を仮定した。
- 中破断LOCA時は、炉心部での冷却材密度の低下（ボイド発生）が短時間で生じるため原子炉トリップに期待しておらず、また1次系への注入機能により十分な冷却機能が確保されるので補助給水の機能にも期待していない。

【イベントツリーの説明】

- 中破断LOCA時は、「高圧注入」と「蓄圧注入」により短期的な炉心冷却が確保される。また、事故後長期的な炉心冷却は「高圧再循環」「格納容器スプレイ再循環」により確保される。

【炉心損傷カテゴリー】

- 3：格納容器からの除熱機能喪失
- 5：ECCS 注入機能喪失
- 6：ECCS 再循環機能喪失



第3.1-8(c)図 小破断LOCA イベントツリー

【仮定条件】

小破断 LOCA は、以下の原因による 1 次冷却材の CV への流出事故として定義した。

- 破断口径が3/8インチから2インチと定義した。
- 1 次系加圧事象による加圧器逃がし弁からの 1 次冷却材の流出 (PORV LOCA)
- 本評価ではAループ低温側配管破断を仮定した。

【イベントツリーの説明】

- 小破断LOCA時は、炉心でのボイド形成による負の反応度添加が期待できないため、「原子炉トリップ」により原子炉出力の抑制が必要。
- 破断流が小さいため、蓄圧注入は不要であるが破断流のみでは 1 次系への発熱を系外に除去できないため、「高圧注入」と 2 次系からの「補助給水」により炉心冷却が確保される。また、事故後長期的な炉心冷却は「高圧再循環」「格納容器スプレイ再循環」により確保される。

【炉心損傷カテゴリ】

- 1：2 次系からの除熱機能喪失
- 3：格納容器からの除熱機能喪失
- 4：原子炉停止機能喪失
- 5：ECCS 注入機能喪失
- 6：ECCS 再循環機能喪失

インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	炉心損傷 カテゴリ
		7
		4

第3.1-8(d)図 インターフェイスシステムLOCA イベントツリー

【仮定条件】

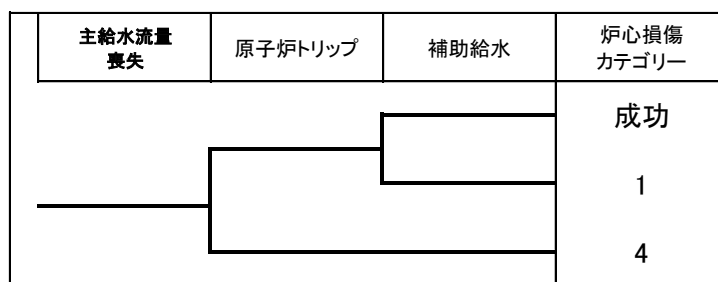
- 余熱除去系の破断であり、低圧注入系が不能。

【イベントツリーの説明】

- インターフェイスシステムLOCAは破断規模に応じて大、中、小LOCA相当となるが、ECCS 再循環が不能となるため炉心損傷に至る。

【炉心損傷カテゴリ】

- 4：原子炉停止機能喪失
- 7：漏えい箇所の隔離機能喪失



第3.1-8(e)図 主給水流量喪失イベントツリー

【仮定条件】

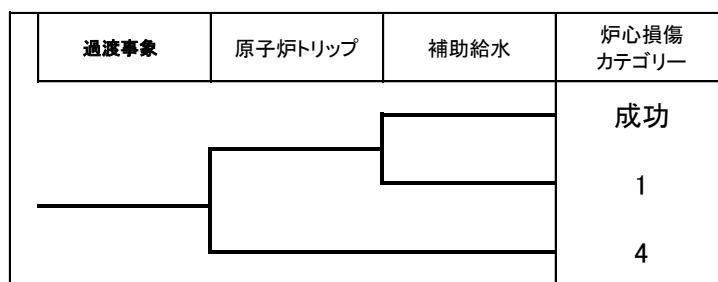
- 主給水流量喪失に至る原因としては、主給水ポンプ又は復水ポンプの故障、電源喪失又は主給水制御系の誤動作が考えられる。

【イベントツリーの説明】

- 主給水流量喪失の場合、原子炉トリップにより原子炉出力を抑制するとともに、補助給水により安定した炉心冷却が確保される。

【炉心損傷カテゴリ】

- 1：2次系からの除熱機能喪失
- 4：原子炉停止機能喪失



第3.1-8(f)図 過渡事象イベントツリー

【仮定条件】

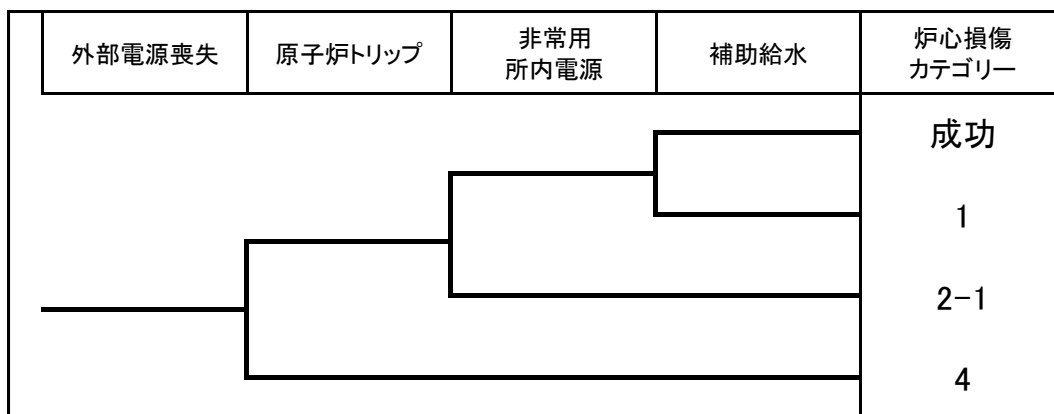
- 原子炉トリップを伴う過渡事象一般を含む。
- 主給水流量喪失等の独立した事象以外を対象とする。

【イベントツリーの説明】

- 過渡事象の場合、原子炉トリップにより原子炉出力を抑制するとともに、補助給水により安定した炉心冷却が確保される。

【炉心損傷カテゴリ】

- 1：2次系からの除熱機能喪失
- 4：原子炉停止機能喪失



第3.1-8 (g)図 外部電源喪失イベントツリー

【仮定条件】

- 送電系統の故障や所内電気設備の故障等により所内常用電源の一部または全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象を考慮。
- 所内補機用交流電源が喪失すると、1次冷却材ポンプ、復水ポンプ等がトリップし、1次冷却材流量や主給水流量の喪失が発生する。

【イベントツリーの説明】

- 外部電源喪失時には、原子炉トリップにより原子炉出力を抑制するとともに、補助給水により炉心冷却を確保する。さらに非常用所内電源が確保できれば安定した炉心冷却が確保される。
- 非常用所内電源が確保できれば、サポート系が健全であるためその後に加圧器逃がし弁LOCA等が発生しても、事故進展は小破断LOCAと同等である。
- 非常用所内電源がない場合はLOCAの有無に関わらず炉心損傷に至る。

【炉心損傷カテゴリー】

- 1：2次系からの除熱機能喪失
- 2-1：安全機能のサポート機能喪失（電源機能）
- 4：原子炉停止機能喪失

ATWS	炉心損傷 カテゴリー
	4

第3.1-8(h)図 ATWS イベントツリー

【仮定条件】

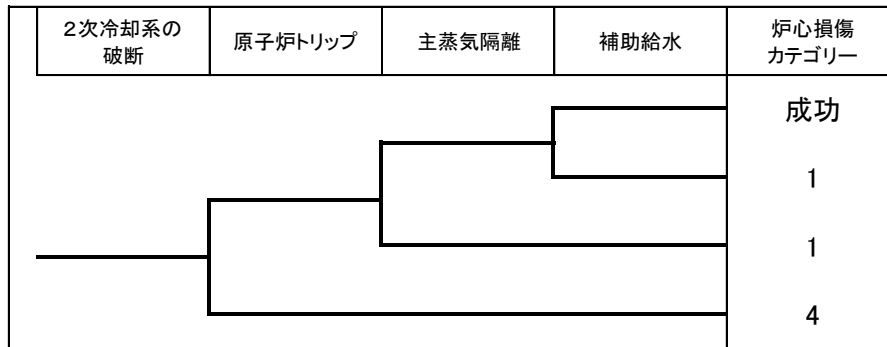
- ATWS は起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

- ATWS 事象は原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップに失敗することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

【炉心損傷カテゴリー】

4：原子炉停止機能喪失



第3.1-8 (i)図 2次冷却系の破断イベントツリー

【仮定条件】

2次冷却系の破断としては以下の破断を含むものとし、格納容器内部での破断を仮定する。

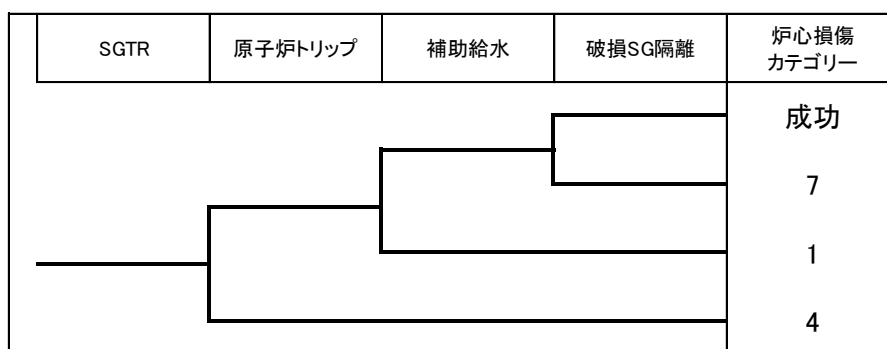
- 主蒸気管破断（完全両端破断）
- 主給水管破断（完全両端破断）

【イベントツリーの説明】

- 2次系破断においても、原子炉トリップにより原子炉出力を抑制するとともに、補助給水により安定した炉心冷却が確保されるが、補助給水による2次系の冷却を確保するために、破断した主蒸気管の隔離を行う。

【炉心損傷カテゴリ】

- 1：2次系からの除熱機能喪失
- 4：原子炉停止機能喪失



第3.1-8(j)図 蒸気発生器伝熱管破損イベントツリー

【仮定条件】

- 蒸気発生器伝熱管破損は、設置許可申請書添付十と同様、伝熱管 1 本の完全両端破断を仮定する。

【イベントツリーの説明】

- 蒸気発生器伝熱管破損時には、原子炉トリップにより原子炉出力を抑制するとともに、補助給水により安定した炉心冷却を確保する。
- 破損した蒸気発生器を隔離し、1次系の圧力と破損した蒸気発生器の2次側圧力が均圧することで1次系保有水の減少は防止できる。

【炉心損傷カテゴリ】

- 1：2次系からの除熱機能喪失
- 4：原子炉停止機能喪失
- 7：漏えい箇所の隔離機能喪失

補機冷却水の喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	RCPシールLOCA	炉心損傷カテゴリ
					成功
					2-2
					2-2
					2-2
					4

第3.1-8(k)図 補機冷却水の喪失イベントツリー

【仮定条件】

補機冷却水の喪失としては次のものを考える。

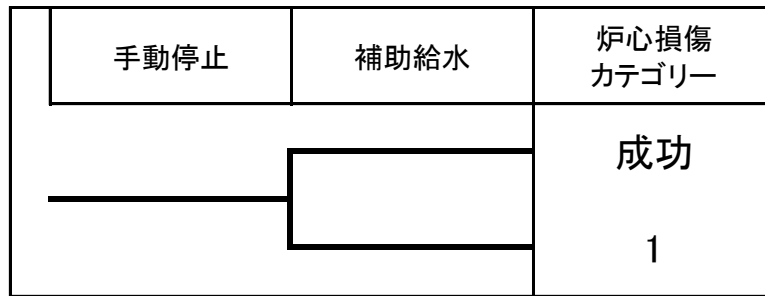
- 補機冷却水ポンプ全台または海水ポンプ全台の故障による冷却能力の喪失
- 補機冷却水系または海水系の配管・弁等の破断による冷却能力の喪失

【イベントツリーの説明】

- 補機冷却水の喪失時には、原子炉トリップにより原子炉出力を抑制するとともに、補助給水により安定した炉心冷却を確保する。
- ECCS機能が喪失しているため、起因事象に従属して発生する可能性のあるLOCAとして加圧器逃がし弁／安全弁LOCA及びRCPシールLOCAを考慮している。

【炉心損傷カテゴリ】

- 2-2：安全機能のサポート機能喪失（補機冷却機能）
- 4：原子炉停止機能喪失



第3.1-8(I)図 手動停止イベントツリー

【仮定条件】

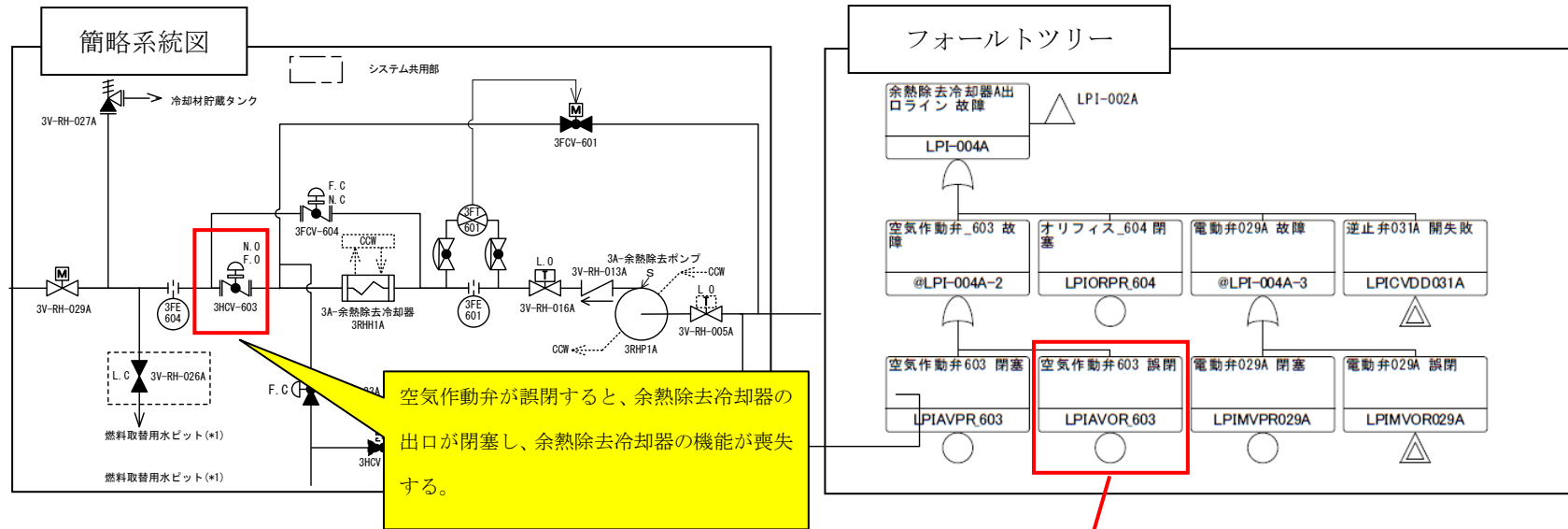
- 手動停止は過渡事象の一部であるが、原子炉トリップを伴わず運転員の手動による原子炉停止が行われる事象を想定する。

【イベントツリーの説明】

- 手動停止の場合、起因事象として原子炉は停止できているため、補助給水により安定した炉心冷却が確保される。

【炉心損傷カテゴリ】

1：2次系からの除熱機能喪失

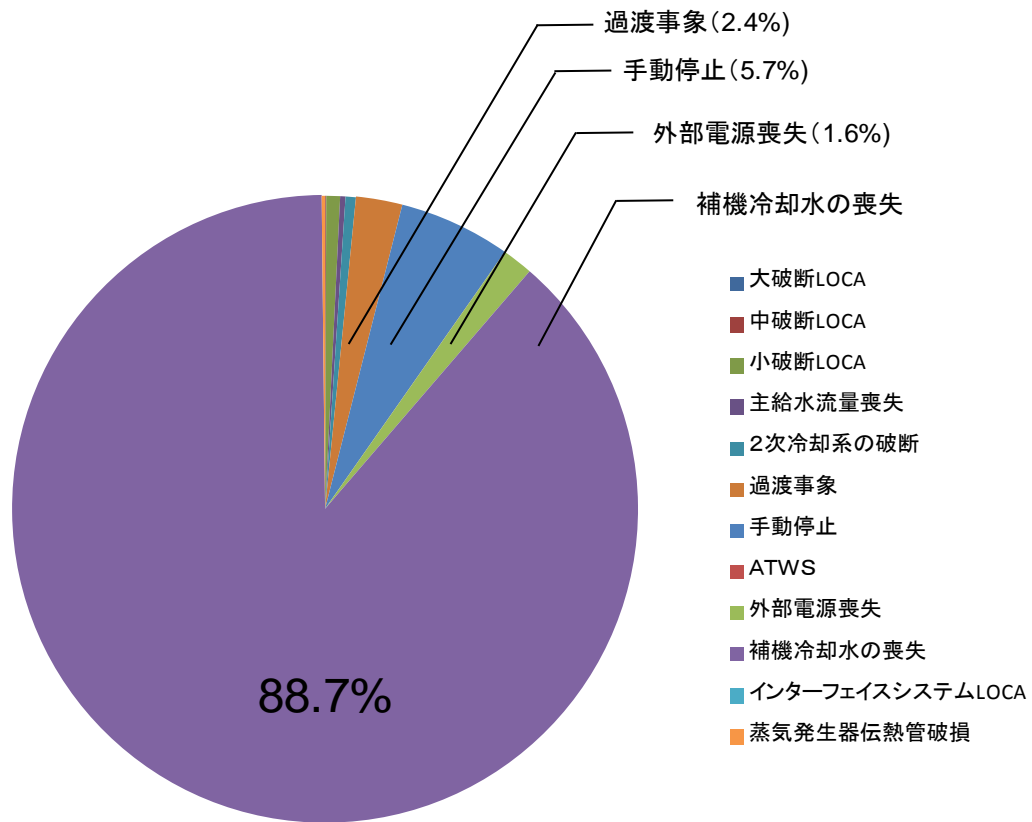


(機器故障率データ)

機器タイプ	故障モード	平均値	EF
空気作動弁	開失敗	4.20E-05 /d	7.7
	閉失敗	3.20E-04 /d	41.4
	閉塞	1.00E-08 /h	21.8
	内部リーク	2.00E-08 /h	39.1
	外部リーク	1.00E-08 /h	21.8

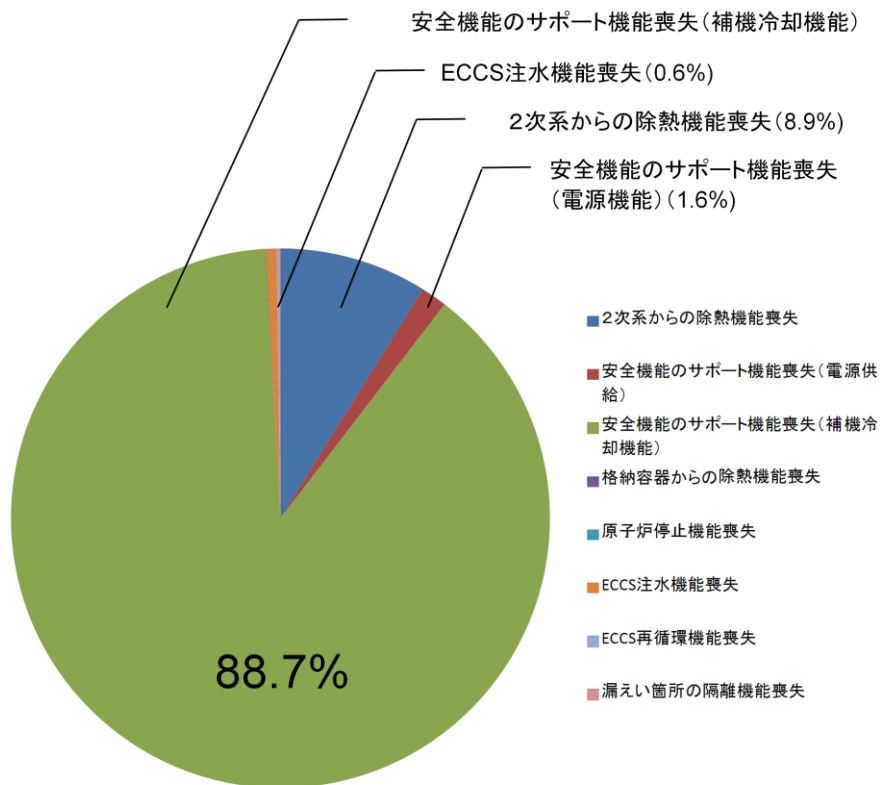
基事象リスト		機器タイプ	作動要求	故障モード	要否	基事象ID	モデル化しない理由/備考	使命時間(h)	健全性確認間隔	なし理由	
前の状態	後の状態							時間	設定根拠		
-	-	オリファス_604	オリファス	閉塞	○	LPIORPR_604	-	24	1Y	RCS冷却中時通水	-
-	内部破損			内部破損	2			-	-		-
-	外部リーク			外部リーク	○	LPIORRR_604	-	24	1D	RWSP水位を24h毎に確認すると仮定	-
								24	1M	RHRP定期試験	-
								-	-		-
								24	1D	RWSP水位を24h毎に確認すると仮定	-
								-	-		-
								24	1D	RWSP水位を24h毎に確認すると仮定	-
								-	1M	RHR	-
								24	1M	RHR	-
								-	1M	RHR	-
								24	1M	RHRP定期試験	-
								-	-		-
								-	-		-
								24	1Y	RCS冷却中時通水	-
								-	-		-
								24	1D	閉閉状態を24h毎に確認すると仮定	-
								24	1D	RWSP水位を24h毎に確認すると仮定	-

第3.1-9図：システム信頼性の評価例（余熱除去冷却器機能喪失）



起因事象	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
大破断LOCA	2.9E-08	0.1未満
中破断LOCA	1.1E-07	0.1未満
小破断LOCA	1.6E-06	0.7
主給水流量喪失	6.2E-07	0.3
2次冷却系の破断	1.2E-06	0.5
過渡事象	5.4E-06	2.4
手動停止	1.3E-05	5.7
ATWS	1.2E-08	0.1未満
外部電源喪失	3.6E-06	1.6
補機冷却水の喪失	2.0E-04	88.7
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	0.1未満
蒸気発生器伝熱管破損	3.9E-07	0.2
合計	2.3E-04	100

第3.1-10図 起因事象別炉心損傷頻度寄与割合



炉心損傷カテゴリー	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
2次系からの除熱機能喪失	2.0E-05	8.9
安全機能のサポート機能喪失 (電源機能)	3.5E-06	1.6
安全機能のサポート機能喪失 (補機冷却機能)	2.0E-04	88.7
格納容器からの除熱機能喪失	8.2E-08	0.1未満
原子炉停止機能喪失	1.2E-08	0.1未満
ECCS注水機能喪失	1.4E-06	0.6
ECCS再循環機能喪失	2.4E-07	0.1
漏えい箇所の隔離機能喪失	2.8E-07	0.1
合計	2.3E-04	100

第3.1-11図 炉心損傷カテゴリー別炉心損傷頻度寄与割合

3.2 地震PRA

3.2.a. 対象プラントと事故シナリオ

①対象とするプラントの説明

(1) サイト・プラント情報の収集・分析

内部事象出力時レベル1 PRA で収集した設計、運転・保守管理の情報に加え、地震レベル1 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。収集した情報及び主な情報源を第 3.2-1 表に示す。

(2) 機器・系統の配置及び形状・設備容量

主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は 3.1 内部事象出力時レベル1 PRA での記載と同様である。

(3) 地震に対する特徴

地震 PRA では耐震性の低い以下の設備には期待しない評価を行った。

- ・ 常用電源（ただし、外部電源には期待する）。
- ・ 主給水系
- ・ タービンバイパス系
- ・ 常用系の2次系の水源
- ・ 所内空気系

また、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、地震損傷機器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。また、階層イベントツリーでは起因事象の厳しいものからを優先的に配列している。

(4) プラントウォークダウン

机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び、検討したシナリオの妥当性確認のため、地震レベル1 PRA の観点から重要な機器を対象にプラントウォークダウンを実施し、主に以下の観点について問題ないことを確認した。評価対象機器選定フローを第 3.2-1 図に、評価結果の例を第 3.2-2 図に示す。

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

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

②地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

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、事故シナリオを設定した。事故シナリオの選定に当たっては、地震起因による安全機能を有する建屋・構築物、システム、機器（以下、「SSC」という。）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。なお、地震 PRA の対象範囲は、常用系で耐震クラスの低い主給水系の機器損傷による「主給水流量喪失事象の発生以上の規模」（地震加速度 0.2G 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。

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、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した事故シナリオについては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、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した事故シナリオに対するスクリーニング結果を第 3.2-2 表に示す。また、明確になった事故シナリオにより誘発される起因事象の分析を実施し、以下の起因事象を選定した。

- ・ 格納容器バイパス
- ・ 直接炉心損傷に至る事象
- ・ 大破断LOCA
- ・ 中破断LOCA
- ・ 小破断LOCA
- ・ 2次冷却系の破断
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 外部電源喪失（緩和系で考慮）
- ・ 補機冷却水喪失（緩和系で考慮）

これらの分析結果に基づき、起因事象の要因となる機器及び起因事象が発生した場合の緩和設備に係る SSC を抽出し、地震 PRA で対象となる建屋・機器リストを作成した。第 3.2-3 表に建屋・機器リストを示す。

3.2.b. 確率論的地震ハザード

本PRA評価における確率論的地震ハザード評価については、評価作業着手時点における最新データであった「平成21年3月時点の地震動評価結果」に基づき実施している。

①確率論的地震ハザード評価の方法

「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007（日本原子力学会）」（以下、「地震PRA学会標準」という。）の方法に基づき評価を行う。

②確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定

(1) 震源モデルの設定

震源モデルは、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。

a. 特定震源モデルの設定

敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層（尻別川断層及び F_B-2 断層）について、地質調査結果等に基づいてモデル化するとともに、敷地から100km以内について、地質調査結果に基づく上記以外の活断層及び「新編 日本の活断層」に掲載されている確実度 I 及び II の活断層をモデル化した。

第3.2-3図に敷地周辺の活断層分布を示す。

b. 領域震源モデルの設定

萩原（1991）及び垣見・他（2003）に基づき領域震源区分をモデル化し、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の最大規模をもとに設定した。第3.2-4図に萩原（1991）及び垣見・他（2003）に基づきモデル化した領域区分を示す。

(2) 地震伝播モデルの設定

地震伝播モデルとしては、Noda et al. (2002)による距離減衰式を用いた。また、ロジックツリーにおいて内陸補正の有無及び観測記録を用いた補正の有無を考慮した。

(3) ロジックツリーの作成

ロジックツリーの作成では、震源モデル及び地震動伝播モデルにおいて設定した各モデル及び認識論的不確かさ要因をロジックツリーに展開した。作成したロジックツリーを第3.2-5図に示す。

③確率論的地震ハザード評価結果

(1) 確率論的地震ハザード曲線

上記により評価した平均地震ハザード曲線を第3.2-6図に示す。また、フラクタル地震ハザード曲線を第3.2-7図に示す。

(2) 一様ハザードスペクトル

基準地震動の応答スペクトルと年超過確率毎の一様ハザードスペクトルとの比較を第3.2-8図に示す。基準地震動の年超過確率は、水平方向、鉛直方向共に 10^{-5} 程度となっている。

3.2. c-1. 建屋のフラジリティ

①評価対象と損傷モードの設定

(1) 評価対象物

建屋のフラジリティ評価の対象は、3.2.1.a.②項の建屋・機器リストに記載されたものとし、原子炉建屋、原子炉補助建屋及びディーゼル発電機建屋とした。主要建屋の概略平面図を第3.2-9図に、概略断面図を第3.2-10図及び3.2-11図にそれぞれ示す。

(2) 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、建屋の崩壊シケンスを踏まえ、層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊を選定した。

②フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「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した。

③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）

(1) 考慮する不確かさ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的な不確かさ（以下、 β_R という。）と認識論的不確かさ（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した。考慮する不確かさ要因の例を第3.2-4表に示す。

(2) 安全係数の評価

建屋のフラジリティ評価手法のうち、「耐力係数と応答係数による方法」は、基準応答評価用入力地震動から地動加速度耐力Aを評価する手法である。この地動加速度耐力を累積分布関数で表示したものが建屋フラジリティ曲線となる。

$$A = F \cdot A_N \quad (\text{式3.2-1})$$

ここで、

A : 地動加速度耐力

F : 安全係数

A_N : 基準応答評価用入力地震動の最大加速度

(式3.2-1)の安全係数Fは、基準応答評価用の入力地震動に対する裕度を表す係数であり、以下により定義されるものであるが、建屋の応答に関する安全係数（応答係数）と耐力に関する安全係数（耐力係数）に分離して評価した。

$$F = \frac{\text{建屋の現実的耐力}}{\text{建屋の基準応答用入力動による現実的応答}} \\ = \frac{\text{基準応答}}{\text{建屋の基準応答用入力動による現実的応答}} \times \frac{\text{建屋の現実的耐力}}{\text{基準応答}}$$

$$\therefore F = F_{SR} \cdot F_C$$

ここで、 F_{SR} : 応答係数 ($F_{SR} = \frac{\text{基準応答}}{\text{建屋の基準応答評価用入力地震動による現実的応答}}$)
 F_C : 耐力係数 ($F_C = \frac{\text{建屋の現実的耐力}}{\text{基準応答}}$)

応答係数 F_{SR} と耐力係数 F_C は、さらに、以下に示す係数に分離して評価した。

$$F_{SR} = F_{SS} \cdot F_{\delta} \cdot F_M$$

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

$$F_C = F_S \cdot F_{\mu}$$

ここで、 F_S : 建屋の終局強度に関する係数

F_{μ} : 建屋の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数

これらの係数は、フラジリティ評価上に存在する各種の不確定性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した。

なお、建屋の応答に関する安全係数 F_{SR} を構成する各係数は、いずれも対象とする建屋の1次周期に対する加速度応答スペクトル値に基づいて評価される。その際、基準応答評価用地震動及び現実的な地震動の加速度応答スペクトル値は、いずれもフラジリティ評価用地震動を用いて評価した。

以下に、各安全係数の詳細について示す。

(a) 応答係数 F_{SR} の評価法

i. 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{SS}

基準応答モデルの1次周期に対する基準応答用スペクトル値と現実的応答スペクトル値を用いて、次式により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した。

$$F_{ss} = \frac{\text{基準応答モデルの1次周期に対する基準応答用減衰による基準応答用スペクトル値}}{\text{基準応答モデルの1次周期に対する基準応答用減衰による現実的応答スペクトル値}}$$

なお、不確かさは確率論的地震ハザード評価に含まれると考えられるため、考慮しない。

$$\beta_R = \beta_U = 0$$

ii. 建屋の減衰に関する係数 F_δ

減衰定数の保守性及び不確かさが、建屋の応答に与える影響を安全係数として評価した。

具体的には、基準応答用減衰定数による基準応答用スペクトルと現実的な減衰定数による基準応答用スペクトルの基準応答モデルの1次周期における比により評価した。

$$F_\delta = \frac{\text{基準応答モデルの1次周期に対する基準応答用減衰による基準応答用スペクトル値}}{\text{基準応答モデルの1次周期に対する現実的減衰の中央値による基準応答用スペクトル値}}$$

現実的な減衰定数はばらつくため、基準応答用スペクトル形状もそれに従いばらつき、その結果得られるスペクトル値もばらついたものとなる。このようにして得られたばらつきを β_R とする。また、減衰定数の評価に対する β_U は考慮しない。

$$\beta_R = \sqrt{\ln\{1 + (\sigma_\delta / \mu_\delta)^2\}}, \quad \beta_U = 0$$

ここで、 σ_δ : 標準偏差

μ_δ : 加速度応答スペクトル値の平均値

iii. 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、基準応答モデルの1次周期における基準応答用スペクトル値と現実的な建屋モデル(中央値モデル及び現実的応答評価用モデル)の1次周期における値の比により評価した。

$$F_M = \frac{\text{基準応答モデルの1次周期に対する基準応答用減衰による基準応答用スペクトル値}}{\text{現実的モデルの1次周期の中央値に対する基準応答用減衰による基準応答用スペクトル値}}$$

建屋の現実的な剛性は、コンクリートのせん断弾性剛性及びヤング係数、地盤ばねのばらつきを考慮し、ここで得られた応答係数のばらつきは β_R として評価する。また、建屋の解析モデルによる評価誤差 β_U は、文献より 0.15* とする。

* : 「原子力発電所のフラジリティ評価における認識論的不確かさに関する研究(その1～その3)」, 日本建築学会大会梗概集, 2007

$$\beta_R = \sqrt{\ln\{1 + (\sigma_M / \mu_M)^2\}}$$

ここで、 σ_M : 標準偏差

μ_M : 加速度応答スペクトル値の平均値

(b) 耐力係数 F_C の評価法

i. 建屋の終局強度に関する係数 F_S

現実的な材料強度を用いて評価したせん断耐力と基準応答モデルによる応答せん断力との比により評価するが、評価式によって評価されたせん断力と実際の耐力との誤差を考慮して、せん断耐力を補正した。

$$F_S = \frac{\text{現実的な材料強度の中央値を用いて評価したせん断耐力} \times \text{評価式の誤差の中央値}}{\text{基準応答モデルによる応答せん断耐力}}$$

F_S のばらつきは、現実的な材料強度のばらつきによって評価されるせん断耐力のばらつきと、評価式の誤差のばらつきを **SRSS** 法で足し合わせたものとして評価した。なお、得られたばらつきの中には、 β_R と β_U が混在していると考えられるが、ここでは便宜的に $\beta_R = \beta_U$ として取り扱う。

$$\beta_R = \beta_U = \sqrt{\frac{\beta_{QS}^2 + \beta_{JS}^2}{2}}$$

ここで、 β_{QS} : 現実的な材料強度のばらつきをせん断耐力評価式に代入して得られたせん断耐力のばらつき

β_{JS} : 評価式のばらつき (=0.14*)

* : 「原子炉建屋の耐震安全性評価法 (その1～その10) 」, 1994

$$\beta_{QS} = \sqrt{\ln\{1 + (\sigma_S / \mu_S)^2\}}$$

ここで、 σ_S : 標準偏差

μ_S : 現実的な材料強度を考慮したせん断耐力の平均値

ii. 建屋の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数 F_{μ}

建屋の耐力を評価する場合に、耐震壁の終局せん断強度だけではなく、靱性と呼ばれる粘り強さ、即ち、建屋の構造部材が塑性化することによるエネルギー吸収効果も考慮する必要があり、現実的な耐力とそれに対応した線形応答の限界との比で建屋の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数 F_{μ} として評価した。

具体的には、Riddell-Newmark の手法により評価した。

$$F_{\mu} = \{(q+1) \cdot \mu - q\}^{\gamma} \quad \text{左式のうち、小さい値とする。}$$

$$F_{\mu} = \mu^{0.13} \cdot Sa(\zeta, T) / A_{input}$$

ここで、 $q = 3.0\zeta^{-0.30}$

$$\gamma = 0.48\zeta^{-0.08}$$

ζ : 損傷時の減衰定数 (%)

$Sa(\zeta, T)$: 減衰定数 ζ , 周期 T における加速度スペクトル値

A_{input} : 設計応答を評価するときに用いた地震動の最大加速度

μ : 塑性率

F_{μ} のばらつきは、中央値モデルの復元力特性に対して終局せん断ひずみをばらつかせることによって得られる F_{μ} のばらつきと、非線形応答を等価な線形応答軸上に変換する式のばらつきを SRSS 法で足し合わせたものとして評価した。両者は共に、 β_R と β_U が混在していると考えられるが、ここでは便宜的に $\beta_R = \beta_U$ として取り扱う。

$$\beta_R = \beta_U = \sqrt{\frac{\beta_{\gamma\mu}^2 + \beta_{f\mu}^2}{2}}$$

ここで、 $\beta_{\gamma\mu}$: 中央値モデルに対して終局せん断ひずみをばらつかせたときの

Riddell-Newmark 法によって評価される F_{μ} のばらつき

$\beta_{f\mu}$: 非線形応答を等価な線形応答軸上に変換する式のばらつき (=0.30*)

* : 「原子力発電所建屋の確率論的信頼性評価の研究 (その4～その6)」, 1985

$$\beta_{\gamma\mu} = \sqrt{\ln\{1 + (\sigma_{\mu} / \mu_{\mu})^2\}}$$

ここで、 σ_{μ} : 標準偏差

μ_{μ} : 中央値モデルの復元力特性に対して終局せん断ひずみをばらつかせる

ことによって得られる F_{μ} の平均値

④フラジリティ評価における耐力情報

現実的耐力は、現実的な材料物性値を用いて評価したせん断耐力に基づき評価した。使用した材料物性値及び現実的耐力評価に用いる耐震壁の損傷限界点を第3.2-5表及び第3.2-6表に示す。

⑤フラジリティ評価における応答情報

確率論的地震ハザード評価を基に作成したフラジリティ評価用地震動及び現実的な材料物性値を用いて現実的応答を評価した。ここで、一例として原子炉建屋の水平方向解析モデルを第3.2-12図に示す。

⑥建物のフラジリティ評価結果

建屋フラジリティ評価結果を第3.2-3表に示す。なお、HCLPFは信頼度95%フラジリティ曲線を基に算出した。フラジリティ曲線の例を第3.2-13図に示す。

また、一例として原子炉建屋の安全係数の評価結果を第3.2-7表に、フラジリティ曲線を第3.2-14図に示す。

3.2.c-2. 機器のフラジリティ

①評価対象と損傷モードの設定

機器のフラジリティ評価の対象は 3.2.a.②項で作成した建屋・機器リストに記載されたものとする。タンク・熱交換器のような静的機器については、構造損傷（延性破壊や脆性破壊等）の観点から評価し、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（動的機能限界や電氣的機能限界等）双方の観点からフラジリティ評価を実施し、当該機器のフラジリティとして用いることとする。

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。

②フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）」を選択した。ただし、重要事故シーケンスの選定に有意な影響を及ぼさないと考えられる機器については、PWR 標準の現実的な耐力、本工認におけるシビアアクシデント設備に係る耐震計算に基づく応答等を用いて評価した。

評価手法は地震 PRA 学会標準に準拠した手法とする。

③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等）

(1) 安全係数法による機器フラジリティ評価方法

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

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

ここで、

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

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

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

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

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

$$Am = F \times A_d \quad (\text{式3.2-2})$$

ここで、 A_m : フラジリティ加速度中央値
 F : 安全係数 (裕度)
 A_d : 基準地震動の最大地動加速度

(式 3.2-2) の安全係数 (裕度) は、(式 3.2-3) 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 3.2-4) 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。各安全係数法のイメージを第 3.2-15 図に示す。

ただし、入力地震動に対する機器の応答には、機器自身の応答に加えて建屋の応答が影響することから、応答に関する係数は機器応答係数と建屋応答係数に分割して評価する。

$$F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} \quad (\text{式3.2-3})$$

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

$$F = F_{ER} \times F_{SR} \times F_{EC} \quad (\text{式3.2-4})$$

ここで、 F_{ER} : 機器応答に関する係数
 F_{SR} : 建屋応答に関する係数
 F_{EC} : 耐力に関する係数

機器応答係数 F_{ER} 、建屋応答係数 F_{SR} 及び耐力係数 F_{EC} は、それぞれ以下に示す係数に分離して評価する。これらの係数は、フラジリティ評価上に存在する各種の不確実さ要因を評価したものであり、全て対数正規分布する確率量と仮定する。不確実さ要因の整理結果を第 3.2-8 表に示す。

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

ここで、 F_{ESS} : 機器応答評価用入力地震動に関する係数
 F_D : 機器の設計用減衰定数に関する係数
 F_{EM} : 機器の解析モデル化に関する係数
 F_{EMC} : 機器のモード合成に関する係数

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

ここで、 F_{SS} : 入力地震動のスペクトル形状に関する係数
 F_δ : 建屋の減衰に関する係数
 F_M : 建屋のモデル化に関する係数
 F_{NL} : 建屋の非線形応答に関する係数

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

ここで、 F_S : 機器の限界強度に関する係数
 F_{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

原子炉建屋の応答係数及び耐力係数については第 3.2-7 表の値を使用する。

以下では、各安全係数の詳細について示す。

(a) 機器応答係数 F_{ER} の評価法

i. 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、次式により機器入力動特性に関する安全係数の中央値 \bar{F} を評価することができる。

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

“機器入力動の中央値”としては、設計評価における拡張前の床応答曲線による機器の 1 次固有周期での応答値などが適用できる。なお、機器入力動には、建屋の応答特性や建屋への入力地震動に起因する不確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。

具体的な設定方法としては、マージンの取り方に応じた評価手法を選定しており以下のとおりとなる。

① 拡張有りの設計用床応答曲線を用いた評価を実施しているもの

$$F_{ESS} = \frac{Sa \text{ (拡張有り)}}{Sa \text{ (拡張無し)}}$$

ここで、

Sa (拡張有り (無し)) : 拡張有り (無し) の床応答曲線での応答加速度

拡張は建屋・地盤の物性値の不確実さを考慮したものであり、その不確実さは建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確実さは考慮しない。

$$\beta_R = \beta_U = 0$$

② 1.2ZPA (最大床応答加速度) 評価を実施しているもの

$$F_{ESS} = 1.2$$

建屋応答解析の不確実さは、建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確実さは考慮しない。

$$\beta_R = \beta_U = 0$$

③建屋連成時刻歴解析を実施し、発生荷重のマーヅンを考慮しているもの

$$F_{ESS} = \text{設定マーヅン}$$

建屋応答解析の不確実さは、建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確実さは考慮しない。

$$\beta_R = \beta_U = 0$$

④ZPA評価または時刻歴解析を実施しているもの

$$F_{ESS} = 1.0$$

建屋応答解析の不確実さは、建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確実さは考慮しない。

$$\beta_R = \beta_U = 0$$

ii. 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。従って、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、次式により減衰定数に関する安全係数の中央値 \bar{F} を評価する。

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

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

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

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

具体的には設計減衰定数の床応答曲線を用いて評価する。

$$F_D = \frac{Sa \text{ (設計減衰定数)}}{Sa \text{ (減衰定数中央値)}}$$

ここで、 Sa (設計減衰定数 (減衰定数中央値)) : 設計減衰定数 (減衰定数中央値)の床応答曲線での応答加速度

不確実さについては、設計減衰定数が99%信頼下限と考え、次式のとおりとする。

$$\beta_U = \frac{1}{2.33} \ln \frac{Sa \text{ (設計減衰定数)}}{Sa \text{ (減衰定数中央値)}} \quad \beta_R = 0$$

iii. 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

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

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

なお、設計評価において1質点系でモデル化される機器の場合は、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場合、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場合は、不確実さは考慮しなくてもよい。具体的には、多質点系でモデル化される場合は、主にモデル形状等に起因する不確実さが生じ得るため、 $\beta_U = 0.15^*$ ($F_{EM} = 1.0$ 、 $\beta_R = 0$) とする。

* : " Seismic Fragilities of Civil Structures and Equipments at The Diablo Canyon Power Plant" , Pacific Gas and Electric Company, 1988

iv. 機器のモード合成法に関する係数 F_{EMC}

設計評価において機器の地震応答がモーダル解析により評価されている場合に、実機の現実的な応答挙動をより精度良く模擬できる直接積分による時刻歴解析に比べ、モード合成に起因する保守性及び不確実さが生じるため、これが機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。

不確実さの評価では、モーダル解析による応答と試験や直接積分による時刻歴解析の応答の比較に基づく評価や、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、設計評価では一般にモード合成はSRSS (二乗和平方根法) により行われており、この場合は大きな保守性は有さないと考えられることから、 $F_{EMC} = 1.0$ とする。

また、モード合成の不確実さは、解析モデルにより分類した以下の値を用いる。

1質点系 $\beta_R = 0$ 、 $\beta_U = 0$

多質点系 $\beta_R = 0.15^*$ 、 $\beta_U = 0$

* : H14年度電共研「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」(以下、「H14年度電共研」という。)及びR.P.Kennedy and M.K.Ravindra “Seismic Fragilities For Nuclear Power Plant Risk Studies” , Nuclear Engineering and Design 79(1984)47-68

(b) 建屋応答係数 F_{SR} の評価法

建屋応答係数については、評価対象機器の設置される建屋に対する fragility 評価の中で評価される建屋応答係数を用いる。また、機器の損傷に支配的となる方向（水平・鉛直）における建屋応答係数を適用する。

ただし、機器 fragility 評価では、建屋 fragility 評価における建屋応答係数の各サブ係数に加え、建屋の非線形応答に関する係数 F_{NL} を別途考慮する必要がある。

本係数は、建屋の非線形応答により床応答スペクトルのピークがシフトするなどのスペクトル形状の変動が生じることにより機器の応答が大きくなる又は小さくなる影響を評価する係数である。ただし、機器の評価で対象となるような比較的周期の短い領域では建屋の非線形応答による応答低減の効果が現れるが、この効果は安全側に無視する。即ち、中央値は1.0とし、スペクトル形状の変動を不確かさとして考慮する。

ここでは、非線形応答に関する全不確かさを0.20とし、この内、情報に関する不確かさ(アンサートンティ)は0.10とする。即ち、以下の値とする。

$$\begin{aligned} F_{NL} &= 1.0 \\ \beta_U &= 0.10 \\ \beta_R &= \sqrt{\beta_{NL}^2 - \beta_U^2} \\ &= \sqrt{0.20^2 - 0.10^2} \\ &= 0.17 \end{aligned}$$

ただし、ZPA領域ではこの変動は小さいため、本係数は以下のとおりとする。

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

(c) 機器の耐力に関する安全係数 F_{EC}

i. 強度に関する係数 F_S

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

強度に関する係数の評価方法は、機器の構造部材が破断したりする場合のような構造損傷と、ポンプのような動的機器や電気盤のような電気的機器などにおいて、構造損傷が見られない場合でも誤動作や作動不能のような機能喪失をおこす場合のような機能損傷において評価方法が異なる。以下、各損傷モードに対する強度に関する係数の評価法の概要を示す。

[構造損傷]

一般に、地震以外の要因に起因する荷重（自重、内圧等の通常運転時に生ずる荷重）を差引き、以下のように評価する。

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

ここで、 a_U ：着目している損傷モードに対する限界荷重
 a_S ：設計評価における入力地震動により発生する荷重
 a_N ：通常運転時に発生する荷重

[機能損傷]

電気盤類のような電氣的機器やポンプ類のような動的機器については、構造強度のみでなく電氣的あるいは動的な機能維持の評価が必要である。これらの機器については、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）に基づきフラジリティ評価を行う。

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、このような加振試験結果から直接的にフラジリティを求めることはできない。誤動作等の生じていない加振試験結果に基づき強度に関する係数を評価する方法として、H14年度電共研「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」において整備した方法（ β 設定法）があり、本方法により誤動作・損傷に対する加速度の中央値を推定する。

β 設定法を用いることにより、次式により機能損傷に対する強度に関する係数を評価する。

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

ただし、 電氣的機器の場合 : $\beta_R=0.11$ 、 $\beta_U=0.17$
動的機器の場合 : $\beta_R=\beta_U=0.10$

なお、 β 設定法の考え方を以下に示す。

[β 設定法の概要]

フラジリティ評価において、HCLPFは次式により評価される。

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

ここで、 A_m ：フラジリティ加速度の中央値

上式より、

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

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

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

従って、“損傷加速度のH＝機能維持試験加速度”とし、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。

ii. 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_{μ}

評価対象部位の降伏後の塑性変形による機器全体系としてのエネルギー吸収効果を評価する係数である。本係数は、塑性率 μ の関数として与えられる。脆性損傷及び弾性域機能損傷については本係数は $F_{\mu} = 1$ とする。本係数は、以下に示すNewmarkの手法により評価する。

(i)機器の固有周期が設置床の床応答スペクトルの卓越周期領域にある場合

$$F_{\mu} = \sqrt{2\mu - 1}$$

ここで、 μ : 塑性率

(ii)機器の固有周期が設置床の床応答スペクトルの剛領域(ZPA)にある場合

$$F_{\mu} = \mu^{0.13}$$

また、不確かさは次式により算定する。

$$\beta_c = \frac{1}{3} \ln(F_{\mu})$$

$$\beta_R = \beta_U = \frac{1}{\sqrt{2}} \beta_c$$

ここで、塑性率 μ には以下の値を用いるものとする。

- ・ 一般の容器類 $\mu = 1.5^*$
- ・ 重機器類 $\mu = 2.0^*$
- ・ 配管 $\mu = 3.0^*$
- ・ 鋼構造 $\mu = 3.0^*$

* : N.M.Newmark, "Inelastic Design of Nuclear Reactor Structures and its Implication on Design of Critical Equipment", SMiRT Paper K4/1, 1977 SMiRT Conference, San Francisco, 1978

(2) 応答倍率による機器フラジリティ評価方法

安全係数法による標準プラントのフラジリティを基に、機器の1次固有値における応答加速度の倍率から対象プラントのフラジリティを、以下式により算定する。

$$Am_n = Am_0 \cdot \frac{Sa_0}{Sa_n} \cdot \frac{PGA_n}{PGA_0}$$

ここで、

- Am_0 : 標準プラントの機器が損傷に達するときの地震動強さ
(フラジリティ加速度) A_0 の中央値
- Am_n : 評価対象プラントの機器が損傷に達するときの地震動強さ
(フラジリティ加速度) A_n の中央値
- Sa_0 : 標準プラントの機器の1次固有値における応答加速度
- Sa_n : 評価対象プラントの機器の1次固有値における応答加速度
- PGA_0 : 標準プラントの基準地震動最大加速度
- PGA_n : 評価対象プラントの基準地震動最大加速度

④フラジリティ評価における耐力情報

評価部位、損傷モード(応力種類)についてはその機器において最も耐震性の低いものを選び、設定した。耐力値はその評価部位に使われる部材の、JSMEに記載されている許容値を適用した。確率分布については、中央値に関する不確かさの要素について、加振試験結果や文献値、工学的判断等によって評価し、 $\beta_R \cdot \beta_U$ として定量化して考慮した。

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

⑤フラジリティ評価における応答情報

評価部位、損傷モード(応力種類)についてはその機器において最も耐震性の低いものを選び、設定した。応答値はその部位にかかる発生応力を設定した。確率分布については、中央値に関する不確かさの要素について、加振試験結果や文献値、工学的判断等によって評価し、 $\beta_R \cdot \beta_U$ として定量化して考慮した。

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

⑥機器のフラジリティ評価結果

機器フラジリティ評価結果を第3.2-3表に示す。

ここで一例として使用済燃料ピット冷却器の各係数の評価結果を第3.2-9表に示す。また、フラジリティ曲線を第3.2-16図に示す。

3.2.d. 事故シーケンス

(1) 起回事象

①評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度

3.2.a.②の地震時特有の要因による分類を踏まえた地震 PRA における起回事象の扱いは以下のとおりである。事故シーケンスの評価方法を第 3.2-17 図に示す。

a. 原子炉建屋損傷：

原子炉建屋の損傷により、格納容器バイパスに至る事象として想定する。

b. 原子炉格納容器損傷：

原子炉格納容器の損傷により、格納容器バイパスに至る事象として想定する。

c. SGTR（複数本破損）：

蒸気発生器の内部構造品である伝熱管等の損傷により、次項に示す大破断LOCAを上回るLOCA（以下、「Excess LOCA」という。）と同時に、格納容器バイパスに至る事象として想定する。

d. 複数の信号系損傷：

運転コンソール等の損傷による複数の信号系の損傷により、直接炉心損傷に至る事象として想定する。

e. 原子炉補助建屋損傷：

原子炉補助建屋の損傷により、複数の電気盤が損傷し全交流動力電源喪失となり、RCP シールLOCAが発生し、直接炉心損傷に至る事象として想定する。

f. 炉内構造物損傷：

炉内構造物の損傷により、炉心部で冷却材の流れが阻害されることで、1次冷却材流量低による原子炉トリップ及び蒸気発生器除熱時の自然循環が阻害され、2次系からの除熱機能喪失に至る事象として想定する。

g. Excess LOCA：

原子炉容器等の損傷によりECCS注入能力を超えるような1次系圧力バウンダリの損傷を想定する。

h. 大破断LOCA／中破断LOCA／小破断LOCA：

1次冷却材圧力バウンダリを構成する設備の損傷規模に応じて、大破断LOCA、中破断LOCA、小破断LOCAの発生を想定する。

i. 2次系の破断：

主蒸気ライン配管の破損若しくはライン上の付帯機器(主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁)の損傷による2次系冷却の喪失事象を想定する。

耐震クラスCの配管、機器については地震時には損傷しているとして扱っている。

j. 原子炉補機冷却水機能喪失：

補機冷却水の機能喪失を想定する。なお、本事象はサポート系で扱っている。

k. 外部電源喪失：

高圧開閉所内の電気設備の碍子部を含めて、外部電源系の喪失を想定する。なお、本事象はサポート系で扱っている。

l. 初期にPCS（主蒸気、復水、給水系）が使用不可能な過渡事象/初期にPCSが使用可能な過渡事象：

地震時には過渡事象が想定されるが、過渡事象は、主給水流量喪失で代表して評価する。

m. インターフェイスシステムLOCA(IS-LOCA) :

IS-LOCAは、余熱除去隔離弁の誤開若しくは弁の内部破損により1次系の冷却水が低圧設計の2次側に流出する事象として想定される。ただし、地震により多重の余熱除去隔離弁(電動弁)が同時に誤開するような状況は稀有である。また、地震により弁体内部破損のような構造損傷が発生するよりも弁と接続する配管の構造損傷の方が先行して発生すると考えられ、配管破損であれば弁の隔離弁は健全な可能性が高く隔離機能に期待できる。したがって、IS-LOCAが発生する頻度は稀有として評価対象外とする。

n. 手動停止 :

地震による原子炉トリップを考慮しているため対象外とする。

o. ATWS :

原子炉トリップ失敗事象としてATWSを想定する。なお、ATWSは保守的に炉心損傷直結として評価する。

②階層イベントツリーとその説明

事故シーケンスの定量化では、第3.2-18図の起因事象階層ツリーで、地震により発生する起因事象の発生確率の和が1.0を越えないように取り扱う。発生する起因事象は事象の厳しいものが優先して配列され、上記の事象が発生しない場合は、主給水流量喪失のイベントツリーで評価する。

階層化した各起因事象の発生確率は、それぞれ対象とする建物・構築物・機器などを設定し、そのフラジリティを評価することで算出する。

また、後続のヘディングで考慮する起因事象の発生確率は、先行のヘディングで設定した起因事象が発生しない条件付きの確率として評価する。

(2) 成功基準

①成功基準の一覧

炉心損傷を防止するための緩和系の成功基準並びに余裕時間は、地震時においても内部事象出力時レベル1 PRA と相違ない。したがって、地震 PRA における成功基準は、内部事象出力時レベル1 PRA と同様のものを採用する。

使命時間については、内部事象出力時レベル1 PRA と同様に24時間を考慮し、地震動で損傷した機器の修理は期待していない。また、空調系の機能喪失から7日後に部屋の温度が許容温度を超える場合には、室内にある設備が機能喪失するとした。

(3) 事故シーケンス

①イベントツリー

イベントツリーのヘディングは、地震に引き続き発生する、プラントの事故に至る起因事象、緩和機能及び緩和機能に関わるシステム等を選定した。

イベントツリーの展開では、第3.2-18図に示した起因事象の階層イベントツリーと緩和機能の状態を表す事故進展イベントツリーに展開する。

イベントツリーは、内部事象出力時レベル1 PRA で作成された影響緩和系を頂上事象と

したフロントライン系イベントツリーを基にする。緩和系システムのサポート系及び緩和系システム間の共用系をフロントライン系から分離し、それぞれをイベントツリーに展開し、各々のイベントツリーを結合する。本評価では、以下に示す五つのイベントツリーを作成し、各々を結合した。地震評価用のイベントツリーの展開構成を第 3.2-19 図に示す。

a. 地震損傷機器イベントツリー

地震により機器が損傷した場合に影響を受けるシステムを、地震損傷機器イベントツリーのイベントヘディングに設定する。地震損傷機器イベントツリーでは、地震による建物・構築物・機器の地震損傷をモデル化する。地震損傷機器イベントツリーを第3.2-20図に示す。

b. サポート系イベントツリー

フロントラインのサポートシステムである電源系、計測・制御系、冷却水系等のシステムをサポート系イベントツリーのイベントヘディングに設定する。サポート系イベントツリーでは、内部事象出力時レベル 1 PRA で考慮したランダム故障及び人的過誤をモデル化する。

サポート系イベントツリーを第3.2-21図に示す。

c. 起回事象階層ツリー

地震に引き続き発生する、プラントの事故に至る起回事象は、起回事象階層ツリーで考慮する。起回事象階層ツリーは3.2.d.(1)②で記載のとおりである。

d. 共用系イベントツリー

フロントラインシステムで共用される設備や運転員操作等を共用系イベントツリーのイベントヘディングに設定する。共用系イベントツリーでは、内部事象出力時レベル 1 PRA で考慮したランダム故障及び人的過誤をモデル化する。共用系イベントツリーを第 3.2-22図に示す。

e. フロントラインイベントツリー

フロントラインイベントツリーでは、内部事象出力時レベル 1 PRA で構築したイベントツリーを用いる。フロントライン系イベントツリーでは、内部事象出力時レベル 1 PRA で考慮したランダム故障及び人的過誤をモデル化する。フロントラインイベントツリーとして、大破断LOCAイベントツリー、中破断LOCA イベントツリー、小破断LOCA イベントツリー、2次冷却系の破断イベントツリー及び主給水流量喪失イベントツリーを第 3.2-23～27図に示す。

(4) システム信頼性

①評価対象としたシステムとその説明

内部事象出力時レベル 1 PRA 評価でまとめた情報の活用や、地震による建屋・機器ごとの損傷モードによるプラントへの影響を整理して作成した建屋・機器リストを使って対象範囲を明確にした。各系統の情報や依存性については内部事象出力時レベル 1 PRA と同等である。

また、B 及び C クラス機器に対しても地震の影響を考慮している。

②機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

PWR プラントの冗長設備は基本的に対称配置されているため、冗長機器の損傷は完全相関を想定した。

③システム信頼性評価結果

条件付き分岐確率イベントツリー法により解析しているため、地震による損傷を考慮した機器ごとの信頼性は算出されない。ただし、システム毎に機器の損傷確率と地震加速度との関係を考慮して評価している。

④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

内部事象出力時レベル1 PRA と同様に、原子炉補機冷却機能喪失の RCP シール LOCA ヘディングの失敗確率を1とした。

(5) 人的過誤

①評価対象とした人的過誤及び評価結果

事故前の操作については内部事象出力時レベル1 PRA と同等の扱いである。地震後の現場操作については、実施が困難である可能性があるため、原則、期待していない。

(6) 炉心損傷頻度

①炉心損傷頻度の算出に用いた方法

CDF 評価（点推定）は、炉心損傷に至る各事故シーケンスの発生頻度を合計して算出した。各事故シーケンスの発生頻度は、地震ハザードから求めた発生頻度に事故シーケンスの条件付き発生確率を乗じて算出した。なお、解析コードは RISKMAN®を用い、評価地震動範囲は 0.2G～1.2G とした。

②炉心損傷頻度結果

前述のとおりの手順でモデルを定量化した結果、全 CDF は 1.9×10^{-6} （/炉年）となった。起因事象別の CDF を第 3.2-10 表に示す。起因事象別の結果では、外部電源喪失を起因とする CDF が 1.8×10^{-6} （/炉年）と全体の約 9 割程度と大部分を占めている。

また、炉心損傷カテゴリー別の CDF を第 3.2-11 表に示す。炉心損傷カテゴリー別では、「安全機能のサポート機能喪失（電源機能）」のうち、地震により外部電源喪失し、かつ内燃機関が損傷し非常用 DG の機能喪失となり、全交流動力電源喪失となる事故シーケンスが支配的となった。

さらに、加速度区分別の CDF を第 3.2-12 表に示す。加速度区分別では、0.8～1.0G が約 4 割弱と一番大きく、次に 0.6～0.8G が約 3 割程度、1.0～1.2G までが約 2 割強となった。

起因事象別、炉心損傷カテゴリー別及び加速度区分別 CDF 寄与割合を示すパイチャートを第 3.2-28～3.2-30 図に示す。

③重要度解析、不確かさ解析及び感度解析

a. 重要度解析

CDFに対するFV重要度を評価し、CDFへの寄与の大きい因子を分析した。重要度は地

震で対象とする機器単位で算出した。

具体的には全CDF及びCDFが 1.0×10^{-7} /炉年以上の炉心損傷カテゴリーについてFV重要度評価を実施した。評価結果を第3.2-13表に示す。また、FV重要度の上位の設備と、事故シーケンスとの関係は以下の通りである。

○安全機能のサポート機能喪失（電源機能）

①外部電源喪失＋非常用所内電源喪失（非常用DG喪失）

地震により、外部電源が喪失する。また、非常用DGの内燃機関が損傷し、非常用所内電源が喪失する。

②外部電源喪失＋非常用所内電源喪失（DC電源喪失）

地震により、外部電源が喪失する。また、充電器盤が損傷することにより、125V直流電源が喪失し、非常用DG起動不能になるため、非常用所内電源が喪失する。

③外部電源喪失＋非常用所内電源喪失（空調用冷水設備の喪失／安全補機開閉器室空調系喪失）

地震により、空調用冷水配管が損傷し、空調用冷水設備が機能喪失することで安全補機開閉器室空調系の除熱に失敗する。安全補機開閉器室の室温が上昇し、室内のメタクラが故障することで非常用DGが使用できなくなり、非常用所内電源が喪失する。室温上昇抑制の対応などにも長期間（7日間）全く期待しないとしたために、地震PRA結果の中では寄与が大きくなっている。

全CDFのFV重要度を第3.2-14表に示す。全CDFのFV重要度は、感度解析の評価条件を決定する際に活用している。

○ECCS注水機能喪失

①大破断LOCAを上回る規模のLOCA

地震による原子炉建屋の損傷として、建屋及び建屋内の設備の損傷を想定する。原子炉建屋内の全ての設備が同時に損傷することを想定した場合には、ECCS注入配管が構造損傷して制御できない大規模なLOCAが発生すると同時に、ECCS注入機能も喪失することから、ECCS注入機能喪失となる。

②小破断LOCA＋高圧注入失敗

地震により原子炉容器（空気抜管台）が損傷することで、小破断LOCAが発生する。また、非常用DGや直流電源等（サポート系の機能喪失）の損傷が重畳することで高圧注入に失敗して、ECCS注入機能喪失となる。

③大破断LOCA＋低圧注入失敗

地震により加圧器サージ管が損傷することで、大破断LOCAが発生する。また、非常用DGや直流電源等（サポート系の機能喪失）の損傷が重畳することで低圧注入に失敗して、ECCS注入機能喪失となる。

○2次冷却系からの除熱機能喪失

①外部電源喪失＋補助給水失敗

地震により外部電源系が損傷し外部電源が喪失する。また、補助給水ピットの

損傷が重畳することで補助給水失敗となり、2次冷却系からの除熱機能喪失となる。

②主給水流量喪失+補助給水失敗

地震により主給水系が損傷し、主給水流量喪失が発生する。また、充電器盤の損傷が重畳することで直流電源が喪失し、電動補助給水ポンプの起動に失敗する。さらに、タービン動補助給水ポンプへ蒸気を供給するために必要な直流の起動弁の開に失敗することから、タービン動補助給水ポンプの起動にも失敗する。電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの機能喪失により補助給水失敗となり、2次冷却系からの除熱機能喪失となる。

b. 不確実さ解析

確率論的地震ハザード、機器フラジリティ、ランダム故障の不確実さに着目した全CDFの不確実さ解析として、全CDFの下限値、中央値、平均値及び上限値を評価した。評価結果を第3.2-14表に示す。

全CDFの不確実さ幅を示すEFは8.3という結果となった。これは、各パラメータの不確実さの影響により、上限と下限の間に約70倍の不確実さ幅があることを意味する。CDFの不確実さは、確率論的地震ハザード曲線の不確実さの影響を受けるため、確率論的地震ハザードの不確実さ情報として、確率論的地震ハザード曲線（水平）の超過発生頻度（/年）を確認した。第3.2-31図より、信頼度区分90%～最大値と、最小値～10%の比を確認したところ、加速度が大きくなるほど不確実さが増しており、加速度区分5（1.0G～1.2G）では約60倍となっている。点推定評価結果より、比較的、加速度が高い加速度区分3（0.6G～0.8G）～加速度区分5（1.0G～1.2G）が全CDFの約8割を占めている。加速度が高い領域におけるハザードの不確実さが、CDFへの不確実さに影響したと考えられる。なお、CDFの不確実さは、確率論的地震ハザードの不確実さにフラジリティの不確実さが加わって評価される。

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

c. 感度解析

PRA結果に重要な影響を与えるモデルの不確実さの要因や重要な解析条件として、学会標準でも記載されている機器の相関について感度解析条件を設定して解析を実施し、PRA結果への影響を考察した。具体的には、冗長性のある機器でも完全相関として評価しているが、ここでは第3.2-15表で示す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。

冗長設備を完全相関にした場合の損傷確率を第3.2-16表に示す。また、独立とした場合の損傷確率を第3.2-17表に示す。冗長設備を独立にすることによって、損傷確率が低下していることが確認できる。

感度解析のCDFを第3.2-18表に示す。CDFは、約6割程度低減する結果となった。加速度区分別に結果を分析すると比較的低い加速度（0.2G～0.4G）ではランダム故障の寄

与が高く地震による冗長機器の寄与は小さいため相関性の感度がほとんどなかった。中程度の加速度（0.4G～1.0G）は、相関性の効果が大きく、約7～9割程度の低減が見られた。高加速度（1.0G以上）では、対象機器のHCLPFが小さいため、相関性の効果が小さいことが確認された。

感度解析の結果から、CDFの真値が冗長設備を完全相関もしくは独立と扱った場合において、完全相関とした評価でも過度に保守的な評価にはならないことを確認した。

なお、本感度解析では、炉心損傷の低減度合を把握することを目的とするため、冗長関係にある機器以外と組み合わせによる炉心損傷シナリオは考慮していない。

PRA を実施するために収集した情報及び主な情報源

	PRA 評価作業	情 報	主な情報源	
1	プラントの設計・運転の把握	PRA 実施にあたり必要とされる設計、運転管理に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 内部事象出力時レベル 1 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 	
2	地震ハザード評価	対象サイト周辺地域での地震発生様式を考慮し、震源モデルの設定に係る震源特性や、地震動電波モデルの設定に係る地震動伝播特性に関する情報		
3	建屋・機器フラジリティ評価	プラント固有の建屋・機器の耐力評価ならびに応答評価に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> 国内外の PRA 情報 	
4	事故シーケンス評価	a)事故シナリオの分析と起 因事象の分類	大規模地震時に想定されるプラント状態	<ul style="list-style-type: none"> 国内外の PRA 情報
		b)事故シーケンスの分析・成 功基準の設定・イベント ツリーの作成	<ul style="list-style-type: none"> 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 	<ul style="list-style-type: none"> 上記 1 の情報源 既往の PRA 情報
		c)システムのモデル化	対象プラントに即した機器故障モード、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 3.2-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング (1/4)

事故シナリオ	スクリーニング	結果	備考
地震による安全機能への間接的影響			
①全機能 SSC 以外の屋内設備の損傷による間接的影響			
天井クレーンの転倒・落下による原子炉容器、格納容器への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器ポーラクレーンは Ss 地震動に対する地震動に対して落下防止装置を有する。 ・万一落下防止装置が破損しても、リングガード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。 	除外可	—
耐震 B、C クラスの機器の損傷に伴う S クラス機器の損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震設計審査指針では、S クラスの機器は、B、C クラスの機器の破損によって波及的破損が生じないことを要求しており、耐震設計で考慮されている。 ・PWD 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。 	除外可	—
タービンミサイルによる隣接原子炉建屋内関連設備への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・タービンミサイルの影響は設置許可申請において評価・審査されており、万一、タービンの設計最大速度でミサイルとなった場合も格納容器を貫通しないことを確認している。 ・地震でタービン軸受けが損傷するような地震動には「タービン軸振動大」によりタービントリップされ減速されるため、タービン翼が破損しても設計最大速度でミサイルとなることはない。 	除外可	—

第 3.2-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング (2/4)

事故シナリオ	スクリーニング	結果	備考
②安全機能 SSC 以外の屋外設備の損傷による間接的影響			
排気塔などの転倒による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・ PWR の排気塔は格納容器に沿った、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。 	除外可	—
斜面崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・ 斜面崩壊が建屋に影響する可能性はあるが、現状、定量的な評価手法が確立されていないため、今後の課題とする。 		
送電網の鉄塔などの損傷に伴う外部電源喪失への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震 PSA 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 で考慮済。	現実的な評価で脆弱性低減が見込まれるが炉心損傷頻度への影響は小さい。
安全上重要な設備の冷却に使用可能な給水源の停止に伴う冷却水枯渇の影響	<ul style="list-style-type: none"> ・ 安全上重要な設備の冷却用水源（海水取水設備、CCW サージタンク、RWSP、補助給水ピット、2次系純水タンク）の脆弱性については地震 PSA で考慮済みである。 	地震 PRA で考慮済。	—

第 3.2-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング (3/4)

事故シナリオ	スクリーニング	結果	備考
③運転員操作の阻害による波及的影響			
地震前（設計、製作、組立、検査等）のミス	<ul style="list-style-type: none"> ・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、並びに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 PSA 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。 	除外可	—
地震時、地震後の人的過誤	<ul style="list-style-type: none"> ・地震により原子炉はトリップされ、プラントは長期炉心冷却モードに移行する。この安全停止のための運転員操作は地震収束後であり運転員の操作は可能である。 ・地震により炉心損傷に至るような事象が発生したとしても、地震 PSA で期待する運転員による緩和操作（手動トリップ、安全注入手動投入、フィードアンドブリード運転、主蒸気逃がし弁手動開）は中央制御室近傍で操作可能である。 	除外可	—
変圧器などの碍子類の損傷によるサイト電源の停電に伴うバックアップ操作の支障	<ul style="list-style-type: none"> ・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、事故時運転手順書に従い、中央制御室近傍で操作可能である。 	除外可	—
構内通行支障、要員への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 	除外可	—

第 3.2-2 表 地震による事故シナリオのスクリーニング (4/4)

事故シナリオ	スクリーニング	結果	備考
その他の事故シナリオ			
④余震による地震動の安全機能への影響			
本震直後の余震による炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・地震ハザード評価では本震、余震の区別なく発生頻度が評価されており、また本震を上回るような余震は稀有である。 ・本震後は原子炉はトリップされ、事故時運転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 PSA 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。	評価手法整備が必要である。
⑤経年変化を考慮した場合の影響			
経年変化を考慮した場合の炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・予防保全や PLM 評価で設計想定以上の劣化が予測された場合は 保守や交換がなされる。 ・プラントウォークダウンにより経年劣化が生じていないことを確認した。 	除外可	—

第 3.2-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (1/15)

	設 備	基事象 記号	評価部位	損傷 モード	治 3 号機		影 響
					Median (G)	HOLPF (G)	
					β U		
ALEX: Excess-LOCA	原子炉建屋	ZBDGE2	-	構造損傷	2.16 0.26 0.29	0.88	原子炉建屋の構造損傷により、安全上重要な設備の機能が不能となり直接炉心損傷に至ることを想定する。
ALSB: SBO+LUHS	原子炉補助建屋	ZBLDGC	-	構造損傷	2.92 0.26 0.29	1.20	制御建屋の構造損傷により、安全上重要な設備の機能が不能となり直接炉心損傷に至ることを想定する。
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	安全系現場制御監視盤	ZSFS	-	機能損傷	8.85 0.14 0.23	4.80	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR: 過渡事象+2次系除熱		ZSFSM	-	構造損傷	23.83 0.19 0.21	12.31	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	運転コンソール	ZMGB	-	機能損傷	2.65 0.13 0.23	1.46	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR: 過渡事象+2次系除熱		ZMGBM	フレーム	構造損傷	3.54 0.09 0.22	2.12	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	中央制御室外原子炉停止盤	ZEP	-	機能損傷	11.51 0.15 0.23	6.14	中央制御室外での安全停止操作盤。プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR: 過渡事象+2次系除熱		ZEPM	基礎ボルト	構造損傷	78.79 0.09 0.17	51.30	中央制御室外での安全停止操作盤。プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	工学的安全施設作動盤	ZRPL	-	機能損傷	3.98 0.13 0.23	2.19	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR: 過渡事象+2次系除熱		ZRPLM	-	構造損傷	26.21 0.19 0.21	13.54	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	原子炉安全保護盤	ZRPR	-	機能損傷	13.30 0.13 0.23	7.34	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR: 過渡事象+2次系除熱		ZRPRM	-	構造損傷	18.60 0.19 0.21	9.61	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	炉内構造物	ZRXINT	ラジアルサ ポート	構造損傷	3.89 0.25 0.26	1.67	炉心への冷却材の流れを大幅に阻害するような損傷により、直接炉心損傷に至る。
ALTR: 過渡事象+2次系除熱	炉心支持構造物	ZCSS	下部炉心支持 柱	構造損傷	6.48 0.28 0.31	2.44	炉心への冷却材の流れを大幅に阻害するような損傷により、直接炉心損傷に至る。
ALEX: Excess-LOCA	原子炉容器	ZRXVS1	出口管台 (セーフエンド)	構造損傷	2.64 0.20 0.19	1.38	原子炉容器の構造損傷により制御できない大規模LOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。
SL: 小破断LOCA	原子炉容器	ZRXVS2	空気抜管台	構造損傷	1.58 0.20 0.19	0.83	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定。
ALEX: Excess-LOCA	一次冷却材管	ZNP1P1	ホットレグ	構造損傷	2.82 0.19 0.19	1.51	全ループでの一次冷却材管破損により直接炉心損傷に至る。
LL: 大破断LOCA	一次冷却材管	ZNP1P2	蓄圧タンク注 入管台	構造損傷	19.27 0.20 0.19	10.12	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定。
ML: 中破断LOCA	一次冷却材管	ZNP1P3	充てん管台	構造損傷	5.23 0.20 0.19	4.84	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定。

第 3.2-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (2/15)

[]	設 備	基事象 記号	損傷 モード	泊 3 号機		影 響
				Median(G)	HCLPF (G)	
—	1 次冷却材ポンプ	—	機能損傷	—	—	炉心損傷防止機能に影響なし。
ALEX : Excess-LOCA		ZROP	構造損傷	14.80 0.20 0.19	7.77	全 1 次冷却材ポンプの大規模なバウンダリ損傷により制御できない大規模LOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。
ALTR : 過渡事象+2次系除熱	ケーブルトレイ	ZCABLE	構造損傷	2.08 0.19 0.19	1.13	プラントの重要な制御、保護機能が不能となり直接炉心損傷に至る。
ALTR : 過渡事象+2次系除熱	ソレノイド分電盤	ZSD	機能損傷	9.75 0.14 0.23	5.29	[] 電磁弁の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。
ALTR : 過渡事象+2次系除熱		ZSDM	構造損傷	60.73 0.08 0.17	40.20	[] 電磁弁の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定。
ALSV : LUHS	電動弁	ZMV	機能損傷	2.98 0.25 0.25	1.34	[] 電動弁の機能損傷により炉心損傷に至る場合を想定（一般弁の値）。
ALSV : LUHS		—	構造損傷	—	—	[] 電動弁の構造損傷により炉心損傷に至る場合を想定。
ALTR : 過渡事象+2次系除熱	逆止弁	ZOV	機能損傷	20.94 0.14 0.19	12.14	[] 逆止弁の機能損傷により直接炉心損傷に至る場合を想定。
ALTR : 過渡事象+2次系除熱		—	構造損傷	—	—	[] 逆止弁の構造損傷により直接炉心損傷に至る場合を想定。
ALEX : Excess-LOCA	炉内計装引出管	ZINSTR	構造損傷	32.29 0.28 0.35	11.41	構造損傷によりRV下部での制御できないLOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。
ALAT : 地震AT+制御棒挿入不能	燃料集合体	ZFUEL	構造損傷	8.11 0.28 0.31	3.06	燃料集合体の損傷とともに、制御棒挿入が不能となる。 (ATWS事象は、炉心損傷を想定)
ALAT : 地震AT+制御棒挿入不能	制御棒クラスタ	ZORROD	構造損傷	3.68 0.09 0.23	2.17	制御棒クラスタの損傷とともに、制御棒挿入が不能となる。 (ATWS事象は、炉心損傷を想定)
ALEX : Excess-LOCA	制御棒駆動機構（制御棒駆動装置）	ZORRG	構造損傷	0.20 0.25 0.25	1.43	制御棒駆動機能の全喪失とともに、全制御棒での圧力ハウジング損傷による制御できないLOCAを想定し、直接炉心損傷に至る。
ALEX : Excess-LOCA	原子炉格納容器	ZRV	構造損傷	2.67 0.19 0.25	1.31	原子炉格納容器の損傷により制御できない大規模LOCAを想定し、直接炉心損傷に至る。
ALEX : Excess-LOCA	蒸気発生器	ZSG1	構造損傷	3.30 0.20 0.19	1.73	[] 蒸気発生器の構造損傷により制御できない大規模LOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。
VR : Excess-LOCA+CVバイパス	蒸気発生器	ZSG2	構造損傷	4.45 0.31 0.31	1.59	蒸気発生器の構造損傷により制御できない大規模LOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。また、接続する主給水、主蒸気配管はCVバイパス経路となる。
MB : 2次系破断	蒸気発生器	ZSG3	構造損傷	2.87 0.20 0.19	1.50	主蒸気ラインまたは主給水配管の損傷による2次冷却系破断を想定。
LL : 大破断LOCA	加圧器	ZPZR1	構造損傷	4.49 0.25 0.25	1.96	加圧器の構造損傷により 1 ループでの大破断LOCAを想定。
SL : 小破断LOCA	加圧器	ZPZR2	構造損傷	2.56 0.25 0.25	1.12	加圧器の構造損傷により 1 ループでの小破断LOCAを想定。
LL : 大破断LOCA	RHR高温側吸込み配管	ZB0PL1	構造損傷	13.46 0.31 0.35	4.53	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定（余熱除去設備配管の値）。
LL : 大破断LOCA	加圧器サージ管	ZB0PL2	構造損傷	2.36 0.25 0.25	1.06	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定（一次冷却設備配管の値）。

第 3.2-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (3/15)

[]	設 備	基事象 記号	損傷 モード	泊3号機		影 響
				Median (G)	HCLPF (G)	
LL : 大破断LOCA	蓄圧タンク注入配管 (C/L側)	ZBOP3	構造損傷	6.75 0.20 0.25	3.21	1次冷却材の流出による大破断LOCAを想定 (安全注入設備配管の値)。
ML : 中破断LOCA	余熱除去ポンプ配管 (C/L側)	ZBOP4	構造損傷	13.46 0.31 0.35	4.53	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定 (余熱除去設備配管の値)。
ML : 中破断LOCA	余熱除去ポンプ配管高温側	ZBOP5	構造損傷	6.75 0.20 0.25	3.21	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定 (安全注入設備配管の値)。
ML : 中破断LOCA	充てん注入ライン配管 (C/L側)	ZBOPM1	構造損傷	7.50 0.31 0.35	2.52	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定 (一般配管の値)。
ML : 中破断LOCA	加圧器スプレイン配管	ZBOPM2	構造損傷	0.31 0.35 7.50	2.52	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定 (一般配管の値)。
ML : 中破断LOCA	CVCS抽出配管	ZBOPM6	構造損傷	0.31 0.35 7.50	2.52	1次冷却材の流出による中破断LOCAを想定 (一般配管の値)。
QU : 加圧器圧力制御系	加圧器安全弁	ZPSV	機能損傷	148.03 0.20 0.25	70.45	加圧器安全弁の機能喪失。
SL : 小破断LOCA		-	構造損傷	-	-	加圧器安全弁からの小破断LOCAが発生。
QU : 加圧器圧力制御系	加圧器透がし弁 (電磁弁を含む)	ZPORV	機能損傷	5.60 0.20 0.25	2.73	加圧器透がし弁の機能喪失。
SL : 小破断LOCA		-	構造損傷	-	-	加圧器透がし弁からの小破断LOCAが発生。
SL : 小破断LOCA	SIS高圧注入ポンプ高温側 (配管)	ZBOPM3	構造損傷	7.50 0.31 0.35	2.52	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定 (一般配管の値)。
SL : 小破断LOCA	高圧注入系配管 (C/L側)	ZBOPM4	構造損傷	7.50 0.31 0.35	2.52	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定 (一般配管の値)。
SL : 小破断LOCA	格納容器冷却材ドレン配管	ZBOPM5	構造損傷	7.50 0.31 0.35	2.52	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定 (一般配管の値)。
SL : 小破断LOCA	SSサンプル冷却器注入配管	ZBOPS1	構造損傷	7.50 0.31 0.35	2.52	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定 (一般配管の値)。
SL : 小破断LOCA	余剰抽出冷却器注入ライン配管	ZBOPS2	構造損傷	7.50 0.31 0.35	2.52	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定 (一般配管の値)。
SL : 小破断LOCA	RV頂部ベントライン配管	ZBOPS3	構造損傷	7.50 0.31 0.35	2.52	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定 (一般配管の値)。
SL : 小破断LOCA	RVからWDS 格納容器冷却材ドレンタンクへの配管	ZBOPS4	構造損傷	7.50 0.31 0.35	2.52	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定 (一般配管の値)。
SL : 小破断LOCA	加圧器安全弁配管	ZBOPS5	構造損傷	2.36 0.25 0.25	1.06	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定 (一次冷却設備配管の値)。
SL : 小破断LOCA	加圧器透し弁配管	ZBOPS6	構造損傷	2.36 0.25 0.25	1.06	1次冷却材の流出による小破断LOCAを想定 (一次冷却設備配管の値)。

第 3.2-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (4/15)

	設 備	基事象 記号	損傷 モード	泊 3 号機		影 響
				Median(G)	HCLPF (G)	
QV : 主蒸気圧力制御系	主蒸気逃がし弁(電磁弁を含む)	ZSGP01	機能損傷	9.54 0.25 0.30	3.84	主蒸気逃がし弁の機能喪失。 (2次系冷却には主蒸気逃がし弁または主蒸気安全弁の作動が必要)
MB : 2次系破断		—	構造損傷	—	—	主蒸気逃がし弁の構造損傷により2次系破断が発生。
Q5 : 主蒸気安全弁	主蒸気安全弁	ZMSSV	機能損傷	25.48 0.25 0.29	10.59	主蒸気安全弁の機能喪失。 (2次系冷却には主蒸気逃がし弁または主蒸気安全弁の作動が必要)
MB : 2次系破断		—	構造損傷	—	—	主蒸気安全弁からの蒸気流出により2次系破断が発生。
MB : 2次系破断	主蒸気ライン配管	ZBOPJ	構造損傷	7.02 0.25 0.30	2.83	主蒸気ライン配管からの蒸気流出により2次系破断が発生(主蒸気設備配管の値)。
QA : 外部電源系	外部電源系	ZOP	機能損傷	0.25 0.50	0.09	外部電源の喪失(文献値(1992年 IEEE Seabrook)による)。
QB : 125V DC電源	直流コントロールセンタ	ZDMP	機能損傷	2.23 0.14 0.23	1.21	直流電源の喪失。
QB : 125V DC電源		ZDMPM	構造損傷	16.83 0.19 0.21	8.81	直流電源の喪失。
QB : 125V DC電源	補助建屋直流分電盤	ZDDP1	機能損傷	9.75 0.14 0.23	5.29	直流電源の喪失。
QB : 125V DC電源		ZDDP1M	構造損傷	34.69 0.08 0.17	22.96	直流電源の喪失。
QG : 125V DC電源(バッテリー)	充電器盤	ZBCP	機能損傷	1.34 0.14 0.23	0.72	バッテリー及び直流電源の充電器機能の喪失。
QG : 125V DC電源(バッテリー)		ZBCPM	構造損傷	7.53 0.19 0.19	4.00	バッテリー及び直流電源の充電器機能の喪失。
QC : 125V DC電源(バッテリー)	蓄電池	ZBATRK	構造損傷	5.90 0.19 0.19	3.15	バッテリーの機能喪失。
QD : 6.6kV非常用電源	メタクラ	ZMC	機能損傷	2.30 0.09 0.15	1.54	非常用6.6kV母線の機能喪失。
QD : 6.6kV非常用電源		ZMCM	構造損傷	12.68 0.19 0.21	6.58	非常用6.6kV母線の機能喪失。

第 3.2-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (5/15)

	設 備	基事象 記号	損傷 モード	泊 3 号機		影 響
				Median (G)	HCLPF (G)	
				βR		
QE : 6.6kV非常用電源DG	非常用ディーゼル発電機 (DG)	ZDG1	機能損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG		ZDGM	構造損傷	6.66 0.09 0.17	4.33	非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG	内燃機関	ZDG	機能損傷	0.97 0.13 0.19	0.57	非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG		ZDGM	構造損傷	7.26 0.19 0.20	3.87	非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG	過給機	ZDGT	機能損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG		ZDGTM	構造損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG	調速装置及び非常用調速装置	ZDGS6	機能損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG		ZDGS6M	構造損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG	DG関連配管	ZBOPD	構造損傷	7.50 0.31 0.35	2.52	非常用所内電源の機能喪失 (一般配管の値)。
QE : 6.6kV非常用電源DG	励磁装置	ZDGME	機能損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG		ZDGMEM	構造損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG	保護継電装置	ZDGPRE	機能損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG		ZDGPREM	構造損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG	シリンダ冷却水タンク	ZDGBT	構造損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG	シリンダ冷却水ポンプ	ZDGBP	機能損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG		ZDGBPM	構造損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG	清水冷却器	ZSWCM	構造損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG	燃料弁冷却水タンク	ZFVCT	構造損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG	燃料弁冷却水冷却器	ZFVCM	構造損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。

第 3.2-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (6/15)

	設 備	基事象 記号	損傷 モード	泊 3 号機		影 響		
				Median (G)	HCLPF (G)			
				βR βU				
QE : 6.6kV非常用電源DG	燃料弁冷却水ポンプ	ZFVCP	機能損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。		
QE : 6.6kV非常用電源DG		ZFVCPM	構造損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。		
QE : 6.6kV非常用電源DG	燃料油コン器	ZDGFМ	構造損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。		
QE : 6.6kV非常用電源DG	潤滑油冷却器	ZDGLCM	構造損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。		
QE : 6.6kV非常用電源DG	潤滑油ポンプ	ZDGLP	機能損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。		
QE : 6.6kV非常用電源DG		ZDGLPM	構造損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。		
QE : 6.6kV非常用電源DG	潤滑油タンク	ZDGLT	構造損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。		
QE : 6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機制御盤	ZDGC	機能損傷	3.23	1.75	非常用所内電源の機能喪失。		
QE : 6.6kV非常用電源DG				ZDGM			構造損傷	0.14
								0.23
QE : 6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機コントロールセンタ	ZGCC	機能損傷	20.73	2.62	非常用所内電源の機能喪失。		
QE : 6.6kV非常用電源DG				ZGCCM			構造損傷	0.20
								0.21
QE : 6.6kV非常用電源DG	燃料油貯油槽建屋	ZBDFOT	構造損傷	4.84	2.83	非常用所内電源の機能喪失。		
QE : 6.6kV非常用電源DG				ZDGEF			機能損傷	0.14
								0.23
QE : 6.6kV非常用電源DG	DG燃料油貯蔵タンク	ZFOTK	構造損傷	14.04	-	非常用所内電源の機能喪失。		
QE : 6.6kV非常用電源DG				ZDGEPM			構造損傷	0.09
								0.17
QE : 6.6kV非常用電源DG	燃料油サービスタンク	ZDGTK	構造損傷	6.70	9.74	非常用所内電源の機能喪失。		
QE : 6.6kV非常用電源DG				ZDPPP			機能損傷	0.24
								0.28
QE : 6.6kV非常用電源DG	DG燃料油供給ポンプ	ZDPPP	構造損傷	14.96	-	非常用所内電源の機能喪失。		
QE : 6.6kV非常用電源DG				ZDGPV			機能損傷	0.09
								0.17
QE : 6.6kV非常用電源DG	D/G出力電圧	ZDGPV	機能損傷	2.65	1.46	非常用所内電源の機能喪失。		
QE : 6.6kV非常用電源DG				ZDGAIR			構造損傷	0.13
								0.23
QE : 6.6kV非常用電源DG	空気だめ	ZDGAIR	構造損傷	4.81	3.23	非常用所内電源の機能喪失。		
QE : 6.6kV非常用電源DG				ZDGAIR			構造損傷	0.09
								0.15

第 3.2-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (7/15)

	設 備	基事象 記号	損傷 モード	泊 3 号機		影 響
				Median (G)	HCLPF (G)	
				βR		
QE : 6.6kV非常用電源DG	主始動弁 (電磁弁を含む)	ZDGMV	機能損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG		-	構造損傷	-		非常用所内電源の機能喪失。
QE : 6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機室給気ファン VSF39C, D	ZDGRSF	機能損傷	6.70 0.09 0.15	4.50	DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)
QE : 6.6kV非常用電源DG		-	構造損傷	18.41 0.09 0.17	11.98	DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)
QE : 6.6kV非常用電源DG	原子炉建屋給気ガラリフィルタ	ZDGRFI	構造損傷	439.10 0.20 0.20 0.30	226.94	DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)
QE : 6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機室換気系ダクト	ZDGRDC	構造損傷	0.21 0.33 3.79	2.53	DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)
QE : 6.6kV非常用電源DG	空気作動ダンパ D-VS-402C, D	ZDGRAD	機能損傷	0.20 0.20	1.95	DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)
QE : 6.6kV非常用電源DG		-	構造損傷	-		DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)
QE : 6.6kV非常用電源DG	防火ダンパ F-VS-401B	ZDGRFD	機能損傷	7.56 0.20 0.20	3.90	DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)
QE : 6.6kV非常用電源DG		-	構造損傷	-		DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)
QE : 6.6kV非常用電源DG	逆止ダンパ G-VS-401C, D	ZDGRCD	機能損傷	4.05 0.20 0.19	2.12	DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)
QE : 6.6kV非常用電源DG		-	構造損傷	-		DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)
QE : 6.6kV非常用電源DG	ディーゼル発電機室室内空気温度計 3TS-2747, 2748, 2751, 2752	ZDGTMM	機能損傷	2.85 0.15 0.23	1.52	DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)
QE : 6.6kV非常用電源DG		-	構造損傷	-		DGのサポート機能が喪失する (外電喪失時にDGが運転している場合のみ必要)
QF : 440V非常用電源	パワーコントロールセンタ	ZPC	機能損傷	2.23 0.14 0.23	1.21	非常用440Vパワーセンタ母線の機能喪失。
QF : 440V非常用電源		ZPCM	構造損傷	6.50 0.19 0.21	3.40	非常用440Vパワーセンタ母線の機能喪失。
QF : 440V非常用電源	動力変圧器	ZMTR	機能損傷	-		非常用440V母線の機能喪失。
QF : 440V非常用電源		ZMTRM	構造損傷	16.47 0.19 0.21	8.51	非常用440V母線の機能喪失。
QF : 440V非常用電源	原子炉コントロールセンタ	ZRCC	機能損傷	4.40 0.13 0.23	2.42	非常用440V原子炉コントロールセンタ母線の機能喪失。
QF : 440V非常用電源		ZRCCM	構造損傷	11.36 0.08 0.17	7.52	非常用440V原子炉コントロールセンタ母線の機能喪失。

第 3.2-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (8/15)

	設 備	基事象 記号	損傷 モード	泊 3 号機		影 響
				Median (G)	HCLPF (G)	
				βR		
				βU		
				14.72		
QH : 100V 計装用電源	計器用インバータ盤	ZINV	機能損傷	0.14	7.99	計装用電源の喪失。
QH : 100V 計装用電源		ZINVM	構造損傷	0.23		
				58.07		
				0.08	38.44	計装用電源の喪失。
				0.17		
				9.75		
QH : 100V 計装用電源	計装用交流分電盤	ZIDD	機能損傷	0.14	5.29	計装用電源の喪失。
QH : 100V 計装用電源		ZIDDM	構造損傷	0.23		
				60.73		
				0.08	40.20	計装用電源の喪失。
				0.17		
				3.98		
QH : 100V 計装用電源	計装用交流電源切替器盤	ZIBB	機能損傷	0.13	2.19	計装用電源の喪失。
QH : 100V 計装用電源		ZIBBM	構造損傷	0.23		
				48.67		
				0.08	32.15	計装用電源の喪失。
				0.17		
QK : 安全注入信号	格納容器圧力	ZPDP1	機能損傷	8.53	4.55	格納容器スプレ系、安全注入信号の機能喪失。
QN : 格納容器スプレ系		ZPDP3	機能損傷	0.15		
				0.23		
				6.41		
QK : 安全注入信号	加圧器圧力	ZPZRP1	機能損傷	0.14	3.48	安全注入信号の機能喪失。
				0.23		
				3.22		
QJ : 原子炉トリップ	原子炉トリップ遮断器盤	ZRTS	機能損傷	0.14	1.74	原子炉トリップ機能の喪失。
QJ : 原子炉トリップ		ZRTSM	構造損傷	0.23		
				18.63		
				0.20	9.47	原子炉トリップ機能の喪失。
				0.21		
				1.62		
QJ : 原子炉トリップ	制御用地震計	ZSACMT	機能損傷	0.14	0.87	原子炉トリップ機能の喪失。
				0.23		
				14.82		
QS : 高圧注入系	高圧注入ポンプ	ZSIP	機能損傷	0.09	9.97	高圧注入ポンプの機能喪失。
				0.15		
				7.82		
QI : RWSP		ZSIPM	構造損傷	0.09	5.09	高圧注入ポンプから燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。
				0.17		
				14.82		
QM : 低圧注入系	余熱除去ポンプ	ZRHRP	機能損傷	0.09	9.97	余熱除去ポンプの機能喪失。
				0.15		
				9.50		
QI : RWSP		ZRHRPM	構造損傷	0.09	6.18	余熱除去ポンプから燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。
				0.17		
				3.52		
QM : 低圧注入系	余熱除去ポンプ出口流量	ZRHRFL	機能損傷	0.14	1.91	余熱除去流量計の機能損傷により、 余熱除去系が機能喪失となる。
				0.23		
				2.06		
QN : 格納容器スプレ系	格納容器スプレヘッダ	ZCSHDR	構造損傷	0.19	0.99	格納容器スプレ系の機能喪失に至る (格納容器スプレ設備配管の値)。
				7.19		
				0.09	4.03	格納容器スプレポンプの機能喪失
QN : 格納容器スプレ系	格納容器スプレポンプ	ZSCP	機能損傷	0.26	4.03	格納容器スプレポンプの機能喪失
				7.52		
				0.09		
QI : RWSP		ZSCPM	構造損傷	0.17	4.89	格納容器スプレポンプから燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。
				4.86		
				0.09		
QN : 格納容器スプレ系	よう素除去薬品タンク	ZSAT	構造損傷	0.17	3.16	よう素除去薬品タンクの構造損傷により、格納容器 故障する。

第 3.2-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (9/15)

[]	設備	基事象 記号	損傷 モード	泊 3 号機		影響
				Median (G)	HCLPF (G)	
				βR		
01: RWSP	高圧注入配管	ZBOPH	構造損傷	6.75 0.20 0.25	3.21	高圧注入配管から燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る（安全注入設備配管の値）。
01: RWSP	低圧注入配管	ZBOPR	構造損傷	6.75 0.20 0.25	3.21	低圧注入配管から燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る（安全注入設備配管の値）。
01: RWSP	充てん系配管	ZBOPW	構造損傷	7.50 0.31 0.35	2.52	充てん系配管から燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る（一般配管の値）。
01: RWSP	スプレライン配管	ZBOPS	構造損傷	7.50 0.31 0.35	2.52	スプレライン配管から燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る（一般配管の値）。
01: RWSP	RWSP系配管	ZBOPC	構造損傷	7.50 0.31 0.35	2.52	RWSP系配管（RWSP加熱器廻り）から燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とするすべての設備の機能喪失に至る（一般配管の値）。
01: RWSP	燃料取替用水ビット	ZRWSP	構造損傷	2.16 0.26 0.29	0.88	燃料取替用水を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。
—	燃料取替用水ポンプ	—	機能損傷	—	—	ATWS時の緩和系であるがATWSは保守的に炉心損傷直結と評価しているため、考慮しない。
01: RWSP		ZRWSPM	構造損傷	25.33 0.09 0.17	16.49	RWSPポンプの構造損傷により、燃料取替用水を水源とする全ての設備の機能喪失に至る。
00: 海水系	海水系配管	ZSNPIP	構造損傷	7.50 0.31 0.35	2.52	海水系配管が損傷し、海水系機能喪失に至る（一般配管の値）。
00: 海水系	原子炉補機冷却水冷却器	ZCWIHX	構造損傷	4.07 0.19 0.23	2.06	CCW冷却器からCCW冷却水、海水が流出し、CCW及び海水系喪失に至る。
00: 海水系	原子炉補機冷却海水ポンプ	ZSNWP	機能損傷	12.30 0.15 0.28	6.05	海水ポンプの機能喪失。
00: 海水系		ZSNWPM	構造損傷	15.28 0.23 0.22	7.27	海水ポンプから海水が流出し、海水系喪失に至る。
03: 空調用冷水設備	空調用冷凍機 CHE1A, C, B, D	ZCHHXA	機能損傷	2.79 0.13 0.19	1.64	空調用冷水系による冷却失敗。
00: 海水系		ZCHLHX	構造損傷	5.42 0.08 0.17	3.58	空調用冷凍機から海水が流出し、海水系喪失に至る。
00: 海水系	海水管ダクト	ZSWINT	構造損傷	1.40 0.06 0.06	1.10	海水系の機能喪失。
00: 海水系	取水ビットポンプ室	ZSNPIT	構造損傷	1.40 0.06 0.06	1.10	海水系の機能喪失。
00: 海水系	原子炉補機冷却水冷却器海水入口ストレーナ 原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ	ZSNST	構造損傷	5.06 0.00 0.06	4.58	海水ストレーナから海水が流出し、海水系喪失に至る。
0L: 補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ	ZCWIIP	機能損傷	7.03 0.09 0.26	3.94	CCWポンプの機能喪失。
0L: 補機冷却水系		ZCWIIPM	構造損傷	9.81 0.08 0.17	6.49	CCWポンプからCCW冷却水が流出し、CCW喪失に至る。
0L: 補機冷却水系	補機冷却水系配管	ZCWIIPC	構造損傷	7.50 0.31 0.35	2.52	補機冷却水系配管からCCW冷却水が流出し、CCW喪失に至る（一般配管の値）。
0L: 補機冷却水系	原子炉補機冷却水サージタンク	ZCWIITK	構造損傷	6.26 0.09 0.17	4.07	サージタンク構造損傷によってCCW水が流出し、CCW喪失に至る。

第 3.2-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (10/15)

	設 備	基事象 記号	損傷 モード	泊3号機		影 響
				Median (G)	HCLPF (G)	
				βR	βU	
QL: 補機冷却水系	余熱除去冷却器	ZRHRHX	構造損傷	2.34 0.09 0.17	1.52	余熱除去冷却器からCCW冷却水が流出し、CCW喪失に至る。
QL: 補機冷却水系	格納容器スプレイ冷却器	ZCSRHX	構造損傷	2.30 0.09 0.17	1.49	格納容器スプレイ冷却器からCCW冷却水が流出し、CCW喪失に至る。
QL: 補機冷却水系	使用済燃料ピット冷却器	ZSFPC	構造損傷	2.99 0.09 0.17	2.00	使用済燃料ピット冷却器からCCW冷却水が流出し、CCW喪失に至る。
QL: 補機冷却水系	試料冷却器	ZCWSHX	構造損傷	23.92 0.25 0.25	10.48	試料冷却器からCCW冷却水が流出し、CCW喪失に至る。
—	制御用空気除湿装置除湿塔	—	機能損傷	—	—	—
QL: 補機冷却水系	制御用空気除湿装置除湿塔	ZDEHM	構造損傷	11.64 0.09 0.17	7.57	制御用空気除湿装置が構造損傷し、除湿装置の一部である再生空気冷却器が構造損傷してCCWS喪失することを想定する。
00: 補助給水系	補助給水系配管	ZBOPA	構造損傷	7.50 0.31 0.35	2.52	電動補助給水ポンプから補助給水タンク水が流出し、補助給水系の機能喪失に至る（一般配管の値）。
00: 補助給水系	補助給水ピット	ZCST	構造損傷	2.16 0.26 0.29	0.88	補助給水系の機能喪失に至る。
0Y: タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ電動弁盤	ZTDF	機能損傷	4.84 0.14 0.23	2.62	タービン動補助給水ポンプの機能喪失。
00: 補助給水系	タービン動補助給水ポンプ電動弁盤	ZTDFM	構造損傷	56.23 0.09 0.17	36.61	タービン動補助給水ポンプの機能喪失。
00: 補助給水系	蒸気発生器水位（狭域）	ZSGWL	機能損傷	2.85 0.14 0.23	1.54	蒸気発生器水位低（狭域）が喪失する。また、SGへの給水流量の調整も失敗するため、補助給水喪失とする。
0X: 電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ	ZAFMP	機能損傷	14.41 0.09 0.15	9.69	電動補助給水ポンプの機能喪失。
00: 補助給水系	電動補助給水ポンプ	ZAFMPM	構造損傷	10.32 0.09 0.17	6.71	電動補助給水ポンプから復水ピット水が流出し、補助給水系の機能喪失に至る。
0X: 電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室給気ファン VSF40A, B	ZAFMSF	機能損傷	2.61 0.14 0.19	1.51	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。
0X: 電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室給気ファン VSF40A, B	—	構造損傷	28.11 0.09 0.17	18.30	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。
0X: 電動補助給水ポンプ	原子炉建屋給気ガラリフィルタ	ZAFMFI	構造損傷	439.10 0.20 0.20	226.94	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。
0X: 電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室給気系ダクト	ZAFMDC	構造損傷	7.30 0.31 0.33	2.53	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。

第 3.2-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (11/15)

	設 備	基事象 記号	損傷 モード	泊 3 号機		影 響
				Median (G)	HCLPF (G)	
				βR	βU	
OX: 電動補助給水ポンプ	逆止ダンパ G-VS-411B	ZAFMAD	機能損傷	5.06 0.20 0.20	2.61	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。
OX: 電動補助給水ポンプ		-	構造損傷	-		
OX: 電動補助給水ポンプ	防火ダンパ F-VS-411B	ZAFMFD	機能損傷	7.56 0.20 0.20	3.90	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。
OX: 電動補助給水ポンプ		-	構造損傷	-		
OX: 電動補助給水ポンプ	空気作動ダンパ HCD-2670、2680	ZAFMCD	機能損傷	2.14 0.20 0.19	1.12	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。
OX: 電動補助給水ポンプ		-	構造損傷	-		
OX: 電動補助給水ポンプ	電動補助給水ポンプ室内空気温度計 3TS-2671、2672	ZAMTHM	機能損傷	5.45 0.15 0.23	2.91	電動補助給水ポンプの空気冷却に失敗し、電動補助給水ポンプが機能喪失する。
OX: 電動補助給水ポンプ		-	構造損傷	-		
OY: タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ	ZAFTP	機能損傷	14.41 0.10 0.15	9.53	タービン動補助給水ポンプの機能喪失。
OO: 補助給水系		ZAFTPM	構造損傷	23.65 0.09 0.17		
OY: タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ起動弁	ZAFVW	機能損傷	2.98 0.25 0.25	1.34	タービン動補助給水ポンプ起動弁の機能損傷によりタービン動補助給水ポンプが機能喪失(一般弁の値)。
OY: タービン動補助給水ポンプ		-	構造損傷	-		
OY: タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気逆止弁(逆止弁3V-MS-576A, B)	ZAFWC	機能損傷	20.94 0.14 0.19	12.14	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気逆止弁の機能損傷によりタービン動補助給水ポンプが機能喪失(逆止弁の値。BCクラス以外)。
OY: タービン動補助給水ポンプ		-	構造損傷	-		
OY: タービン動補助給水ポンプ	タービン動補助給水ポンプ駆動用タービン	ZAFTS	機能損傷	3.18 0.08 0.15	2.17	タービン動補助給水ポンプの機能喪失。
OY: タービン動補助給水ポンプ	補助給水流量調整弁	ZAOV	機能損傷	2.98 0.25 0.25		
OO: 補助給水系		ZAOVM	構造損傷	-		補助給水失敗。

第 3.2-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (12/15)

設備	基事象 記号	損傷 モード	泊 3 号機		影響	
			Median (G)	HCLPF (G)		
Q3 : 空調用冷水設備	空調用冷凍機盤	ZCHHBA	機能損傷	3.87	2.14	空調用冷水系の機能喪失。
				β _R		
				β _U		
Q3 : 空調用冷水設備	空調用冷水ポンプ CHP1C	-	構造損傷	3.88	12.18	空調用冷水系の機能喪失。
				0.13		
				0.23		
Q3 : 空調用冷水設備	空調用冷水膨張タンク CHT1	ZCHETA	構造損傷	18.41	17.26	空調用冷水系の機能喪失。
				0.08		
				0.17		
Q3 : 空調用冷水設備	流量調整弁 TCV-2879	-	構造損傷	26.08	23.18	空調用冷水系の機能喪失。
				0.08		
				0.17		
Q3 : 空調用冷水設備	隔離弁 CH-032.033	ZCHIVA	機能損傷	35.02	1.87	空調用冷水系の機能喪失。
				0.08		
				0.17		
Q3 : 空調用冷水設備	逆止弁 CH-006C	-	構造損傷	2.83	1.60	空調用冷水系の機能喪失。
				0.08		
				0.17		
Q3 : 空調用冷水設備	空調用冷水配管(手動弁含む)	ZCHCVA	機能損傷	3.67	1.60	空調用冷水系の機能喪失。
				0.25		
				0.25		
Q3 : 空調用冷水設備	安全補機室冷却ユニット(冷却コイル) VSA18A, B	ZCHCU	構造損傷	0.25	6.19	空調用冷水系の機能喪失。
				0.25		
				0.25		
Q4 : 安全補機開閉器室空調系	安全補機開閉器室給気ファン VSF27B	ZSGHFB	機能損傷	3.43	1.76	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失(基礎(取付)ボルトで代表する)
				0.31		
				0.31		
Q4 : 安全補機開閉器室空調系	安全補機開閉器室給気ユニット VSA6A, B	-	構造損傷	9.52	1.76	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失
				0.09		
				0.17		
Q4 : 安全補機開閉器室空調系	常用系継電器室蒸気加熱コイル VSH7	ZSGSOB	構造損傷	4.16	6.77	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失
				0.25		
				0.27		
Q4 : 安全補機開閉器室空調系	計算機室加湿器 VSM2	ZSGHDB	構造損傷	4.16	11.66	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失
				0.25		
				0.27		
Q4 : 安全補機開閉器室空調系	SWGR室空調系ダクト(手動ダンパ含む)	ZSGDOB	構造損傷	3.97	2.53	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失
				0.08		
				0.17		
Q4 : 安全補機開閉器室空調系	防火ダンパ F-VS-535A, B	ZSGFDB	機能損傷	12.69	3.90	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失
				0.19		
				0.19		
Q4 : 安全補機開閉器室空調系	逆止ダンパ G-VS-531A, B	ZSGCDB	機能損傷	22.20	3.33	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失(安全補機室FRSのみで評価)
				0.19		
				0.20		

第 3.2-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (13/15)

	設 備	基事象 記号	損傷 モード	泊 3 号機		影 響
				Median (G)	HCLPF (G)	
Q4 : 安全補機開閉器室空調系	逆止弁 V-VS-981D	ZSGCVB	機能損傷	3.67 0.25 0.25	1.60	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失
Q4 : 安全補機開閉器室空調系		—	構造損傷	—	—	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失
Q4 : 安全補機開閉器室空調系	安全系計装盤室内空気温度計 3TS-2790	ZSGTHB	機能損傷	4.88 0.14 0.23	2.65	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失
Q4 : 安全補機開閉器室空調系		—	構造損傷	—	—	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失
Q3 : 空調用冷水設備	中央制御室給気ユニット VSA4B	ZSWCU	構造損傷	3.61 0.08 0.17	2.38	空調用冷水系の機能喪失。
Q4 : 安全補機開閉器室空調系	安全系計装盤蒸気加熱コイル VSH6A, B	ZRRSHC	構造損傷	16.81 0.19 0.19	8.97	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失
Q4 : 安全補機開閉器室空調系	計算機室蒸気加熱コイル VSH9	ZOMSHC	構造損傷	8.51 0.19 0.21	4.39	安全補機開閉器室空調設備の機能喪失
QT : 制御用空気系	制御用空気圧縮機制御盤	ZEACB	機能損傷	4.40 0.14 0.23	2.38	制御用空気圧縮機の機能喪失。
QT : 制御用空気系		ZEACBM	構造損傷	45.48 0.09 0.17	29.61	制御用空気圧縮機の機能喪失。
QT : 制御用空気系	制御用空気系配管	ZBOPT	構造損傷	7.50 0.31 0.35	2.52	制御用空気系の機能喪失（一般配管の値）。
QT : 制御用空気系	制御用空気ため	ZAIRTK	構造損傷	7.86 0.09 0.17	5.11	空気のための構造損傷により制御用空気系の機能喪失に至る。
QT : 制御用空気系	制御用空気圧縮機	ZCOMP	機能損傷	2.80 0.14 0.19	1.62	制御用空気圧縮機の機能喪失。
QL : 補機冷却水系		ZCOMP	構造損傷	8.88 0.09 0.17	5.78	制御用空気圧縮機の構造損傷によりCCW水が流出する。
QT : 制御用空気系	制御用空気ヘッダ圧力	ZEAPL	機能損傷	3.16 0.14 0.23	1.71	制御用空気系ヘッダ隔離失敗を想定。
QT : 制御用空気系	制御用空気圧縮機室給気ファン VSF42B	ZIASSF	機能損傷	4.48 0.08 0.15	3.06	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。
QT : 制御用空気系		—	構造損傷	33.75 0.09 0.17	21.97	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。
QT : 制御用空気系	逆止ダンパ G-VS-431B	ZIASAD	機能損傷	5.06 0.20 0.20	2.61	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。
QT : 制御用空気系		—	構造損傷	—	—	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。

第 3.2-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (14/15)

	設 備	基事象 記号	損傷 モード	泊 3 号機		影 響
				Median (G)	HCLPF (G)	
QT : 制御用空気系	制御用空気圧縮機室給排気系ダクト	ZIASDC	構造損傷	7.30 0.31 0.33	2.53	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。
QT : 制御用空気系	防火ダンパ F-VS-431B	ZIASFD	機能損傷	7.56 0.20	3.90	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。
QT : 制御用空気系		-	構造損傷	-	-	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。
QT : 制御用空気系	空気作動ダンパ HCD-2701、2711	ZIASCD	機能損傷	2.14 0.20 0.19	1.12	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。
QT : 制御用空気系		-	構造損傷	-	-	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。
QT : 制御用空気系	原子炉建屋給気ガラリフィルタ	ZIASFI	構造損傷	439.10 0.20 0.20	226.94	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。
QT : 制御用空気系	制御用空気圧縮機室内空気温度計 3TS-2702、2703	ZIATHM	機能損傷	5.44 0.15 0.23	2.90	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。
QT : 制御用空気系		-	構造損傷	-	-	制御用空気圧縮機室の空調喪失により、制御用空気圧縮機が機能喪失する。
Q1 : RWSP	充てんポンプ	ZOHCPM	構造損傷	5.12 0.09 0.17	3.33	充てんポンプから燃料取替用水が流出し、燃料取替用水を水源とする全ての設備の機能喪失を想定する。
QZ : 主蒸気隔離 QV : 主蒸気圧力制御系 QO : 補助給水系	主蒸気隔離弁 (電磁弁を含む)	ZMS1V1	機能損傷	2.77 0.13 0.18	1.66	2次系破断時に主蒸気隔離失敗。
MB : 2次系破断		-		構造損傷		
QO : 補助給水系 QZ : 主蒸気隔離	蒸気発生器圧力 (主蒸気ライン圧力)	ZMSPL1	機能損傷	2.58 0.14 0.23	1.40	2次系破断時に主蒸気隔離弁の閉止に失敗する。また、2次系の冷却において、主蒸気圧力高信号による主蒸気逃し弁の開に失敗する。
		ZMSPL2				

第 3.2-3 表 建屋・機器リストとフラジリティデータ (15/15)

	設 備	基事象 記号	損傷 モード	泊 3 号機		影 響
				Median(G)	HCLPF (G)	
QR: 再循環切替	燃料取替用水ピット水位	ZPRWSP	機能損傷	2.98 0.14 0.23 2.94	1.61	燃料取替用水の水位低信号の喪失により、再循環切替操作できず、再循環切替に失敗する。
QR: 再循環切替	安全補機室冷却ファン VSF70B	ZSCCF	機能損傷	0.14 0.19 9.90	1.70	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。
QR: 再循環切替		—	構造損傷	0.09 0.17 7.30	6.44	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。
QR: 再循環切替	安全補機室冷却系ダクト (手動ダンパ含む)	ZSCDC	構造損傷	0.31 0.33 7.56	2.53	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。
QR: 再循環切替	防火ダンパ F-VS-301B	ZSCFD	機能損傷	0.20 0.20	3.90	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。
QR: 再循環切替		—	構造損傷	—	—	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。
QR: 再循環切替	逆止ダンパ G-VS-301B	ZSCGD	機能損傷	2.86 0.20 0.19	1.50	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。
QR: 再循環切替		—	構造損傷	—	—	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。
QR: 再循環切替	逆止弁 V-VS-963B	ZSCGV	機能損傷	3.67 0.25 0.25	1.60	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。
QR: 再循環切替		—	構造損傷	—	—	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。
QR: 再循環切替	格納容器再循環サンプ A, B	—	構造損傷	—	—	再循環サンプからの取水に失敗する。
QR: 再循環切替	格納容器再循環アップスクリン	ZSCRSS	構造損傷	1.74 0.09 0.23	1.02	再循環サンプからの取水に失敗する。
QR: 再循環切替	①余熱除去冷却器室内空気温度計 3TS-2631, 2632 ②格納容器スプレイポンプ室内空気温度計 3TS-2633, 2634	ZSCTHM	機能損傷	5.88 0.15 0.23	3.14	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。
QR: 再循環切替		—	構造損傷	—	—	高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、格納容器スプレイポンプの空調による冷却機能が喪失する。
O1: 蓄圧注入系	蓄圧タンク	ZACCT	構造損傷	2.63 0.20 0.20	1.35	蓄圧タンクの構造損傷により、蓄圧注入機能が喪失する。
O1: 蓄圧注入系	蓄圧注入配管	ZBOPU	構造損傷	6.75 0.20 0.25	3.21	蓄圧注入配管の構造損傷により、蓄圧注入機能が喪失する（安全注入設備配管の値）。

第 3.2-4 表 考慮する不確かさ要因の例

評価方法		偶然的な不確かさ (β_R)	認識論的な不確かさ (β_U)
建物 構築物	現実的耐力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 構造材料定数 ・ 損傷限界時ひずみ ・ 限界層間変形角 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 施工精度 ・ 実験データの統計的精度 ・ 耐力評価式の誤差
	現実的応答	<ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋物性値 ・ 地盤物性値 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地盤相互作用 ・ 解析モデル

第 3.2-5 表 現実的な材料物性値 (地震 PSA 学会標準)

物性値	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 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 (考慮しない)

第 3.2-6 表 現実的耐力評価に用いる耐震壁の損傷限界点 (地震 PSA 学会標準)

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

第 3.2-7 表 原子炉建屋の安全係数評価結果の一覧

		応答係数 F_{SR}				耐力係数 F_{CAP}		
		F_{SS}	$F_{\sigma B}$	F_M	計	F_S	F_{μ}	計
中央値		1.02	0.99	0.99	1.00	2.35	1.65	3.87
不確かさ*	β_R	0.00	0.08	0.01	0.08	0.10	0.22	0.25
	β_U	0.00	0.00	0.15	0.15	0.10	0.22	0.25

第 3.2-8 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)
機器 配管系	現実的耐力	・機能試験データの統計的精度	・試験データの統計的精度
	現実的応答	・水平・上下地震荷重組合せ方法 ・モード合成法	・床応答スペクトル ・解析モデルの評価法

第 3.2-9 表 使用済燃料ピット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}				
		F_S	F_{μ}	計	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	計
中央値		4.45	1.00	4.455	1.20	1.00	1.00	1.00	1.20
不確かさ	β_R	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
	β_U	0.06	0.00	0.06	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00

		建屋応答係数 F_{SR}				
		F_{SS}	$F_{\delta B}$	F_M	F_{NL}	計
中央値		1.02	0.99	0.99	1.00	0.99
不確かさ	β_R	0.00	0.08	0.01	0.00	0.09
	β_U	0.00	0.00	0.15	0.00	0.15

第 3.2-10 表 起因事象別炉心損傷頻度

起因事象	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
大破断 LOCA	7.6E-09	0.4
中破断 LOCA	—	—
小破断 LOCA	6.0E-08	3.1
2 次系破断	6.4E-11	0.1 未満
主給水流量喪失	2.4E-08	1.2
外部電源喪失	1.8E-06	91.0
原子炉補機冷却機能喪失	1.1E-08	0.6
直接炉心損傷に至る事象 (Excess LOCA)	1.2E-09	0.1
直接炉心損傷に至る事象 (複数の信号系損傷)	6.1E-09	0.3
直接炉心損傷に至る事象 (原子炉補助建屋損傷)	5.6E-09	0.3
直接炉心損傷に至る事象 (炉内構造物損傷)	1.6E-10	0.1 未満
直接炉心損傷に至る事象 (ATWS)	1.7E-10	0.1 未満
格納容器バイパス (原子炉建屋損傷)	5.7E-08	2.9
格納容器バイパス (原子炉格納容器損傷)	1.7E-09	0.1
格納容器バイパス (SGTR (複数本破損))	5.6E-10	0.1 未満
合計	1.9E-06	100

第 3.2-11 表 炉心損傷カテゴリー別炉心損傷頻度

炉心損傷カテゴリー	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
2次系からの除熱機能喪失	6.3E-08	3.2
安全機能のサポート機能喪失 (電源機能)	1.7E-06	89.0
安全機能のサポート機能喪失 (補機冷却機能)	1.1E-08	0.6
格納容器からの除熱機能喪失	3.3E-10	0.1 未満
原子炉停止機能喪失	1.7E-10	0.1 未満
ECCS 注水機能喪失	6.8E-08	3.5
ECCS 再循環機能喪失	4.9E-10	0.1 未満
複数の信号系損傷	6.1E-09	0.3
原子炉建屋損傷	5.7E-08	2.9
原子炉格納容器損傷	1.7E-09	0.1
原子炉補助建屋損傷	5.6E-09	0.3
SGTR (複数本破損)	5.6E-10	0.1 未満
合計	1.9E-06	100

第 3.2-12 表 加速度区分別炉心損傷頻度評価結果

加速度区分	地震平均発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
0.2G~0.4G	5.4E-04	1.9E-07	9.7
0.4G~0.6G	4.3E-05	1.1E-07	5.6
0.6G~0.8G	7.3E-06	5.2E-07	26.9
0.8G~1.0G	1.8E-06	6.9E-07	35.5
1.0G~1.2G	5.7E-07	4.3E-07	22.3

第 3.2-13 表 FV 重要度評価結果 (1/3)

炉心損傷 カテゴリー	事故シーケンス	CDF (/炉年)	全 CDF に対する 寄与割合	FV 重要度 上位の機器	HCLPF	FV 重要度
安全機能の サポート機能喪失 (電源機能)	① 外部電源喪失 +非常用所内電源喪失 (非常用ディーゼル発 電機機能喪失)	1.3E-6	68.8%	内燃機関	0.57	0.67
	② 外部電源喪失 +非常用所内電源喪失 (DC 電源喪失)	2.6E-7	13.2%	充電器盤	0.72	0.08
	③ 外部電源喪失 +非常用所内電源喪失 (空調用冷水設備の機 能喪失/安全補機開 閉器室空調系の機能 喪失)	1.3E-7	6.5%	空調用冷水 配管(手動弁 含む)	1.23	0.001

第 3.2-13 表 FV 重要度評価結果 (2/3)

炉心損傷 カテゴリー	事故シーケンス		CDF (/炉年)	全 CDF に対する 寄与割合	FV 重要度 上位の機器	HCLPF	FV 重要度
ECCS 注水 機能喪失	①	小 LOCA+高圧注入 失敗	5.9E-08	3.0	原子炉容器 (空気抜管台)	0.83	0.02
	②	大 LOCA+低圧注入 失敗	7.6E-09	0.4	加圧器サージ管	1.06	0.004

第 3.2-13 表 FV 重要度評価結果 (3/3)

炉心損傷 カテゴリー	事故シーケンス		CDF (/炉年)	全 CDF に対する 寄与割合	FV 重要度 上位の機器	HCLPF	FV 重要度
2次系からの 除熱機能喪失	①	外部電源喪失+補 助給水失敗	3.8E-08	2.0	補助給水ピット	0.88	0.02
	②	主給水流量喪失+ 補助給水失敗	2.4E-08	1.2	充電器盤	0.72	0.08

第 3.2-14 表 全炉心損傷頻度の不確実さ解析結果

不確実さ	全 CDF
95%上限値	8.2E-06
平均値	2.0E-06
中央値	6.8E-07
5%下限値	1.2E-07
エラーファクター	8.3
点推定値	1.9E-06

第 3.2-15 表 感度解析の評価条件（全 CDF の FV 重要度をベース）

建屋・機器	中央値 (G)	HCLPF (G)	FV 重要度	感度解析における 相関性の設定
1.内燃機関 (機能損傷) (ZDG)	0.97	0.57	0.67	冗長 2 基を独立
2.充電器盤 (機能損傷) (ZBCP)	1.34	0.72	0.08	冗長 2 基を独立
3.原子炉建屋 (構造損傷) (ZBDGE2)	2.16	0.88	0.02	相関性の設定なし (単独損傷でシステム喪失)
4.補助給水ピット (構造損傷) (ZCST)	2.16	0.88	0.02	相関性の設定なし (単独損傷でシステム喪失)

第 3.2-16 表 相関性を設定した冗長設備の損傷確率（完全相関の場合）

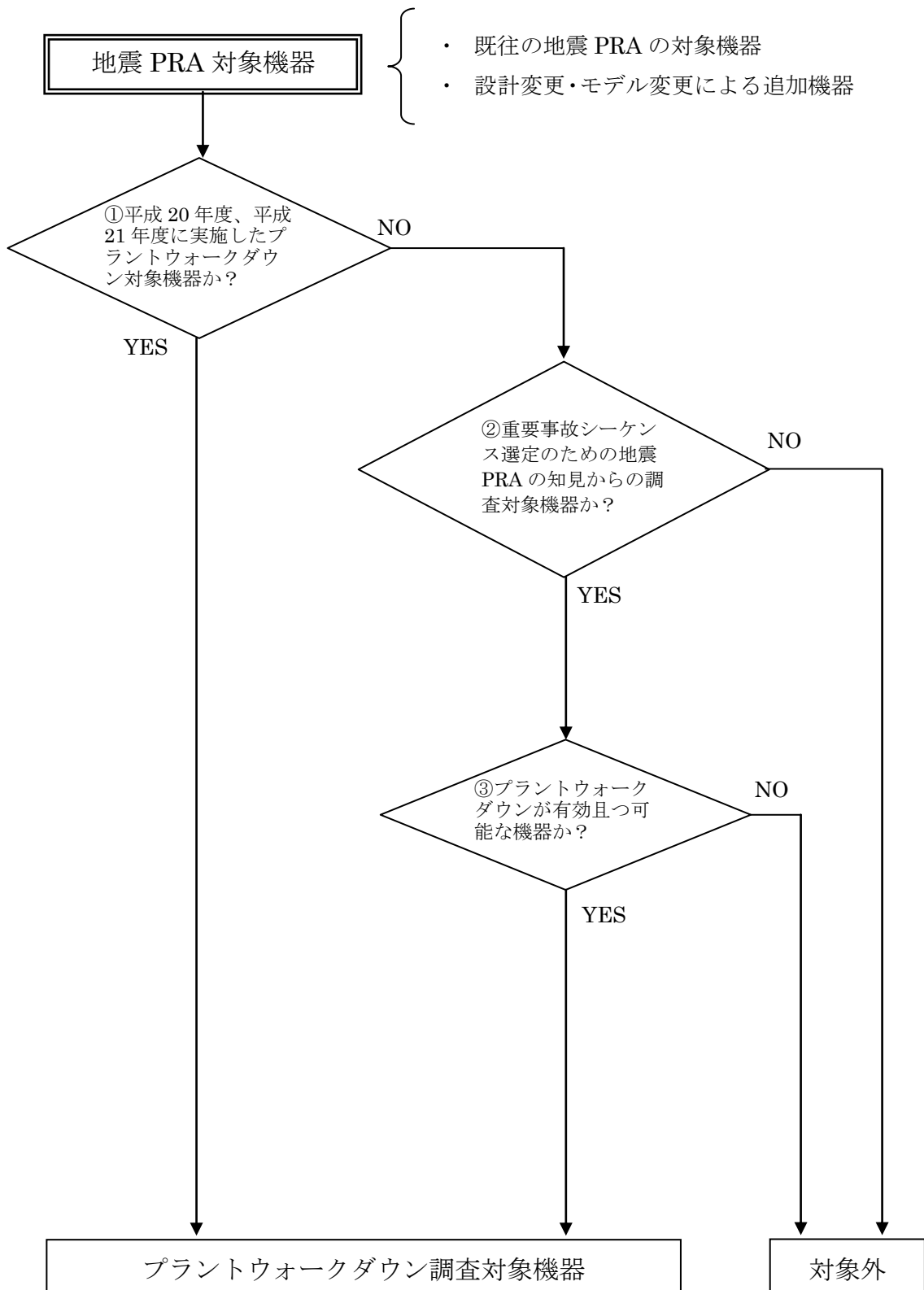
イベントツリー頂上事象		地震評価用機器			加速度 中央値 (G)	β_R	β_U	加速度レベル (G)				
記号	起回事象	記号	機 器	損傷 モード				0.2~0.4	0.4~0.6	0.6~0.8	0.8~1.0	1.0~1.2
QE	6.6kV非常用電源DG	ZDG	内燃機関 (冗長 2 基 完全相関)	機能	0.97	0.13	0.19	1.49E-06	2.14E-03	6.67E-02	3.35E-01	6.77E-01
QG	125V DC電源 (バッテリー)	ZBCP	充電器盤 (冗長 2 基 完全相関)	機能	1.34	0.14	0.23	8.86E-08	1.48E-04	7.14E-03	6.25E-02	2.17E-01

第 3.2-17 表 相関性を設定した冗長設備の損傷確率（独立の場合）

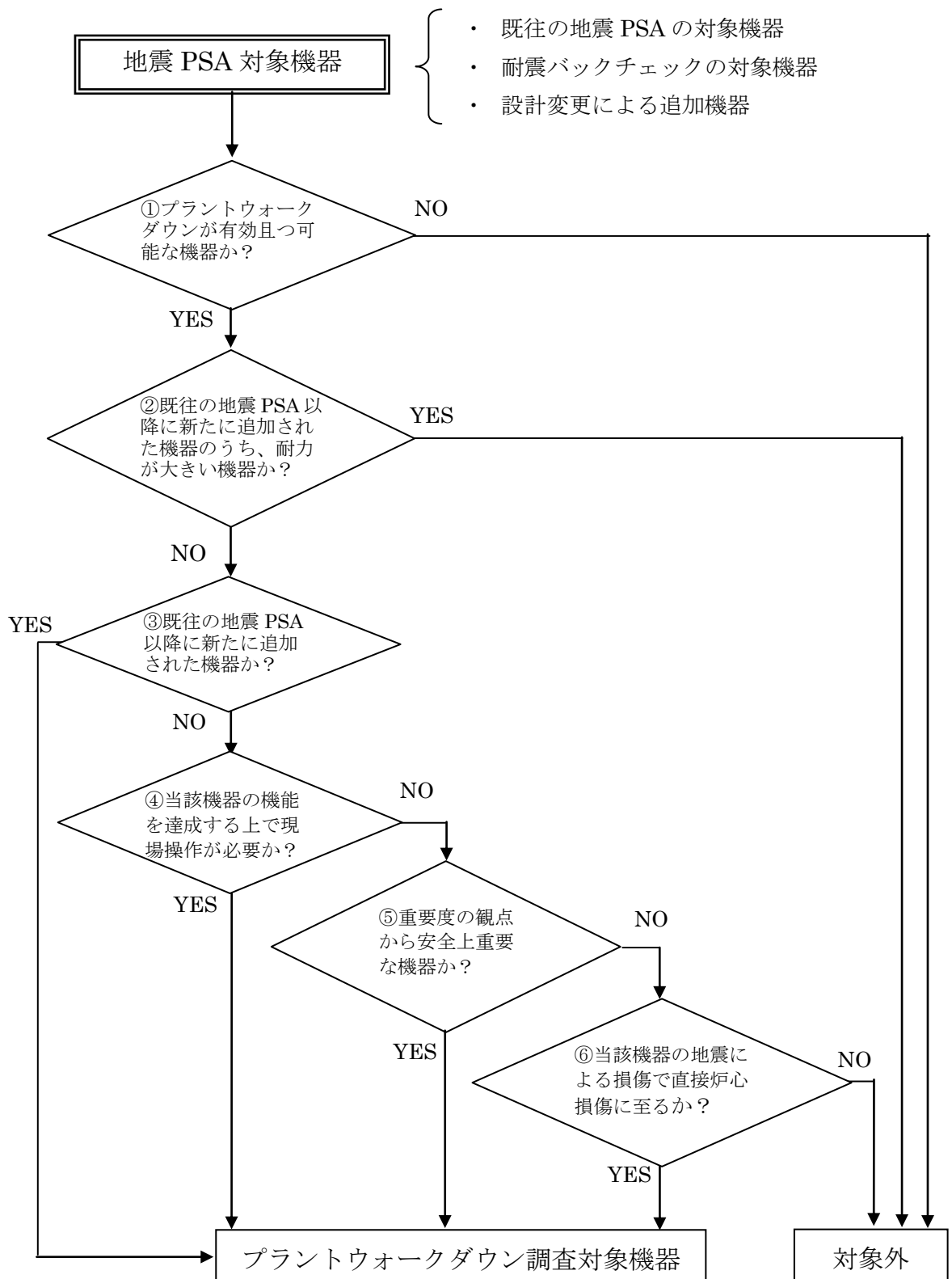
イベントツリー頂上事象		地震評価用機器			加速度 中央値 (G)	β_R	β_U	加速度レベル (G)				
記号	起回事象	記号	機 器	損傷 モード				0.2~0.4	0.4~0.6	0.6~0.8	0.8~1.0	1.0~1.2
QE	6.6kV非常用電源DG	ZDG	内燃機関 (冗長 2 基 独立)	機能	0.97	0.13	0.19	2.22E-12	4.58E-06	4.45E-03	1.12E-01	4.58E-01
QG	125V DC電源 (バッテリー)	ZBCP	充電器盤 (冗長 2 基 独立)	機能	1.34	0.14	0.23	7.85E-15	2.19E-08	5.10E-05	3.91E-03	4.71E-02

第 3.2-18 表 感度解析結果

加速度区分	本評価結果		感度解析結果	
	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)
区分 1 (0.2G~0.4G)	1.9E-07	10	1.9E-07	23
区分 2 (0.4G~0.6G)	1.1E-07	6	3.1E-08	4
区分 3 (0.6G~0.8G)	5.2E-07	27	6.1E-08	7
区分 4 (0.8G~1.0G)	6.9E-07	35	2.5E-07	29
区分 5 (1.0G~1.2G)	4.3E-07	22	3.1E-07	37
全炉心損傷頻度	1.9E-06	100	8.3E-07	100



第 3.2-1 図 プラントウォークダウン調査機器の選定フロー (1/2)



第 3.2-1 図 プラントウォークダウン調査機器の選定フロー (2/2)

泊発電所3号機 プラントウォークダウンチェックシート

機器名称： 余熱除去ポンプ
機器ID： 3RHP1A, B 耐震クラス： S
建屋： A/B 床EL： -1.7 M 区画： 添付2(Page2-7)
参照
形状： 横置ポンプうず巻形 支持タイプ： 基礎ボルト 通り芯： 添付2(Page2-7)
参照
二次的影響を考慮する設備： なし
アクセス性（ルート： —）
系統図番号： 添付3(Page3-6)参照 機器配置図番号： 添付2(Page2-7)参照

モデル化の前提条件（リカバリー条件の概要）／ロジック
条件①

[チェック対象項目]

- A) 耐震安全性の確認
- B) リカバリー操作の確認
- C) モデル化の前提条件の確認

総合評価（モデルへの反映方法、取り扱いについての記載）
問題となる箇所は特に見当たらなかった。 (特記事項なし)

実施日：

実施者： (内は個人情報であり公開できません。)

第 3.2-2 図 プラントウォークダウン結果 (1/6)

A) 耐震安全性の確認

対象機器本体の評価

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

アンカーボルト評価

	Y	N	U	N/A
1. 図面（外形図・耐震計算書等）と 外見上の相違はない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 外見上の異常（腐食・亀裂等）はない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 締め付け強度は適切に管理されている （管理要領書等で確認）	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

二次的影響について

	Y	N	U	N/A
1. 周辺の耐震クラスが低い機器の倒壊 により被害を受けない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 倒壊により被害を与えうる周辺の機器の耐震性は 問題ない(対象機器本体の評価に準じた評価)	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 無筋のブロック壁が近傍にない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
4. 周辺機器の損傷時、周辺機器の保有水に よる影響はない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
5. 周辺に仮置の火災源はない	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

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

B) リカバリー操作の確認

アクセス性

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の識別が可能である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. 周辺設備からの被害を受けない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
3. 可動部分のある器具は存在しない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
4. 近傍の設備の倒壊によりアクセスルートが 塞がれる可能性はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

現場操作性

	Y	N	U	N/A
1. 現場での操作が可能である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. 操作のための場所が確保できる	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
3. 機器の作動状態が確認できる	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

C) 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①が適切である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. モデル化の前提条件①が適切でない場合、モデルの変更を行う	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

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

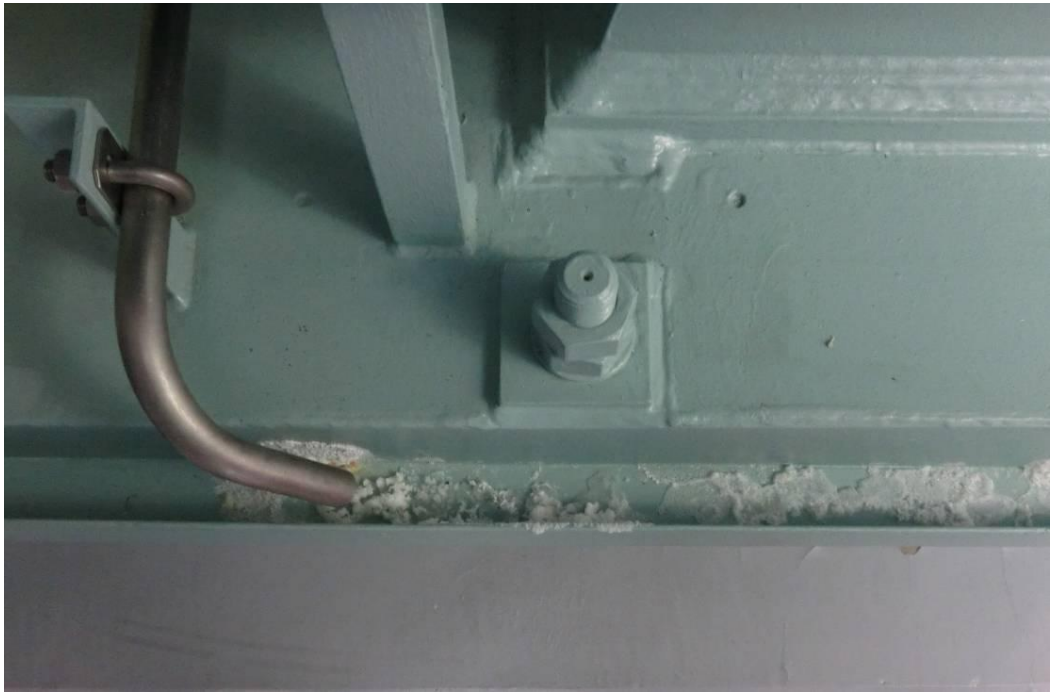


余熱除去ポンプ 名称



余熱除去ポンプ 外観

第 3.2-2 図 プラントウォークダウン結果 (4/6)



余熱除去ポンプ 据付部



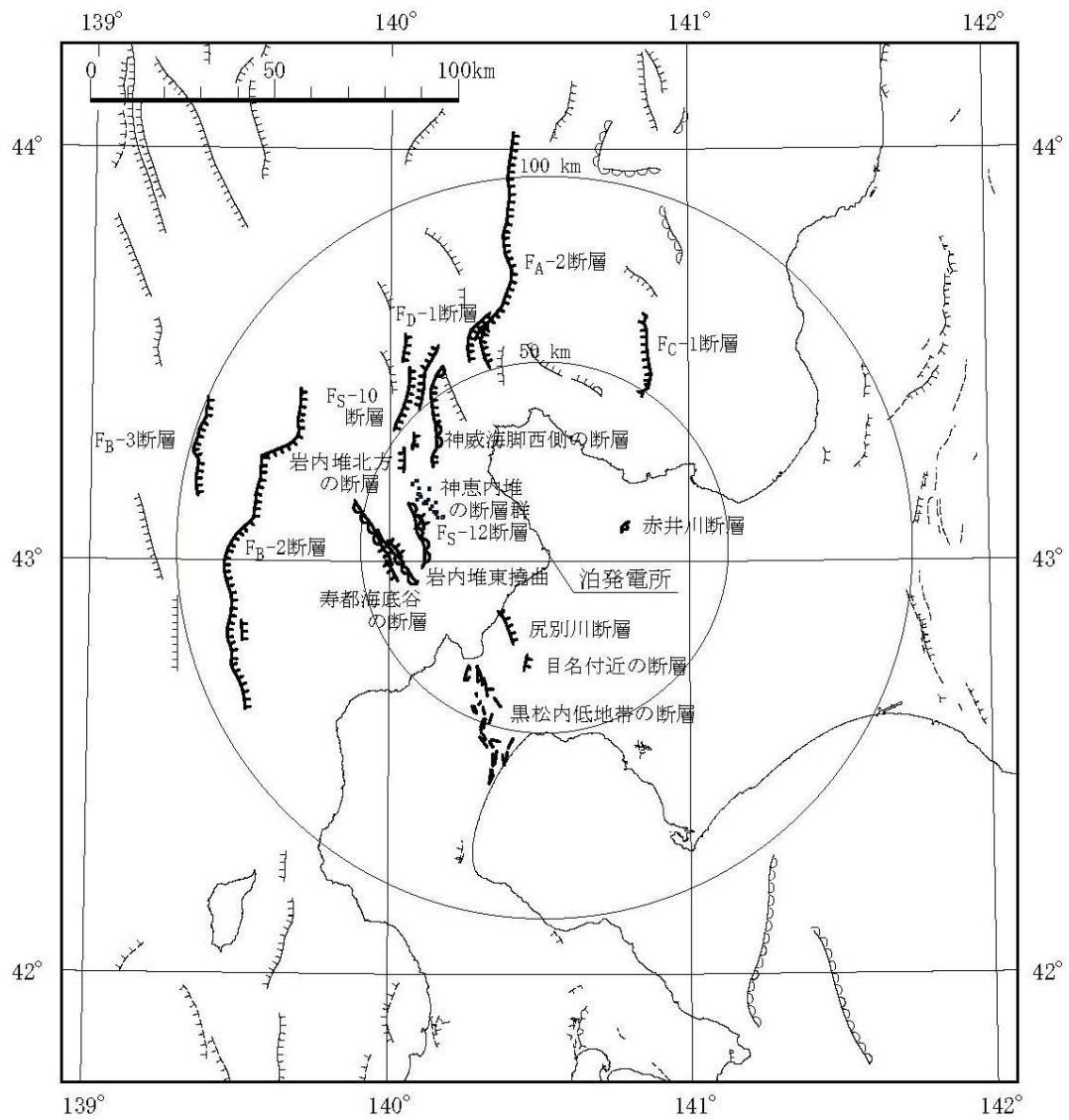
余熱除去ポンプ 周辺状況

第 3.2-2 図 プラントワークダウン結果 (5/6)



余熱除去ポンプ 配管周辺部

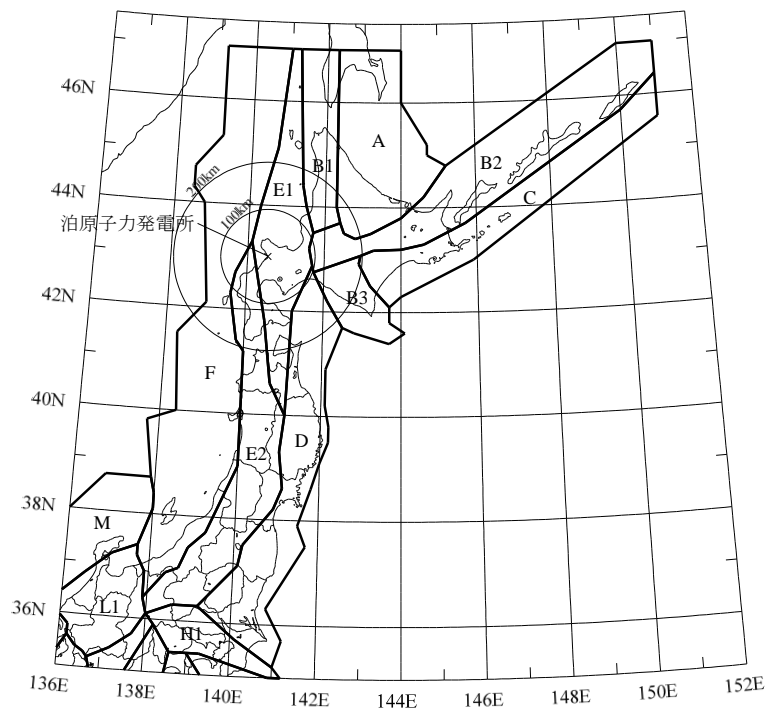
第 3.2-2 図 プラントウォークダウン結果 (6/6)



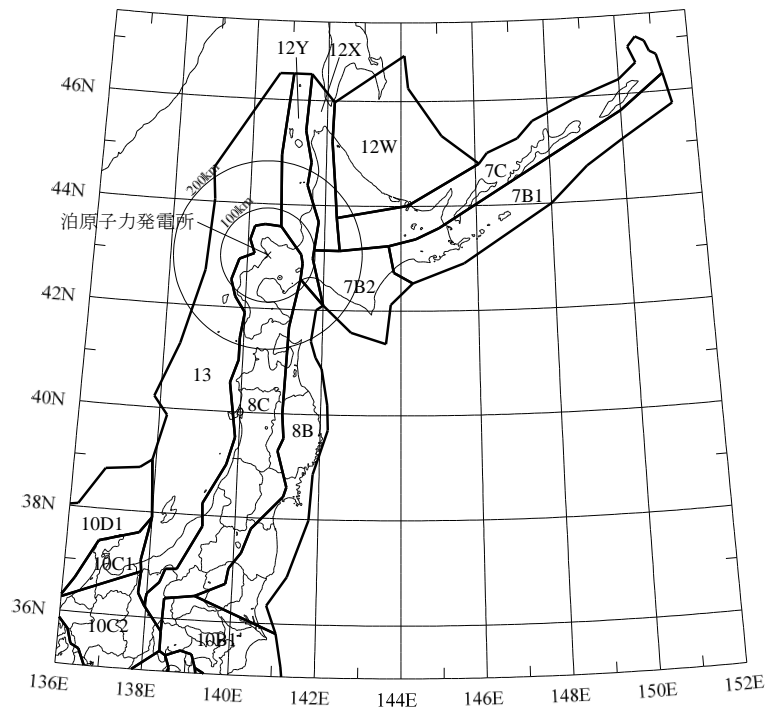
凡 例 ([新編]日本の活断層)			
陸 上		海 底	
	活断層 (確実度 I)		活断層 (確実)
	活断層 (確実度 II)		活断層 (推定)
	活断層 (確実度 III)		活撓曲 (確実)

太線は主な活断層を示す。

第 3.2-3 図 敷地周辺の活断層分布

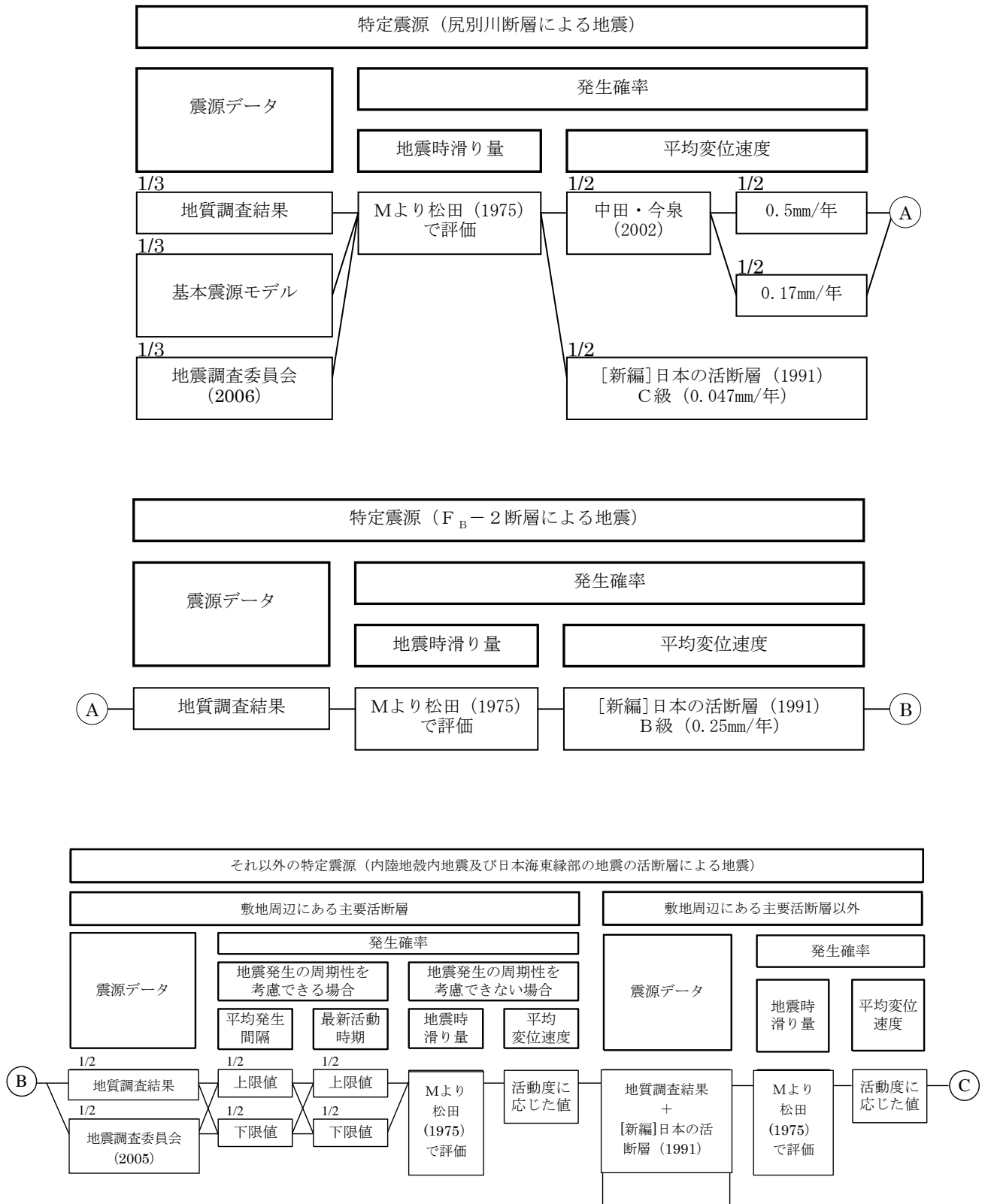


萩原（1991）に基づく領域震源区分のモデル化

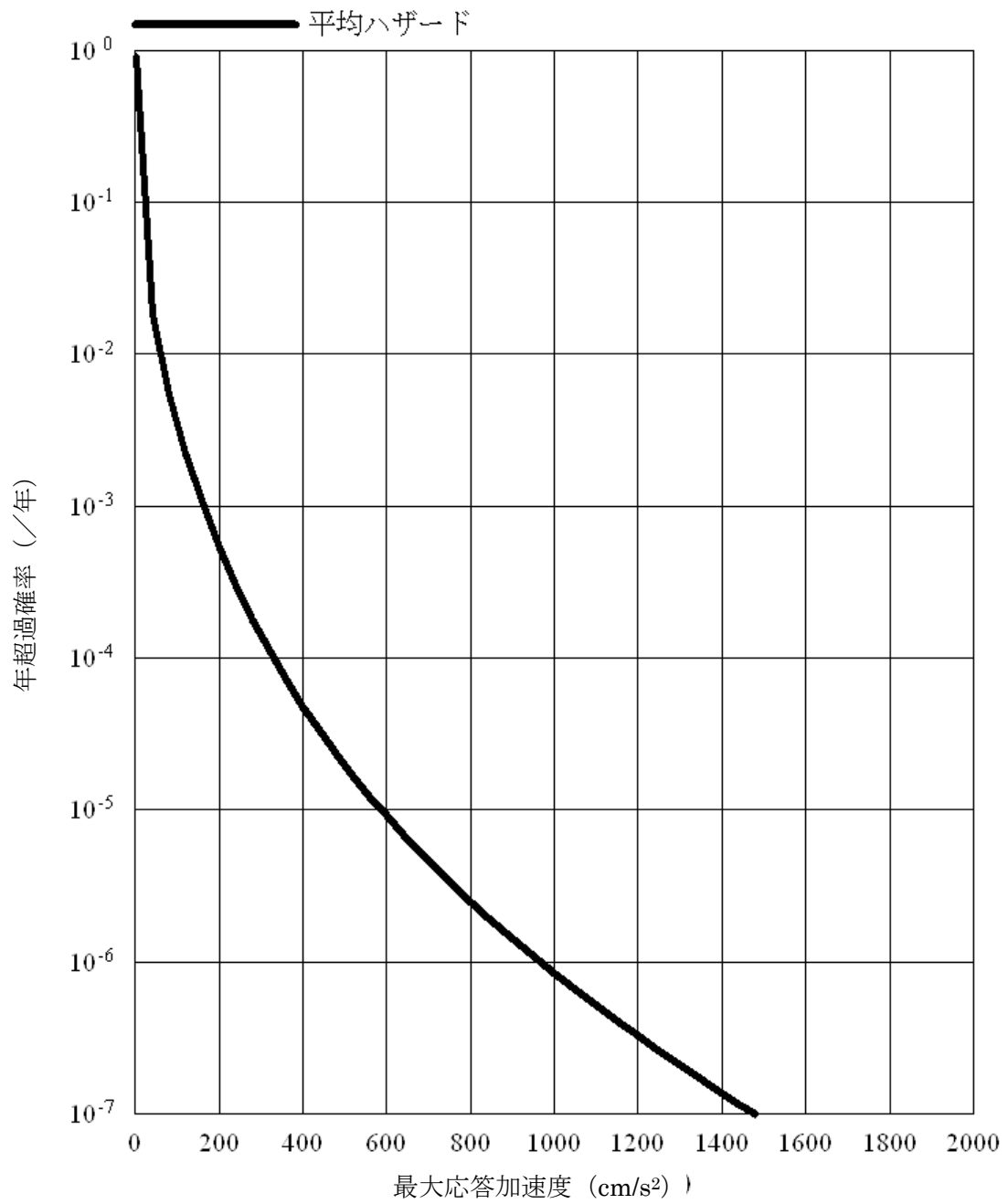


垣見・他（2003）に基づく領域震源区分のモデル化

第 3.2-4 図 萩原（1991）及び垣見・他（2003）に基づく領域震源区分のモデル化

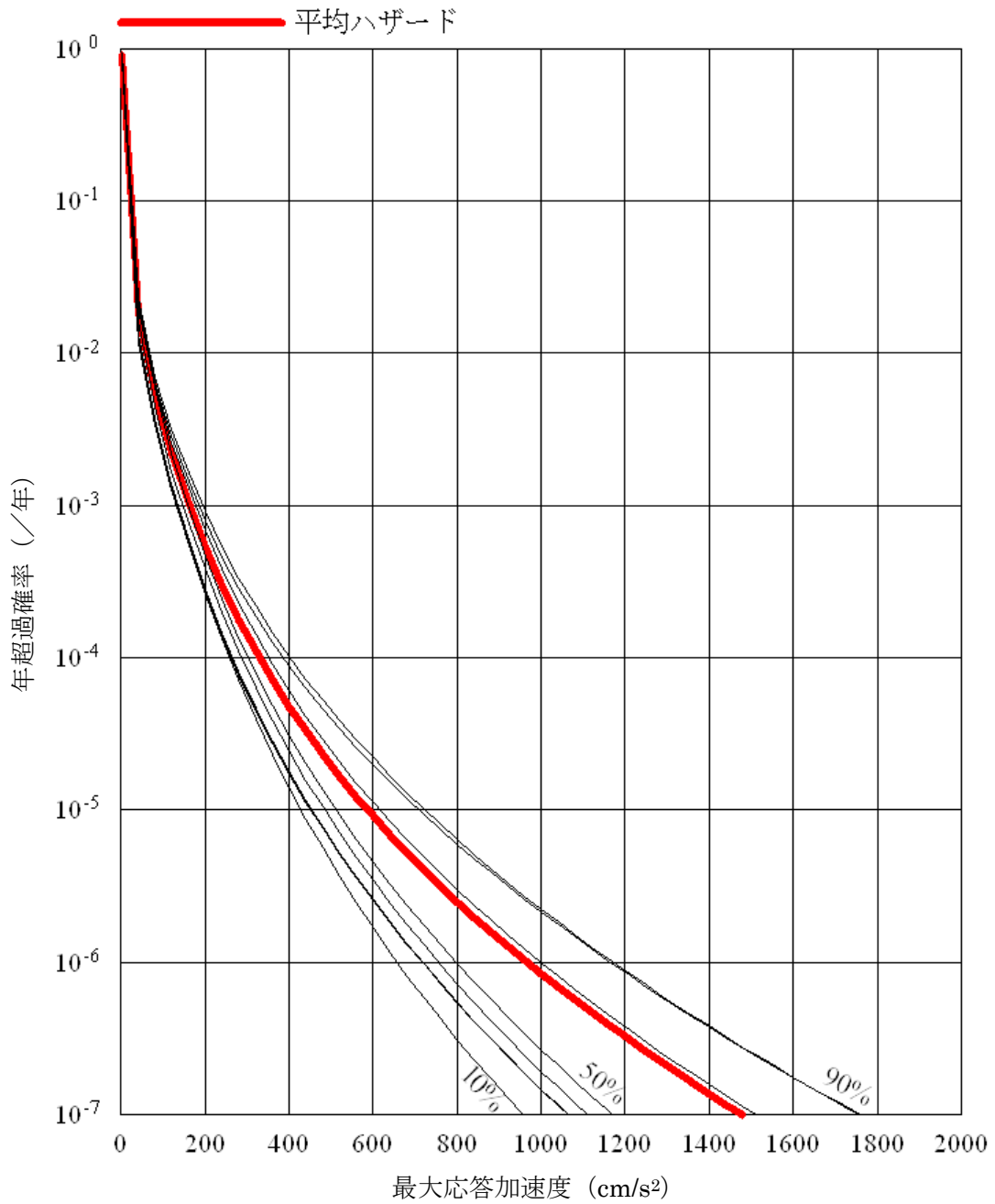


第 3.2-5 図 ロジックツリー（特定震源）（1/3）

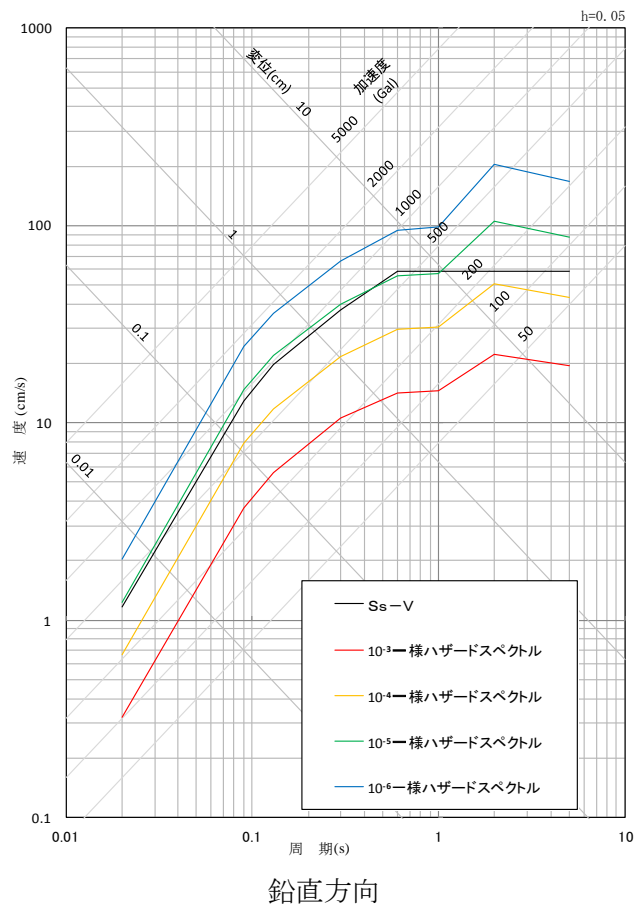
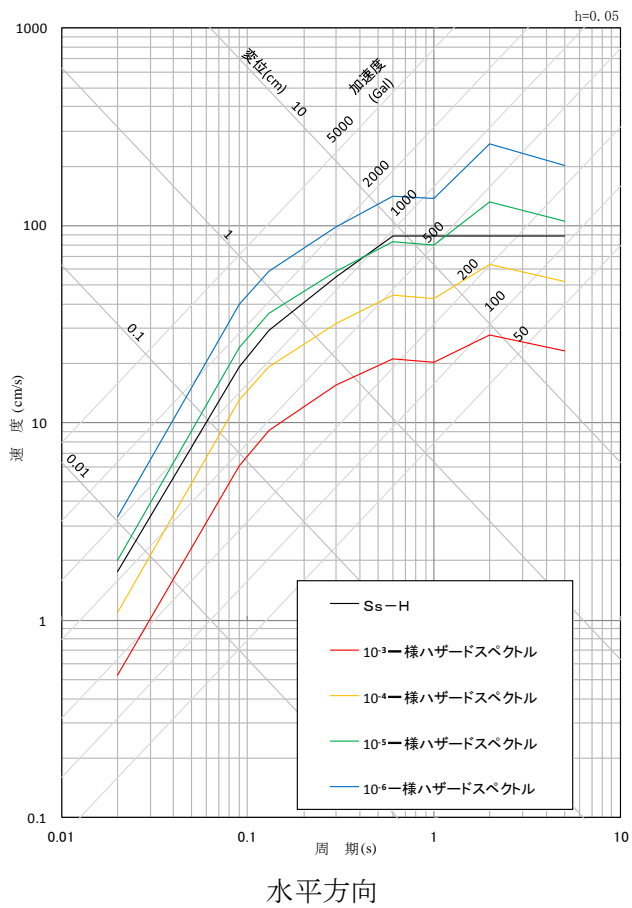


(注) 泊発電所の基準地震動 S_s は最大加速度 550 ガル (=cm/s²) である。

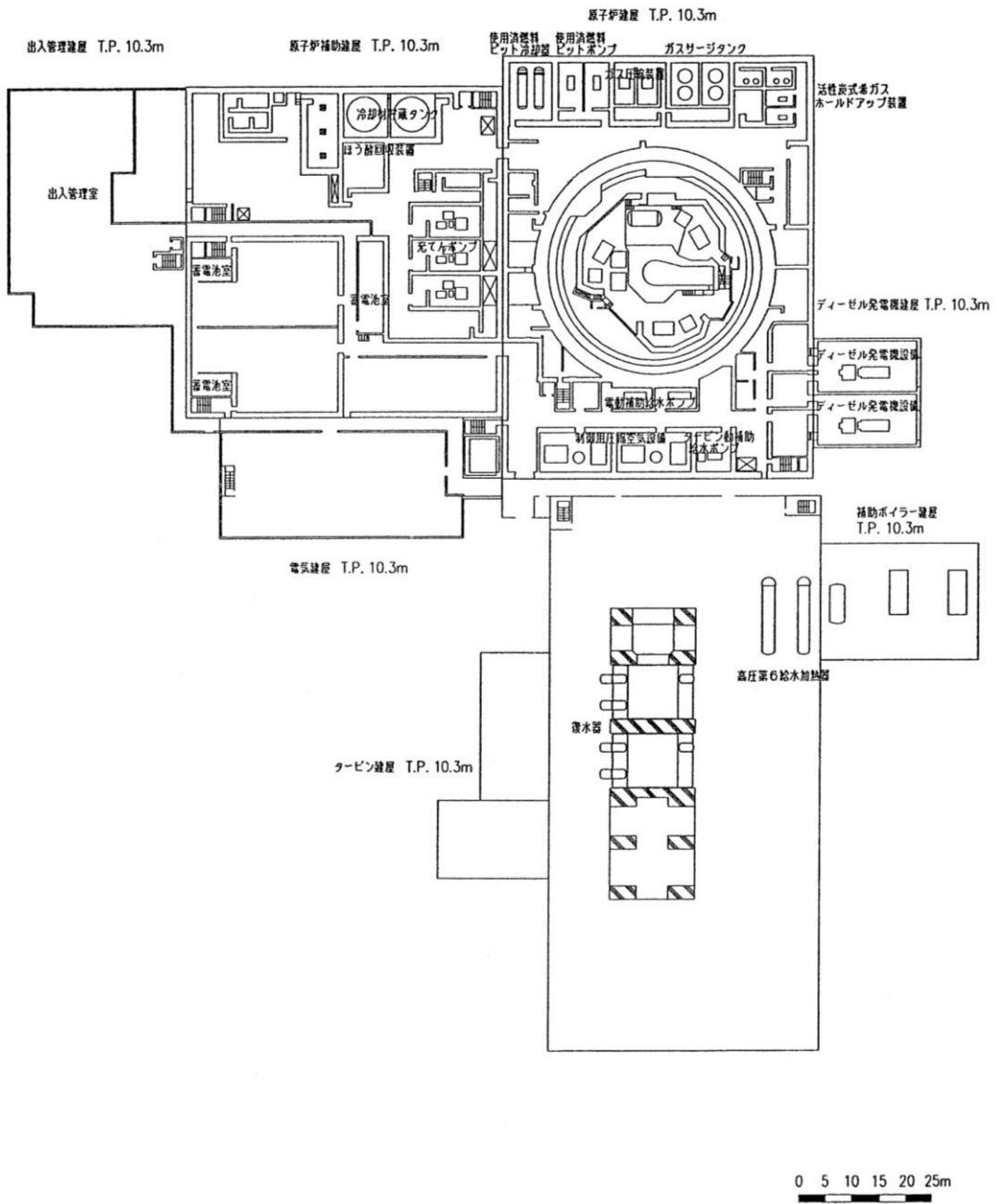
第 3.2-6 図 平均地震ハザード曲線 (水平方向 : 周期 0.02 s)



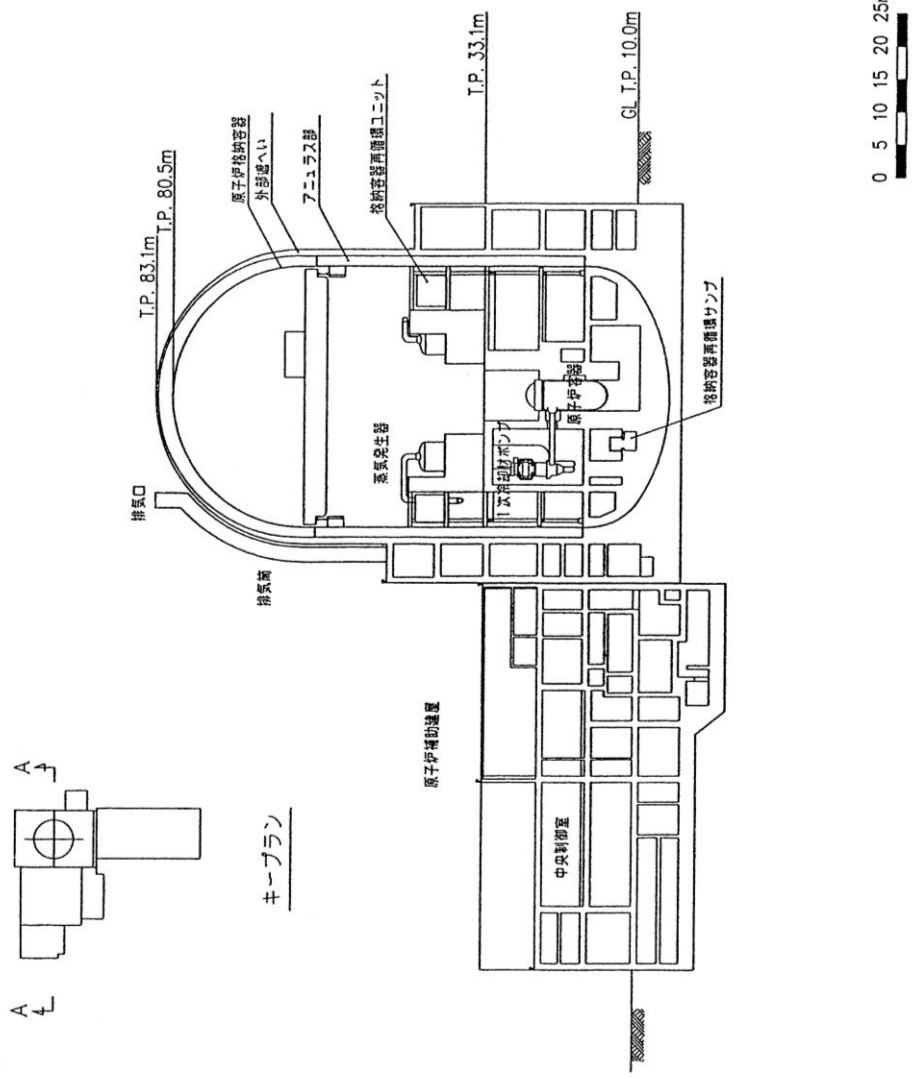
第 3.2-7 図 フラクタイル地震ハザード曲線 (水平方向 : 周期 0.02 s)



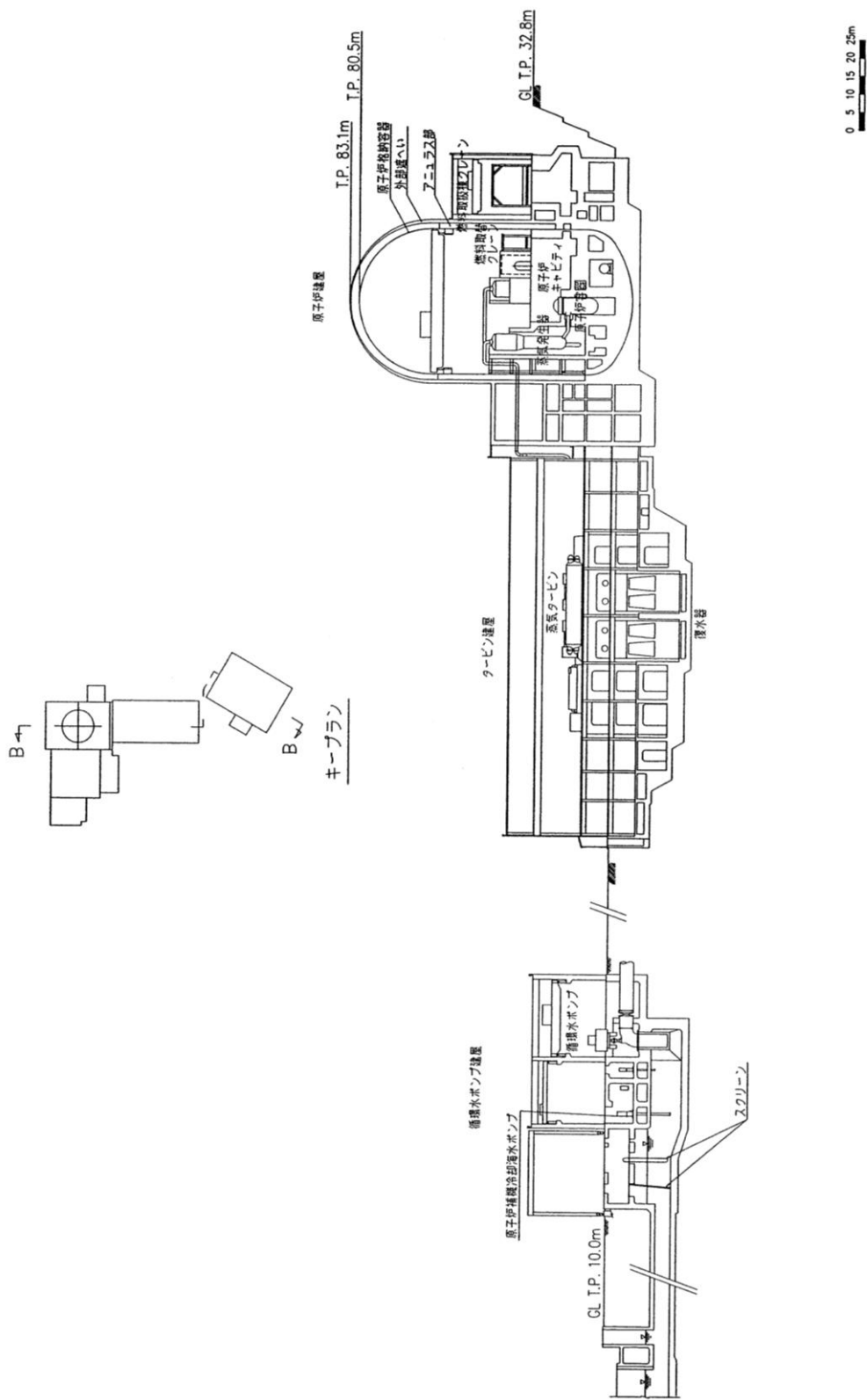
第 3.2-8 図 一様ハザードスペクトルと基準地震動の応答スペクトルの比較



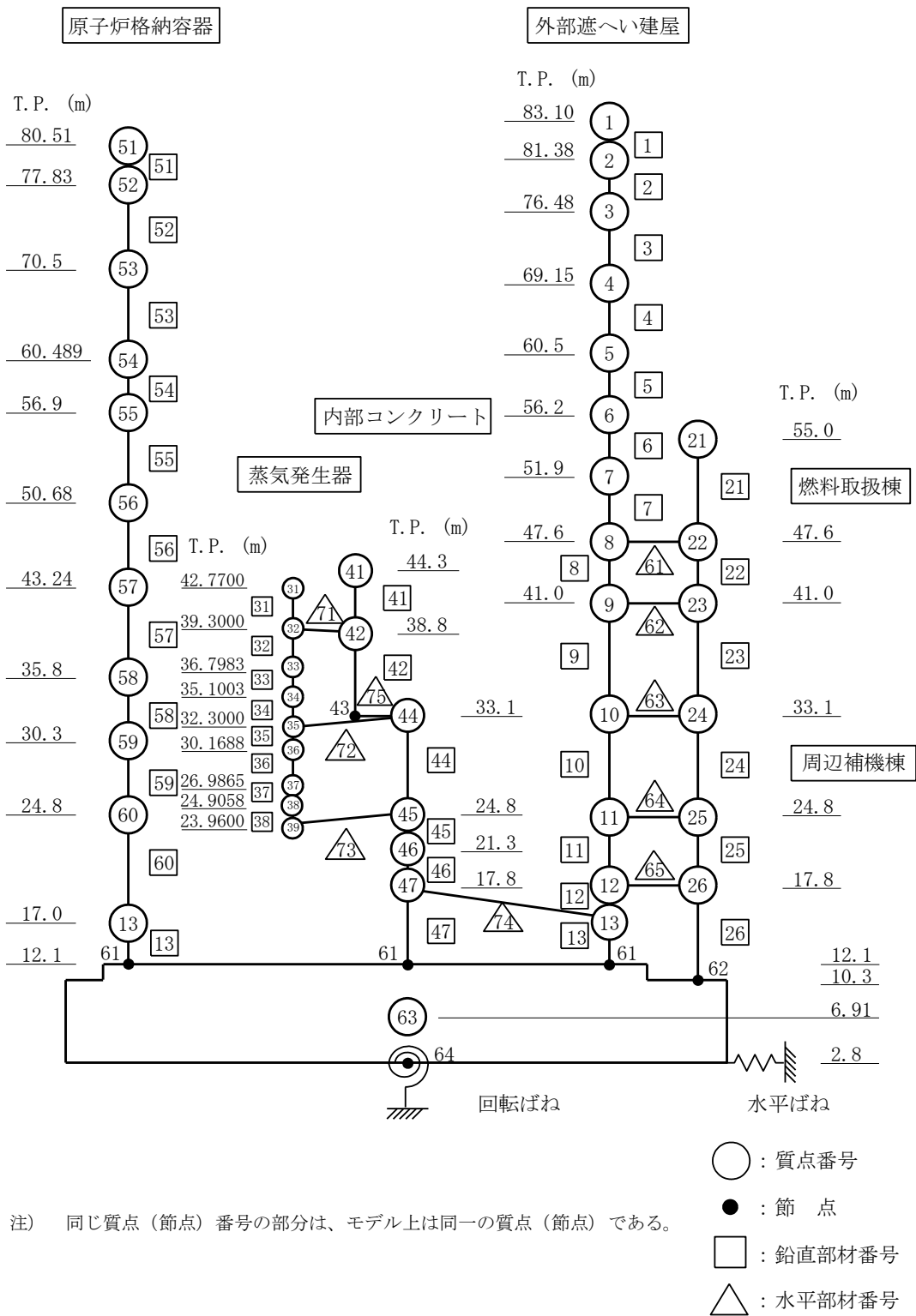
第 3.2-9 図 主要建屋平面図（1 階）



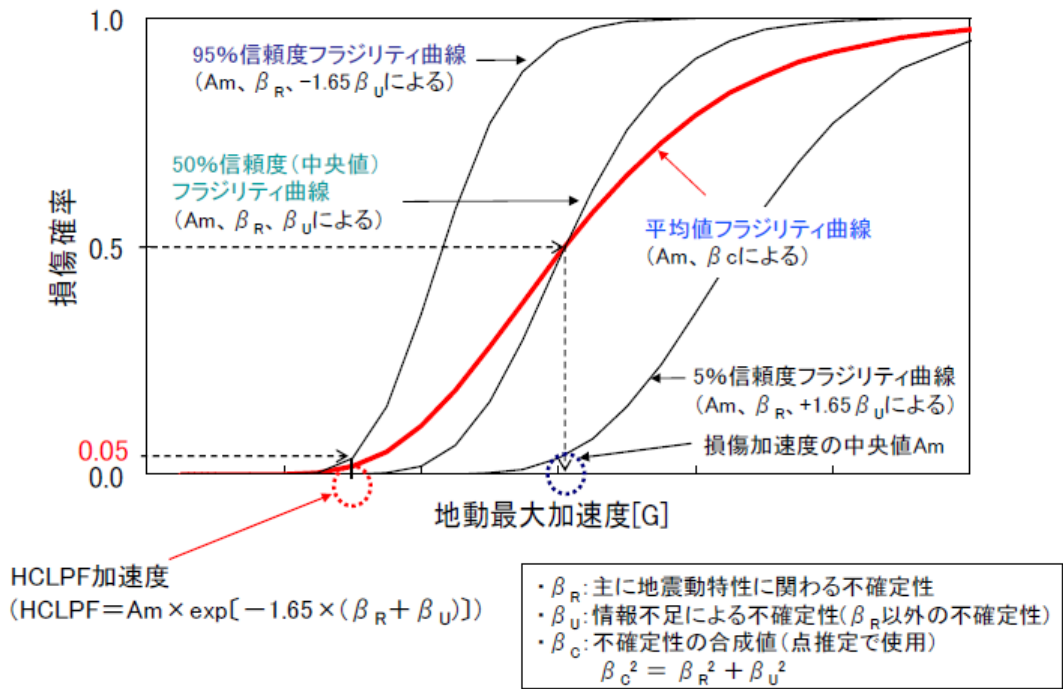
第 3.2-10 図 主要建屋断面図 (A-A 断面)



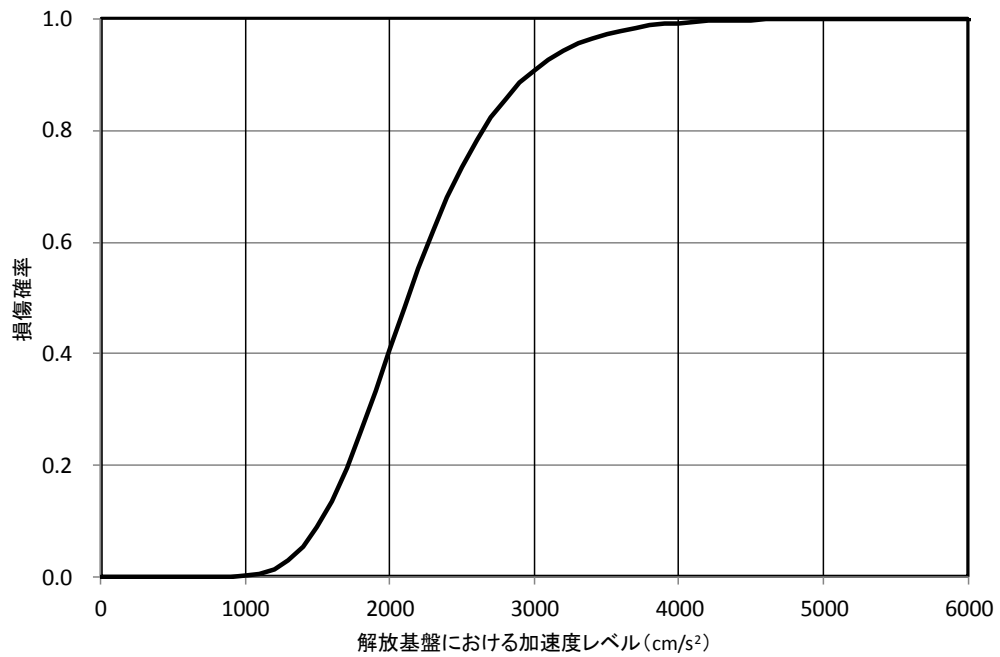
第 3.2-11 図 主要建屋断面図 (B-B 断面)



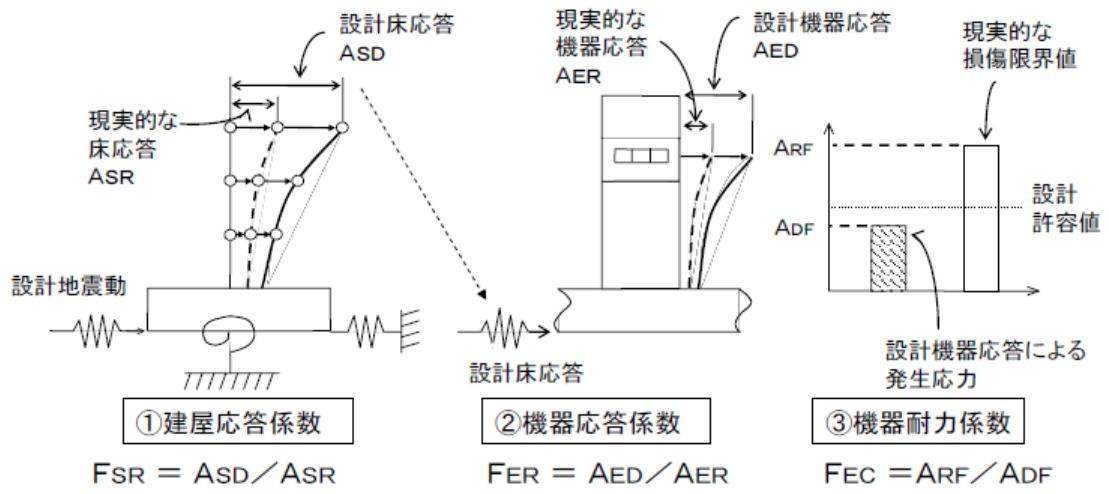
第 3.2-12 図 解析モデル (原子炉建屋 水平方向)



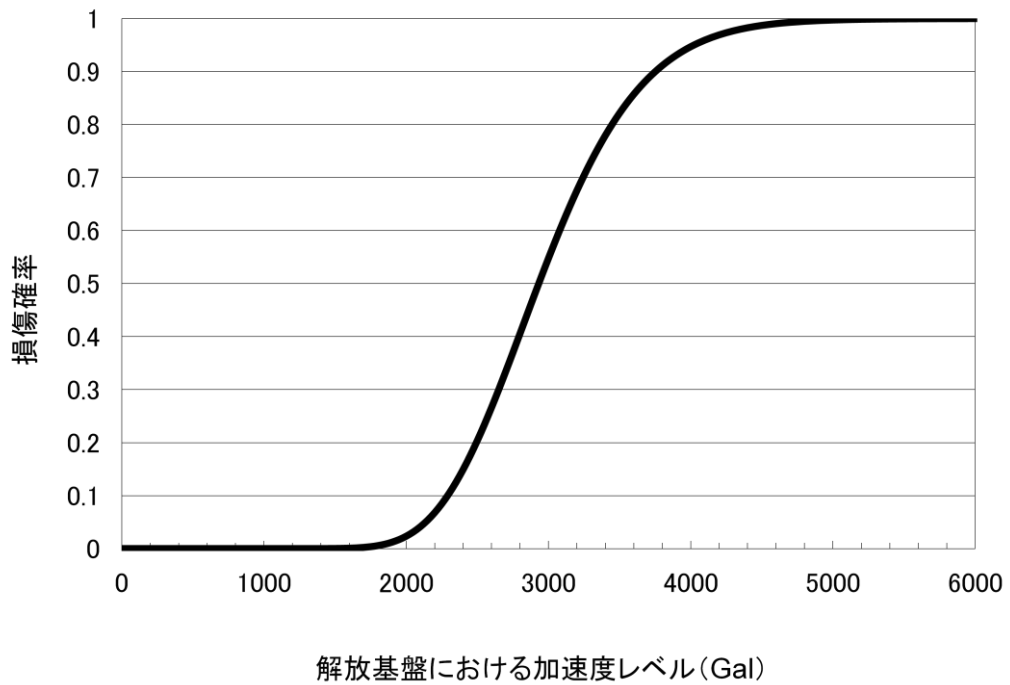
第 3.2-13 図 フラジリティ曲線の例



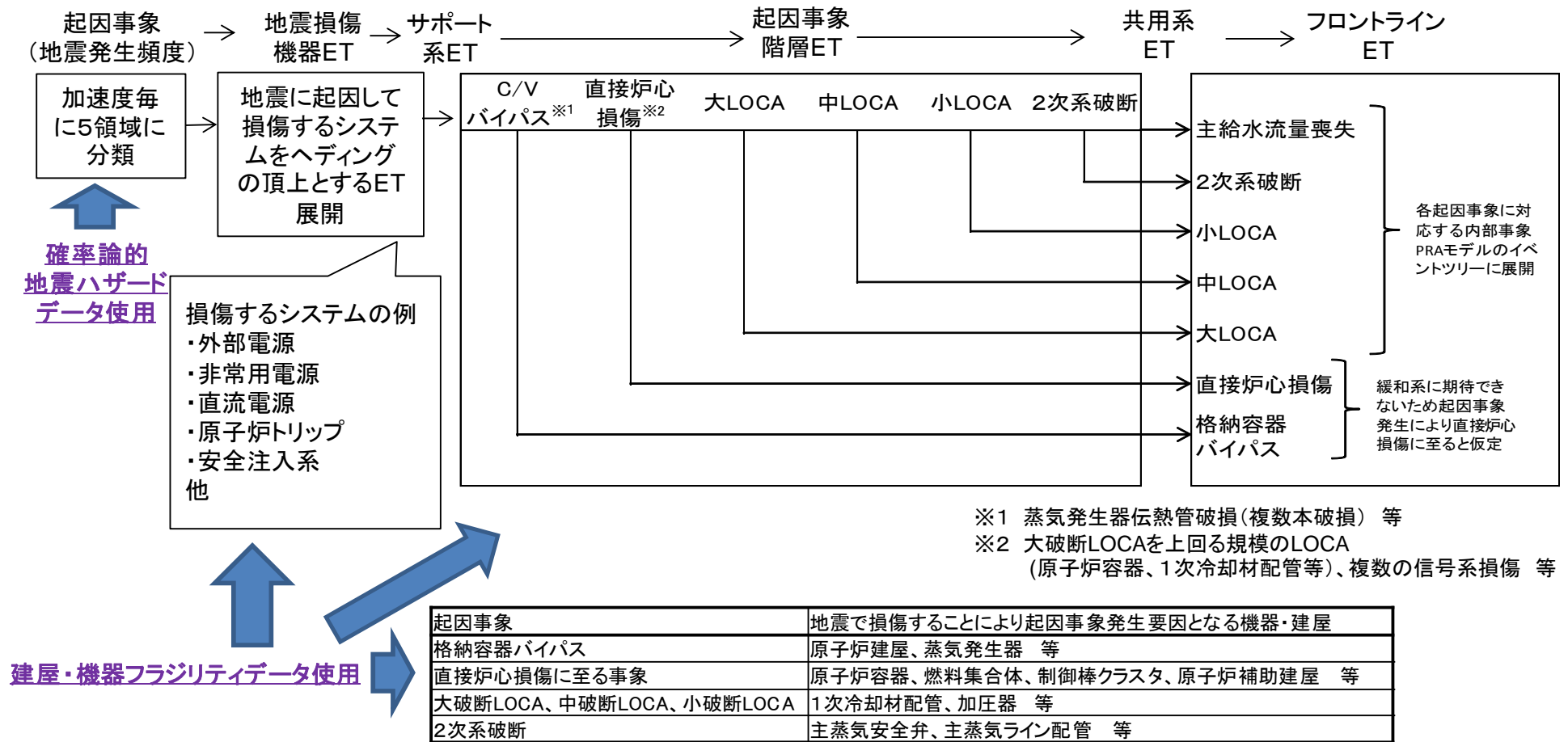
第 3.2-14 図 原子炉建屋のフラジリティ曲線



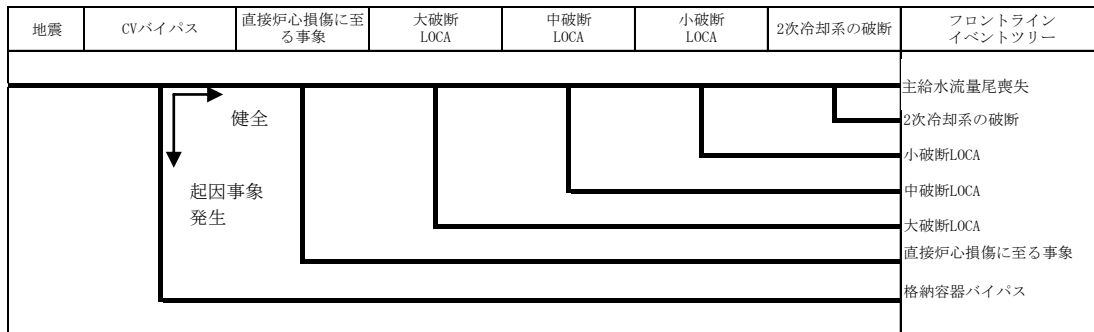
第 3.2-15 図 各安全係数のイメージ図



第 3.2-16 図 使用済燃料ピット冷却器のフラジリティ曲線



第 3.2-17 図 事故シーケンス評価



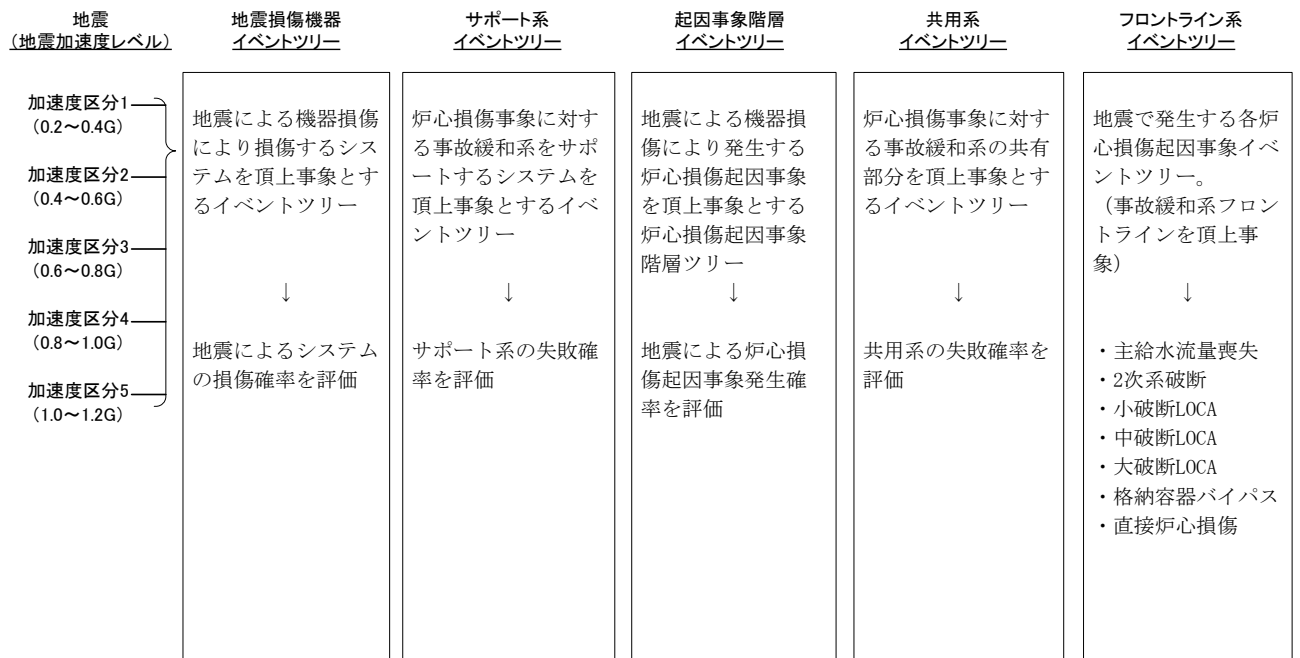
【直接炉心損傷に至る事象】

- ・ Excess LOCA
- ・ 複数の信号系損傷
- ・ 原子炉補助建屋損傷
- ・ 炉内構造物損傷
- ・ ATWS

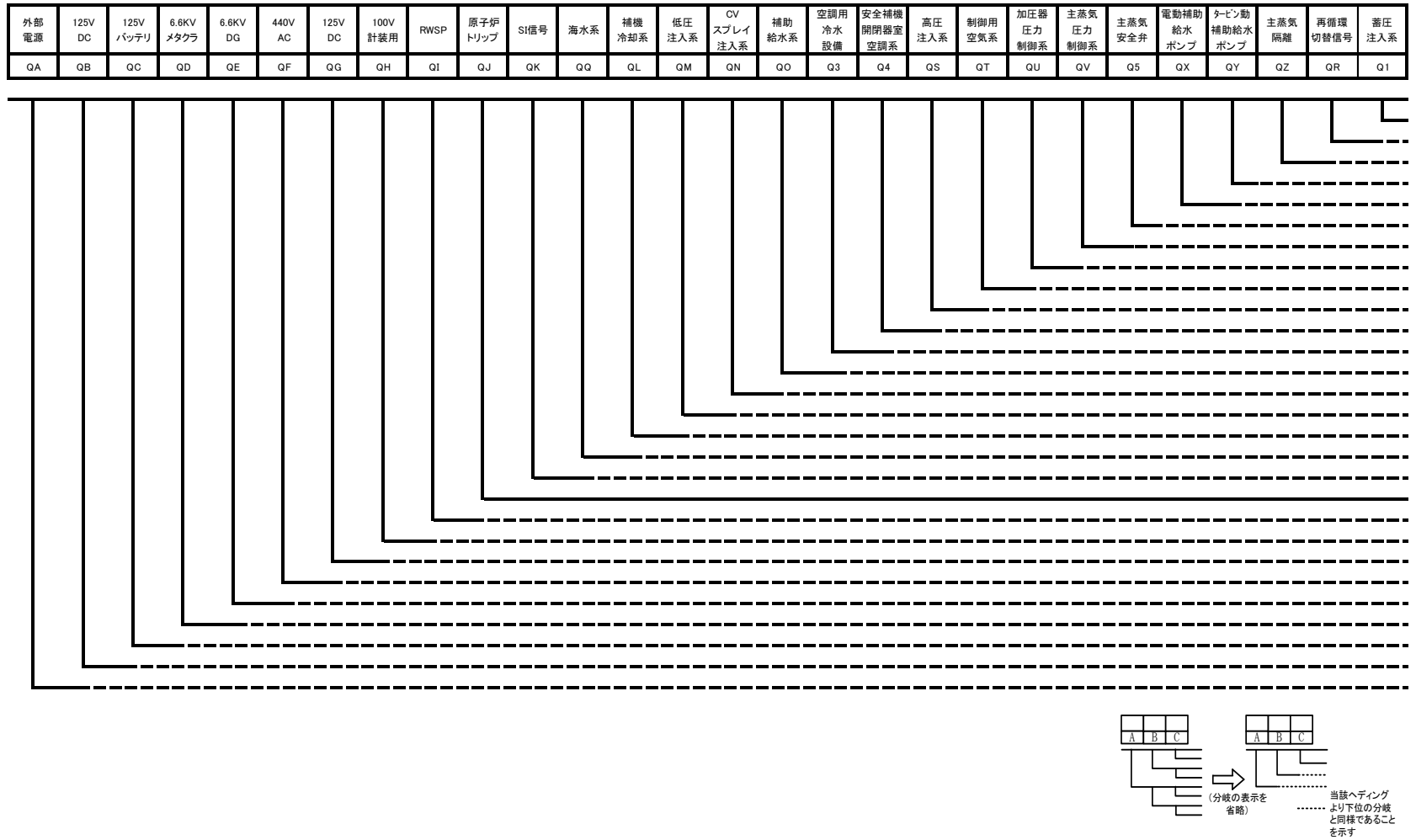
【格納容器バイパス】

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破断）
- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 原子炉格納容器損傷

第 3.2-18 図 地震 PRA 階層イベントツリー

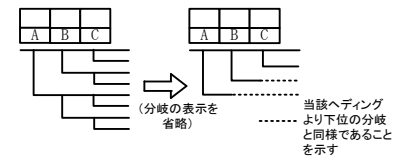
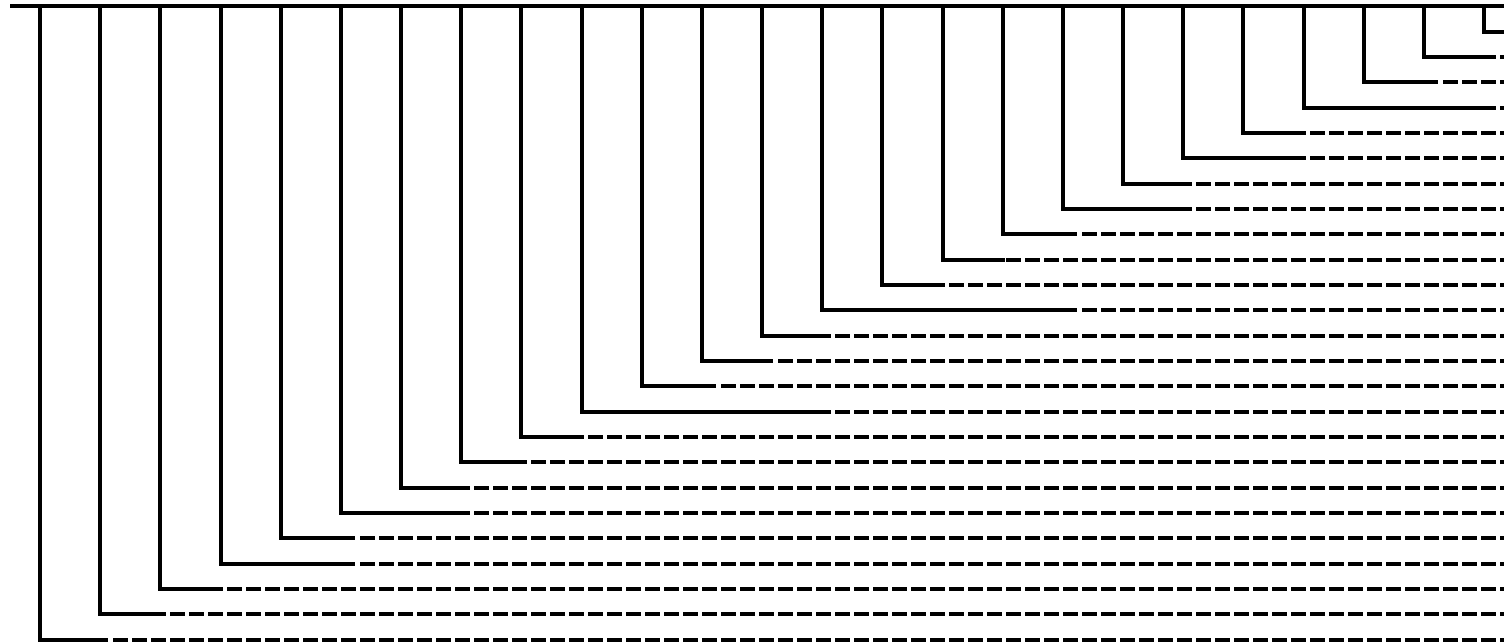


第 3.2-19 図 地震システム解析モデル (大イベントツリー)



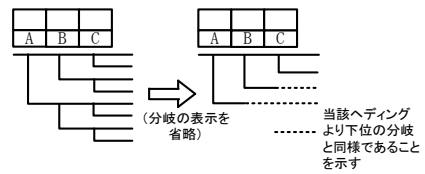
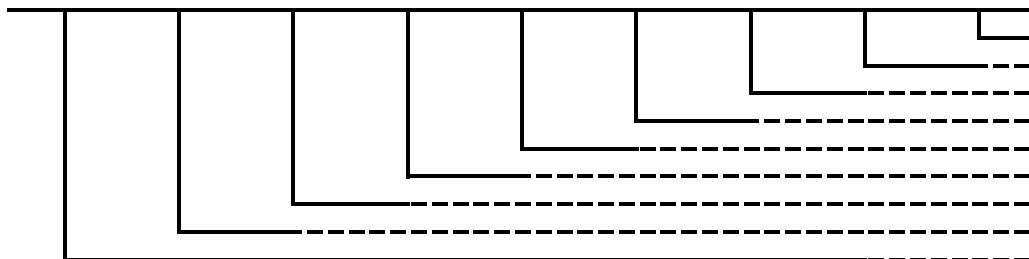
第 3.2-20 図 地震損傷機器イベントツリー

外部電源	125V 直流電源 Aトレン	125V 直流電源 Bトレン	6.6KV メタクラ Aトレン	6.6KV DG Aトレン	6.6KV メタクラ Bトレン	6.6KV DG Bトレン	440V 交流電源 Aトレン	440V 交流電源 Bトレン	100V 計装用 Aトレン	安全注入 信号 Aトレン	CV スプレイ 信号 Aトレン	所内母線 低電圧 信号 Aトレン	100V 計装用 Bトレン	安全注入 信号 Bトレン	CV スプレイ 信号 Bトレン	所内母線 低電圧 信号 Bトレン	海水系 再循環時	補機 冷却系 再循環時	海水系 注入時	補機 冷却系 注入時	空調用 冷水設備	安全補機 開閉器室 空調系	安全補機 室空調系	制御用 空気系
OP	AD	BD	A6M	A6G	B6M	B6G	A4	B4	AI	AS	AP	AU	BI	BS	BP	BU	SWR	CWR	SWI	CWI	CHS	HVSW	HVSC	IA

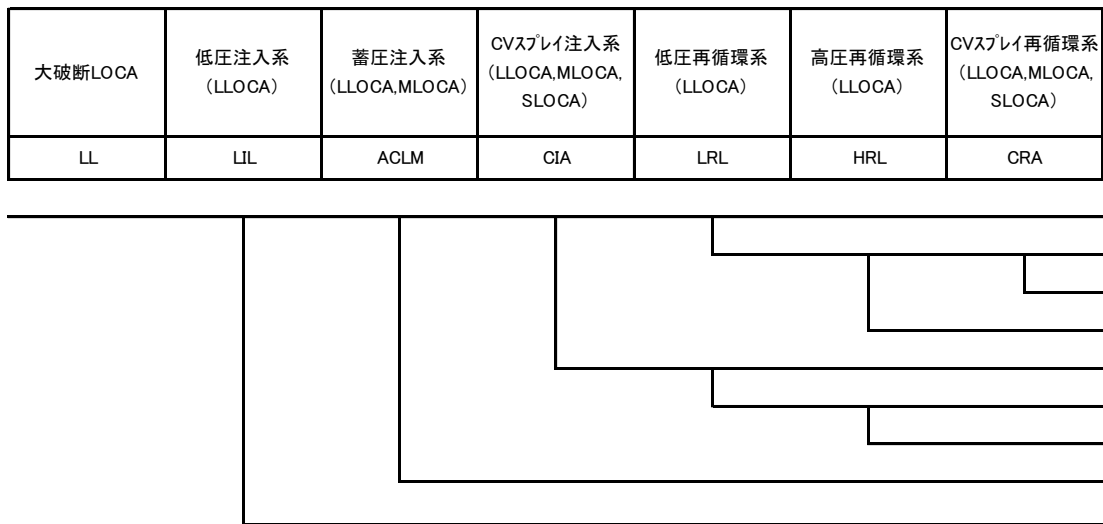


第 3.2-21 図 サポート系イベントツリー

燃料取替 用水ピット	再循環サブライン 共有部 Aトレン	再循環サブライン 共有部 Bトレン	再循環切替 信号失敗 Aトレン	再循環切替 信号失敗 Bトレン	RWSP 取水失敗 Aトレン	RWSP 取水失敗 Bトレン	RCS低温側 注入ライン逆止弁 開失敗及び 外部リーク(注入時)	RCS低温側 注入ライン逆止弁 外部リーク (再循環時)
RW	SUMA	SUMB	RCA	RCB	CA	CB	IJI	IJR

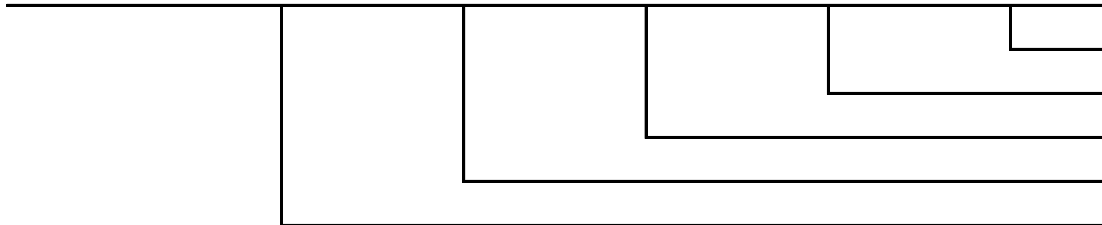


第 3.2-22 図 共用系イベントツリー



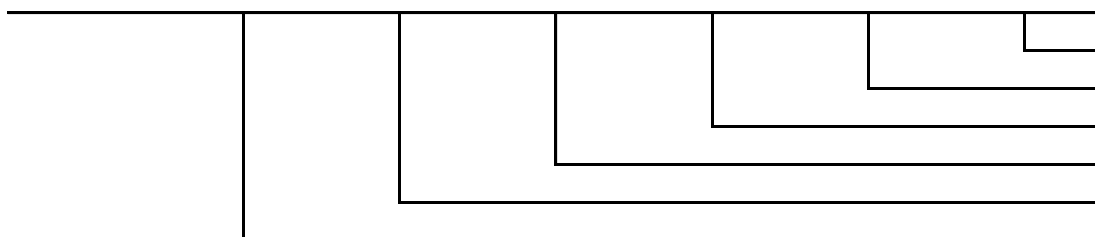
第 3.2-23 図 大破断 LOCA イベントツリー

中破断LOCA	高圧注入系 (MLOCA,SLOCA)	蓄圧注入系 (LLOCA,MLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)
ML	HIMS	ACLM	CIA	HRMS	CRA



第 3.2-24 図 中破断 LOCA イベントツリー

小破断LOCA	原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	補助給水系 (SLOCA)	高圧注入系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ注入系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)	高圧再循環系 (MLOCA,SLOCA)	CVスプレイ再循環系 (LLOCA,MLOCA, SLOCA)
SL	TPA	AFS	HIMS	CIA	HRMS	CRA



第 3.2-25 図 小破断 LOCA イベントツリー

2次系破断	原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	主蒸気隔離 (SLB)	補助給水系 (SLB)
MB	TPA	MSI	AFB

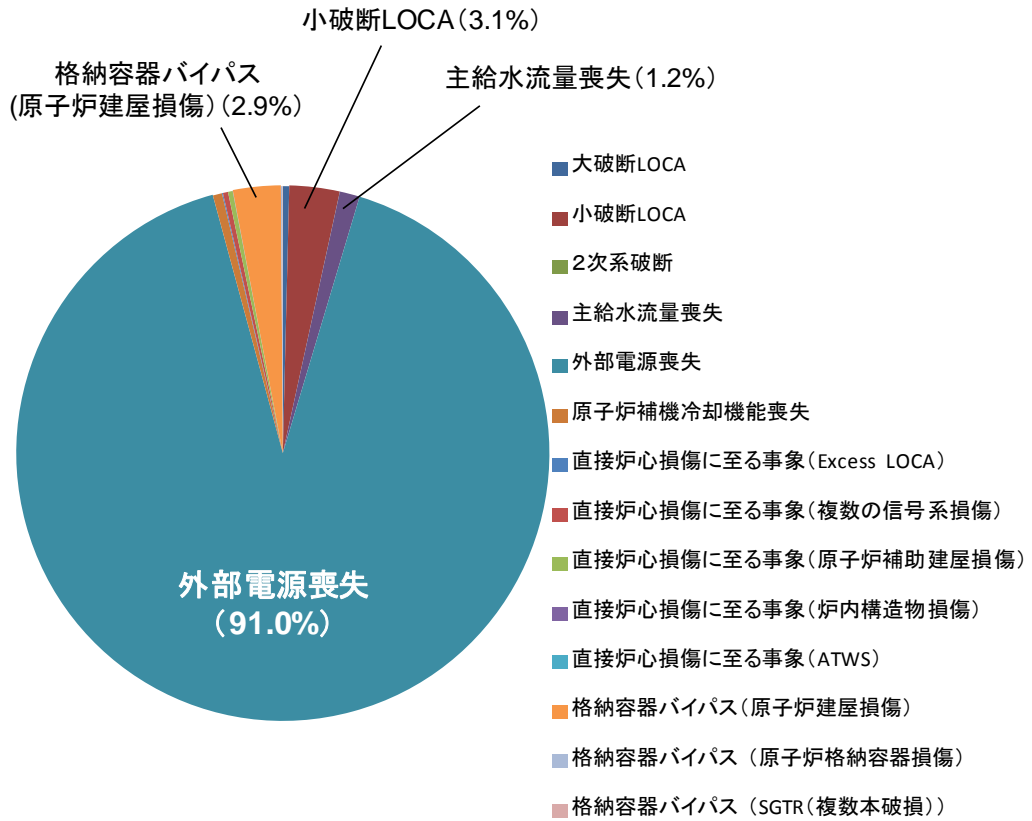


第 3.2-26 図 2次系の破断イベントツリー

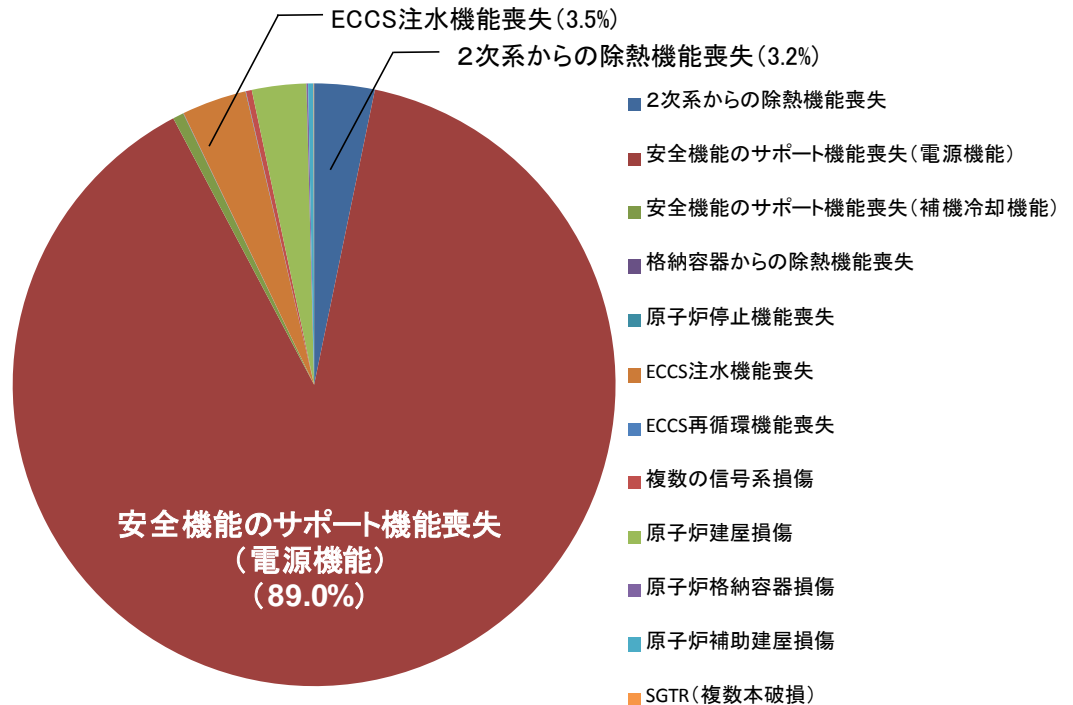
主給水流量喪失	原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	補助給水系 (LMFW)
LMFW	TPA	AFF



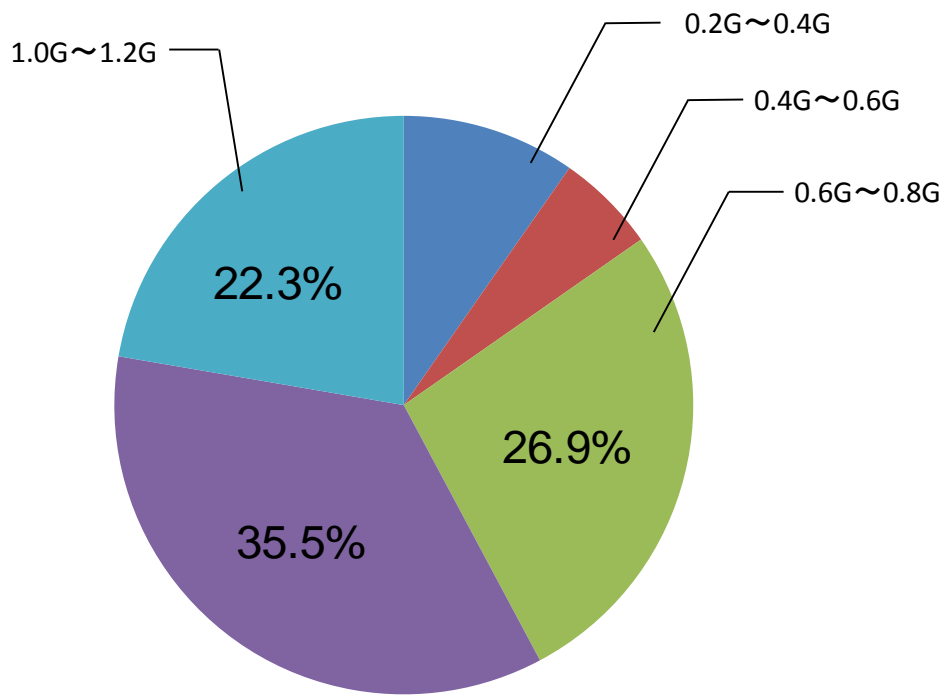
第 3.2-27 図 主給水流量喪失イベントツリー



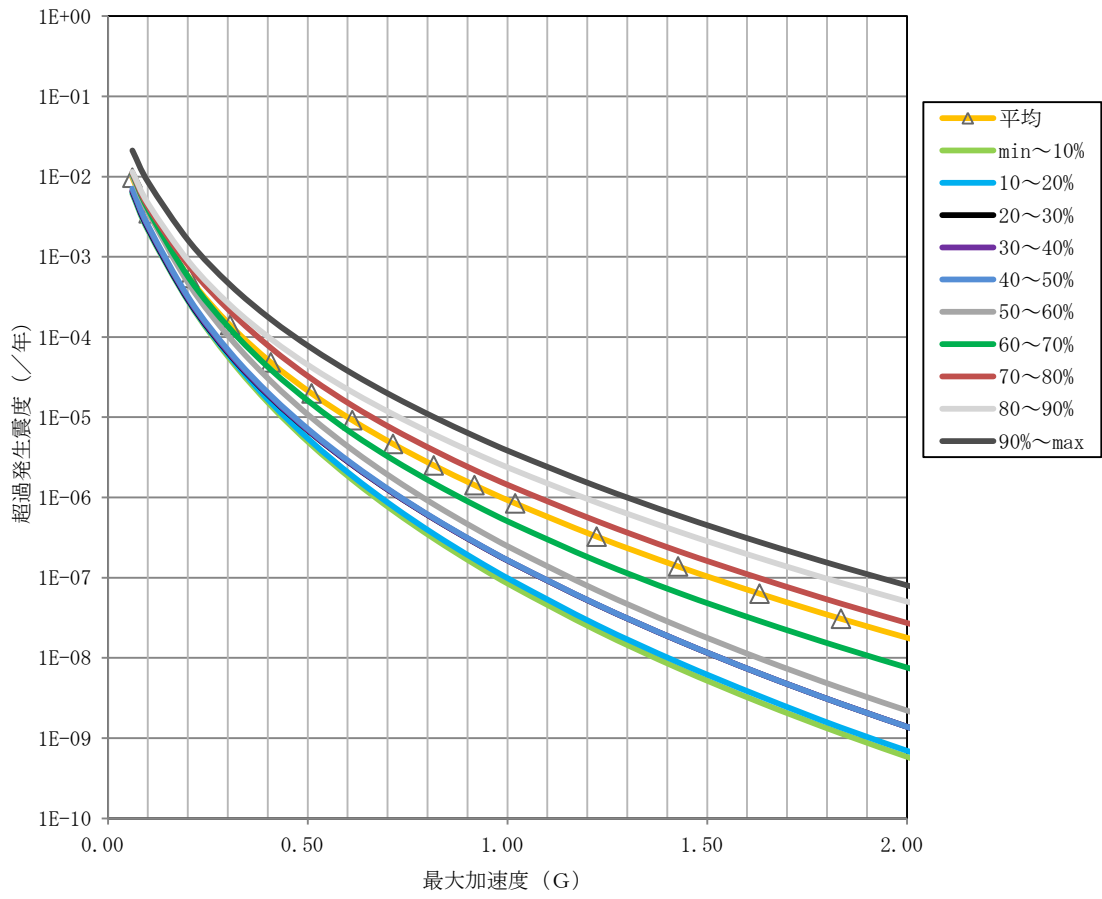
第 3.2-28 図 起因事象別炉心損傷頻度寄与割合



第 3.2-29 図 炉心損傷カテゴリー別炉心損傷頻度寄与割合



第 3.2-30 图 加速度区分別炉心損傷頻度寄与割合



第 3.2-31 図 確率論的地震ハザード曲線 (水平)

3.3 津波PRA

3.3.a. 対象プラントと事故シナリオ

①対象とするプラントの説明

(1) 機器・システムの配置及び形状・設備容量

主要な機器・システムの配置及び形状・設備容量は 3.1 内部事象レベル 1 PRA での記載と同様である。

また、第 3.3-1 図に津波 PRA の中で考慮する設備配置を記載したプラント概要図を示す。

(2) ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果

a. プラントウォークダウンの実施手順

机上検討では確認が難しいプラント情報の取得、及び検討したシナリオの妥当性確認のために、プラントウォークダウン（以下、「PWD」という。）対象機器抽出の考え方や調査すべき要件をまとめたチェックシート等を含めたPWD要領書を作成し、その要領書に従ってPWDを実施した。PWDでは主に以下の観点について問題が無いことを確認した。

- ・津波影響の確認
- ・間接的被害の可能性の確認
- ・津波伝播経路及び建屋開口部の確認

b. プラントウォークダウン対象機器の選定

津波PRA対象機器からPWD調査対象機器を選定するフローを第3.3-2図に示す。津波PRAの対象設備として、建屋開口部とそれ以外に分類し、このフローを使用してスクリーニングを行い、PWD対象機器を選定した。

c. プラントウォークダウン結果

PWDチェックシートに基づき、対象機器のチェックを行った。例として原子炉補機冷却海水ポンプのチェックシート及び現場写真のサンプルを第3.3-3図及び第3.3-4図に示す。

PWDの結果、津波PRA上問題となる箇所は特に見当たらなかった。

②津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

(1) 事故シナリオの概括的な分析・設定

評価対象とすべきパラメータの検討を行い、対象とする機器を選定すると共に、その影響（起因事象の発生、緩和設備への影響）を整理した。また、津波 PRA で対象とする起因事象を選定し、津波シナリオを作成した。

a. 機器の損傷・機能喪失原因となる津波の影響

津波による損傷・機能喪失要因の対象となるSSC（Structure, System and Component : 建物・構築物、システム、機器）を整理したものを第3.3-1表に示す。機器の損傷・機能喪失要因について、以下の2つの観点で検討した。今回の重要事故シーケンス確認を目的

とした津波PRAでのフラジリティ評価対象外としたものを以下に示す。(第3.3-2表参照)。

- (a) 「日本原子力学会標準 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」(2012年2月 一般社団法人日本原子力学会)(以下、「津波PRA学会標準」という。)に準拠したスクリーニングが可能か否か
- (b) 当該要因が他の要因に包含可能か否か、等

まず、(a)の観点から検討した結果、以下の損傷・機能喪失要因については、津波PRA学会標準の記載に基づき、評価対象外とする。

➤ 海底砂移動及び洗掘

海底砂移動は、津波により海底にある砂が移動させられる現象であり、海水取水口では、海底砂移動により、取水障害が発生し、原子炉補機冷却海水ポンプ、循環水ポンプ等に影響する可能性がある。また、津波の遡上により運ばれた砂利が現場操作に影響する可能性もある。次に、洗掘は激しい川の流れや波浪等により、堤防の表法面の土が削り取られる現象であり、防潮堤・防波堤・海水取水口等のコンクリート構築物の表面の土が削られ、破壊される可能性がある。(ただし防潮堤・防波堤は今回の評価対象外である。)しかしいずれの損傷・機能喪失要因についても、その諸元が特定できず、評価が現時点では困難であると判断されるため、津波 PRA 学会標準 6.2 項の記載に準じて対象外とする。

(津波 PRA 学会標準 6.2 項抜粋部)

“炉心損傷に至るまでの事象進展が不明確、あるいは評価技術が十分でないと判断される事故シナリオについては、定性的なスクリーニングに比重をおいて判断せざるを得ないことに留意する。

スクリーニングで除外されない事故シナリオを、9.事故シーケンス評価の対象とするか、又は、留意事項として報告書に記載する等、評価技術の成熟度を考慮した取扱いとする。”

➤ 漂流物衝撃力

支配的な津波波源からサイトまでに存在する漂流物の発生頻度が炉心損傷頻度に比べて小さいと判断されるため、津波PRA学会標準8.2.3項の記載に準じて対象外とする。なお、(b)の観点でも「被水・没水」、及び「津波波力」に包含できることから対象外とする。

(津波 PRA 学会標準 8.2.3 項抜粋部)

“なお、津波による対象漂流物の選定に際しては、5.1.3 フラジリティ評価関連情報の収集・分析で得られる当該サイトに影響を与える可能性のある漂流物の諸元(位置・種類・頻度)に留意し、支配的な津波波源から当該サイトまでに存在する漂流物の発生頻度が炉心損傷頻度に比べて小さい場合、もしくは、当該サイトに接岸していない船舶に対しては対象から除外してもよい。”

次に、(b)の観点から検討した結果、以下の損傷・機能喪失要因については、今回の目的のためには必須ではないと判断し評価対象外とする。

➤ 引き津波による水位低下

「引き津波による水位低下」では、海の潮位が低下して、海水を水源とする原子炉補機冷却海水ポンプ及び循環水ポンプの取水障害が発生し、キャビテーションによりポンプが機能喪失する。しかし、引き津波発生時には、キャビテーション発生前にこれらのポンプを停止する等の手順を整備してあり、ポンプの機能喪失を回避できる可能性があること、かつ、これらのポンプが「引き津波による水位低下」によって機能喪失した後のシナリオは「被水・没水」に包含可能であることから、評価対象外とする。

➤ 津波波力

屋内外設置の動的・電氣的なSSCについては、設備設置床面に津波が到達した時点で機能喪失するという仮定をおいているため、「被水・没水」に包含可能であり、評価対象外とする。一方、屋内外設置の静的なSSCについてはフラジリティ評価対象となる。(ただし、フラジリティ評価対象となる静的SSCはないことは第3.3-2表参照)

➤ 浮力及び流体力

屋内外設置の動的・電氣的なSSCについては設備設置床面に津波が到達した時点で機能喪失するという仮定をおいているため、「被水・没水」に包含可能であり、評価対象外とする。一方、屋外設置の静的なSSCについてはフラジリティ評価対象となる。(ただし、フラジリティ評価対象となるSSCはないことは第3.3-2表参照。)また、屋内設置の静的なSSCについては、プラント内のSSCの耐震性の観点(基礎との設置、ボルトによる固定)から、影響はないものと想定できるため、損傷・機能喪失要因の対象外とする。

以上のことから、本評価における津波PRAにおいては、「被水・没水」のみを津波による損傷・機能喪失要因として代表させる。「被水・没水」に対する影響や、対象となるSSCについて概要を以下に示す。

➤ 被水・没水

津波による「被水・没水」の影響としては、電動機、電動機の回転機、電気計装等の故障により作動失敗、継続運転失敗等の動的機能が喪失となることが考えられる。対象となるSSCは、動的機器である電動機や電気計装を含むSSCである。ただし、配管・タンク等静的なSSCについては「被水・没水」で機能喪失することは考えにくいいため、評価対象外とする。なお、本津波PRAにおいては、保守的に、動的・電氣的SSCの設置高さに津波が到達した時点で、当該機器が機能喪失すると仮定する。

b. 起因事象の選定

第3.3-5図に示すフローを用いて津波により誘発される起因事象を選定した。選定の際の検討内容及び結果を第3.3-3表に示す。

起回事象として選定したのは以下の5事象である。

- ▶ 補機冷却水の喪失
- ▶ 外部電源喪失
- ▶ 主給水流量喪失
- ▶ 過渡事象
- ▶ 直接炉心損傷に至る事象

c. 建屋・機器リストの作成

重要事故シーケンス確認のための津波PRAにおいては、下記の2つの前提条件を考慮して、同一建屋の同一フロアを一つの津波浸水区画（ある浸水口からの津波の流入によって、同時に浸水すると考えられる区画）として設定する。

- (a) 建屋内の壁・床・扉等の止水対策を考慮しないものとする。従って、建屋外部の開口部から津波が流入した場合には、同一建屋の同一フロア全体が同時に浸水する。
- (b) 格納容器は密閉構造であることから、格納容器内には津波が流入しない。

また、津波によりプラントに影響を及ぼす代表的な機器を選定した機器リストの一部抜粋を第3.3-4表に示す。

d. 津波シナリオの作成

「起回事象を誘発させる機器の損傷高さ*1」と「緩和設備の損傷高さ*1」から津波高さ毎にシナリオを区分した。第3.3-5表に津波シナリオ区分を示す。また、以下に各津波シナリオの特徴を記載する。なお、本評価での「水没」とは、海水が機器の損傷高さに到達した時点をいう。

*1:「機器の設置高さ」と「浸水口高さ」を比較し、高い方を「機器の損傷高さ」という。

(a) 津波シナリオ区分1（津波高さ10.0m以上～10.3m未満）

本シナリオ区分では、屋外に設置されている主変圧器等の外部電源の水没により起回事象「外部電源喪失」が発生する。

(b) 津波シナリオ区分2（津波高さ10.3m以上～15.0m未満）

本シナリオ区分では、循環水ポンプ建屋の開口部からの浸水が始まり、原子炉補機冷却海水ポンプが水没し起回事象「補機冷却水の喪失」が発生する。さらに、原子炉補機冷却海水ポンプ水没によりディーゼル発電機も機能喪失するため、全交流動力電源喪失に至る。

(c) 津波シナリオ区分3（津波高さ15.0m以上）

本シナリオ区分では、原子炉建屋、原子炉補助建屋、電気建屋及びディーゼル発電機建屋の開口部から浸水が始まり、当該建屋内に設置されている機器が全て水没する。そのため、6.6kVメタクラ、パワーコントロールセンタ等の炉心損傷防止に必要な複数の電気盤が津波により機能喪失し、直接炉心損傷に至る事象となる。

3.3.b. 津波ハザード

① 津波ハザード評価の方法

泊発電所3号機における確率論的津波ハザード評価を行うにあたっては、「津波 PRA 学会標準」及び「確率論的津波ハザード解析の方法（土木学会 2011）」に基づき評価を実施した。

確率論的津波ハザードの評価手順については、付録-1、2のとおりである。

② 津波ハザード評価に当たっての主要な仮定

津波発生モデルとしては、日本海東縁部に想定される地震に伴う津波を想定し、検討を実施した。

津波伝播モデルについては、後藤ほか(1982)に基づき非線形長波の連続式及び運動方程式を基礎方程式としたモデルを用いて検討を実施した。また、作成したロジックツリーについては、付録-3～8のとおりである。

③ 津波ハザード評価結果

作成したロジックツリーに基づき算出した確率論的津波ハザード曲線群から求めた平均ハザード曲線は、付録-9のとおり。

3.3.c. 建屋・機器のフラジリティ

(1) 評価対象と損傷モードの決定

津波 PRA 学会標準では、屋外・屋内それぞれの評価対象物について考慮すべき損傷モードに関して記載されており、フラジリティ評価の検討を行った。津波 PRA 学会標準 6.1 項「事故シナリオの広範な分析・選定」において検討した結果、動的・電氣的な SSC に対する「被水・没水」による機能喪失を評価対象とした。

(2) フラジリティ評価について

前項の検討を受けて、動的・電氣的な SSC に対する「被水・没水」の損傷モードでは、津波水位が各機器の設置高さに到達した時点で、当該機器が確率 1.0 で損傷すると仮定した。結果、機器フラジリティ曲線は第 3.3-6 図に示すようにステップ状となる。また、当該機器の設置高さもしくは建屋の津波侵入口高さのうち、高い方を「現実的耐力」として不確実さを考慮していない。

3.3.d. 事故シーケンス

内部事象 PRA のシステムモデルを基とし、内部事象 PRA の評価条件の適用性及び津波 PRA 特有の評価条件の追加について検討した。

d(1) 起回事象

① 評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度

3.3.a.②.(2)項「起回事象の選定」に示したとおり、津波 PRA における起回事象は以下の

5つである。

- 補機冷却水の喪失
- 外部電源喪失
- 主給水流量喪失
- 過渡事象
- 直接炉心損傷に至る事象

また、各機器の損傷高さまで浸水した時点で、当該機器が確率 1.0 で機能喪失すると評価していることから、起因事象発生頻度は第 3.3-6 表に示す津波発生頻度と同じである。

上述した「直接炉心損傷に至る事象」として津波シナリオ区分 3（津波高さ 15.0m 以上）で発生する「複数の信号系損傷」が津波固有の事故シーケンスである。

② 階層イベントツリーとその説明

選定した起因事象を基に、津波により発生する起因事象の影響の大きさを考慮して階層化して評価を行う。以下の方針に基づき津波 PRA 階層イベントツリー（以下、「ET」という。）を作成する。第 3.3-7 図に津波 PRA 起因事象階層 ET を示す。

- 津波による起因事象発生時の影響の大きさを考慮して、津波PRA階層ETのヘディングの順番を決定する。
- ◇ 建屋全体に津波が浸水して、重要な設備・機器（制御・保護機能で重要な電気盤等）が複数損傷した場合には直接炉心損傷となる。また、津波の影響により全交流動力電源喪失が発生した場合にも、直接炉心損傷に至ることから、これらを最も重大な影響を及ぼすものとして直接炉心損傷に至る事象を最初のヘディングに設定する。
- ◇ 原子炉補機冷却水系が機能喪失した場合、外部電源及び補助給水に期待できる可能性がある一方、RCPシールLOCAの発生確率を1.0としているため炉心損傷に至る。従って影響の大きさから、補機冷却水の喪失を直接炉心損傷に至る事象の次のヘディングとして設定する。
- ◇ 外部電源喪失は、非常用所内電源系の起動（ディーゼル発電機の運転）に失敗すれば全交流動力電源喪失となるが、成功した場合には補助給水系による1次系の減温・減圧により炉心損傷とならない。従って、補機冷却水の喪失に比べて影響は小さくなるため、外部電源喪失を補機冷却水の喪失の次のヘディングに設定する。
- ◇ 主給水流量喪失と過渡事象では必要とする緩和設備は同じである。しかしながら、主給水流量喪失では、蒸気発生器による2次系の冷却機能が喪失するため事故進展が過渡事象に比べて厳しい。従って、主給水流量喪失を外部電源喪失の次のヘディングに設定する。
- ◇ 過渡事象は、主給水流量喪失より事故進展が緩やかな自動トリップ事象をまとめて扱うこととし、本階層ETの最後のヘディングに設定する。

なお、補機冷却水の喪失及び主給水流量喪失又は過渡事象が発生した場合は、事故進展に対する緩和設備が補機冷却水の喪失の緩和設備（補助給水）で代表できること、及び補機冷

却水の喪失に伴い従属的に発生することから、補機冷却水の喪失を代表して評価する。

d(2) 成功基準

① 成功基準の一覧

炉心損傷防止の成功基準は、内部事象 PRA と津波 PRA では相違がないため、内部事象 PRA で設定した成功基準を用いる。なお、「直接炉心損傷に至る事象」については、緩和手段がないため成功基準を設定していない。

d(3) 事故シーケンス

① イベントツリー

起因事象の発生要因は津波と内部事象では異なるが、起因事象発生後の緩和設備は内部事象と同様の設備に期待する。そのため、内部事象の ET（第 3.3-8 図(a)～(d)）を用いた。

d(4) システム信頼性

① 評価対象としたシステムとその説明

建屋・機器リストを使って対象範囲を明確にした。各系統の情報や依存性については内部事象と同等である。

② 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

基本は内部事象 PRA と同じ相関性を考慮する（第 3.3-7 表参照）。内部事象 PRA では、起因事象及び緩和設備の機能喪失要因がランダム故障であるため、24 時間以内であれば回復が可能と考えられる。しかしながら、津波による設備・機器の損傷が要因である場合、福島第一原子力発電所事故を受けて 24 時間以内に事故を収束させることは困難であると判断した。大規模自然災害時においては、燃料、食料等の調達・運送も困難になると考えられ、少なくとも 7 日間の備蓄が要求されていることから、本津波 PRA において、空調設備が機能喪失した場合の系統への影響を考慮する期間として 7 日間を考慮することとし、当該設備モデル化要否について以下のとおり検討した。その結果、津波 PRA で対象となる空調設備は下記のとおり、新たにモデル化が必要となるものはなく、内部事象 PRA と同モデルを設定した。

- ・ 電動補助給水ポンプ室換気装置

補助給水系のサポート系統としてランダム故障の影響を考慮する必要がある。但し、内部事象 PRA において既にモデル化されているため、津波 PRA として新たなモデル化は不要と判断した。

- ・ 安全補機開閉器室空調装置

安全補機開閉器室の換気空調系としてランダム故障の影響を考慮する必要がある。但し、内部事象 PRA において既にモデル化されているため、津波 PRA として新たなモデル化は不要と判断した。

- ・ディーゼル発電機室換気系
ディーゼル発電機室の換気空調系としてランダム故障の影響を考慮する必要がある。但し、内部事象PRAにおいて既にモデル化されているため、津波PRAとして新たなモデル化は不要と判断した。
- ・制御用空気圧縮機室換気装置
評価対象となる起因事象では、制御用空気系を必要とする緩和設備には期待しない。従って、津波PRAでは、制御用空気圧縮機室換気装置のランダム故障のモデル化は不要である。
- ・安全補機室空調装置
評価対象となる起因事象では、安全補機室空調装置による冷却を必要とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプに関わる緩和設備には期待しない。従って、津波PRAでは、安全補機室空調装置のランダム故障のモデル化は不要である。
- ・蓄電池室換気装置
蓄電池室換気装置と依存関係にある安全系蓄電池室では、給気側は安全補機開閉器室空調装置、排気側は蓄電池室換気装置を用いている。ここで、ランダム故障を考慮した場合、システム構成上、給気側の安全補機開閉器室空調装置が支配的となると考えられることから、当該設備は安全補機開閉器室空調装置に包含されると判断し、津波PRAでは、蓄電池室換気装置のランダム故障のモデル化は不要とする。

③ システム信頼性評価結果

(1) フォールトツリーの作成

津波シナリオを基に、津波による機器への影響をフォールトツリー(以下、「FT」という。)でモデル化する。ここで、以下の前提条件に従いモデル化方法を検討した。

- 建屋内の壁・床・扉等の止水対策を考慮しないものとし、同一建屋の同一フロアを1つの津波浸水区画としている。従って、建屋外郭の開口部から津波が流入した場合には、同一建屋の同一フロア全体が同時に浸水するものとし、設置高さが同じ機器は、機器の種類に関係なく同時に損傷するものとして評価する。
- 建屋外郭に浸水口が一つでもあれば、同フロアの津波浸水区画に加えてそれ以下の高さにある浸水区画が同時に浸水することとし、浸水した区画より下の区画に設置された機器は、機器の種類に関係なく損傷するものとして評価する。

上記の前提条件から、津波シナリオで対象としている全ての機器をモデル化するのではなく、損傷する機器の影響及び相互の依存関係を考慮して、以下の機器を代表としてモデル化する。

- ・原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・主変圧器
- ・電気盤 (6.6kVメタクラ、パワーコントロールセンタ等)

(2) 主要なミニマルカットセット

システム信頼性解析の結果について、事故シーケンス毎の主要なミニマルカットセットの評価を実施した。評価結果について、第 3.3-8 表に示す。

④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

津波により原子炉補機冷却海水ポンプが水没し補機冷却水の喪失が発生すると、機器の復旧には長時間かかると考えられるため、原子炉補機冷却水系の復旧はできず、封水注入及びサーマルバリアによる冷却が喪失する。よって、補機冷却水の喪失 ET における RCP シール LOCA ヘディングの失敗確率を 1.0 とした。

d(5) 人的過誤

① 評価対象とした人的過誤及び評価結果

内部事象 PRA では事故前と事故後の人的過誤を評価している。これを基に津波 PRA で
の扱いを検討した結果を以下に示す。

(1) 事故前の人的過誤

内部事象 PRA で対象としている事故前の人的過誤は、試験や点検等による戻し忘れであり、事象発生の起因が津波であっても変わることはないと考えられる。そのため本評価では、内部事象 PRA の評価対象から津波 PRA での対象範囲のシステムに関連した事故前の人的過誤を選定すると共に、人的過誤確率も内部事象 PRA の人的過誤確率を用いる。

(2) 事故後の人的過誤

津波 PRA の事故後の人的過誤は、以下の二つの扱いとする。なお、診断過誤については、津波における起因事象発生後の事故進展及び、期待する緩和操作が内部事象 PRA と同様であるため、内部事象 PRA と同様の診断過誤確率を使用するものとする。

- a. 中央制御室による遠隔操作については、プラントへの影響があるレベルの津波が発生する場合、運転員は警報により事前に津波の襲来に備えることができることを考慮して、内部事象PRAと同様のストレスレベル”高”で評価した。よって、内部事象PRAと同じ人的過誤確率を使用するものとする。
- b. 現場操作については、運転員のアクセス性を考慮して、各フロアにおいて海水が浸水しない津波高さの場合では期待し、海水が浸水する津波高さの場合では期待しない。

(3) 津波PRA固有で考慮すべき運転員操作の検討

内部事象 PRA では、緩和設備への影響が十分小さいためモデル化していない運転員操作があるが、これらの操作について津波 PRA における緩和設備への影響を検討した。検討結果を以下に示す。

- ・中央制御室からの遠隔操作に期待している場合については、津波PRAも内部事象PRAと同様の扱いとなる。
- ・現場操作に期待している場合については、建屋内に海水が浸水しなければ建屋内の現場操作は可能であり、内部事象PRAと同様の扱いとなる。建屋内に浸水した場合には当該現場操作に関する機器が水没しているため、モデル化する必要はない。

d(6) 炉心損傷頻度

① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

計算コード RiskSpectrum®を用いて、起因事象階層 ET と各起因事象の ET 及び ET の

ヘディング毎の FT を用いたフォールトツリーリンク法により炉心損傷頻度（以下、「CDF」という。）を算出した。

② 炉心損傷頻度結果

(1) 評価結果及び事故シナリオの説明

作成した津波 PRA モデルを用いて CDF を算出し、以下に評価結果を示す。

a. 津波シナリオ区分毎の評価結果

津波シナリオ区分毎の評価結果を第3.3-6表に示す。全CDF は $8.2E-07$ （／炉年）となり、津波シナリオ区分2（津波高さ10.3m 以上～15.0m 未満）がその大半を占める。津波シナリオ区分毎の評価結果及び事故シナリオの概要を以下に示す。

(a) 津波シナリオ区分1（津波高さ10.0m以上～10.3m未満）

津波シナリオ区分1のCDFは $1.8E-10$ （／炉年）である。

本シナリオでは、主変圧器等の外部電源系設備が水没する。ここで、ランダム故障による補助給水失敗が発生すると、2次系からの除熱機能喪失が喪失し炉心損傷に至る。

また、ランダム故障による非常用所内電源喪失が発生すると、全交流動力電源喪失となる。全交流動力電源喪失に伴いRCPシールLOCAが発生し、炉心冷却不能となり、炉心損傷に至る。

(b) 津波シナリオ区分2（津波高さ10.3m以上～15.0m未満）

津波シナリオ区分2のCDFは $7.9E-07$ （／炉年）である。

本シナリオでは、原子炉補機冷却海水ポンプが水没し、さらに追従してディーゼル発電機も機能喪失することで全交流動力電源喪失となる。全交流動力電源喪失に伴いRCPシールLOCAが発生し、炉心冷却不能となり、炉心損傷に至る。

(c) 津波シナリオ区分3（津波高さ15.0m以上）

津波シナリオ区分3のCDFは $2.7E-08$ （／炉年）である。

本シナリオでは、6.6kVメタクラやパワーコントロールセンタ等の複数の電気盤が水没して炉心損傷直結事象となる。

b. 炉心損傷カテゴリー毎の重要事故シーケンス

事故シーケンスを以下の8つの炉心損傷カテゴリーに分類した。

- (1) 2次系からの除熱機能喪失
- (2) 安全機能サポート機能喪失（電源機能）
- (3) 安全機能サポート機能喪失（補機冷却機能）
- (4) 格納容器からの除熱機能喪失
- (5) 原子炉停止機能喪失
- (6) ECCS 注水機能喪失
- (7) ECCS 再循環機能喪失
- (8) 漏えい箇所の隔離機能喪失

a.項で説明した事故シーケンスを、上記のカテゴリーで整理した結果を第3.3-9表に示す。また、泊3号機における重要事故シーケンスのCDF及び概要を以下に示す。

- 外部電源喪失+補助給水失敗
当該事故シーケンスのCDFは、 $6.7E-12$ （/炉年）であり、具体的には以下のシーケンスとなる。
 - ・津波高さが10.0m以上～10.3m未満（津波シナリオ区分1）において、主変圧器等の水没により外部電源喪失が発生する。ここでランダム故障により補助給水失敗が発生すると、2次系からの除熱機能が喪失し、炉心損傷に至る。

- 外部電源喪失+非常用所内電源喪失
当該事故シーケンスのCDFは、 $7.9E-07$ （/炉年）であり、具体的には以下の2つのシーケンスを足し合わせたものである。
 - ・津波高さが10.0m以上～10.3m未満（津波シナリオ区分1）において、主変圧器等の水没により外部電源喪失が発生する。ここでランダム故障により非常用所内電源喪失が発生すると全交流動力電源喪失となり、RCPシールLOCAが発生することにより炉心冷却不能となり、炉心損傷に至る。
 - ・津波高さが10.3m以上～15.0m未満（津波シナリオ区分2）において、主変圧器等の水没により外部電源喪失が発生する。さらに原子炉補機冷却海水ポンプ等が水没することで、ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失となる。これによりRCPシールLOCAが発生し炉心冷却不能となり、炉心損傷に至る。

- 複数の信号系損傷
当該事故シーケンスのCDFは $2.7E-08$ （/炉年）であり、具体的には以下のシーケンスとなる。
 - ・津波高さが15.00m以上（津波シナリオ区分3）において、6.6kVメタクラやパワーコントロールセンタ等の炉心損傷防止に必要な複数の電気盤が水没することで、プラントの制御が出来なくなるため直接炉心損傷に至る。

以上の事故シーケンスを整理した炉心損傷カテゴリー毎のCDFを下記に示す（第3.3-9表参照）。

- ・2次系からの除熱機能喪失
 6.7×10^{-12} （/炉年）
（本炉心損傷カテゴリーは、前述の外部電源喪失+補助給水失敗が該当する。）
- ・安全機能のサポート機能喪失（電源機能）
 7.9×10^{-7} （/炉年）
（本炉心損傷カテゴリーは、前述の外部電源喪失+非常用所内電源喪失が該当する。）

- ・複数の信号系損傷
 2.7×10^{-8} （/炉年）
（本炉心損傷カテゴリーは、前述の複数の信号系損傷が該当する。）

津波シナリオ区分別、事故シーケンス別及び炉心損傷カテゴリー別 CDF 寄与割合を示すパイチャートを第 3.3-9 図～第 3.3-11 図に示す。

(2) 評価結果の分析

本津波 PRA では全 CDF は $8.2E-07$ / 炉年と評価されたが、そのうち安全機能サポート機能喪失（電源機能）による寄与割合が 99.9%以上となった。

主変圧器は T.P.10.0m を超過する津波が発生した場合に没水・被水により機能喪失し、さらに T.P.10.3m を超過する津波が発生した場合は原子炉補機冷却海水ポンプが同様に機能喪失する。外部電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失の重畳により全交流動力電源喪失になり、RCP シール LOCA が発生することで緩和設備に期待できずに炉心損傷に至ることとなる。全交流動力電源喪失に至った場合、RCP シール LOCA が必ず発生すると仮定していることから、本津波 PRA においては、安全機能サポート機能喪失（電源機能）が支配的な炉心損傷カテゴリーとなった。

なお、その他約 0.1%については、T.P.10.0m 以上の津波により生じる主変圧器の機能喪失及びランダム故障による補助給水失敗が重畳した場合に生じる 2 次系からの除熱機能喪失として整理している。

③ 重要度解析、不確かさ解析及び感度解析

a. 重要度解析

本津波 PRA における重要な設備を抽出する目的で、津波シナリオ区分毎の重要度評価を実施した。第 3.3-10 表に津波シナリオ区分毎の重要度整理結果を示す。この表から、津波シナリオについて重要な設備は原子炉補機冷却海水ポンプであり、全 CDF への寄与度は 96.7%となった。

重要度評価の結果から、今回の重要事故シーケンス確認のための津波 PRA においては、原子炉補機冷却海水ポンプが津波により水没するということが、CDF にとって支配的である。これは、原子炉補機冷却海水ポンプが 10.3m 以上の津波で機能を喪失した時点で、その依存関係にある緩和設備も従属的に喪失するため、10.0m 以上の津波による外部電源喪失の発生の有無に関わらず、緩和手段がなくなるためである。

b. 不確かさ解析

ハザード及びパラメータの不確かさに着目した全 CDF に関する不確かさ解析として、フラクタイルハザードを 10 本に縮約したデータ（第 3.3-12 図参照）を用いて全 CDF 及び事故シーケンス別 CDF の下限値、中央値、平均値及び上限値を評価する。

なお、津波 PRA では不確かさ要因として、確率論的津波ハザード、津波による設備の損傷確率（以下、「津波フラジリティ」という。）、人的過誤及びランダム故障等がある。しかし、重要事故シーケンス選定のための津波 PRA では、津波フラジリティは保守的に、動的・電气的設備の設置高さに津波が到達した時点で、当該機器が機能喪失すると仮定し、機器の損傷高さで立ち上がるステップ状のフラジリティ曲線を用いていることから、津波フラジリティについての不確かさ要因は考慮せず、確率論的津波ハザード、人的過誤及び

ランダム故障等を対象とする。

津波シナリオ区分毎の不確実さ解析用津波発生頻度を第3.3-11表に示す。ここで、ベースとなる確率論的津波ハザードデータのうち、70%以下の信頼度のデータにおいて発生頻度が評価できていないものがあり、0.0となっている。このため、津波シナリオ区分毎の不確実さ解析を実施する上で、津波シナリオ区分における津波発生頻度が0.0となってしまう場合には、下限値が非保守的となる。そこで、これに該当する津波シナリオ区分1の30%以下の信頼度のデータは、30%~40%信頼度から1桁ずつ小さくした値を解析用に入力した。また、シナリオ区分2の30%以下のデータは、30%~40%の信頼度から2桁ずつ小さくし、シナリオ区分3の70%以下のデータは、70%~80%信頼度から2桁ずつ小さくした値を解析用に入力した。

確率論的津波ハザードデータにおいて津波発生頻度が評価できていないものがあるため、第3.3-12表に示す津波シナリオ区分毎の津波発生頻度の不確実さ解析結果から分かるように不確実さ幅を示すEFが非常に大きくなり、工学的に意味が無いものとなっている。

第3.3-13表に示す事故シーケンス毎の不確実さ解析結果においては、津波シナリオ区分1では、不確実さ要因としてランダム要因も含んでいるものの、その影響は確率論的津波ハザードに比べて非常に小さいため、事故シーケンス毎のEFと津波シナリオ区分毎のEFがほぼ同値となった。また、津波シナリオ区分2及び3では、津波の影響のみで事故シーケンスが決定する（ランダム要因の影響がない）ため、事故シーケンス毎のEFと津波シナリオ区分毎のEFが同値となった。よって、いずれの津波シナリオ区分においても、津波発生頻度の不確実さ解析と同様に工学的に意味のない結果となった。

以上から、津波PRAの不確実さ幅は、内部事象レベル1 PRA及び地震レベル1 PRAに比べれば大きくなるが、確率論的津波ハザードの幅が支配的であるため、その影響は津波PRAで現れる全ての事故シーケンスに対して一様であり、事故シーケンス毎のCDFの相対関係は変わらないため、重要事故シーケンス選定の観点からは影響がないと考えられる。

c. 感度解析

ストレステスト一次評価で示した緊急安全対策や、有効性評価に当たって考慮している主要な対策についてRCPシールLOCA対策（三菱製耐熱Oリング）も含めて考慮し感度解析を行うことで、泊発電所3号機の津波PRAにおけるCDFへの影響を検討する。

第3.3-9表に示すように、泊発電所3号機の重要事故シーケンス確認のための本津波PRAにおいては、

・「外部電源喪失+非常用所内電源喪失」シーケンス
が全CDFの約96.7%を占めている。

ここで、本事故シーケンスに対するSA対策は、有効性評価で用いている全交流動力電源喪失に対する炉心損傷防止対策である。（第3.3-14表参照）

「外部電源喪失+非常用所内電源喪失」シーケンスに対してSA対策を考慮した場合のシナリオ整理結果を第3.3-13図に示す。

この整理結果をもとに、感度解析としてはイベントツリーでの定量化を実施した。感度解析用のイベントツリーを第3.3-14図に示す。ここで、第3.3-13図に示したように、RCP

シールLOCAの有無によらず代替非常用発電機による給電及び可搬型大型送水ポンプ車による通水が必要であるため、「代替非常用発電機による給電」及び「可搬型大型送水ポンプ車による通水」のイベントヘディングを「RCPシールLOCA」より前に設けた。また、イベントヘディング「代替非常用発電機による給電」、「可搬型大型送水ポンプ車による通水」及び「補機冷却水の喪失に対する主要な対策」の分岐確率は、必要とされる運転員操作の困難さや代替非常用発電機、可搬型大型送水ポンプ車のように機器故障率データが現状整備されていない機器がある等の不確実さ要因があることを考慮し、0.1と仮定した。

以上をふまえて、感度解析結果と本津波PRA結果との比較を第3.3-15表に示す。第3.3-15表からも分かるように、「外部電源喪失+非常用所内電源喪失」のみにSA対策を考慮することにより、炉心損傷カテゴリ-2-1のCDF及び全CDFがそれぞれ約8割低減する結果となった。この結果は、重要度解析の結果と同様に、津波の重要事故シーケンスとしては「外部電源喪失+非常用所内電源喪失」が非常に支配的であり、様々な事故シーケンスがある他のPRAと違い、「安全機能サポート機能喪失（電源機能）」の炉心損傷カテゴリ-に対する対策が取れば、全CDFに対する大きな低減効果があることを示している。

第 3.3-1 表 津波による損傷・機能喪失及び対象 SSC の種類(1/2)

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の対象となる SSC の種類（主要な SSC）
被水・没水	電気設備（ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等） 電動機器（ポンプ、電動弁） タービン駆動ポンプ
津波波力	建物・構築物（海水取水口も含む） 防潮堤・防波堤*1 電気設備（ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等） 電動機器（ポンプ、電動弁等） タービン駆動ポンプ 静的機器（配管、タンク等） 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） 水密扉*2
流体力	建物・構築物（海水取水口も含む） 防潮堤・防波堤*1 電気設備（ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等） 電動機器（ポンプ、電動弁等） タービン駆動ポンプ 静的機器（配管、タンク等） 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） 水密扉*2
浮力	建物・構築物（海水取水口も含む） 静的機器（空気を保有するタンク等）
引き津波による水位低下	海水を水源とするポンプ

*1：本評価では、防潮堤・防波堤はないものとして評価

*2：本評価では、水密扉はないものとして評価

第3.3-1表 津波による損傷・機能喪失及び対象SSCの種類(2/2)

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の対象 SSC の種類 (主要な SSC)
漂流物衝撃力	建物・構築物 (海水取水口も含む) 電気設備 (ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器 (ポンプ、電動弁等) タービン駆動ポンプ 静的機器 (配管、タンク等) 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) 水密扉*1
海底砂移動	建物・構築物 (海水取水口も含む)
洗掘	建物・構築物 (海水取水口も含む) 防潮堤・防波堤*2

*1：本評価では、水密扉はないものとして評価

*2：本評価では、防潮堤・防波堤はないものとして評価

第3.3-2表 津波による損傷機能喪失要因と対象設備(1/2)

津波による損傷・機能喪失要因	対象となる設備・機器	検討内容
被水・没水	ポンプ、電動弁等の屋内外設置の設備	電動等の動的な設備については、被水・没水によって電動機、電動機の回転機、電気計装等が故障し、作動失敗、継続運転失敗等の動的機能が喪失となることが考えられるため、評価対象とする。なお、配管、タンク等の静的な設備については被水・没水により機能喪失することは考えにくいいため、評価対象外とする。
津波波力	ポンプ、電動弁、電気盤、タンク等の屋内外設置の設備	屋内外設置の動的・電氣的な設備については、設備設置床面に津波が到達した時点で機能喪失するという仮定をおいており、「被水・没水」に包含可能であるため、評価対象外とする。また、屋内外設置の静的な設備については、他の構築物等に囲まれていること等により、津波が直接衝突する位置にないことを図面等により確認しているため、評価対象外とする。
流体力・浮力	ポンプ、電動弁、電気盤、タンク等の屋内外設置の設備	屋内外設置の動的・電氣的な設備については、設備設置床面に津波が到達した時点で機能喪失するという仮定をおいており、「被水・没水」に包含可能であるため、評価対象外とする。また、屋内設置の静的な設備については、プラント内の設備の耐震性の観点（基礎との設置、ボルトの固定）から、影響はないものと想定できるため、損傷・機能喪失要因の対象外とする。

第3.3-2表 津波による損傷機能喪失要因と対象設備(2/2)

津波による損傷・機能喪失要因	対象となる設備・機器	検討内容
引き津波による水位低下	原子炉補機冷却海水ポンプ、循環水ポンプ等の海水を水源とする設備	海の潮位が低下して、海水を水源とするポンプの取水障害が発生してポンプがキャビテーションにより機能喪失することが考えられる。しかし、引き津波発生時には、キャビテーション発生前にこれらのポンプを停止する等の手順を整備してあり、ポンプの機能喪失を回避できる可能性があること、かつ、これらのポンプが「引き津波による水位低下」によって機能喪失した後のシナリオは「被水・没水」に包含可能であることから、評価対象外とする
漂流物衝撃力	屋外設備	被水・没水及び津波波力に関する検討に包絡できることから評価対象外とする。 なお、発生確率・損傷確率を考慮すると影響小と考え、津波PRA学会標準8.2.3項の記載に準じて評価対象外とできる。
海底砂移動及び洗掘	建物・構築物（海水取水口も含む）	諸元が特定できず、評価が現時点では困難であると判断されるため、津波PRA学会標準6.2項の記載に準じて評価対象外とする。

第3.3-3表 津波により発生する起因事象の選定(1/3)

起因事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	検討内容
大破断 LOCA	×	LOCA 事象は、格納容器内の 1 次系圧力バウンダリの破損により発生する。格納容器内への海水の流入は起こらないことと、プラント内部であるため津波波力の影響を受けないことより配管破断は起こりえない。従って、本事象は評価対象外とする。
中破断 LOCA	×	同上
小破断 LOCA	×	制御回路の誤動作により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 相当の事象となる。しかし、運転コンソール等が水没することにより、制御回路が誤動作を引き起こすような短絡や混触の組み合わせが生じる可能性は稀有である。また、加圧器逃がし弁を誤開させる運転コンソール等が水没する高さ（17.8m）の津波が発生した時には、既に直接炉心損傷に至る事象が（高さ 15.0m の時点で）発生している。ここで、直接炉心損傷に至る事象は他の起因事象を誘発させる設備や緩和系設備に対する津波影響の有無に拘らず炉心損傷となる事象であり、当該起因事象を包含可能である。以上の事から、本事象は評価対象外とする。
インターフェイスシステム LOCA	×	制御回路の誤動作により余熱除去隔離弁が誤開した場合には本事象が発生する。しかし、コントロールセンタ等が水没することにより、制御回路が誤動作を引き起こすような短絡や混触の組み合わせが生じる可能性は稀有である。また、余熱除去隔離弁を誤開させるコントロールセンタ等が水没する高さ（15.0m）の津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至る事象も発生している。ここで、直接炉心損傷に至る事象は他の起因事象を誘発させる設備や緩和系設備に対する津波影響の有無に拘らず炉心損傷となる事象であり、当該起因事象を包含可能である。以上の事から、本事象は評価対象外とする。
主給水流量喪失	○	タービン建屋が浸水し、主給水ポンプ、復水ポンプあるいは常用系の電源設備等が損傷した場合に主給水系が機能喪失する。
外部電源喪失	○	主変圧器等の外部電源設備は屋外に設置されており、津波による浸水で当該設備が損傷した場合には外部電源喪失となる。

第 3.3-3 表 津波により発生する起回事象の選定(2/3)

起回事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	検討内容
2次冷却系の破断	×	2次冷却系の破断は、主蒸気管あるいは主給水管が破断する事象であるが、プラント内部であるため波力の影響を受けないことから配管破断は起こりえない。また、制御回路の誤動作により主蒸気逃がし弁が誤開して、再閉止できない場合には2次系破断相当の事象が考えられる。しかし、原子炉ソレノイド用直流分電盤等が水没することにより制御回路が誤動作を引き起こすような短絡や混色の組み合わせが生じる可能性は稀有である。さらに、誤動作を誘発させる原子炉ソレノイド用直流分電盤等が水没する高さ（15.0m）の津波が発生した時には、既に直接炉心損傷に至る事象が発生している。ここで、直接炉心損傷に至る事象は他の起回事象を誘発させる設備や緩和系設備に対する津波影響の有無に拘らず炉心損傷となる事象であり、当該起回事象を包絡可能である。以上の事から、当該起回事象は対象外とする。
SGTR	×	浸水の影響で蒸気発生器の伝熱管が破損することは考えられないため、本事象は対象外とする。
補機冷却水の喪失	○	原子炉補機冷却海水ポンプあるいは原子炉補機冷却水ポンプ等が損傷した場合に、補機冷却水の喪失事象となる。
過渡事象	○	循環水ポンプあるいは復水器真空ポンプ等が損傷した場合に、過渡事象となる。

第 3.3-3 表 津波により発生する起回事象の選定(3/3)

起回事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	検討内容
手動停止*1	×	大津波警報等により運転員が手動停止することも考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には内部事象 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、その影響毎に起回事象に分類可能なため、対象外とする。
ATWS	×	原子炉の停止機能は実際の津波を想定した場合、「要因となった地震による自動トリップ」、あるいは「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が、ATWS 時に必要な安全機能が必要とされる極めて短時間のうちに津波の影響で機能喪失する可能性は考えにくく、内部、あるいは地震要因での機能喪失が主なので、トリップの有無に関わらず、これらの機能喪失シーケンスは内部、地震のイベントツリーで代表されることから、津波においては対象外とする。
直接炉心損傷に至る事象	○	建屋全体に津波が浸水し、重要な設備・機器が複数損傷して直接炉心損傷に至る事象である。当該プラントでは制御・保護機能で重要な電気盤の損傷や中央制御室の水没により直接炉心損傷に至る事象となる。

*1：津波 PRA 学会標準附属書 N に、

“津波 PRA で対象とするような津波来襲時には、以下の理由によって、原子炉が停止している可能性が高いものと考えられる。

- ・ 近地津波の場合、津波発生の起因となる地震動を原子炉施設が感知し、自動停止する可能性がある。
 - ・ 原子炉施設に対して影響が発生する高さ以上の津波警報が発せられた場合、津波到達までに原子炉を手動停止する可能性がある。”
- との記載がある。本評価では、この記載に則り、検討した結果を上表にまとめた。

第 3.3-4 表 津波によって損傷する主要な機器リスト (抜粋)

起因事象／影響緩和系	設備	損傷モード	設置建屋	設置高さ	浸水口高さ	機器損傷高さ
海水系	原子炉補機冷却 海水ポンプ	機能損傷	CWP/B	T.P.2.5m	T.P.10.3m	T.P.10.3m
	⋮					
補機冷却水の喪失	原子炉補機 冷却水ポンプ	機能損傷	RE/B	T.P.4.35m	T.P.15.0m	T.P.15.0m
	⋮					
非常用所内電源	ディーゼル発電機	機能損傷	DG/B	T.P.10.3m	T.P.15.0m	T.P.15.0m
	⋮					
外部電源喪失 外部電源系	主変圧器	機能損傷	屋外 (T/B 近接)	T.P.10.0m	T.P.10.0m	T.P.10.0m
	所内変圧器	機能損傷	屋外 (T/B 近接)	T.P.10.0m	T.P.10.0m	T.P.10.0m
	⋮					
直接炉心損傷	運転コンソール	機能損傷	A/B	T.P.17.8m	T.P.15.0m	T.P.17.8m
	原子炉安全保護盤	機能損傷	A/B	T.P.17.8m	T.P.15.0m	T.P.17.8m
	⋮					

第 3.3-5 表 重要事故シーケンス評価用の津波シナリオ区分(1/4)

津波シナリオ 区分	津波高さ	起因事象*1	津波によって損傷する主要な機器*2	備考
区分 1	10.0m 以上～10.3m 未満	<u>外部電源喪失</u>	<u>主変圧器</u>	

*1：下線の起因事象は、当該津波シナリオで新たに発生する起因事象である。

*2：下線の機器については、当該津波シナリオで新たに水没する機器である。

第 3.3-5 表 重要事故シーケンス評価用の津波シナリオ区分 (2/4)

津波シナリオ 区分	津波高さ	起回事象*1	津波によって損傷する主要な機器*2	備考
区分 2	10.3m 以上～15.0m 未満	外部電源喪失 <u>補機冷却水の喪失</u> <u>主給水流量喪失</u> <u>過渡事象</u>	主変圧器 <u>原子炉補機冷却海水ポンプ</u> <u>復水ポンプ</u> <u>復水器真空ポンプ</u>	

*1：下線の起回事象は、当該津波シナリオで新たに発生する起回事象である。

*2：下線の機器については、当該津波シナリオで新たに水没する機器である。

第 3.3-5 表 重要事故シーケンス評価用の津波シナリオ区分 (3/4)

津波シナリオ 区分	津波高さ	起因事象*1	津波によって損傷する主要な機器*2	備考
区分 3	15.0m 以上	外部電源喪失 補機冷却水の喪失 主給水流量喪失 過渡事象 <u>直接炉心損傷に至る 事象</u>	主変圧器 原子炉補機冷却海水ポンプ 復水ポンプ 復水器真空ポンプ <u>ソレノイド分電盤</u> <u>原子炉補機冷却水ポンプ</u> <u>高圧注入ポンプ</u> <u>余熱除去ポンプ</u> <u>電動補助給水ポンプ</u> <u>タービン動補助給水ポンプ</u> <u>ディーゼル発電機</u> <u>制御用空気圧縮機</u> <u>格納容器スプレイポンプ</u> <u>蓄電池</u> <u>6.6kV メタクラ</u> <u>パワーコントロールセンタ</u>	

*1：下線の起因事象は、当該津波シナリオで新たに発生する起因事象である。

*2：下線の機器については、当該津波シナリオで新たに水没する機器である。

第 3.3-5 表 重要事故シーケンス評価用の津波シナリオ区分 (4/4)

津波シナリオ 区分	津波高さ	起回事象*1	津波によって損傷する主要な機器*2	備考
区分 3	15.0m 以上 (つづき)		<u>直流コントロールセンタ</u> <u>計装用インバータ</u> <u>制御用空気圧縮機室給気ファン</u> <u>安全補機室冷却ファン</u> <u>空調用冷凍機</u> <u>電動補助給水ポンプ室給気ファン</u> <u>格納容器圧力計</u> <u>ディーゼル発電機室給気ファン</u> <u>中央制御室給気ファン</u> <u>安全補機開閉器室給気ファン</u> <u>補助給水隔離弁</u> <u>主蒸気隔離弁</u> <u>主蒸気逃がし弁</u>	

*1：下線の起回事象は、当該津波シナリオで新たに発生する起回事象である。

*2：下線の機器については、当該津波シナリオで新たに水没する機器である。

第 3.3-6 表 津波シナリオ区分毎の津波発生頻度及び炉心損傷頻度

津波シナリオ 区分	津波高さ	津波発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与 (%)
区分 1	10.0m 以上～10.3m 未満	2.5E-07	1.8E-10	0.1 未満
区分 2	10.3m 以上～15.0m 未満	7.9E-07	7.9E-07	96.7
区分 3	15.0m 以上	2.7E-08	2.7E-08	3.3
全炉心損傷頻度			8.2E-07	100

第 3.3-7 表 相互依存表 (1/2)

サポート系 (影響を与える側) フロントライン系 (影響を受ける側)	電源系	信号系	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
原子炉停止系						
燃料取替用水系						
高压注入系	○	○		○		○
蓄圧注入系						
低压注入系 ※1	○	○				○
格納容器スプレイ注入系	○	○		○		○
補助給水系／主蒸気圧力制御系 ※2	○	○		○		
破損SG隔離 ※3	○	○	○			
主蒸気隔離 ※4	○	○				

※1 評価期間内であれば換気空調系は不要

※2 電動補助給水ポンプ室換気空調系が必要

※3 主蒸気逃がし弁、タービンバイパス弁及び補助給水隔離弁の作動のための
電源系/信号系/制御用空気系が必要

※4 主蒸気隔離弁及びタービン動補助給水ポンプ蒸気供給元弁閉止のための電源系/信号系が必要

第 3.3-7 表 相互依存表 (2/2)

サポート系 (影響を与える側)	電源系	信号系	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
サポート系 (影響を受ける側)						
電源系 ※1		○		○	○	
信号系	○					
制御用空気系 ※2,3	○	○		○		○
換気空調系 ※2,4	○	○			○	
原子炉補機冷却海水系 ※2	○	○				
原子炉補機冷却水系 ※2	○	○			○	

※1 ディーゼル発電機の起動・継続運転のための信号系／換気空調系／原子炉補機冷却海水系が必要

※2 通常時待機状態を仮定しているトレンには起動のための信号系が必要

※3 制御用空気圧縮機室換気空調系が必要

※4 空調用冷水系には原子炉補機冷却海水系が必要

第3.3-8表 主要なミニマルカットセット

事故シーケンス	CDF (／炉年)	主要なミニマルカットセット	CDF (／炉年)	寄与割合 (%)
津波高さ10.0m以上～10.3m未満 外部電源喪失+補助給水失敗	6.7E-12	補助給水ピット閉塞	3.1E-12	0.1未満
津波高さ10.0m以上～10.3m未満 外部電源喪失+非常用所内電源喪失	1.8E-10	空気作動ダンパ制御回路の作動失敗CCF	7.8E-12	0.1未満
		ディーゼル発電機A, B起動失敗CCF	4.1E-12	0.1未満
津波高さ10.3m以上～15.0m未満 外部電源喪失+非常用所内電源喪失	7.9E-07	津波による全交流動力電源喪失発生	7.9E-07	96.7
津波高さ15.0m以上 複数の信号系損傷	2.7E-08	津波による全交流動力電源喪失発生	2.7E-08	3.3

第 3.3-9 表 炉心損傷カテゴリー及び各事故シーケンスの炉心損傷頻度（津波 PRA）

炉心損傷カテゴリー	事故シーケンス	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	炉心損傷カテゴリー別 CDF(/炉年)
2次系からの除熱機能喪失	小破断LOCA+補助給水失敗	—	—	6.7E-12
	主給水流量喪失+補助給水失敗	—	—	
	過渡事象+補助給水失敗	—	—	
	手動停止+補助給水失敗	—	—	
	外部電源喪失+補助給水失敗	6.7E-12	0.0	
	2次系破断+補助給水失敗	—	—	
	2次系破断+主蒸気隔離失敗	—	—	
	SGTR+補助給水失敗	—	—	
安全機能のサポート機能喪失(電源機能)	外部電源喪失+非常用所内電源喪失	7.9E-07	96.7	7.9E-07
安全機能のサポート機能喪失 (補機冷却機能)	補機冷却水の喪失+RCPシールLOCA	—	—	—
	補機冷却水の喪失+加圧器安全弁/逃し弁LOCA	—	—	
	補機冷却水の喪失+補助給水失敗	—	—	
格納容器からの 除熱機能喪失	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—	—	—
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	—	—	
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—	—	
	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	—	—	
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—	—	
	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	—	—	
原子炉停止機能喪失	ATWS	—	—	—
漏えい箇所 の 隔離機能喪失	インターフェイスシステムLOCA	—	—	—
	SGTR+破損SG隔離失敗	—	—	
ECCS注水機能喪失	大破断LOCA+低圧注入失敗	—	—	—
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	—	—	
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗	—	—	
	中破断LOCA+高圧注入失敗	—	—	
	小破断LOCA+高圧注入失敗	—	—	
	Excess LOCA	—	—	
ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗	—	—	—
	中破断LOCA+高圧再循環失敗	—	—	
	小破断LOCA+高圧再循環失敗	—	—	
複数の信号系損傷	複数の信号系損傷	—	—	—
原子炉建屋損傷	原子炉建屋損傷	—	—	—
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器損傷	—	—	—
原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋損傷	—	—	—
炉内構造物損傷	炉内構造物損傷	—	—	—
SGTR(複数本破損)	SGTR(複数本破損)	—	—	—
複数の電気盤損傷	外部電源喪失+非常用所内電源喪失(複数の電気盤損傷)	2.7E-08	3.3	2.7E-08
	合計	8.2E-07	100.0	8.2E-07

第 3.3-10 表 津波シナリオ区分毎のシナリオ重要度整理結果

津波シナリオ区分	津波高さ	起因事象※	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与度 (%)	津波によって損傷する主要な機器
区分 1	10.0m 以上 ～ 10.3m 未満	<u>外部電源喪失</u>	1.8E-10	0.1 未満	主変圧器
区分 2	10.3m 以上 ～ 15.0m 未満	外部電源喪失 <u>補機冷却水の喪失</u> <u>主給水流量喪失</u> <u>過渡事象</u>	7.9E-07	96.7	原子炉補機冷却海水ポンプ
区分 3	15.0m 以上	外部電源喪失 補機冷却水の喪失 主給水流量喪失 過渡事象 <u>直接炉心損傷に至る事象</u>	2.7E-08	3.3	6.6kV メタクラ、 パワーコントロールセンタ、 原子炉コントロールセンタ、 動力変圧器、 直流コントロールセンタ、 補助建屋直流分電盤、 充電器盤、ソレノイド分電盤、蓄電池、 計装用インバータ、 計装用交流分電盤、 計装用交流電源切換器盤

※：下線の起因事象は、当該津波シナリオで新たに発生する起因事象である。

第 3.3-11 表 泊 3 号機の津波シナリオ区分毎の不確実さ解析用津波発生頻度

津波シナ リオ区分	津波高さ	津波発生頻度 (/年)										
		平均	min%~ 10%	10%~ 20%	20%~ 30%	30%~ 40%	40%~ 50%	50%~ 60%	60%~ 70%	70%~ 80%	80%~ 90%	90%~ max%
1	10.0m 以上~ 10.3m 未満	2.4E-07	3.2E-12*1	3.2E-11*1	3.2E-10*1	3.2E-09	2.8E-08	8.3E-08	1.6E-07	2.8E-07	5.4E-07	1.4E-06
2	10.3m 以上~ 15.0m 未満	7.9E-07	8.5E-16*2	8.5E-14*2	8.5E-12*2	8.5E-10	3.1E-08	1.1E-07	2.6E-07	6.1E-07	1.5E-06	5.4E-06
3	15.0m 以上	2.7E-08	2.3E-26*2	2.3E-24*2	2.3E-22*2	2.3E-20*2	2.3E-18*2	2.3E-16*2	2.3E-14*2	2.3E-12	7.5E-09	2.6E-07

*1 ベースとなる津波ハザードデータにおいて発生頻度が評価できていない（すなわち、発生頻度が 0.0 となっている）ため、津波シナリオ区分 1 の 30%以下の信頼度のデータは、30%~40%信頼度から 1 桁ずつ小さくした値を入力して計算を行った。

*2 ベースとなる津波ハザードデータにおいて発生頻度が評価できていない（すなわち、発生頻度が 0.0 となっている）ため、津波シナリオ区分 2 の 30%以下の信頼度データは 30%~40%信頼度から 2 桁ずつ小さくした値、シナリオ区分 3 の 70%以下の信頼度のデータは、70%~80%信頼度から 2 桁ずつ小さくした値を入力して計算を行った。

第 3.3-12 表 津波シナリオ区分毎の不確実さ解析結果

津波シナリオ区分	下限値	中央値	上限値	平均値	EF
1 (津波高さ 10.0m 以上 10.3m 未満)	1.4E-15	2.4E-11	7.7E-10	1.7E-10	7.3E+02
2 (津波高さ 10.3m 以上 15.0m 未満)	8.5E-16	3.1E-08	5.4E-06	7.8E-07	8.0E+04
3 (津波高さ 15.0m 以上)	2.3E-26	2.3E-18	2.6E-07	2.6E-08	3.4E+09

注 1) 津波シナリオ区分 1、2 及び 3 全て、確率論的津波ハザードの不確実さ幅が大きく、縮約ハザードデータにおいて、工学的には意味がない領域があるため、参考値である。

第 3.3-13 表 事故シーケンス毎の不確実さ解析結果

事故シーケンス	下限値	中央値	上限値	平均値	EF
<津波シナリオ区分 1> 外部電源喪失 +補助給水失敗	3.5E-17	6.4E-13	2.1E-11	6.0E-12	7.8E+02
<津波シナリオ区分 1> 外部電源喪失 +非常用所内電源失敗	1.4E-15	2.4E-11	7.3E-10	1.6E-10	7.2E+02
<津波シナリオ区分 2> 外部電源喪失 +非常用所内電源喪失	8.5E-16	3.1E-08	5.4E-06	7.8E-07	8.0E+04
<津波シナリオ区分 3> 複数の信号系損傷	2.3E-26	2.3E-18	2.6E-07	2.6E-08	3.4E+09

注 1) 津波シナリオ区分 1、2 及び 3 全て、津波ハザードの不確実さ幅が大きく、縮約ハザードデータにおいて、工学的には意味がない領域があるため、参考値である。

第 3.3-14 表 有効性評価に当たって考慮している主要な対策（添付十の第 4.2.1 表より）

炉心損傷カテゴリー	主要な対策
2次系からの 除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入系による炉心注入と加圧器逃がし弁手動開により 1 次系減圧を行うフィードアンドブリード
安全機能の サポート機能喪失 (電源機能喪失)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし弁及び補助給水ポンプを用いた、蓄圧注入を促進するための 2 次系強制冷却 ・ 代替非常用発電機による代替交流電源 ・ 代替スプレイポンプによる代替炉心注入
安全機能の サポート機能喪失 (補機冷却機能)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし弁及び補助給水ポンプを用いた、蓄圧注入を促進するための 2 次系強制冷却 ・ 代替スプレイポンプによる代替炉心注入
格納容器からの 除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器内の水蒸気を凝縮させて、格納容器内雰囲気冷却する格納容器内自然対流冷却
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 共通要因故障対策盤による自動主蒸気隔離及び補助給水ポンプの自動起動
ECCS 注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし弁及び補助給水ポンプを用いた、低圧注入を促進するための 2 次系強制冷却
ECCS 再循環機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ系統と余熱除去系統を接続する配管を用いた代替再循環
漏えい箇所の隔離機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ ECCS 等により原子炉への注入を確保しつつ、主蒸気逃がし弁及び補助給水ポンプを用いた蒸気発生器による冷却並びに加圧器逃がし弁を用いた原子炉の減圧により漏えいを抑制し、余熱除去系統による炉心冷却を実施するクールダウンアンドリサーキュレーション

第 3.3-15 表 SA 対策を考慮した場合の泊発電所 3 号機津波 PRA 結果 (1/2)

炉心損傷 カテゴリー		事故シーケンス	シーケンス別炉心損傷頻度 (/炉年) (全炉心損傷頻度に対する割合(%))		カテゴリー別炉心損傷頻度 (/炉年) (全炉心損傷頻度に対する割合(%))	
			本 PRA の結果	感度解析結果	本 PRA の結果	感度解析結果
1	2 次系からの 除熱機能喪失	小 LOCA+補助給水失敗	—	—	6.7E-12 (0.1%未満)	6.7E-12 (0.1%未満)
		主給水流量喪失+補助給水失敗	—	—		
		過渡事象+補助給水失敗	—	—		
		手動停止+補助給水失敗	—	—		
		外部電源喪失+補助給水失敗	6.7E-12 (0.1%未満)	6.7E-12 (0.1%未満)		
		2 次系破断+補助給水失敗	—	—		
		2 次系破断+主蒸気隔離失敗	—	—		
		SGTR+補助給水失敗	—	—		
	過渡事象+補助給水失敗 (原子炉盤等の損傷)	—	—			
2-1	安全機能のサポート 機能喪失 (電源機能)	外部電源喪失+非常用所内電源喪失	7.9E-07 (96.7%)	1.6E-07 (85.6%)	7.9E-07 (96.7%)	1.6E-07 (85.6%)
2-2	安全機能のサポート 機能喪失 (補機冷却機能)	補機冷却水の喪失+RCP シール LOCA	—	—	—	—
		補機冷却水の喪失+加圧器安全弁/ 逃がし弁 LOCA	—	—		
		補機冷却水の喪失+補助給水失敗	—	—		
3	格納容器からの 除熱機能喪失	大 LOCA+低圧再循環失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	—	—	—	—
		大 LOCA+低圧再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	—	—		
		中 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—	—		
		中 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	—	—		
		小 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—	—		
		小 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	—	—		

3.3-32

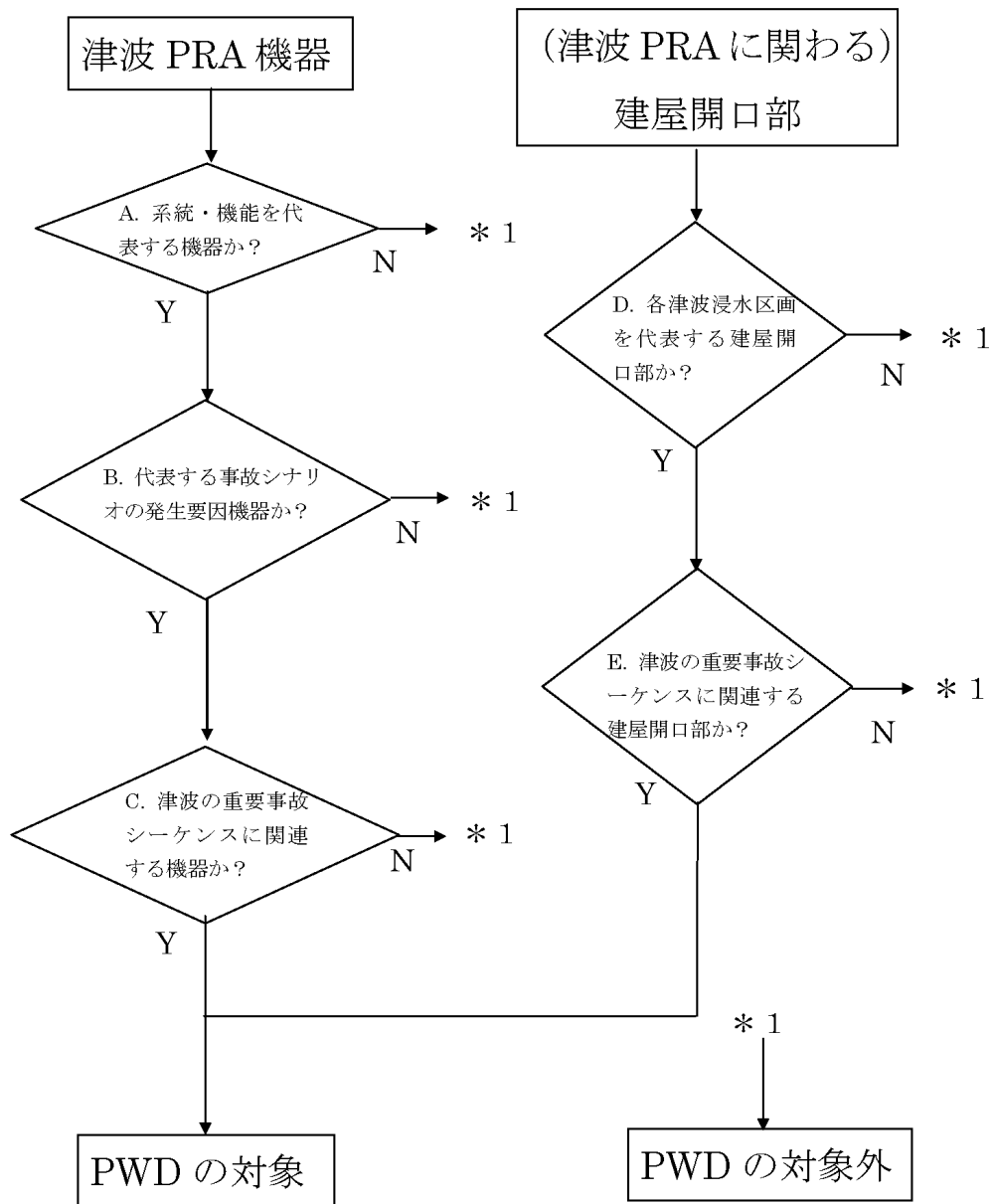
※ハッチングした部分は、感度解析として AM 対策を考慮した箇所である。

第 3.3-15 表 SA 対策を考慮した場合の泊発電所 3 号機津波 PRA 結果 (2/2)

炉心損傷 カテゴリー	事故シーケンス	シーケンス別炉心損傷頻度 (/炉年) (全炉心損傷頻度に対する割合(%))		カテゴリー別炉心損傷頻度 (/炉年) (全炉心損傷頻度に対する割合(%))		
		本 PRA の結果	感度解析結果	本 PRA の結果	感度解析結果	
4	原子炉停止 機能喪失	AT+原子炉トリップ失敗	—	—	—	—
5	ECCS 注水 機能喪失	大 LOCA+低圧注入失敗	—	—	—	—
		大 LOCA+蓄圧注入失敗	—	—		
		中 LOCA+蓄圧注入失敗	—	—		
		中 LOCA+高圧注入失敗	—	—		
		小 LOCA+高圧注入失敗	—	—		
		Excess LOCA	—	—		
6	ECCS 再循環 機能喪失	大 LOCA+高圧再循環失敗 +低圧再循環失敗	—	—	—	—
		中 LOCA+高圧再循環失敗	—	—		
		小 LOCA+高圧再循環失敗	—	—		
7	漏えい個所の 隔離機能喪失	インターフェイスシステム LOCA	—	—	—	—
		SGTR+破損 SG 隔離失敗	—	—		
		SGTR (複数本破損)	—	—		
	複数の信号系損傷	複数の信号系損傷	2.7E-08 (3.3%)	2.7E-08 (14.4%)	2.7E-08 (3.3%)	2.7E-08 (14.4%)
合計			8.2E-07 (100.0%)	1.8E-07 (100.0%)	8.2E-07 (100.0%)	1.8E-07 (100.0%)

3.3-36

※ハッチングした部分は、感度解析として AM 対策を考慮した箇所である。



第3.3-2図 プラントワークダウンの調査対象機器の選定フロー

泊発電所3号機 プラントウォークダウンチェックシート

対象機器 : 屋内設置の機器、 屋外設置の機器、 建屋開口部
機器名称 : 原子炉補機冷却水ポンプ
機器ID : 3CCP1A, B, C, D
建屋 : 原子炉建屋
床EL : 4.35m
津波伝播経路 : なし

[チェック対象項目]

- ① 影響を受ける可能性のある機器の確認
② 津波伝播経路の確認
③ 建屋開口部の確認

総合評価

実施日 :

実施者 :

(□内は個人情報であり公開できません)

第3.3-3図 プラントウォークダウンチェックシート (例1/2)

①-1 影響を受ける可能性のある機器の確認（屋内設置の機器）

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の図面（配置図等）と相違点は無いか	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 対象機器の設置室に浸水口があるか （扉、連絡路、その他_____）	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

①-2 影響を受ける可能性のある機器の確認（屋外設置の機器）

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の図面（配置図・構造図等）と相違点は無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
2. 基礎ボルト（又は設置面溶接部）、及び支持構造物に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無いか （ボルトの場合は締め付けについても確認）	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
3. 対象機器周辺の配管に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
4. 対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

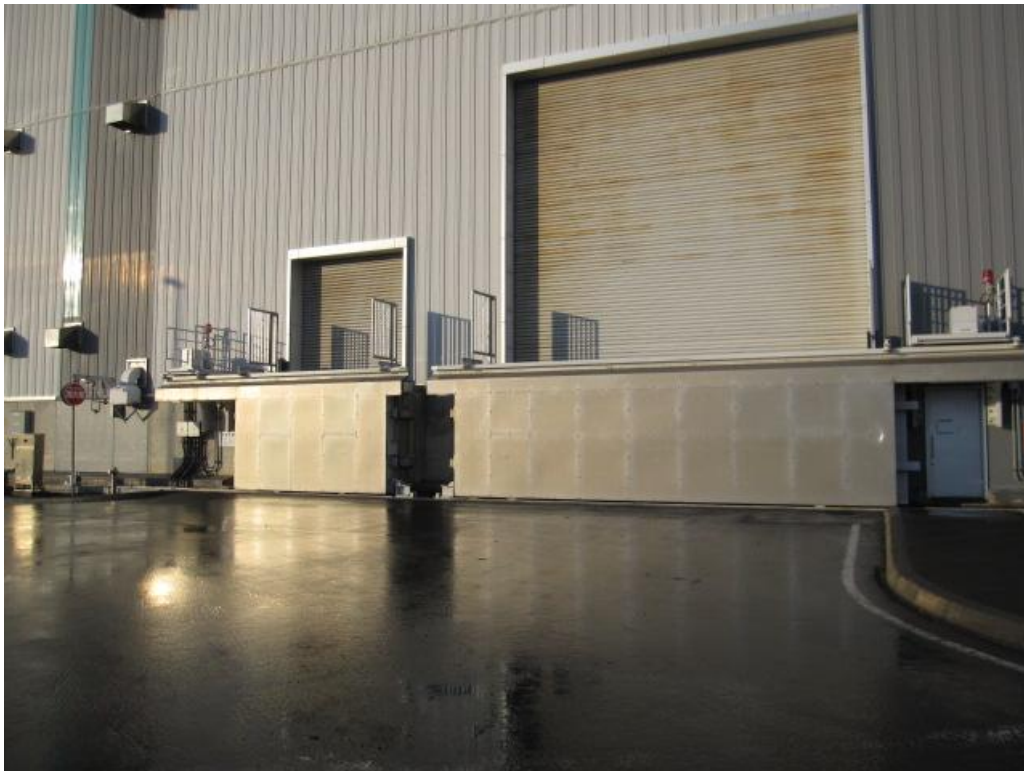
② 津波伝播経路の確認（屋内設置の機器）

	Y	N	U	N/A
1. 対象機器の設置区画への津波伝播経路があるか （階段、床ドレン、床開口、その他_____）	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

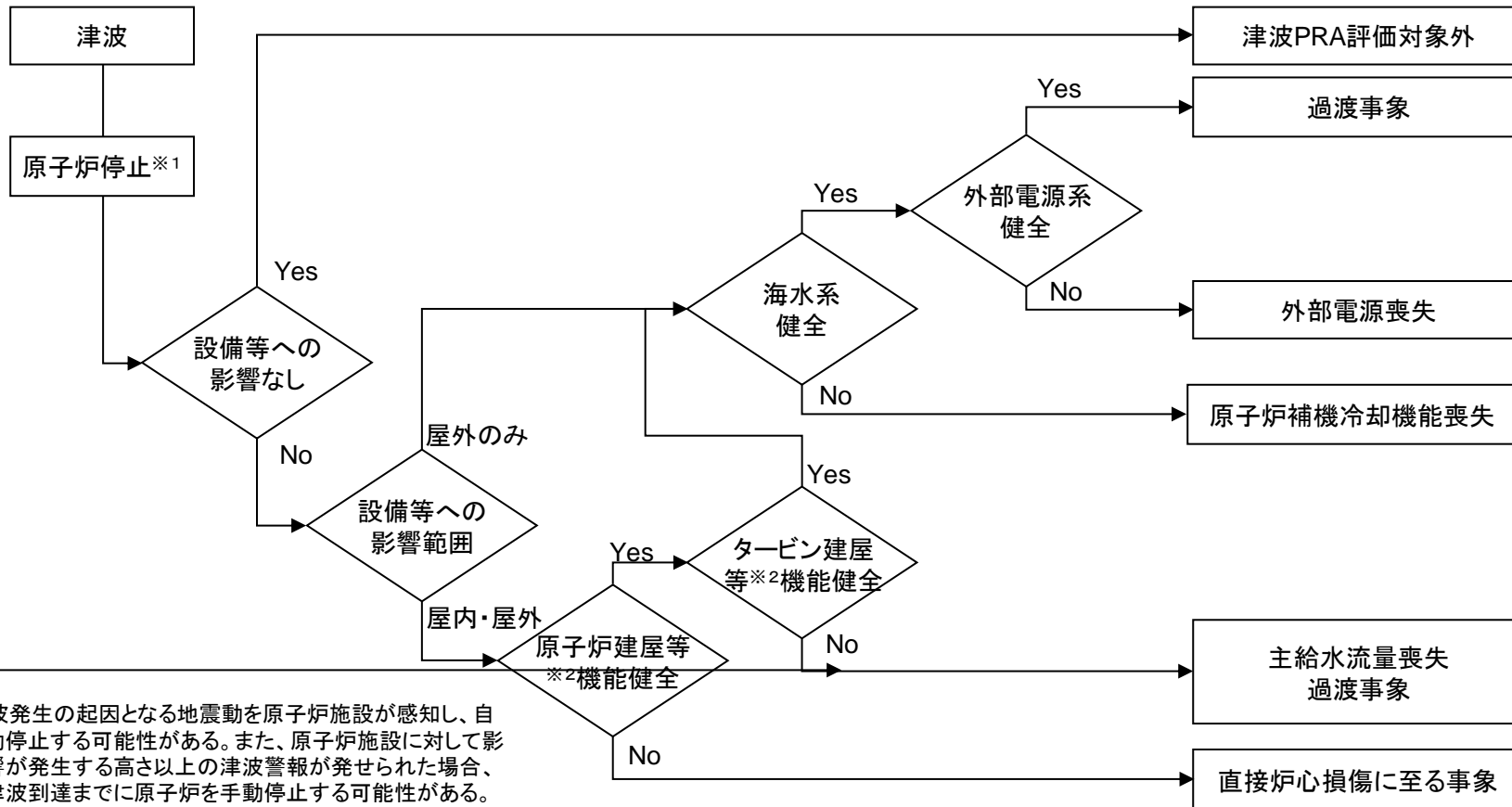
③ 建屋開口部の確認（建屋開口部）

	Y	N	U	N/A
1. 対象建屋開口部の図面（配置図等）と相違点は無いか	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

（記号の説明） Y：YES, N：NO, U：調査不可, N/A：対象外



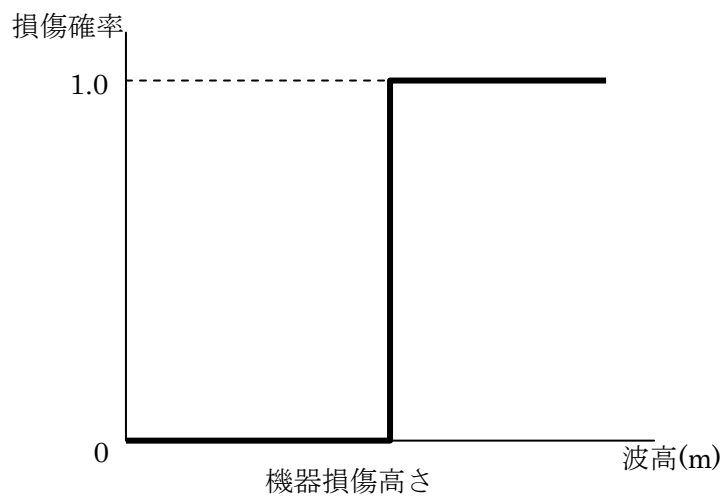
第 3.3-4 図 現場写真 (原子炉補機冷却海水ポンプ)



※1: 津波発生の原因となる地震動を原子炉施設が感知し、自動停止する可能性がある。また、原子炉施設に対して影響が発生する高さ以上の津波警報が発せられた場合、津波到達までに原子炉を手動停止する可能性がある。

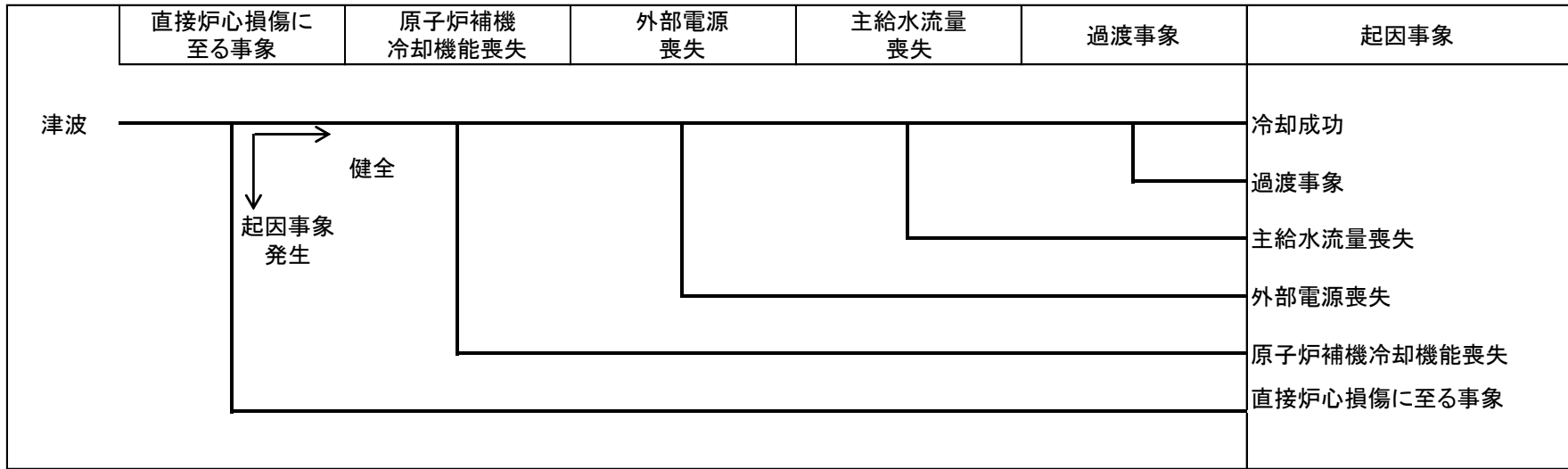
※2: 各建屋内に設置されている機器も含む

第 3.3-5 図 起因事象の抽出フロー



*機器損傷高さは浸水口高さ又は機器の設置高さの大きい方の値

第 3.3-6 図 機器の被水・浸水に関するフラジリティ曲線



第 3.3-7 図 津波 PRA 階層イベントツリー

原子炉補機 冷却機能喪失	補助給水	加圧器 逃がし弁/ 安全弁LOCA	RCPシール LOCA	事故シーケンス
				成功
				補機冷却水の喪失＋ RCPシールLOCA
				補機冷却水の喪失＋ 加圧器逃がし弁／安全弁LOCA
			補機冷却水の喪失＋ 補助給水失敗	

第 3.3-8 図(a) 補機冷却水の喪失イベントツリー

外部電源喪失	非常用所内電源 の確立	補助給水	事故シーケンス
			成功
			外部電源喪失＋ 補助給水喪失
			外部電源喪失＋ 非常用所内電源喪失

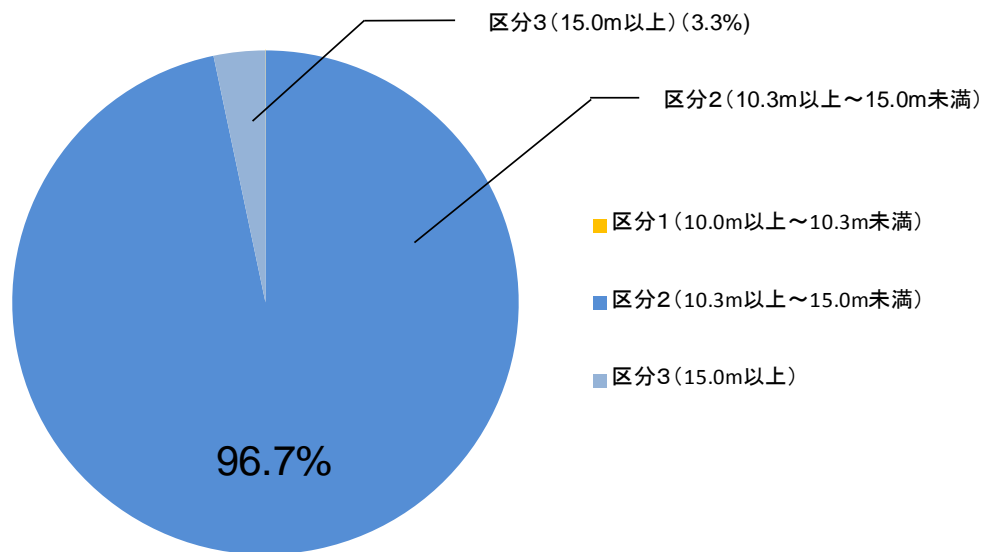
第 3.3-8 図(b) 外部電源喪失イベントツリー

主給水流量喪失	補助給水	事故シーケンス
		成功
		主給水流量喪失＋ 補助給水失敗

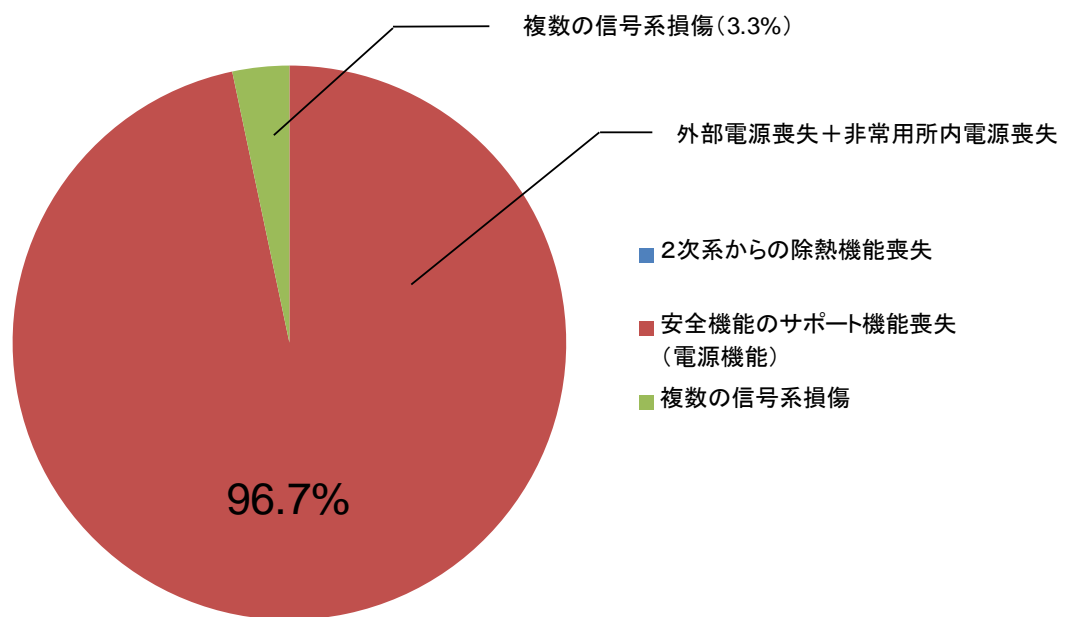
第 3.3-8 図(c) 主給水流量喪失イベントツリー

過渡事象	補助給水	事故シーケンス
		成功
		過渡事象＋補助給水失敗

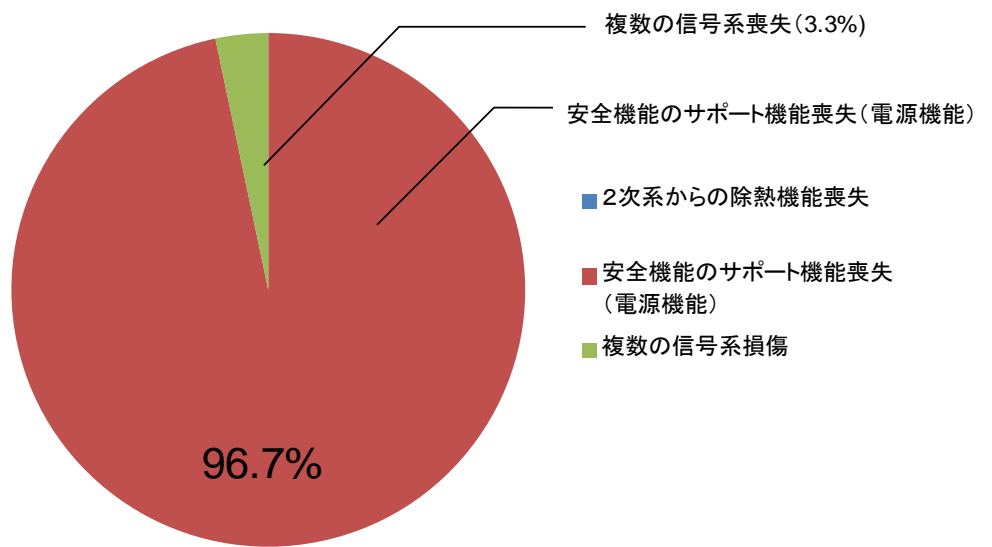
第 3.3-8 図(d) 過渡事象イベントツリー



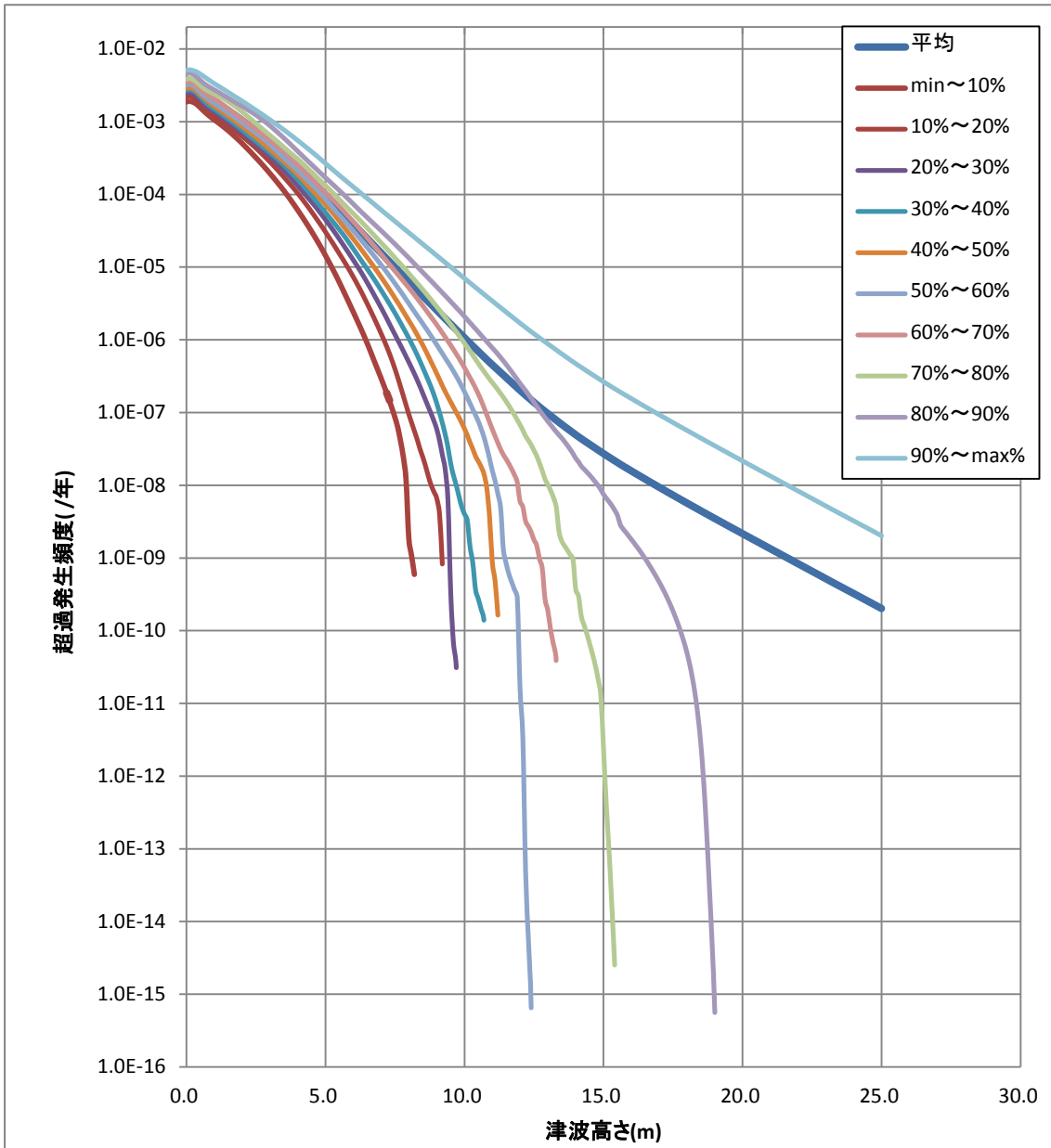
第 3.3-9 図 津波高さ区分別 CDF 寄与割合



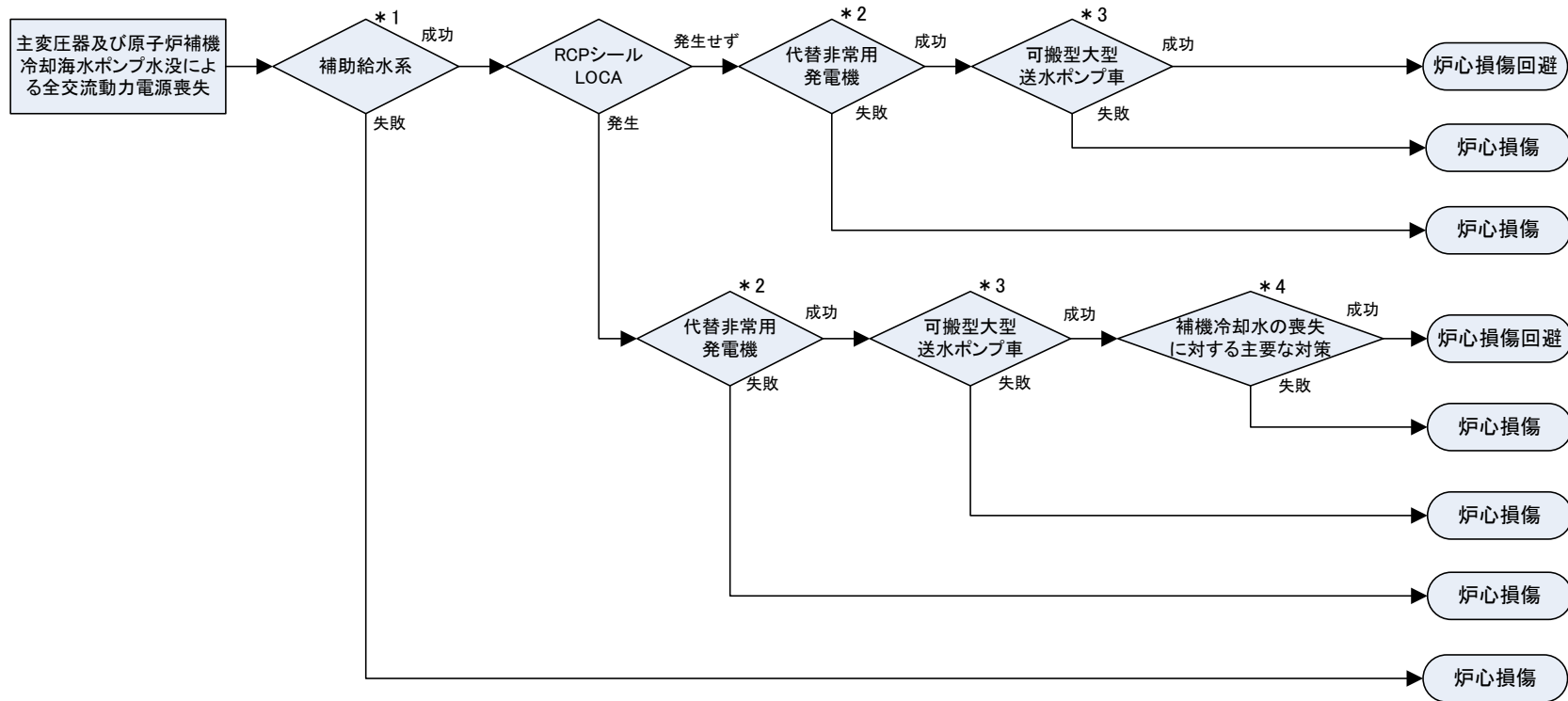
第 3.3-10 図 事故シーケンス別 CDF 寄与割合



第 3.3-11 図 炉心損傷カテゴリー別 CDF 寄与割合



第 3.3-12 図 泊発電所 3 号機 確率論的津波ハザード曲線



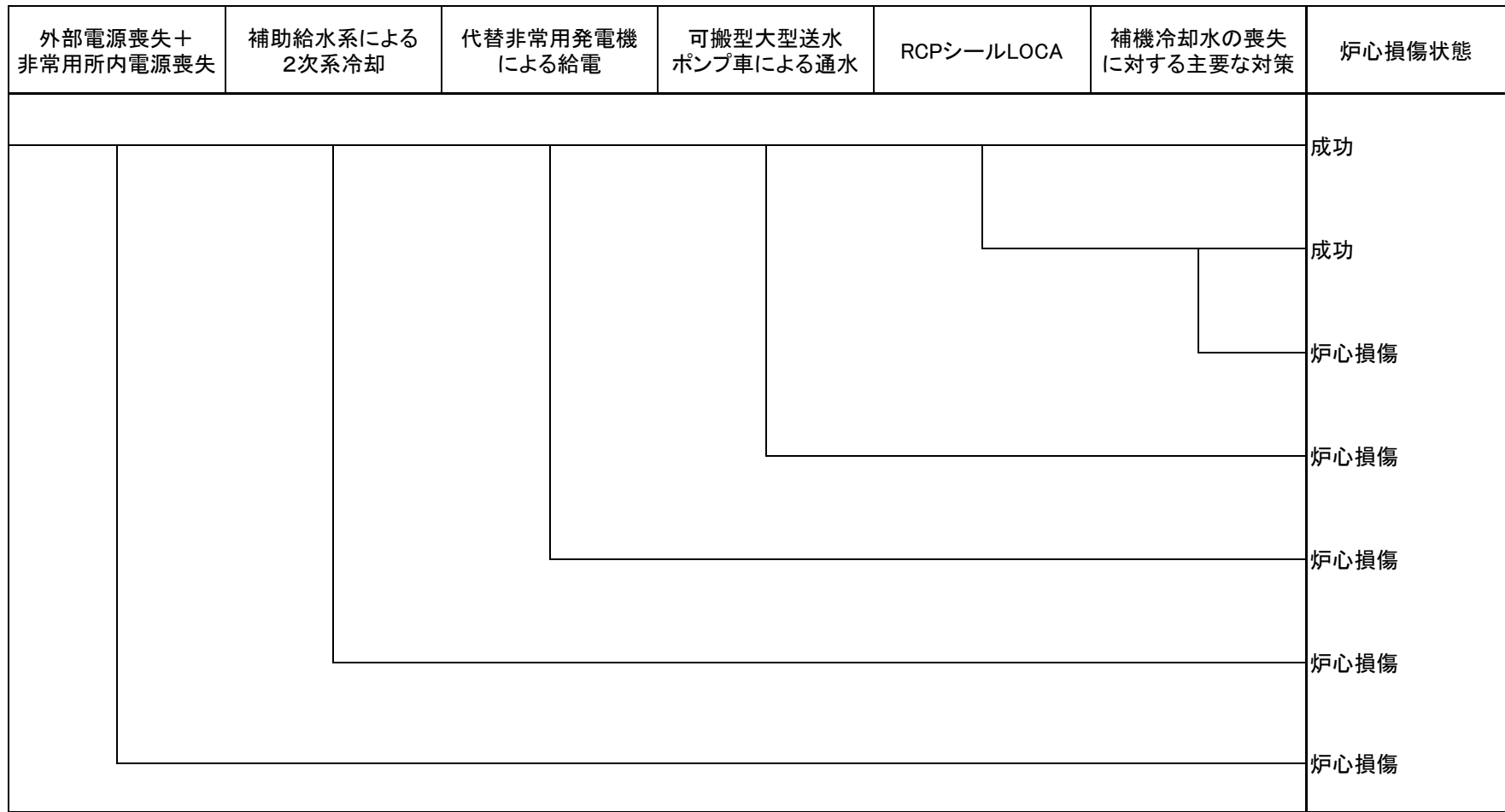
* 1: 補助給水系に失敗すると必ずRCPシールLOCAが発生する。さらに補機冷却水の喪失に対する主要な対策の2次系強制冷却にも補助給水系が用いられているため、補助給水系に失敗すると炉心損傷に至る。非信頼度は内的事象PRAのモデルを用いる。

* 2: 代替非常用発電機は全交流動力電源喪失後直ちに起動させることを想定する。

* 3: 原子炉補機冷却海水ポンプ水没により依存関係のある空調用冷水設備が機能喪失して、SWGR室空調装置も機能喪失する。SWGR室空調装置が機能喪失することで6.6kVメタクラ、パワーコントロールセンタ等の電気盤の温度が上昇して複数電気盤喪失が発生する。そのため、可搬型大型送水ポンプ車による通水が必要である。

* 4: 補機冷却水の喪失に対する主要な対策とは、2次系強制冷却により1次系を減圧冷却し、蓄圧注入及び代替格納容器スプレイポンプでの炉心冷却である。

第 3.3-13 図 SA 対策を考慮した支配的なシナリオの整理



第 3.3-14 図 感度解析用の外部電源喪失＋非常用所内電源喪失イベントツリー

検討方針

【検討方針】

泊発電所における確率論的津波評価は、「日本原子力学会標準 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」（2012年2月、一般社団法人日本原子力学会）（以下、「日本原子力学会(2011)」）及び「確率論的津波ハザード解析の方法」（土木学会、2011年3月）に基づき実施。

【確率論的津波ハザード評価における不確実さの取り扱い】

確率論的津波ハザード評価における不確実さについては、「津波 PRA 学会標準」、及び「確率論的津波ハザード解析の方法（土木学会、2011）」に基づき、以下のとおり扱う。

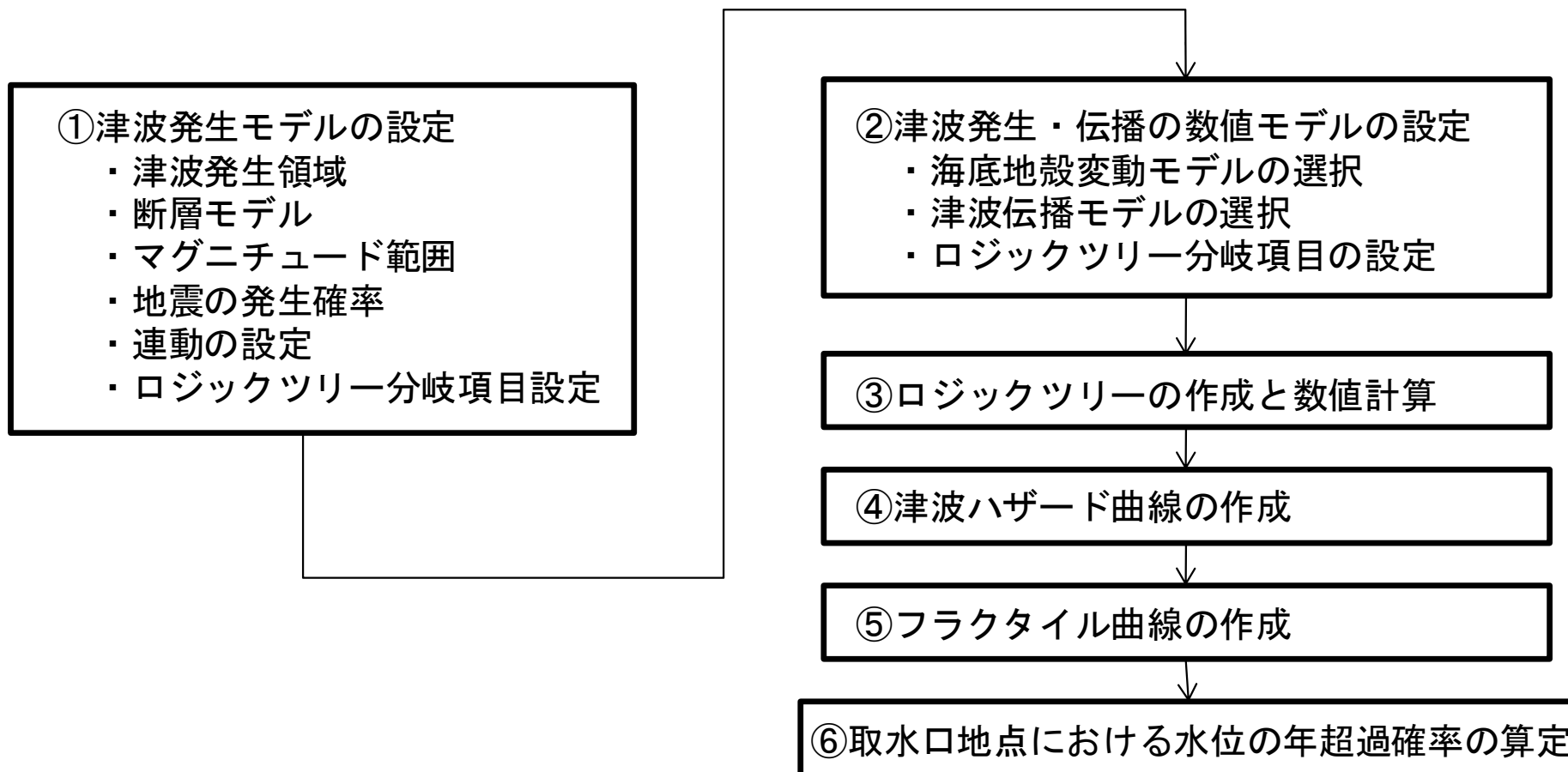
不確実さ		津波評価における扱い
偶然的な不確実さ	現実に存在しているが、現状では予測不可能と考えられるばらつき	津波水位の確率分布として表現する。
認識論的な不確実さ	研究が進展すれば確定できるが現状では予測不可能なもの	ロジックツリーの分岐として選定する。

検討フロー

【検討方針】

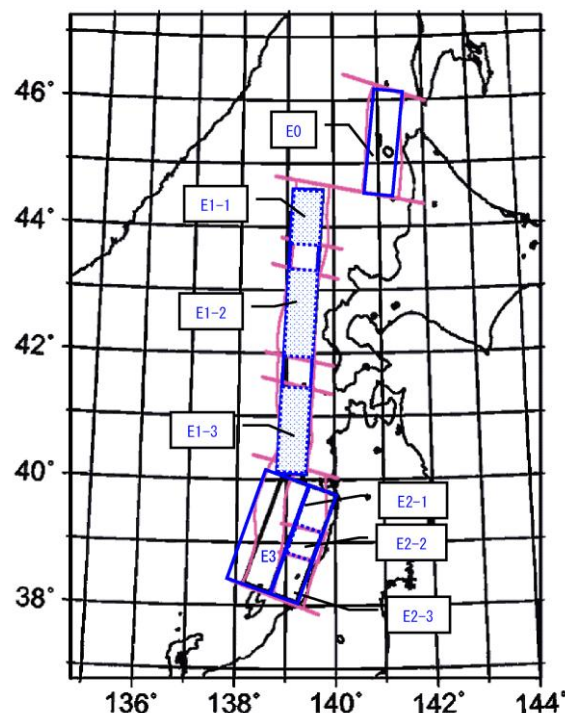
「津波 PRA 学会標準」を参考に以下の手順で評価を実施する。

3.3-55



日本海東縁部 対象とする活動域

【日本海東縁部海域の大地震活動域区分】



海域	
北海道北西沖	E0
北海道西方沖	E1-1
北海道南西沖	E1-2
青森県西方沖	E1-3
秋田県沖	E2-1
山形県沖	E2-2
新潟県北部沖	E2-3
佐渡島北方沖	E3

【日本海東縁部及び大地震活動域の既往最大Mw】

海域	発生年	津波モデルのMw	既往最大 Mw (=Mmax)	「地震本部」による地震規模 (信頼度)
北海道北西沖 (E0)	なし	—	—	M7.8程度 (D)
北海道西方沖 (E1-1)	1940	7.7	7.7	M7.5前後 (B)
北海道南西沖 (E1-2)	1993	7.8	7.8	M7.8前後 (B)
青森県西方沖 (E1-3)	1983	7.7	7.7	M7.7前後 (B)
秋田県沖 (E2-1)	なし	—	—	M7.5程度 (C)
山形県沖 (E2-2)	1833	7.8	7.8	M7.7前後 (B)
新潟県北部沖 (E2-3)	1964	7.5	7.5	M7.5前後 (B)
佐渡島北方沖 (E3)	なし	—	—	M7.8程度 (D)

対象活動域

3.3-56

○泊発電所においては、津波の影響の大きい日本海東縁部に想定される地震に伴う津波を対象として確率論的津波ハザード評価を行う。

○日本海東縁部については、地震の発生履歴や地質学的知見、地震本部(2003)「日本海東縁部の地震活動の長期評価」等の知見をもとに活動域区分を設定する。

○各活動域の既往最大マグニチュードから、各活動域毎の既往最大 Mw を考慮し、マグニチュード範囲の分岐を設ける。

○泊発電所においては、日本海東縁部のうち、特に影響の大きい E0 及び E1(E1-1~1-3)を対象とする。

日本海東縁部における地震平均発生間隔

地震本部(2003)の平均発生間隔と津波ハザード解析における発生間隔

海域	平均発生間隔(地震本部)	根拠	分布の考え方
北海道北西沖(E0)	3900 年程度	約 2100 年前と約 6000 年前に 2 個のイベント	発生間隔データ 1 個
北海道西方沖(E1-1)	1400～3900 年程度	(連続性)	一様分布(1400－3900)
北海道南西沖(E1-2)	500～1400 年程度	6 個のイベントの平均が約 1400 年	一様分布(500－1400)
青森県西方沖(E1-3)	500～1400 年程度	3 個のイベントの平均が約 500 年	一様分布(500－1400)
秋田県沖(E2-1)	1000 年程度以上	(2 列への配分)	一様分布(1000－1500)
山形県沖(E2-2)	1000 年程度以上	(2 列への配分)	一様分布(1000－1500)
新潟県北部沖(E2-3)	1000 年程度以上	(2 列への配分)	一様分布(1000－1500)
佐渡島北方沖(E3)	500～1000 年程度	中嶋(2003)	一様分布(500－1000)

3.3-57

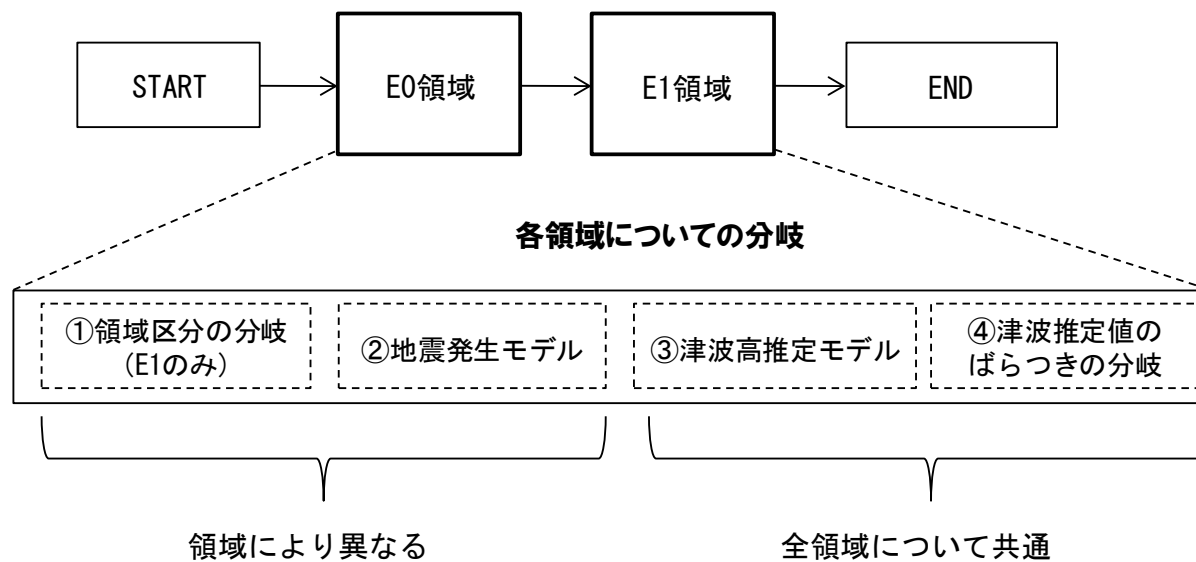
 対象活動域

出典：土木学会(2011)

日本海東縁部 ロジックツリーの構成

- E0 及び E1(E1-1～E1-3)の領域について、それぞれ評価を行い各領域では、
- 領域区分の分岐(E1 の場合)
 - 地震発生モデル
 - 津波高推定モデル
 - 津波推定値のばらつきの分岐
- のそれぞれについて、分岐を設ける。

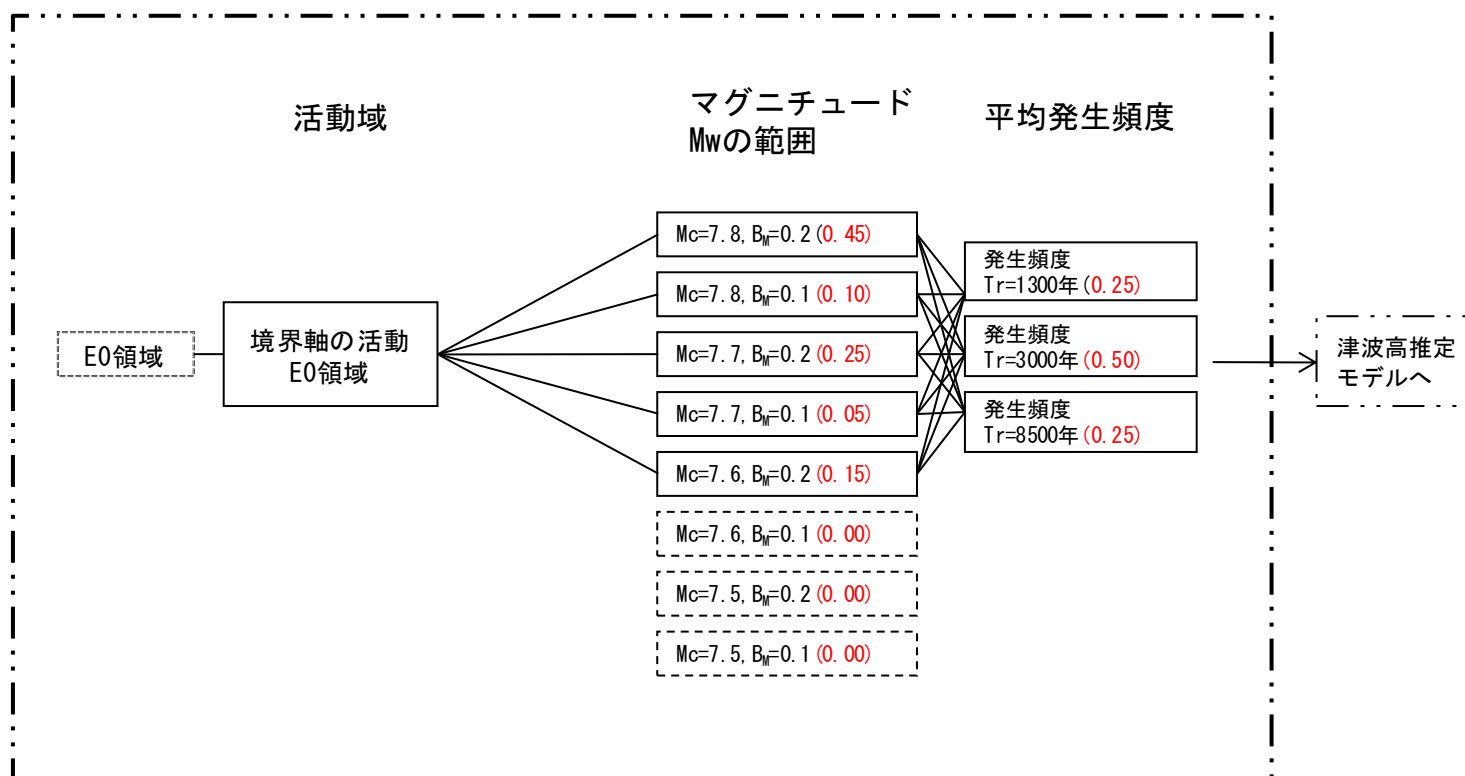
【ロジック分岐の構成】



日本海東縁部 ロジックツリーの設定 (E0領域)

○E0領域の地震発生モデル

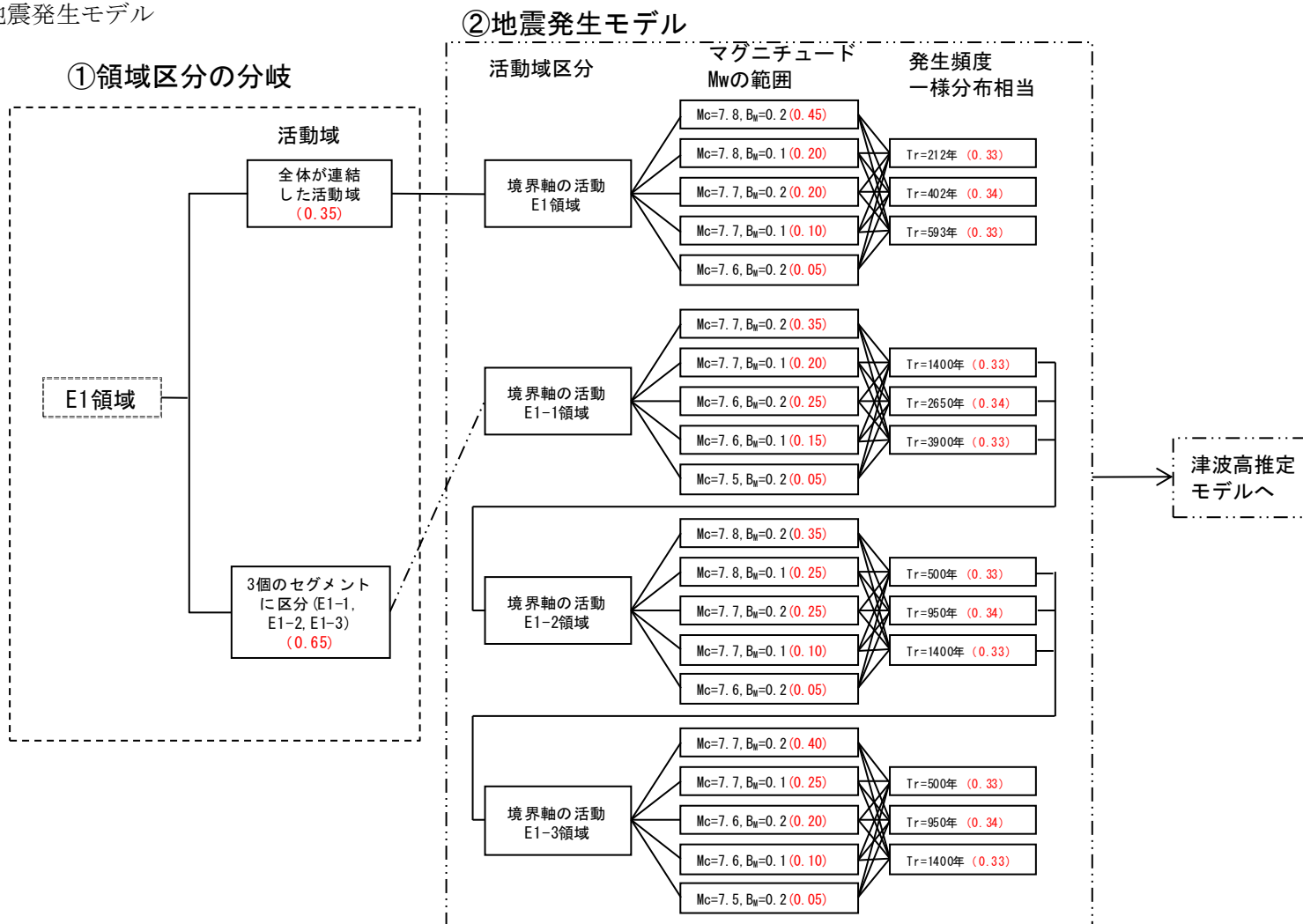
②地震発生モデル



※ロジックツリーの設定については確率論的津波ハザード解析の方法 (土木学会, 2011) による

日本海東縁部 ロジックツリーの設定 (E1領域)

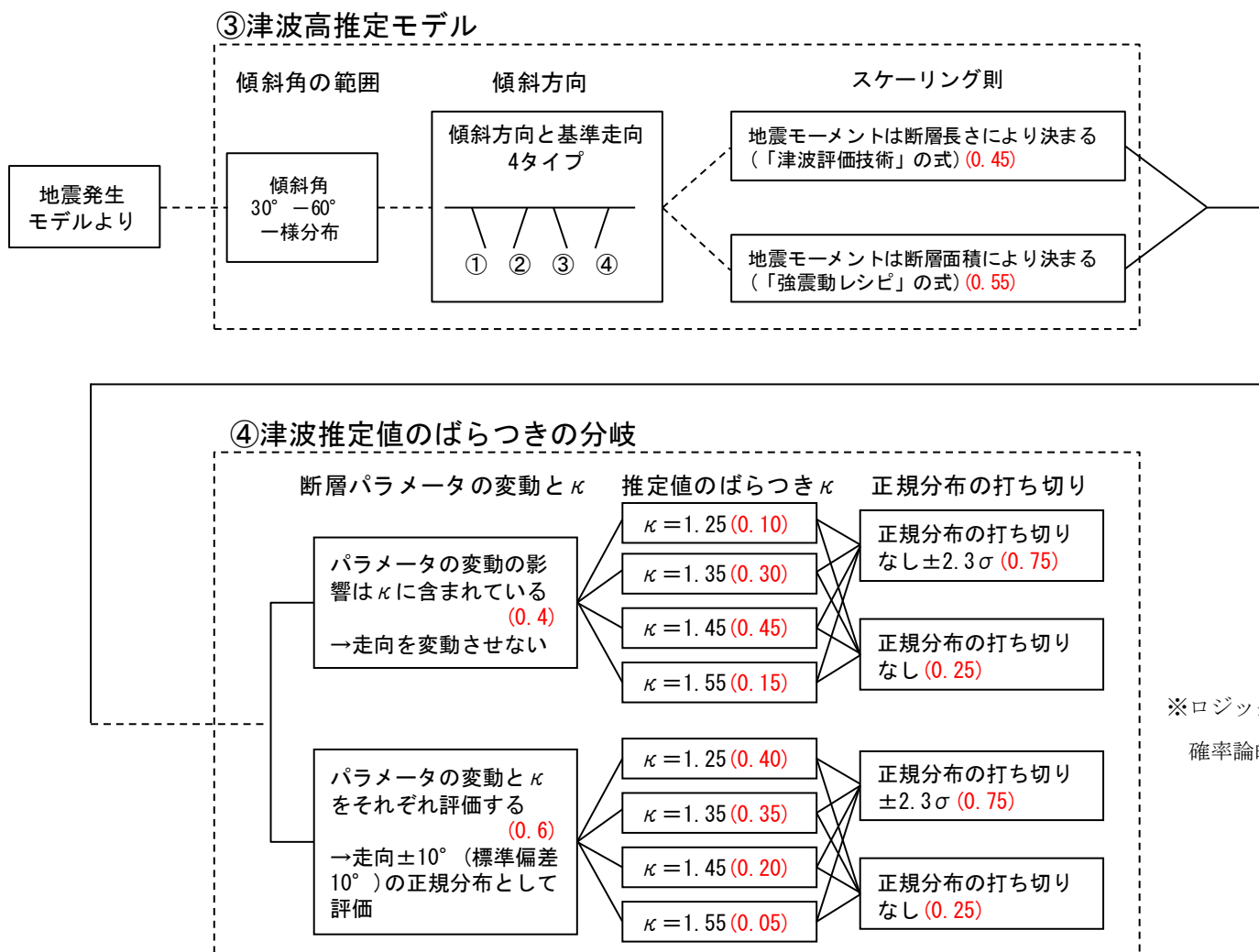
○E1領域の地震発生モデル



※ロジックツリーの設定については確率論的津波ハザード解析の方法 (土木学会, 2011) による

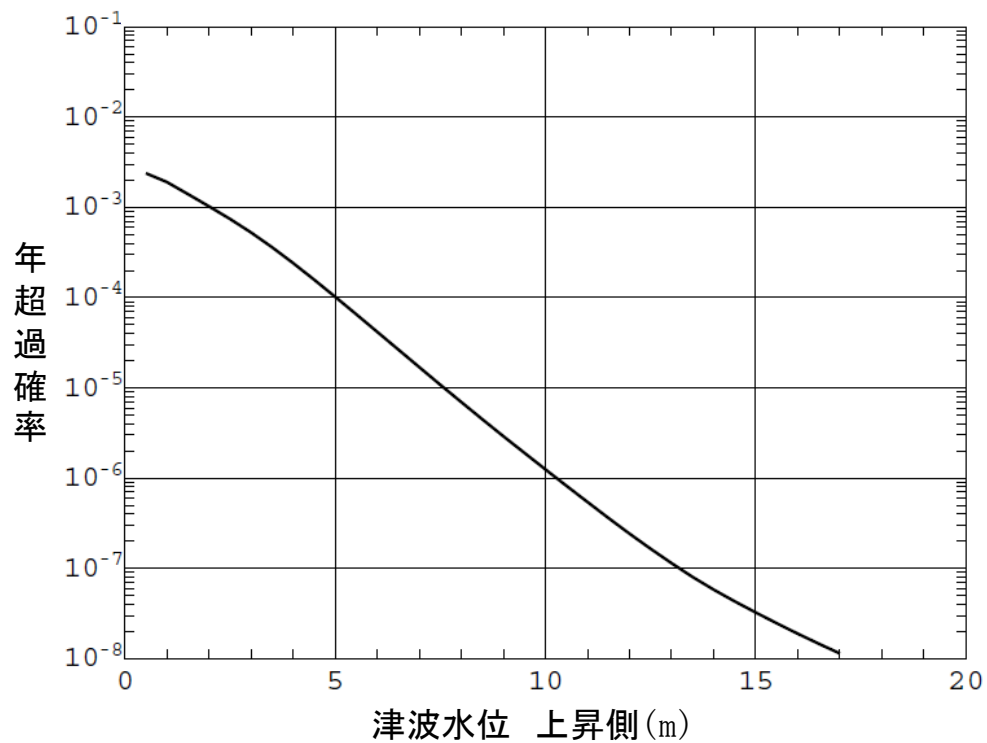
日本海東縁部 ロジックツリーの設定

【津波高さの推定モデル、及び津波推定値のばらつきの方岐】



※ロジックツリーの設定については
確率論的津波ハザード解析の方法 (土木学会, 2011) による

確率論的津波ハザード解析結果



平均ハザード曲線(3号機取水口)

3.4 停止時PRA

3.4.a. 対象プラント

①対象とするプラントの説明

a. 主要な設備の構成・特性

当該プラントのPRAに係るプラントの基本設計は、次に説明する主要な安全システムにより構成される。第3.4-1図に当該プラントの工学安全設備の概要を示す。また、第3.4-1表にシステム設備概要を示す。

項目	概要
プラント仕様	<ul style="list-style-type: none"> ・熱出力 2660MWt、 電気出力 912MWe ・プラント型式 加圧水型3ループプラント ・格納容器型式 鋼製上部半球形下部さら形円筒形
原子炉停止に関するシステム	<p>原子炉停止に関するシステムは、制御棒の自重落下により負の反応度投入を行う原子炉保護系（原子炉トリップシステム）と化学体積制御システムにより高濃度ほう酸を炉心に注入し負の反応度を投入する緊急ほう酸注入系から構成される。停止時 PRA においては、制御棒及び1次冷却材システムのほう酸水により負の反応度が保たれている状態を想定しており、原子炉起動前以外においては、1次冷却材の希釈操作も実施しない。</p> <p>本停止時 PRA では、未臨界維持機能喪失事象が発生した場合の緩和手段には期待しておらず、原子炉停止に関するシステムはモデル化していない。</p>
原子炉冷却に関するシステム	<p>非常用炉心冷却設備のシステム図を第 3.4-2 図に示す。非常用炉心冷却設備のうち、本停止時 PRA で対象とするシステムは、運転モード4、5及び6の保安規定において運転上の制限として規定されている余熱除去システムのみとしている。その他のシステムについては、SI 自動起動がブロックされているために、手動起動や減圧操作を必要とするため、保守的に期待しないものとした。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電源システム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。</p> <p>また、テストライン等を用いた作動試験によってその健全性が確認できるようにしている。</p>
余熱除去系	<p>余熱除去系は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、配管及び弁類で構成される。余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、100%容量のものを各々2台設置する。余熱除去系は、原子炉補助建屋内に設置されている2台の余熱除去ポンプにより、1次冷却材喪失事故時等に燃料取替用水ピットのほう酸水を余熱除去冷却器を経て1次冷却材低温側ラインを通して原子炉容器内に注入し、炉心の冷却を確保する。</p>

項目	概要
電源、補機冷却水等のサポート系	<p>事故時の基本的な安全機能を果たす系統（一般にフロントライン系という）をサポートする系統があり、以下の系統の動作が必要とされる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源系統（所内非常用交流電源、所内直流電源、計装用電源） ・工学的安全施設作動設備 ・補機冷却系統（補機冷却水系統、補機冷却海水系統） ・換気空調設備 ・制御用空気設備・電源系統（ディーゼル発電機、直流電源設備、計装制御用電源設備）

第3.4-3図に当該プラントの開閉所単線結線図、第3.4-4図に所内単線結線図及び第3.4-5図に原子炉補機冷却水設備系統概要図を示す。

②停止時のプラント状態の推移

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

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

停止時のプラント状態は、上述の観点から、以下のとおり分類できる。これらのプラント状態を、状態毎の主要パラメータとともに第 3.4-6 図に示す。

- 1) 部分出力運転状態
- 2) 高温停止状態(ECCS自動起動信号ブロックまで)
- 3) 高温停止状態(ECCS自動起動信号ブロック以降から余熱除去系運転開始まで)
- 4) 余熱除去系による冷却状態①(1次冷却系は満水状態)
- 5) 余熱除去系による冷却状態②(1次冷却系が部分的にドレンされている状態、ミッドループ運転状態)
- 6) 原子炉上部キャビティ満水状態①(燃料取出時)
- 7) 燃料取り出し状態(燃料が原子炉容器内にない状態)
- 8) 原子炉上部キャビティ満水状態②(燃料装荷時)
- 9) 余熱除去系による冷却状態③(1次冷却系が部分的にドレンされている状態、ミッドループ運転状態)
- 10) 余熱除去系による冷却状態④(1次冷却系は満水状態)
- 11) 1次冷却系の漏えい試験
- 12) 余熱除去系による冷却状態⑤(1次冷却系は満水状態)
- 13) 余熱除去系隔離から高温停止状態(ECCS自動起動信号ブロック解除まで)
- 14) 高温停止状態(ECCS自動起動信号ブロック解除以降)
- 15) 部分出力運転状態

原子炉の安全性の観点から見ると、ECCS自動起動信号のブロックを実施する以前とブロック解除以降は、ECCSの待機状態は出力運転中と同一であり、仮に何らかの異常事象が発生した場合でも、ECCSの自動起動によって、事象は終結される。したがって、ECCS自動起動信号のブロック以前とブロック解除以降は出力運転中の評価に包含されることから、既往の停止時PRA及び原子力学会標準においてもECCS自動起動信号のブロック以降から、ECCS自動起動信号ブロック解除までが評価対象とされている。

停止時PRAで対象とするプラント状態は、プラント状態3)からプラント状態13)までである。

なお、評価対象工程については、停止時PRAの実施目的に応じて選定する必要がある。例えば(1)我が国のプラント停止時における平均的なリスクを評価する場合には、標準的な工程を選定し、(2)個別プラントの停止時リスク等、プラント固有の停止時リスクを評価する場合には、当該プラントの定期検査の工程を選定する。また、(3)将来の定期検査工程に対する停止時リスクを評価する場合には、想定される計画に基づいた工程を作成し、評価に用いることもできる。

本評価は、プラント停止中の重要事故シーケンスとして選定されたシーケンスが妥当であるかどうか、つまり追加となる重要事故シーケンスグループがないかを停止時PRAを用いて確認する目的で実施している。従って、上記(1)～(3)のうち(2)が最も適していると考えられることから、最新でありかつ特異な試験やトラブルがなく標準的な工程であったと考えられる泊発電所3号機の第1回定検(2011年1月～2011年3月)を評価対象として選定し調査した。

③プラント状態分類

(1) プラント状態分類の考え方

プラントの停止状態では、以下のように状態が変化する。

- ・ 運転中の設備や待機状態、待機除外状態にある設備が工程とともに変化する。
- ・ 1次冷却系の保有水量が工程とともに変化する。
- ・ 炉心の崩壊熱が時間の経過とともに減少する。

このため、プラント状態について、1次冷却材のインベントリー(水位)、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、サポート系の状態、崩壊熱レベルに関する類似性の観点から、分類を行った。

(2) プラント状態分類の分類結果

(1)の考え方に従い、②で選定した評価対象工程を複数のプラント状態(以降、POS; Plant Operational State)に分類した。各POSについて、以下に概説する。

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

ECCS自動起動信号ブロック以降もタービンバイパス系(あるいは主蒸気逃がし弁)を使用して原子炉冷却を継続する。1次冷却系が2.75MPa[gage]、177℃未満となれば余熱除去系を使用した冷却に切り替える。2次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。なお、当該POSについては、1次系が高圧であり、

本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力時の評価に包絡されるため、評価の対象外とした。

【POS4：余熱除去系による冷却状態①（1次冷却系は満水状態）】

1次冷却系が2.75MPa[gage]、177°C未満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次冷却系のインベントリーの観点から、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。

【POS5：余熱除去系による冷却状態②（1次冷却系が部分的にドレンされている状態、ミッドループ運転状態）】

1次冷却系の酸化運転や蒸気発生器伝熱管渦電流探傷試験(ECT)実施のためのノズル蓋の取り付け、原子炉容器上蓋取り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ー付近まで低下させたPOSである。1次冷却系のインベントリーが低下している状態にあることから、万が一水位が低下した場合、余熱除去ポンプが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少ないため、停止時PRAにおいて、特に重要となるPOSである。

【POS6：原子炉上部キャビティ満水状態①（燃料取出時）】

燃料取出のために、原子炉上部キャビティを満水にした状態である。原子炉上部キャビティが満水状態では余熱除去系による冷却が停止した場合でも、1次冷却系が飽和状態となり、さらに蒸発によって燃料が露出状態となるまでには多大な時間余裕が存在するため、本評価の対象外とした。

【POS7：燃料取り出し状態（燃料が原子炉容器内にない状態）】

燃料交換及び燃料検査のために全燃料が原子炉容器から使用済燃料ピットへ移送されている状態である。この間は炉内に燃料が存在しないことから本評価の対象外とした。

【POS8：原子炉上部キャビティ満水状態②（燃料装荷時）】

新燃料及び検査の終了した燃料を炉心に装荷するために原子炉上部キャビティを満水にしている状態である。POS6と同様に余熱除去系による冷却が停止した場合でも炉心損傷に至るまでには多大な時間余裕が存在することから、本評価の対象外とした。

【POS9：余熱除去系による冷却状態③(1次冷却系が部分的にドレンされている状態、ミッドループ運転状態)】

原子炉容器上蓋取り付け、ノズル蓋の取り外し等のために1次冷却系の水位を原子炉ノズルセンター付近まで低下させたPOSである。

POS5と同様に水位の低下により余熱除去系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次冷却系のインベントリーが少ない。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他のPOSに比べて少ないことが特徴である。

【POS10：余熱除去系による冷却状態④（1次冷却系は満水状態）

1次冷却系の漏えい試験を実施するに先立って、1次冷却系を満水状態とする。

【POS11：1次冷却系の漏えい試験】

プラント起動に先立って、1次冷却系の漏えい試験を実施する。1次冷却系の圧力は定格圧力まで加圧されることから、余熱除去系は一時的に隔離される。漏えい試験実施後は再び1次冷却系の減圧を行い、余熱除去系による冷却状態に復帰させる。なお、当該POSについては、1次系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力時の評価に包絡されるため、本評価の対象外とした。

【POS12：余熱除去系による冷却状態⑤（1次冷却系は満水状態）】

余熱除去系による冷却状態に復帰した後、格納容器の漏えい率検査を実施する。検査実施後、原子炉の起動に先立って原子炉は昇温、昇圧される。177℃未満では余熱除去系を運転しながら昇温を実施する。

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

1次冷却材温度が177℃に達すると余熱除去系を隔離し、主蒸気逃がし弁を使用できる状態として、高温停止状態まで原子炉の昇温、昇圧を実施する。この間、加圧器圧力が13.73MPa[gage]に到達するとP-11信号によって加圧器水位・圧力低による安全注入、主蒸気圧力低による安全注入のブロックがリセットされる。なお、当該POSについては、1次系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力時の評価に包絡されるため、本評価の対象外とした。

【POS14：高温停止状態（ECCS自動起動信号ブロック解除以降）】

ECCS自動起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、安全注入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で発生の可能性があるため、反応度の誤投入のみ特別に本POSを評価対象とした。

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。

POSの分類を第3.4-2表に、緩和設備の使用可能性を第3.4-3表に示す。

3.4.b. 起因事象

起因事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷及び／又は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。

①評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度

(1) 起因事象の同定方法

当該プラントに適用する起因事象を以下の手法から検討し、同定を行った。

1. 原子力施設運転管理年報等による、当該プラント及び他の国内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、運転管理年報及び原子力安全基盤機構(JNES)で公開されているトラブル情報を基に調査した。

2. 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を用いて起因事象の分析を行った。分析結果について第3.4-7図に示す。

炉心の損傷の主な要因としては、「燃料の過熱損傷」が考えられ、「燃料の過熱損傷」に至る要因としては「燃料の過出力」又は「燃料の冷却不能」が考えられる。

「燃料の過出力」をもたらす事象として、「反応度事故」が考えられる。一方、「燃料の冷却不能」をもたらす事象としては、「1次冷却材流出」及び「崩壊熱除去失敗」が考えられる。

前者の「1次冷却材流出」をもたらす事象として、「1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失」事象が考えられる。

ここで、「1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失」事象としては、配管破断（いわゆるLOCA）と、運転員による弁の誤操作等による1次冷却材の系外への流出が考えられる。このうち配管破断については、プラント停止中に1次冷却系圧力が低圧状態（2.75MPa）又は大気圧状態に置かれている状態では発生の可能性が極めて低いと考えられるため、本評価では、1次冷却系圧力が低圧状態又は大気圧状態においては、弁の誤操作等による「1次冷却材流出」を対象とする。後者の「崩壊熱除去失敗」をもたらす事象としては、「余熱除去システムの故障」事象、「外部電源喪失」事象及び「補機冷却水の喪失」事象が考えられるため、これらも炉心損傷に至る起因事象として考慮する。

なお、炉心の損傷の他の要因としては、「機械的損傷」が考えられ、「機械的損傷」に至る要因としては「燃料集合体の落下」が考えられる。

3. 国内外での既往のPRAによる知見の活用

既往のPRA研究で同定された起因事象について調査を実施した。調査結果について第3.4-4表に示す。

上記プロセスにより起回事象の候補として以下の事象が挙げられる。

- ・余熱除去系機能喪失
- ・1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失（弁の誤開）
- ・オーバードレン
- ・水位維持失敗
- ・外部電源喪失
- ・補機冷却水喪失
- ・反応度の誤投入
- ・低温過加圧事象
- ・主給水流量喪失
- ・過渡事象
- ・2次冷却系の破断
- ・蒸気発生器伝熱管破損
- ・インターフェイスシステムLOCA
- ・1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失（配管破断）
- ・燃料集合体の落下

(2) 同定した起回事象の除外

同定した起回事象のうち、以下に示す起回事象については、発生する可能性が極めて低い等の理由から評価対象から除外している。

a. インターフェイスシステムLOCA

停止時PRAの評価対象期間においては、長時間にわたり原子炉容器が開放されている。また、原子炉容器が開放されていない期間においても、1次冷却材バウンダリ漏えい検査時を除いて1次冷却系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ことから、起回事象から除外した。

b. 燃料集合体の落下事象

燃料取扱設備については、掴み機構のワイヤーが二重化されており、また燃料取扱中の過荷重や燃料取扱設備の動力源喪失時においても燃料集合体の落下を防ぐ設計となっており、燃料取扱時に燃料集合体が落下する確率は非常に小さい。また、設置許可申請書の解析においては、安全評価の中で、燃料取扱事故の解析が行われており、燃料取扱作業中に燃料集合体（1体）が操作上の最高位置から落下したとしても、破損した燃料棒から放出される核分裂生成物の量はわずかであり、特に、放射性よう素は使用済燃料ピット水にトラップされるため、外部への影響は、さらに小さいものとなっている。

よって、燃料集合体の落下事故の発生確率が非常に小さいと考えられ、さらにその発生を仮定した場合にも影響が限定されているので、本事象を停止時PRAの起回事象から除外した。

c. 低温過加圧事象

低温過加圧事象は、停止時に1次冷却系が低温にあり、かつ閉止状態において、加圧事象が生じた場合に発生する。加圧事象に至る原因としては高圧注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を低圧設定とす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動作の重畳が必要となり、その発生確率は非常に低いと考えられることから、起因事象から除外した。

d. 過渡事象、2次系配管破断、SGTR、主給水流量喪失

プラント停止状態におけるPRAの既存研究においては、これらの起因事象も対象とされている例^{1,2}があったが、CDFに対する寄与が小さく、本評価で対象とする運転状態では発生頻度が非常に低いことから起因事象から除外した。

¹ IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900MWe Pressurized Water Reactor", Main Report, April 1990.

² EDF, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300MWe)", Overall Report, May31, 1990.

e. 1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失（配管破断）

停止時においては、出力運転時と異なり1次系の圧力が低いため、出力時で考慮している配管破断の発生頻度よりも、停止時の発生頻度の方が一般的に小さくなると考えられる。また、1次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、減肉等による破損は考え難い。さらには、停止時PRAが対象とする定期検査期間は、年間に概略1ヶ月あまりであることから、配管破断の年間の発生確率は、出力運転時に比べて、オーダーで小さくなる。

(3) 起因事象の選定

(1)で同定された起因事象のうち、(2)で除外されなかった起因事象を評価を実施する起因事象として選定する。選定した起因事象については、単独でCDFの評価を実施することも可能であるが、事象進展が類似した起因事象をグループ化して評価を実施することも可能である。起因事象をグループ化するには、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類する。つまり、同一グループについては必要とされる緩和設備等が類似する起因事象であるため、同一のイベントツリー及びフォールトツリーを用いることのできる起因事象をグループ化することとしている。ただし、「水位維持失敗」及び「オーバードレン」を「1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失」にグループ化することが可能であるが、詳細な評価を実施するために個別に算出した。以上の検討結果より、当該プラントの評価対象とする起因事象は以下の7事象とし、グループ化は実施しない。

・余熱除去系統の故障

余熱除去系の弁やポンプの故障により余熱除去機能が喪失する事象。運転中の余熱除去ポンプが故障し、待機中の余熱除去ポンプの運転失敗まで含めて考慮する。

- ・ 1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失
配管破断か運転員の弁の誤操作等により1次冷却材が系外へ流出する事象。低温停止時には、配管破断による1次冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁の誤操作等による1次冷却材の流出を対象とする。
- ・ 水位維持失敗
ミッドループ運転中に何らかの原因により1次冷却系水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象。
- ・ オーバードレン
1次冷却系水抜き操作時に、1次冷却系水位がミッドループまで低下した後、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。
- ・ 外部電源喪失
外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用所内電源（非常用ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。
- ・ 補機冷却水の喪失
補機冷却系の弁やポンプの故障により、補機冷却機能が喪失する事象。発生した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。
- ・ 反応度の誤投入
希釈操作時に、必要な希釈量の算出または設定に失敗し、異常の察知にも失敗する事象。

(4) 起回事象の発生頻度評価

起回事象の発生頻度は、次のa.～c.の手法を用いて算出した。

a. 出力時及び停止時の運転実績より算出

次に示す起回事象は、出力運転状態に関係なく発生する事象であるため、出力時及び停止時の運転経験から得られた起回事象の発生件数と運転期間（運転時間あるいは暦日等）を用いて算出した発生頻度を適用した。

- ・ 外部電源喪失
- ・ 補機冷却水の喪失

具体的な発生頻度の評価方法については、出力運転時PRAと同様である。

b. 停止時の運転実績より算出

a.以外の停止時特有の起回事象のうち次の起回事象については、停止時のプラントの運転経験から得られた起回事象の発生件数と運転期間（運転時間あるいは暦日等）を用いて算出した。

- ・ 1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失
- ・ 余熱除去系統の故障

これらのうち、余熱除去系統の故障は平成23年3月31日までに国内で1件の発生実績があるが、1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失は発生実績が無く、発生件数を0.5件として評価した。

○1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失の発生頻度

$$= 0.5 / 612,397 = 8.2E-7(h)$$

612,397 : 余熱除去系統運転時間(h)

○余熱除去系統の故障の発生頻度※

$$= 1 / 612,397 = 1.6E-6(h)$$

612,397 : 余熱除去系統運転時間(h)

となる。

※本起因事象としては、運転中の余熱除去ポンプの故障確率 (1.6E-6 (h) にシステム解析にて算出した待機中の余熱除去ポンプ運転失敗確率 (3.6E-02) を乗じた 5.8E-8 (h) が発生頻度となる。

c. システム解析により算出

発生がミッドループ運転時もしくは原子炉起動操作時に限定される以下の起因事象については、発生実績が0件である上に運転実績がb.の起因事象に比べても極めて少なくなり、発生件数を0.5件と仮定すると過度に保守的な評価となる。したがって、システム評価による評価を実施した。

- ・水位維持失敗
- ・オーバードレン
- ・反応度の誤投入

○水位維持失敗の発生頻度

停止時の1次冷却系水抜き操作はPOS5及びPOS9において必ず(確率1で)実施されることを起点として、通常ミッドループ水位での停止操作及び(バックアップとして)警報発信に基づくドレン停止操作に対して、人的過誤確率(HEP)及び機器故障確率を見込むことで評価を行った。

具体的には、ミッドループ運転中の抽出流量の調整に係る機器故障確率及び調整失敗、水位計読み取り失敗の人的過誤確率を考慮した結果、2.4E-3(ミッドループ)で水位低警報が発信するとし、また、警報発令後の操作失敗の人的過誤確率、機器故障確率を考慮した結果、水位維持失敗発生頻度は、

$$4.1E-6(/炉年)$$

となった。

○オーバードレンの発生頻度

ミッドループ運転中の水位低下事象の発生を起点として、水位計の監視に基づく通常ドレン停止(水位回復)操作及び(バックアップとして)警報発信に基づくドレン停止(水位回復)操作に対して、人的過誤確率(HEP)及び機器故障確率を見込むことで評価を行った。本評価の考え方については、水位維持失敗と同じであり、評価の結果、オーバードレン発生頻度は、

$$4.1E-6(/炉年)$$

となった。

○反応度の誤投入の発生頻度

発生頻度の大きさと起因事象がもたらす影響の程度を考慮して、希釈操作中に操作に失敗し反応度が添加される事象を想定する。希釈量設定及び計数率監視のための運転員操作を考慮し、THERP 解析によりヒューマンエラーを評価した結果、反応度の誤投入の発生頻度は、

3.1E-8(/炉年)

と評価された。

以上の算出結果をまとめて、第3.4-5表に示す。また、POS毎の起因事象発生頻度について、第3.4-6表に示す。

なお、泊発電所3号機においては、本評価で挙げた起因事象はいずれも発生しておらず、起因事象発生頻度の観点でプラント固有の特徴は見受けられない。

3.4.c. 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。

①成功基準の一覧表

【炉心損傷判定条件】

○一般的な炉心損傷判定条件

有効燃料長頂部が露出した状態とする。

○未臨界維持機能喪失時の炉心損傷判定条件

臨界に達した状態とする。

(本評価では反応度の誤投入に対する緩和策に期待しないため、保守的に上記のように設定する。)

【起因事象ごとの成功基準】

起因事象「外部電源喪失」の成功基準は、以下のとおりである。

イベントヘディング	機能	成功基準
非常用所内電源※	ディーゼル発電機	1/2台
余熱除去系による冷却	ポンプ	1/2ポンプ
	熱交換器	1/2熱交換器
	ループ	2/3ループ

※サポート系としては、非常用所内電源以外に空調設備、原子炉補機冷却系、原子炉補機冷却海水系等があり、成功基準は関連機器の冷却が可能であることである。

なお、「外部電源喪失」以外は有効な緩和系が存在しないため、成功基準も存在しない。

【対処設備作動までの余裕時間及び使命時間】

○余裕時間

本評価では緩和策として余熱除去系運転のみに期待していることから、全 CDF に占める割合は、炉心損傷に直結する起因事象のシナリオが突出して高くなり、時間余裕が影響を及ぼすシナリオの占める割合が極端に低くなる。本評価は、重要事故シーケンスの妥当性確認という目的で実施していることから、この目的に照らし合わせると、全 CDF への寄与が小さな箇所については、保守的なモデル化でも問題ないと判断し、余裕時間 10 分を全 POS に適用した。

○使命時間

本評価では、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作に期待できると工学的に判断し、24 時間を使命時間として設定した。

【熱水力解析等の解析結果及び解析コードの検証性】

以上のとおり、定量的な評価については、上述の計算にて行っている。

3.4.d. 事故シーケンス

事故シーケンスとは、炉心損傷等に至るまでの、起因事象の発生並びに各種安全機能喪失の組合せのことである。

①イベントツリー

各起因事象に対して、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を検討し、炉心損傷に至る事故シーケンスを展開した。また、展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷状態または成功状態のいずれかに分類した。

各起因事象のイベントツリーを第 3.4-8(a)図～第 3.4-8(e)図に示す。

また、各シーケンスに対して分類された炉心損傷カテゴリーを、図中右欄に記載し「OK」は成功状態を示す。なお、炉心損傷カテゴリーについては、3.4.h 項に示す。

3.4.e. システム信頼性

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

①評価対象としたシステムとその説明

フォールトツリーの構築に当たっては、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以下のシステムについてフォールトツリーを作成し、かつ定量化を実施した。

系統間の依存性は相互依存表にまとめられており、第 3.4-7 表に示す。

【サポート系】

1. 電源系
2. 信号系
3. 制御用空気系
4. 換気空調系
5. 原子炉補機冷却海水系
6. 原子炉補機冷却水系

【フロントライン系】

7. 余熱除去系

②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評価対象としたシステムについてフォールトツリーを作成し、かつ定量化を実施した。

なお、システム間の従属性の評価にはフォールトツリーリンク法を用いた。また、機器間の従属性の評価には MGL 法を適用した。

③システム信頼性評価の結果

構築したフォールトツリーを定量化することにより信頼性解析を行った。また、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。

④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

フォールトツリー法を用いずに、技術的判断で非信頼度を求めたものはない。

3.4.f. 信頼性パラメータ

本作業は、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、共通要因故障パラメータ並びに試験又は保守作業による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備するものである。

①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、共通要因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保守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。

②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、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ー

NUCIA (<http://www.nucia.jp/>) 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 ヶ年 49 基データ (21 ヶ年データ)) 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 ヶ年 49 基データ改訂版)(平成 13 年 2 月)、電中研報告 P00001、(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た。

③機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率

定期検査期間中には、出力運転中と異なり、検査・保守を実施するために系統や機器を待機除外とする期間がある。この期間は定期検査によって変わり得るが、本評価では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。

④待機除外確率

停止時 PRA においては、機器の待機除外状態は、POS の分類の中で直接考慮している。

⑤共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ

共通要因故障パラメータについては、NUREG/CR-5497 (学会標準推奨データベース) の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2010」に記載される MGL 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要因故障パラメータである。

3.4.g. 人的過誤

人間信頼性解析とは、CDF 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または失敗の確率を評価することである。本作業では、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。

①評価対象とした人的過誤及び評価結果

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。

(1) 起因事象発生前人的過誤

事象発生前に考慮すべき人的過誤として、試験・保守時において作業終了後、手動弁及び手動ダンプを正しい状態に復帰させる際の復旧忘れを考慮した。本評価で用いる起因事象発生前人的過誤確率は下表の通りである。

運転操作エラー項目	操作場所	人的過誤確率
弁の操作忘れ	現場	1.0E-02

(2) 起因事象発生後人的過誤

プラントで事故が発生した場合、運転員は事故時運転手順書（運転要領緊急処置編）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、運転員が行う以下の行為を人的過誤の評価対象とする。

(a) 診断失敗

事故時運転手順書へのエントリー失敗を、診断過誤として取り扱う。なお、診断時は複数の計器指示、警報等からプラントで発生した事象を特定することから、時間的な余裕を考慮する。なお、診断失敗が発生した場合、運転員は当該運転手順書の操作全てに失敗するものとして取り扱う。本評価で用いる診断過誤確率は下表の通りである。

運転操作エラー項目	人的過誤確率
診断失敗	3.0E-2

(b) 操作失敗・読取失敗

操作失敗については、事故時運転手順書に記載された操作の中で、炉心損傷の観点から、事故シナリオの中で必要となる操作を同定する。

読取失敗については、事故時運転手順書に「～を確認する。」のような記載があり、かつ、それに付帯した機器等の操作がある場合は、その確認を「読取」として扱い、同定対象とする。読取に失敗した場合、続く操作に失敗するものとして取り扱う。ただし、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。本評価で用いる事象発生後の操作失敗に係る人的過誤確率は下表の通りである。

運転操作エラー項目	操作場所	人的過誤確率
弁の操作失敗	中央制御室	1.0E-03
補機の操作失敗	中央制御室	1.0E-03

※本評価では、読取失敗に係る人的過誤を取り扱っていない。

(3) 起因事象発生に係わる人的過誤

オーバードレン、水位維持失敗及び反応度の誤投入の起因事象発生において、人的過誤を考慮した。本人的過誤では(2)(b)と同様の、操作失敗及び読取失敗を取り扱っている。

3.4.h. 炉心損傷頻度

①炉心損傷頻度の算出に用いた方法

前記の種々の作業は、事故シーケンスの発生頻度を求める定量化作業に集約される。起因事象や展開したイベントツリー、フォールトツリーの各基事象に対し数値（起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等）を入力して事故シーケンス発生頻度を計算する。炉心損傷状態については、事故シーケンスを炉心損傷に至る主な要因の観点から区別するために「類型化した炉心損傷カテゴリー」に分類する。炉心損傷に至る主な要因としては、以下の項目を想定している。

- ・ 1次冷却材の流出
- ・ 余熱除去システムの故障
- ・ 電源喪失
- ・ 補機冷却水の喪失
- ・ 反応度の誤投入

上述の観点から、類型化した炉心損傷カテゴリーの分類は次の通りである。

【カテゴリー1】 1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失

1次冷却材圧力バウンダリの機能喪失によって炉心損傷に至る事象。

【カテゴリー2】 余熱除去機能喪失

余熱除去系機能の喪失によって炉心損傷に至る事象。

【カテゴリー3-1】 安全機能のサポート機能喪失（電源機能）

全ての電源供給機能の喪失によって炉心損傷に至る事象。

【カテゴリー3-2】 安全機能のサポート機能喪失（補機冷却機能）

補機冷却機能の喪失によって炉心損傷に至る事象。

【カテゴリー4】 未臨界維持機能喪失

未臨界維持機能の喪失によって炉心損傷に至る事象。

本評価では、計算コード RiskSpectrum®を使用して、フォールトツリーリンク法により、CDFの定量化を行った。RiskSpectrum®は国内外で使用実績のある計算コードである。

また、停止時 PRA における CDF 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回の停止当たりの炉心損傷確率を算出しており、1回の停止は通常時約1年に1回行われるため、算出した炉心損傷確率を年当たりの CDF(炉年)とみなすことで得ることができる。

②炉心損傷頻度

事故シーケンスの定量化を行った結果、全 CDF は 6.0×10^{-4} (／炉年) となった。起因事象別・POS 分類別の CDF の内訳及び主要シーケンス、ならびに主要カットセットについて、第 3.4-8 表及び第 3.4-9 表に示す。また、炉心損傷カテゴリー別の CDF の内訳を第 3.4-10 表に示し、POS 別、起因事象別及び炉心損傷カテゴリー別の CDF 割合を第 3.2.1-9 図、第 3.4-10 図及び第 3.4-11 図に示す。

起因事象別の結果では、1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失の寄与が最も大きくなって

いる。次いで、余熱除去系統の故障となっている。

POS 分類別の CDF では、期間の長い POS5、POS9、POS10 の寄与が大きくなっており、緩和手段が乏しい本評価では結果が継続時間に強く依存する結果となった。この結果を基に、炉心損傷カテゴリ別で分析すると、1 次冷却材圧力バウンダリ機能喪失が分類される原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失が支配的となっている。次いで、余熱除去系統の故障が分類される余熱除去機能喪失となっている。

炉心損傷カテゴリ別の CDF では、1 次冷却材圧力バウンダリ機能喪失の寄与が 88% で最も大きくなっている。次いで、余熱除去機能喪失となっている。

③重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

(1) 重要度解析

全CDFに対するFV重要度及びRAWを評価し、全CDFへの寄与の大きい因子を分析する。重要度は基事象単位で算出した。

(a) FV 重要度

基事象の FV 重要度評価結果の上位 10 位までを第 3.4-11 表に示す。

FV 重要度は、第 1 位は「診断失敗」の約 7%、第 2 位・第 3 位・第 4 位は「(ディーゼル発電機室換気系) 防火兼手動ダンパ戻し忘れ」の約 0.6%ずつとなっている。

第 1 位の「診断失敗」については、本評価でモデル化した起因事象のうち、「外部電源喪失」及び「余熱除去系統の故障」の事象が発生した場合、その事象の発生を検知し適切なリカバリー操作を実施する必要があるが、この診断に失敗したことを意味している。本基事象が生じた場合、「外部電源喪失」及び「余熱除去系統の故障」事象発生後、緩和系が有効に働かないことから炉心損傷に至ることとなる。

第 2 位、第 3 位、第 4 位の「(ディーゼル発電機室換気系) 防火兼手動ダンパ戻し忘れ」は、当該ダンパの戻し忘れ（開け忘れ）によりディーゼル発電機 A が使用不可となることで A-安全補機開閉器室給気ファンが使用できなくなり、また、B-安全補機開閉器室給気ファンは待機除外を仮定していることから、安全補機開閉器室の空調機能が喪失して交流電源を失うことを意味している。本基事象が生じた場合、「外部電源喪失」事象後に交流電源が喪失して緩和系が有効に働かないことから炉心損傷に至る。

この結果で注目されることは、第 1 位の FV 重要度が約 7%、第 2 位・第 3 位・第 4 位は約 0.6%ずつしかない点である。全 CDF の要因の大部分は、緩和系の失敗ではなく、緩和系に期待できない起因事象の発生であることが、この FV 重要度の評価結果からも読み取ることが出来る。

なお、本評価においては緩和系のモデル化において、ヒューマンエラー等、保守的にモデル化している個所があるが、それでも FV 重要度は高々約 10%の寄与しかないことから、仮に詳細なモデル化を実施したとしても、現状の傾向には影響がないと判断することが出来る。

(b) RAW

基事象の RAW 評価結果の上位 10 位までを第 3.4-12 表に示す。

第 3.4-12 表では RAW 上位 10 位までしか記載していないが、実際は上位数百個は全て RAW 約 3 で同等の結果となっている。これは、緩和系に期待できる「外部電源喪失」及び「余熱除去システムの故障」において、1 次のカットセット（機器故障やヒューマンエラー）の発生で、両方の事象とも炉心損傷に至るものが多数存在することを意味している。

(2) 不確実さ解析

パラメータの不確かさに着目した全 CDF の不確実さ解析として、全 CDF 及び事故シーケンス別 CDF の下限値、中央値、平均値及び上限値を評価し、不確実さを考慮しても重要事故シーケンスの選定に影響がないことを確認した。

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、共通要因故障等の基事象の発生確率を確率変数とみなして故障率データベース等に基づき設定した確率分布を入力としてモンテカルロ法を用い、全 CDF 及び事故シーケンス別 CDF の平均値と EF を評価した。個々の確率分布として、PRA で一般的に使用されている対数正規分布を仮定した。

全 CDF (点推定値) は $6.0E-04$ /炉年であったが、不確実さ解析の結果、全 CDF (平均値) は $5.9E-04$ /炉年、EF は 3.3 となった。全 CDF 及び事故シーケンス別 CDF の不確実さ解析結果を第 3.4-13 表に示す。

不確実さ解析を実施した結果、全 CDF では EF が 3.3、つまり 1 桁程度の不確実さ幅があることが分かった。また、事故シーケンス単位で見ると EF が最大のシーケンスでも 9 程度となっていることがわかった。

なお、第 3.4-13 表に示す事故シーケンスは全て重要事故シーケンスに包絡されており、不確実さも含めた CDF の絶対値によって重要事故シーケンスが追加・変更になることはない。

(3) 感度解析

PRA 結果に重要な影響を与えるモデルの不確実さの要因や重要な解析条件として、運転中の充てんポンプに期待できるとした場合に着目し、感度解析条件を設定し解析を実施した。また、PRA 結果への影響を考察した。

(a) 解析対象事象

全 CDF に対して寄与が最も大きい 1 次冷却材圧力バウンダリ機能喪失を対象に感度解析を実施した。

(b) 解析条件

起因事象発生による RCS インベントリーの減少が発生しても、充てんポンプによる充てんラインからの RCS への注入を継続し、流量を調整することによって RCS の沸騰及び蒸発を防止し、炉心損傷を回避できるものと仮定する。また、この緩和策をここでは「充てん系による注入」と称することとする。

(i) POS

評価対象としている全てのプラント状態(POS4、POS5、POS9、POS10、POS12)に対して「充てん系による注入」を期待することとする。

(ii) イベントツリー

1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失の ET に対して「充てん系による注入」ヘディングを炉心損傷回避に有効な緩和策として追加すると第 3.4-12 図の通りとなり、同ヘディングに失敗した場合に炉心損傷に至るものとする。

(c) 非信頼度

「充てん系による注入」ヘディングの非信頼度は、下記の検討結果から、 $1.0E-03/d$ を使用することとした。

「充てん系による注入」ヘディングの非信頼度の検討において、同緩和策の失敗要因としては定量的影響が大きい人的過誤と機器の動的故障のみを考慮し、機器の静的故障(弁の閉塞など)は定量的影響が相対的に小さいため考慮から除外した。なお、ミッドループ運転時(POS5、POS9)は充てん流量を絞っている可能性があり、特に崩壊熱が比較的高い前半ミッドループにおいては、崩壊熱による蒸発量が元々の充てん流量を上回る可能性があるため、保守的に全開操作が必要と考え、充てん流量調整弁の開操作失敗をモデル化する。他の POS についても同様に保守的にモデル化する。

以上より、本検討で考慮した失敗要因は以下の通りである。

- ① 充てん流量調整弁(FCV-138)の開操作失敗
- ② 充てん流量調整弁(FCV-138)の開失敗
- ③ 事象認知失敗
- ④ 体積制御タンク出口弁(LCV-121B、LCV-121C)閉失敗
- ⑤ RWSP 出口弁(LCV-121D、LCV-121E)開失敗
- ⑥ 体積制御タンク水位低信号発信失敗

ここで、①の開操作の人的過誤確率には、中央制御室からの操作失敗を想定し、THERP 手法で算出した人的過誤確率 $1.0E-03/d$ が適用される。

②の故障確率には国内機器故障データの空気作動弁の開失敗確率である $4.2E-05$ が適用される。

③の認知失敗の人的過誤確率には、THERP の診断曲線より得られる時間余裕が 1 時間の場合の診断過誤確率である $2.8E-05/d$ が適用される。

④の故障は電動弁の多重故障によるものであるため、同確率には国内機器故障データの電動弁の閉失敗確率である $9.7E-06/d$ に、MGL パラメータの β 値： $4.1E-03$ を乗じた $4.0E-8/d$ が適用される。

⑤の故障は電動弁の多重故障によるものであるため、同確率には国内機器故障データの電動弁の開失敗確率である $4.7E-05/d$ に、MGL パラメータの β 値： $1.6E-02$ を乗じた $7.6E-7/d$ が適用される。

⑥の失敗確率には、出力時レベル 1 内部事象 PRA で算出した最も保守的な値である S 信号の(両トレン)失敗確率 $2.1E-05$ を仮定する。

以上より、「充てん系による注入」の失敗要因のうち、②～⑥の失敗は 10^{-8} ～ 10^{-5} のオーダーであり、これらは 10^{-3} のオーダーである①の失敗確率よりも十分小さく確率的に包絡されることから、同ヘディングの非信頼度は①の $1.0E-03/d$ で代表させる。

事故シーケンスの定量化を行った結果、第 3.4-14 表に示す通り、1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失の CDF はベースケースから 1/1000 低減して $5.1E-07/$ 炉年となり、

全 CDF はベースケースから約 1/7(0.15 倍)低減の 9.2E-05/炉年となった。

本感度解析の結果から、例えば運用上は運転が継続している可能性がある充てん系に期待するだけでも、CDF は上記の程度まで低減することが確認された。

第3.4-1表 系統設備概要

系統	設備概要
原子炉保護系	4トレン SSPS方式 制御棒 48 本
余熱除去系	うず巻形 2 個 (余熱除去ポンプ) ポンプ容量 約680 m ³ /h/個
非常用ディーゼル発電機	横置・回転界磁形・三相同期発電機 2 個 発電容量 約7,000kVA/個
直流電源設備	非常用蓄電池 2 組 容量 約2,400A・h/組 常用蓄電池 2 組 容量 約2,000A・h/組
補機冷却水系	うず巻形 4 個 ポンプ容量 約1,400 m ³ /h/個
補機冷却海水系	斜流形 4 個 ポンプ容量 約1,700 m ³ /h/個

第 3.4-2 表 プラント状態の分類

プラント状態 (POS)	POSの継続時間 (h)
3	18.2
4	66.0
5	121.1
9	172.8
1 0	177.2
1 1	17.7
1 2	85.3
1 3	11.5
合計	669.8

第3.4-3表 緩和設備の使用可能性(1/2)

プラント状態		(1) 部分出力運 転	(2) 高温停止状 態 (ECCS自動 信号ブロッ クまで)	(3) 高温停止状 態 (余熱除去運 転開始まで)	(4) 余熱除去運 転 ①RCS満水	(5) 余熱除去運 転 ②ミッド・ループ	(6) 原子炉キャ ビティ満水	(7) 燃料取り出 し状態	(8) 原子炉キャ ビティ満水	(9) 余熱除去運 転 ③ミッド・ループ	(10) 余熱除去運 転 ④RCS満水	(11) 1次冷却系 の漏洩試験	(12) 余熱除去運 転 ⑤RCS満水	(13) 高温停止状 態 (余熱除去 系隔離以 降)	(14) 高温停止状 態 (ECCS自動信 号ブロッ ク解除以降)	(15) 部分出力運 転
系統/システム		1, 2	3	3	5	6	6	-	6	6	5	4	5	3	3	2
運転モード		1, 2	3	3	5	6	6	-	6	6	5	4	5	3	3	2
6.6kV M/C 母線	A	-			○			-				○				-
	B	-			○			-				○				-
440V PCC 母線	A 1	-			○			-				○				-
	A 2	-			○			-				○				-
	B 1	-			○			-				○				-
	B 2	-			○			-				○				-
440V RCC 母線	A 1	-			○			-				○				-
	A 2	-			○			-				○				-
	B 1	-			○			-				○				-
	B 2	-			○			-				○				-
125V非常用直流母線	A	-			○			-				○				-
	B	-			○			-				○				-
100V計装用母線	A	-			○			-				○				-
	B	-			○			-				○				-
	C	-			○			-				○				-
	D	-			○			-				○				-
外部電源	主変圧器	-		○		○		-			○		○	○		-
	予備変圧器	-		○		×		-			×		○	×	○	-
ディーゼル発電機	A	-		△		△		-			△		△	△		-
	B	-		△		△		-			△		△	△		-
非常用直流電源 (バッテリー)	A	-			△			-				△				-
	B	-			△			-				△				-
補機冷却海水ポンプ	A	-		○		○		-			○		○	○		-
	B	-		△		○		-			○		△	○		-
	C	-		○		△		-			△		○	△		-
	D	-		△		×		-			×		△	×	△	-
補機冷却海水供給母管	A	-		○		○		-			○		○	○		-
	B	-		○		△		-			△		△	○		-

図中の記号の見方 : ○:使用可能(運転中) △:使用可能(待機中) ×:使用不可 -:検討対象外

第3.4-3表 緩和設備の使用可能性(2/2)

プラント状態		(1)	(2)	(3)	(4)	(5)	(6)	(7)	(8)	(9)	(10)	(11)	(12)	(13)	(14)	(15)
系統/システム		部分出力運 転	高温停止状 態 (ECCS自動 信号ブロッ クまで)	高温停止状 態 (余熱除去運 転開始まで)	余熱除去運 転 ①RCS満水	余熱除去運 転 ②ミッド・ループ	原子炉キャ ビティ満水	燃料取り出 し状態	原子炉キャ ビティ満水	余熱除去運 転 ③ミッド・ループ	余熱除去運 転 ④RCS満水	1次冷却系 の漏洩試験	余熱除去運 転 ⑤RCS満水	高温停止状 態 (余熱除去 系隔離以 降)	高温停止状 態 (ECCS自動信 号ブロック 解除以降)	部分出力運 転
運転モード		1.2	3	3	5	6	6	-	6	6	5	4	5	3	3	2
補機冷却水ポンプ +補機冷却水冷却器	A	-	○	○	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-	-
	B	-	△	○	-	-	-	-	-	○	△	○	△	-	-	-
	C	-	○	×	-	-	-	-	-	×	○	×	○	-	-	-
	D	-	△	×	-	-	-	-	-	×	△	×	△	-	-	-
補機冷却水供給母管	A	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
	B	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
制御用空気圧縮機	A	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
	B	-	-	×	-	-	-	-	-	-	×	-	-	-	-	-
余熱除去ポンプ +余熱除去冷却器	A	-	△	○	-	-	-	-	-	○	△	○	△	-	-	-
	B	-	△	△	-	-	-	-	-	△	△	△	△	-	-	-
安全補機開閉器室 換気空調系	A	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
	B	-	-	×	-	-	-	-	-	-	×	-	-	-	-	-
空調用冷水設備	A	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
	B	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
	C	-	-	×	-	-	-	-	-	-	×	-	-	-	-	-
	D	-	-	×	-	-	-	-	-	-	×	-	-	-	-	-
ディーゼル発電機室 換気空調系	A	-	△	△	-	-	-	-	-	△	△	△	△	-	-	-
	B	-	△	△	-	-	-	-	-	△	△	△	△	-	-	-
	C	-	△	△	-	-	-	-	-	△	△	△	△	-	-	-
	D	-	△	△	-	-	-	-	-	△	△	△	△	-	-	-

図中の記号の見方 : ○ : 使用可能 (運転中) △ : 使用可能 (待機中) × : 使用不可 - : 検討対象外

第3.4-4表 考慮している起因事象の比較

起因事象	NSAC-84(Zion)	NUREG/CR-5015(Zion)	フランスPRA ^{※1,2}	JNES 検討 ^{※3}	本評価 (泊発電所3号機)
1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失（配管破断）	—	—	○	—	—
1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失（弁の誤開）	○	○	—	○	○
インターフェイスシステムLOCA	—	—	○	—	—
2次冷却系破断	—	—	○	—	—
SGTR	—	—	○	—	—
ヒートシンク喪失	—	—	○	—	○（補機冷却水の喪失）
主給水流量喪失	—	—	○	—	—
外部電源喪失	○（余熱除去機能喪失で評価）	○	○	○	○
過渡事象	—	—	○	—	—
反応度の誤投入	—	—	○	○	○
余熱除去機能喪失	○	○	—	○	○
低温過加圧	○	—	—	—	—
水位維持失敗／オーバー dren	—	—	—	○	○

※1：IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor", Main Report, April 1990.

※2：EDF, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre(1300 MWe)", Overall Report, May 31, 1990.

※3：JNES, "JNESにおけるPSA手法の標準化=停止時内の事象レベル1 PSA手法=に関する報告書", 別冊1, 平成20年8月.

第3.4-5表 起回事象発生頻度（平成23年3月31日迄）

起回事象	対象期間	発生頻度
余熱除去系統の故障（注）	余熱除去系 1 系列運転時	5.8E-08/h
1 次冷却材圧力バウンダリ機能喪失	1 次冷却系低圧時	8.2E-07/h
水位維持失敗	ミッドループ時	4.1E-06/炉年
オーバードレン	水抜き中	4.1E-06/炉年
外部電源喪失	出力運転時を含めた全期間	5.5E-07/h
補機冷却水の喪失	出力運転時を含めた全期間	2.3E-08/h
反応度の誤投入	プラント起動時	3.1E-08/炉年

（注）余熱除去系統の故障は、運転中のA系の故障に加えて、待機中のB系による冷却失敗も含む。従って、運転中のA系の故障発生頻度 1.6E-06/hに、待機中のB系による冷却失敗確率 3.6E-02を乗じた 5.8E-08/h が当該起回事象の発生頻度となる。

第3.4-6表 POS別起回事象発生頻度(／炉年)

	プラント状態	期間 (h)	1次冷却材圧 カバウンダリ 機能喪失	水位維持 失敗	オーバー ドレン	余熱除去 系統の故障 (注)	外部電源喪失	補機冷却 水の喪失	反応度の 誤投入
POS3	高温停止状態 (ECCS自動起動 信号ブロック以降から余熱除 去系運転開始まで)	18.2	—	—	—	—	—	—	—
POS4	余熱除去系による冷却状態① (1次冷却系は満水状態)	66.0	5.4E-05	—	—	3.8E-06	3.6E-05	1.5E-06	—
POS5	余熱除去系による冷却状態② (ミッドループ運転状態)	121.1	9.9E-05	4.1E-06	4.1E-06	7.1E-06	6.7E-05	2.8E-06	—
POS9	余熱除去系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)	172.8	1.4E-04	4.1E-06	4.1E-06	1.0E-05	9.5E-05	4.0E-06	—
POS10	余熱除去系による冷却状態④ (1次冷却系は満水状態)	177.2	1.5E-04	—	—	1.0E-05	9.7E-05	4.1E-06	—
POS11	1次冷却系の漏えい試験 (余熱 除去系は一時的に隔離)	17.7	—	—	—	—	—	—	—
POS12	余熱除去系による冷却状態⑤ (1次冷却系は満水状態)	85.3	7.0E-05	—	—	5.0E-06	4.7E-05	1.1E-06	—
POS14	高温停止状態 (ECCS自動起動 信号ブロック解除以降)	37.1	—	—	—	—	—	—	3.1E-08

(注) 余熱除去系統の故障は、運転中のA系の故障に加えて、待機中のB系による冷却失敗も含む。運転中のA系の故障が故障し、待機中のB系による冷却にも失敗する頻度5.8E-08/h (第3.4-5表) に、各POSの継続期間を乗じて、POS別起回事象発生頻度を算出した。

第3.4-7表 相互依存表 (1/2)

サポート系 (直接影響を与える側) フロントライン系 (直接影響を受ける側)	電源系	信号系	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
余熱除去系 ^{※1}	○	○	○			○

※1 評価期間内であれば換気空調系は不要。

第3.4-7表 相互依存表 (2/2)

サポート系 (直接影響を与える側)	電源系	信号系	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
サポート系 (直接影響を受ける側)						
電源系※1		○		○	○	
信号系	○					
制御用空気系 ※2	○	○				○
換気空調系 ※2	○	○			○	
原子炉補機冷却海水系 ※2	○	○				
原子炉補機冷却水系 ※2	○	○			○	

※1 DGの起動・継続運転のための信号系/換気空調系/原子炉補機冷却水海水系が必要。

※2 通常時待機状態を仮定しているトレンには起動のための信号系が必要。

第3.4-8表 POS分類毎・起因事象毎炉心損傷頻度

プラント状態		期間 (h)	1次冷却材圧力 バウンダリ機能 喪失	水位維持 失敗	オーバー ドレン	余熱除去 系統 の故障	外部電源 喪失	補機冷却 水の喪失	反応度の 誤投入	合計
POS4	余熱除去系による 冷却状態①（1次冷却 系は満水状態）	66.0	5.4E-05	—	—	3.8E-06	2.6E-06	1.5E-06	—	6.2E-05
POS5	余熱除去系による 冷却状態②（ミッドル ープ運転状態）	121.1	9.9E-05	4.1E-06	4.1E-06	7.1E-06	4.8E-06	2.8E-06	—	1.2E-04
POS9	余熱除去系による 冷却状態③（ミッド ループ運転状態）	172.8	1.4E-04	4.1E-06	4.1E-06	1.0E-05	6.9E-06	4.0E-06	—	1.7E-04
POS10	余熱除去系による 冷却状態④（1次冷 却系は満水状態）	177.2	1.5E-04	—	—	1.0E-05	7.1E-06	4.1E-06	—	1.7E-04
POS12	余熱除去系による 冷却状態⑤（1次冷 却系は満水状態）	85.3	7.0E-05	—	—	5.0E-06	3.4E-06	2.0E-06	—	8.0E-05
POS14	高温停止状態（ECCS 自動起動信号ブロッ ク解除以降）	37.1	—	—	—	—	—	—	3.1E-08	3.1E-08
合計（／炉年）		—	5.1E-04	8.2E-06	8.2E-06	3.6E-05	2.5E-05	1.4E-05	3.1E-08	6.0E-04

第3.4-9表 主要カットセット一覧

事故シーケンス			非信頼度	寄与率	上位10位までのカットセット	事象進展
起回事象	緩和手段	条件付き炉心損傷頻度				
外部電源喪失	非常用所内電源失効	4.2E-02	1.0E-02	24%	①防火兼手動ダンパ401A戻し忘れ	A、B-ディーゼル発電機室給気ファン出口の当該ダンパ使用不能によりAディーゼル発電機室の換気機能が喪失し、ディーゼル発電機Aの使用不可により、A-安全補機開閉器室給気ファンが使用できなくなる。また、B-安全補機開閉器室給気ファンは解析上の仮定で待機除外としているため、安全補機開閉器室の空調機能が喪失して交流電源を失うこととなり、炉心損傷に至る。
			1.0E-02	24%	②防火兼手動ダンパ404A戻し忘れ	A-清水タンク室排気ダクトの当該ダンパ使用不能によりディーゼル発電機室の換気機能が喪失し、ディーゼル発電機Aが使用不可となる。これ以降の事象進展は①と同様。
			1.0E-02	24%	③防火兼手動ダンパ405A戻し忘れ	A、B-ディーゼル発電機室給気ファン出口の当該ダンパ使用不能によりAディーゼル発電機補機室の換気機能が喪失し、ディーゼル発電機Aが使用不可となる。これ以降の事象進展は①と同様。
			2.3E-03	5%	④ディーゼル発電機A継続運転失敗	ディーゼル発電機Aの使用不可から炉心損傷に至る事象進展は①と同様。
			1.5E-03	4%	⑤ディーゼル発電機A起動失敗	④と同様。
			9.6E-04	2%	⑥防火兼手動ダンパ404A 閉塞	②と同様。
			9.6E-04	2%	⑦防火兼手動ダンパ405A 閉塞	③と同様。
			9.6E-04	2%	⑧防火ダンパ 407A閉塞	A-ディーゼル発電機室排気ダクトの当該ダンパ使用不能によりAディーゼル発電機室の換気機能が喪失し、ディーゼル発電機Aが使用不可となる。これ以降の事象進展は①と同様。
			3.8E-04	0.9%	⑨D/IカードS3424機能喪失	当該D/Iカードの機能喪失によりB0シーケンス信号が両トレンとも発信せずDG両系が使用不能となり、交流電源を失った結果、炉心損傷に至る。
			2.4E-04	0.6%	⑩蓄電池A機能喪失	ディーゼル発電機Aが起動できなくなる。ディーゼル発電機Aの使用不可以降の事象進展は①と同様。
外部電源喪失	余熱除去系による冷却失敗	3.1E-02	3.0E-02	96.5%	①診断失敗	異常発生時の診断に失敗した結果、余熱除去系両系の手動起動に失敗し、炉心損傷に至る。
			5.0E-04	2%	②余熱除去ポンプA、B起動操作失敗CCF	余熱除去系の手動起動に失敗し、炉心損傷に至る。
			8.0E-05	0.3%	③制御用空気圧縮機A起動失敗	制御用空気圧縮機Aが使用できなくなることに加えて、制御用空気圧縮機Bは解析上の仮定で待機除外としているため、制御用空気系が喪失することにより余熱除去系の流量調整に失敗し、流量過多により空気を巻き込み余熱除去ポンプが停止する、或いは流量不足による炉心冷却が不十分となり、炉心損傷に至る。
			8.0E-05	0.3%	④原子炉補機冷却水ポンプA起動失敗	解析上の仮定でCCWポンプC及びDが待機除外としていることに加え、CCWポンプA又はBの何れかの使用不能によりCCWSが喪失するとしている。これにより、余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失し、炉心損傷に至る。
			8.0E-05	0.3%	⑤原子炉補機冷却水ポンプB起動失敗	④と同様。
			4.8E-05	0.2%	⑥原子炉補機冷却水ポンプA遮断器閉失敗	④と同様。
			4.8E-05	0.2%	⑦原子炉補機冷却水ポンプB遮断器閉失敗	④と同様。
			2.6E-05	0.1%	⑧原子炉補機冷却水ポンプA継続運転失敗	④と同様。
			2.6E-05	0.1%	⑨原子炉補機冷却水ポンプB継続運転失敗	④と同様。
			2.6E-05	0.1%	⑩制御用空気圧縮機A継続運転失敗	③と同様。

第3.4-10表 炉心損傷カテゴリー別炉心損傷頻度

炉心損傷カテゴリー	炉心損傷頻度（／炉年）（注）
1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失	5.3E-04(88%)
余熱除去機能喪失	4.7E-05(8%)
安全機能のサポート機能喪失（電源機能）	1.4E-05(2%)
安全機能のサポート機能喪失（補機冷却機能）	1.4E-05(2%)
未臨界維持機能喪失	3.1E-08(0%)
合計	6.0E-04(100%)

（注）カッコ内は、全CDFに占める割合(%)。

第3.4-11表 基事象別重要度評価結果 (FV重要度上位10位)

No.	基事象	FV	RAW
1	診断失敗	6.7E-02	3.1E+00
2	防火兼手動ダンパ 404A戻し忘れ	5.7E-03	1.5E+00
3	防火兼手動ダンパ 401A戻し忘れ	5.7E-03	1.5E+00
4	防火兼手動ダンパ 405A戻し忘れ	5.7E-03	1.5E+00
5	余熱除去BラインC/V外側隔離弁(RH-029B) 開操作失敗	1.7E-03	2.6E+00
6	B余熱除去冷却器出口流量調整弁(HCV-613) 調整開操作失敗	1.7E-03	2.6E+00
7	B余熱除去冷却器補機冷却水出口弁(CC-117B) 開操作失敗	1.7E-03	2.6E+00
8	余熱除去Bライン流量制御弁(FCV-614) 調整開操作失敗	1.7E-03	2.6E+00
9	ディーゼル発電機A 継続運転失敗	1.3E-03	1.5E+00
10	余熱除去ポンプA,B起動操作失敗 共通要因故障	1.1E-03	3.1E+00

第3.4-12表 基事象別重要度評価結果 (RAW上位10位)

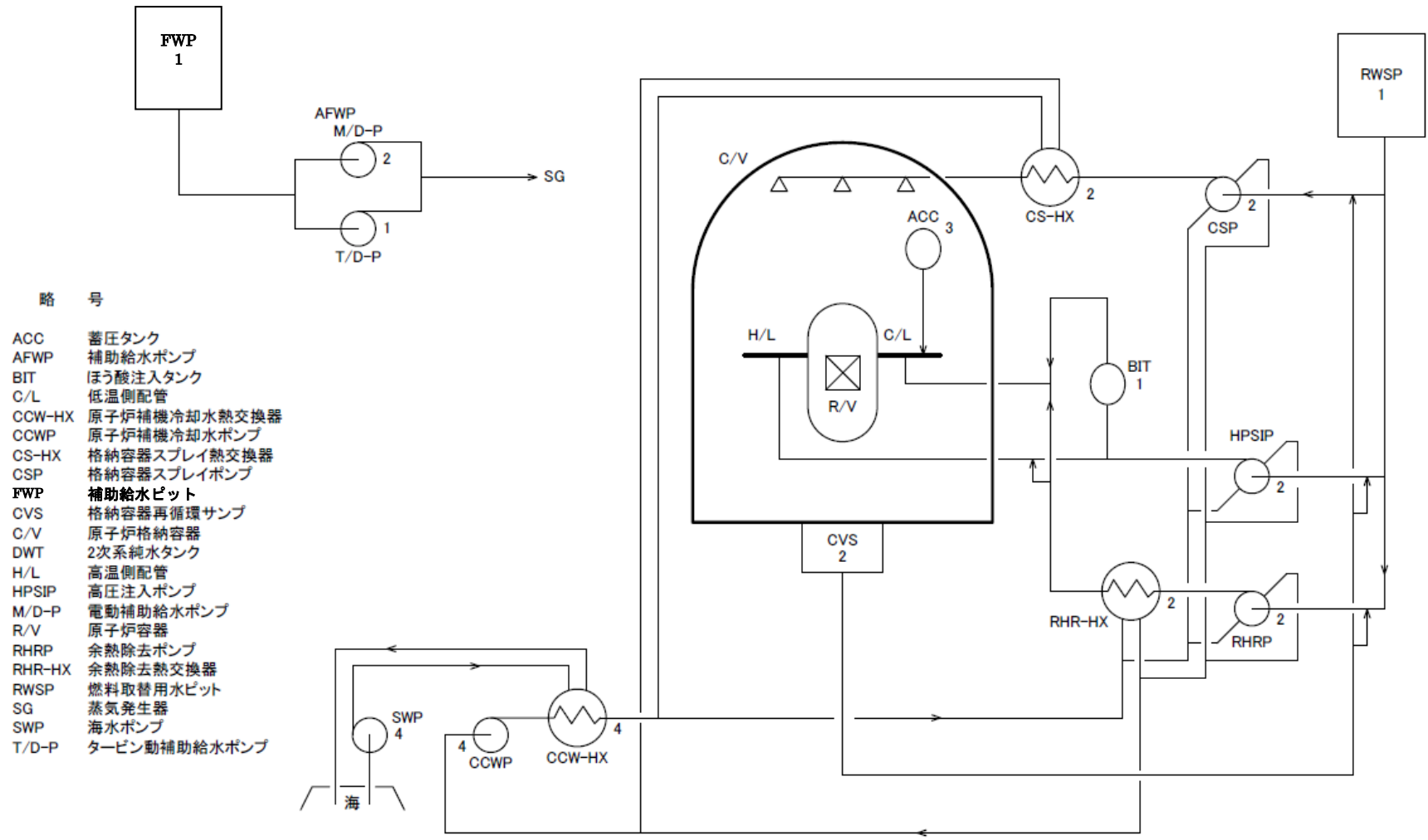
No.	基事象	FV	RAW
1	診断失敗	6.7E-02	3.1E+00
2	余熱除去ポンプA,B起動操作失敗 共通要因故障	1.1E-03	3.1E+00
3	空調用冷凍機B 継続運転失敗	5.9E-05	3.1E+00
4	空調用冷凍機A 継続運転失敗	5.9E-05	3.1E+00
5	原子炉補機冷却水ポンプA 継続運転失敗	5.9E-05	3.1E+00
6	原子炉補機冷却水ポンプB 継続運転失敗	5.9E-05	3.1E+00
7	空調用冷水ポンプB 継続運転失敗	5.9E-05	3.1E+00
8	空調用冷水ポンプA 継続運転失敗	5.9E-05	3.1E+00
9	制御用空気圧縮機A 継続運転失敗	5.9E-05	3.1E+00
10	海水ポンプB 継続運転失敗	4.1E-05	3.1E+00

第 3.4-13 表 全炉心損傷頻度及び事故シーケンス別炉心損傷頻度不確実さ解析結果

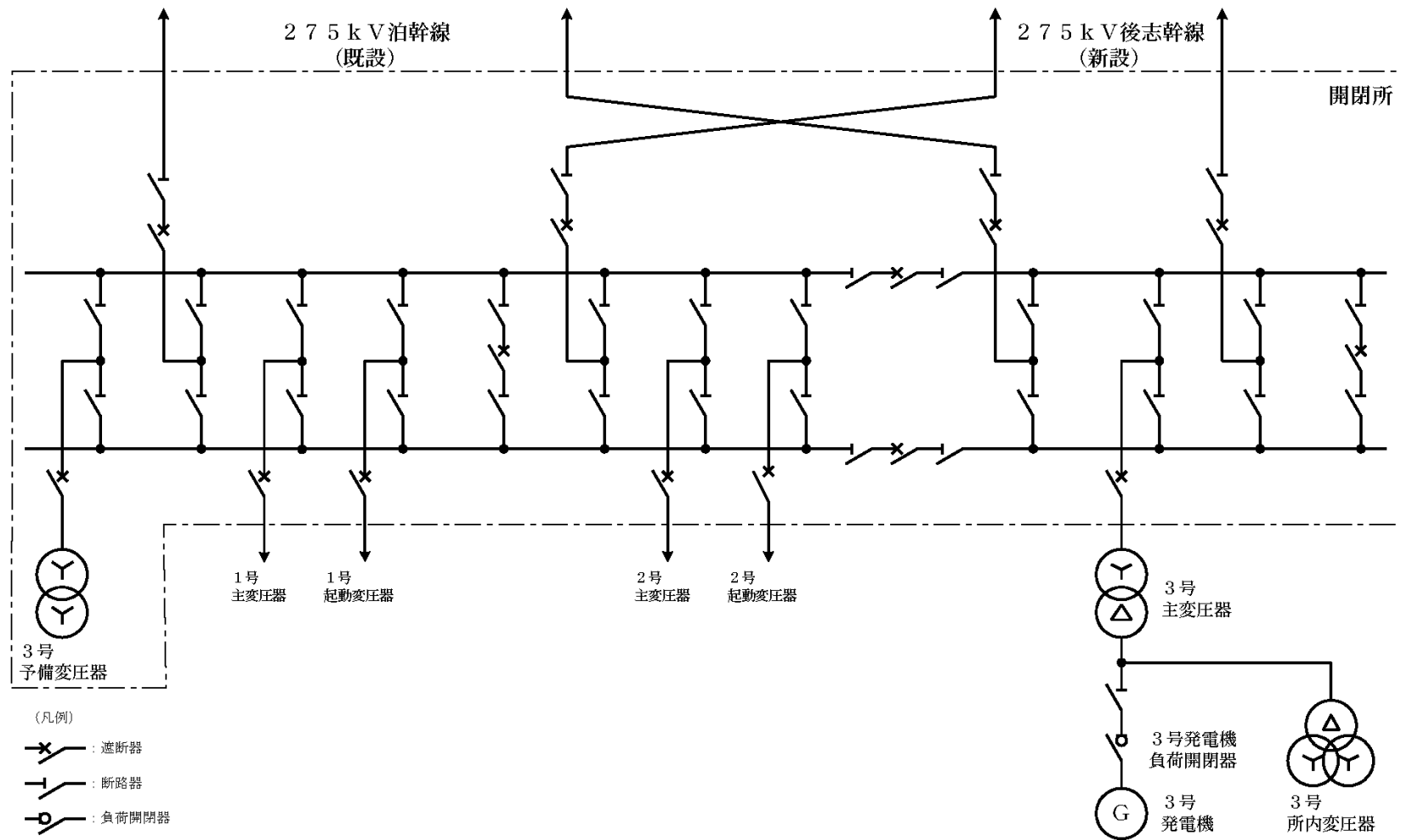
事故シーケンス	炉心損傷頻度 (/炉年)					EF ($\sqrt{\text{上限値/下限値}}$)
	点推定値	平均値	下限(5%)値	中央(50%)値	上限(95%)値	
1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失	5.1E-04	5.2E-04	8.5E-05	3.2E-04	1.5E-03	4.2
水位維持失敗	8.2E-06	8.2E-06	1.6E-06	5.8E-06	2.3E-05	3.8
オーバードレン	8.2E-06	8.2E-06	1.6E-06	5.8E-06	2.3E-05	3.8
RHR系統の故障+RHR冷却失敗	3.6E-05	3.5E-05	1.9E-06	1.3E-05	1.3E-04	8.2
外部電源喪失+RHR冷却失敗	1.1E-05	1.0E-05	5.0E-07	3.8E-06	4.0E-05	9.0
外部電源喪失+非常用所内電源失敗	1.4E-05	1.3E-05	2.3E-06	7.0E-06	4.1E-05	4.2
補機冷却水喪失	1.4E-05	1.4E-05	2.3E-06	9.1E-06	4.2E-05	4.3
反応度の誤投入	3.1E-08	3.1E-08	1.9E-09	1.5E-08	1.1E-07	7.7
全炉心損傷頻度	6.0E-04	5.9E-04	1.4E-04	4.1E-04	1.6E-03	3.3

第 3.4-14 表 起回事象別炉心損傷頻度（停止時 PRA の感度解析結果）

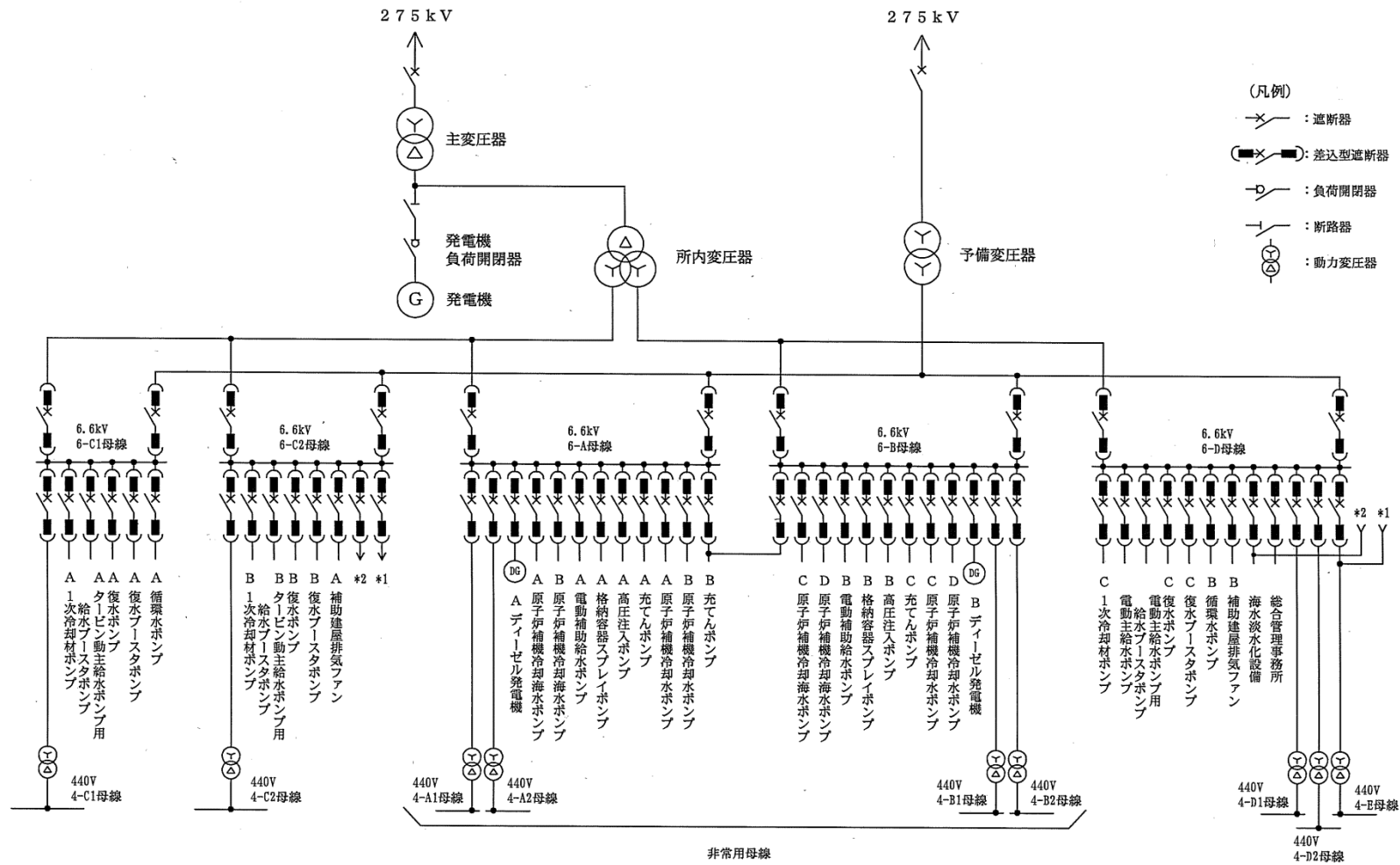
プラント状態		継続時間	1次冷却材 圧力バクテリア 機能喪失	水位維持失敗	オーバードレン	余熱除去系統 の故障	外部電源喪失	補機冷却水 の喪失	反応度の 誤投入	【感度解析】 合計 (/炉年)	【ベースケース】 合計 (/炉年)	比率 (感度/ベース)
余熱除去系による冷却状態 (RCS満水状態)	POS4	66	5.4E-08	/	/	3.8E-06	2.6E-06	1.5E-06	/	8.1E-06	6.2E-05	0.13
余熱除去系による冷却状態 (RCS部分ドレン状態、ミッド ループ運転状態)	POS5	121.1	9.9E-08	4.1E-06	4.1E-06	7.1E-06	4.8E-06	2.8E-06	/	2.3E-05	1.2E-04	0.19
余熱除去系による冷却状態 (RCS部分ドレン状態、ミッド ループ運転状態)	POS9	172.8	1.4E-07	4.1E-06	4.1E-06	1.0E-05	6.9E-06	4.0E-06	/	2.9E-05	1.7E-04	0.17
余熱除去系による冷却状態 (RCS満水状態)	POS10	177.2	1.5E-07	/	/	1.0E-05	7.1E-06	4.1E-06	/	2.2E-05	1.7E-04	0.13
余熱除去系による冷却状態 (RCS満水状態)	POS12	85.3	7.0E-08	/	/	5.0E-06	3.4E-06	2.0E-06	/	1.0E-05	8.0E-05	0.13
高温停止状態	POS14	37.1	/	/	/	/	/	/	3.1E-08	3.1E-08	3.1E-08	1.0
【感度解析】 合計 (/炉年)			5.1E-07	8.2E-06	8.2E-06	3.6E-05	2.5E-05	1.4E-05	3.1E-08	9.2E-05	6.0E-04	0.15
【ベースケース】 合計 (/炉年)			5.1E-04	8.2E-06	8.2E-06	3.6E-05	2.5E-05	1.4E-05	3.1E-08	6.0E-04	/	
比率 (感度/ベース)			0.001	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	0.15		



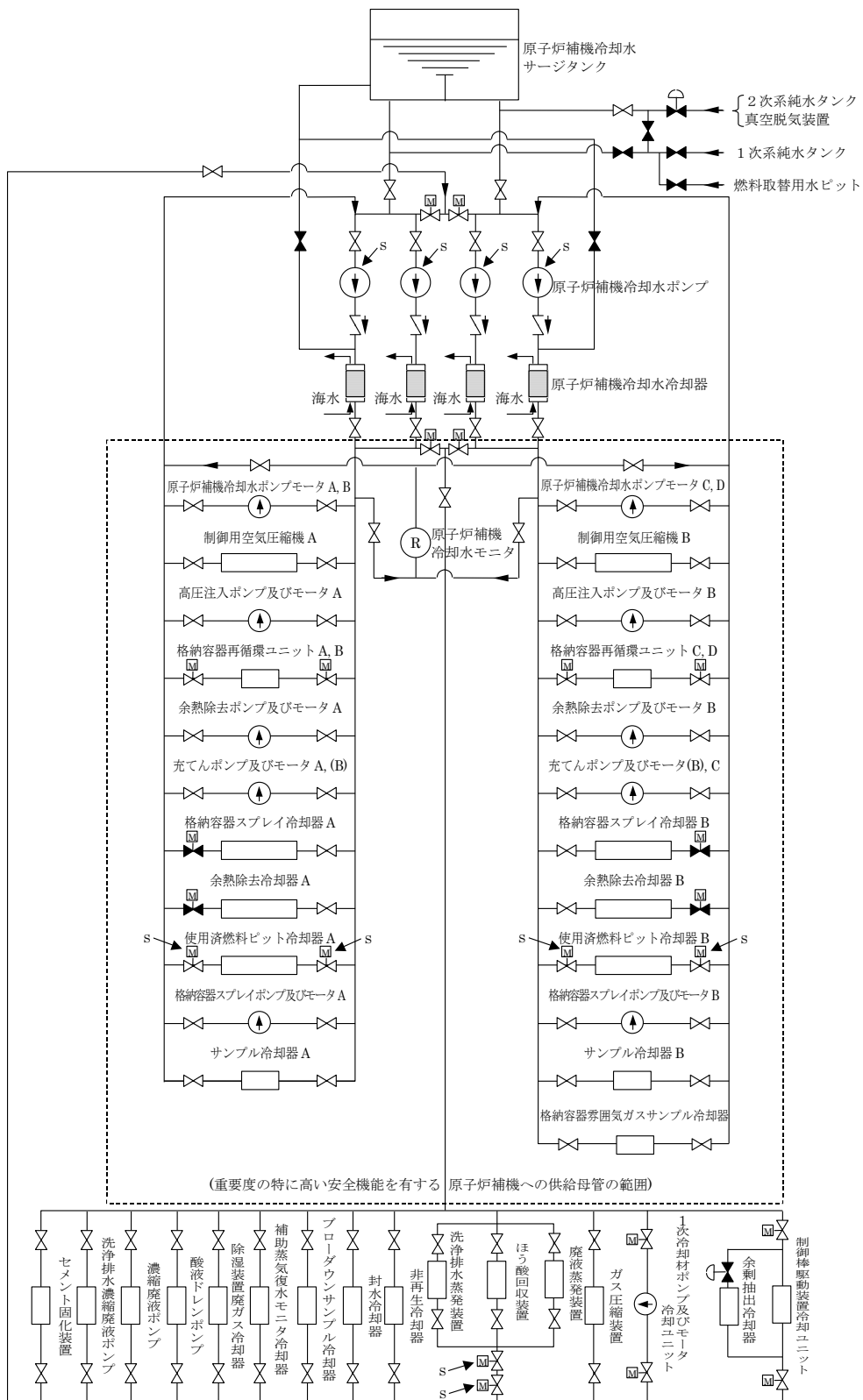
第3.4-1 図 工学安全設備の概要



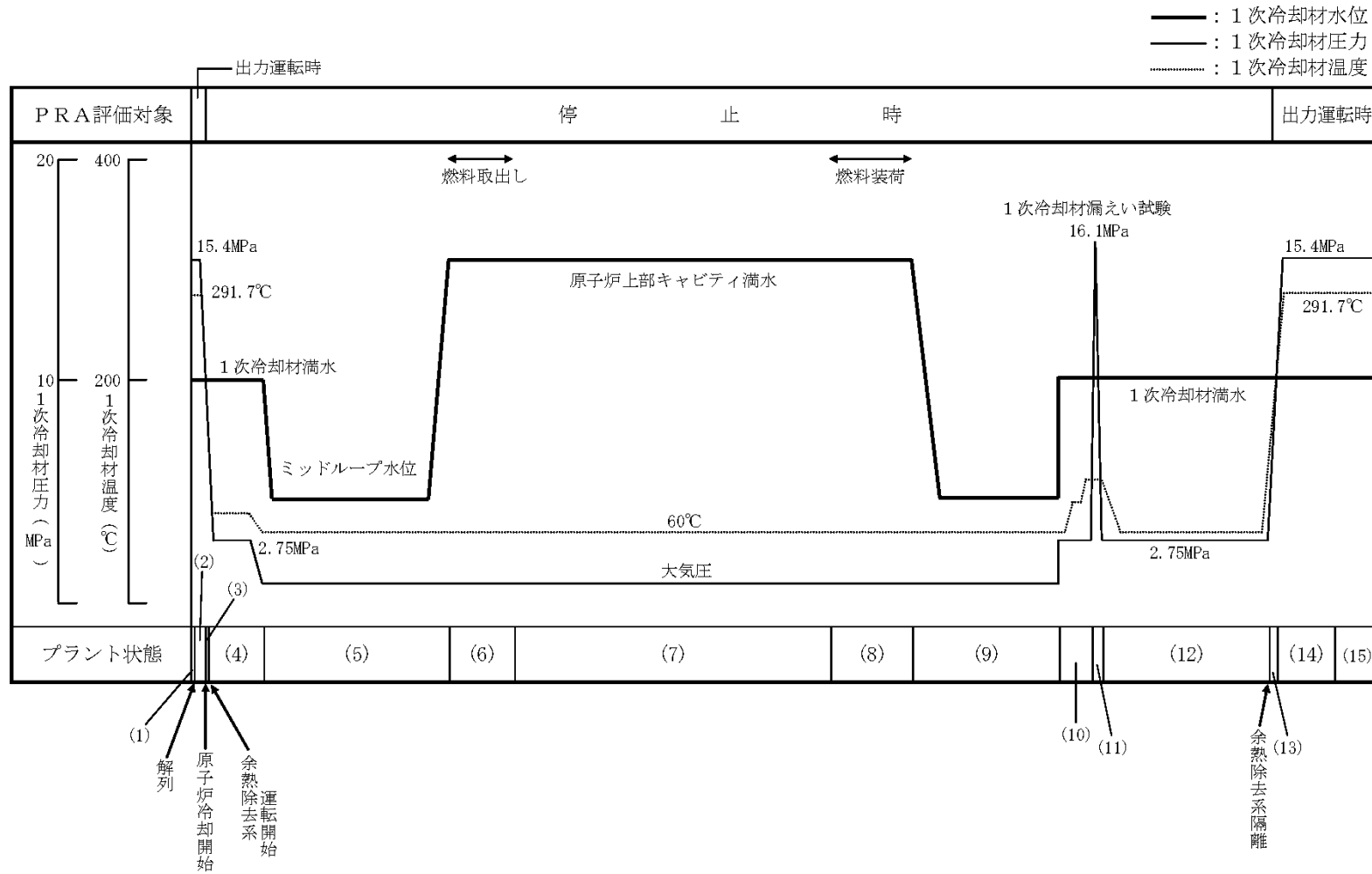
第 3.4-3 圖 開閉所單線結線圖



第 3.4-4 図 所内単線結線図

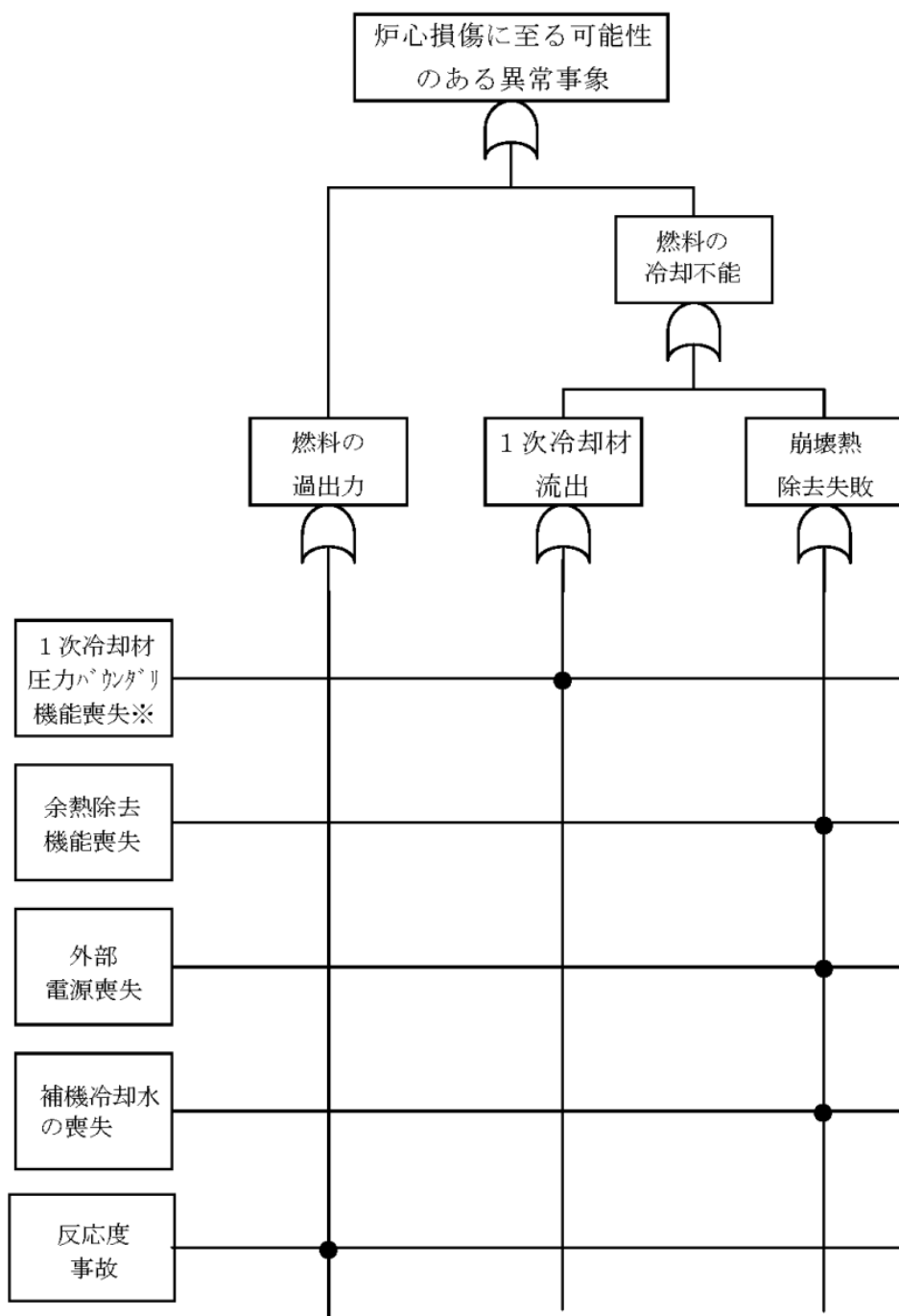


第 3.4-5 図 原子炉補機冷却水設備系統概要図



プラント状態 (第1回定検)	(3)高温停止 状態	(4)余熱除去系 による 冷却状態①	(5)余熱除去系 による 冷却状態②	(6)原子炉上部 キャビティ 満水状態	(7)燃料取り出し 状態	(8)原子炉上部 キャビティ 満水状態	(9)余熱除去系 による 冷却状態③	(10)余熱除去系 による 冷却状態④	(11)1次冷却系 の漏えい試験	(12)余熱除去系 による 冷却状態⑤	(13)高温停止 状態	
各プラント状態の 継続時間(h)	18.2	66.0	121.1	70.3	530.1	87.8	172.8	177.2	17.7	85.3	11.5	
主要工程	RCS降温		原子炉容器開放		燃料取出	1次系弁・ ポンプ点検	燃料装荷	原子炉容器組立		RCS漏えい試験		起動試験

第 3.4-6 図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移



※ 1次冷却材圧力バウンダリの弁の誤開、オーバードレン、水位維持失敗を想定

第 3.4-7 図 炉心損傷に至る可能性のある異常事象に関するマスターロジックダイヤグラム

余熱除去系統の故障	炉心損傷カテゴリー
	2: 余熱除去機能喪失

第 3.4-8(a)図 余熱除去系統の故障イベントツリー

【仮定条件】

余熱除去系統の故障は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

余熱除去系統の故障事象は、運転中のA系の故障に加えて、待機中のB系による冷却失敗することにより崩壊熱の除去に失敗することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失	炉心損傷カテゴリー
	1:1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失

第 3.4-8(b)図 1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失イベントツリー

【仮定条件】

1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失事象は、運転員による弁の誤操作もしくは過剰なドレン等による1次冷却材の系外への流出を起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

外部電源喪失	非常用所内電源	余熱除去系による冷却	炉心損傷カテゴリー
			OK
			2:余熱除去機能喪失
			3-1:安全機能のサポート機能喪失 (電源機能)

第 3.4-8(c)図 外部電源喪失イベントツリー

【仮定条件】

外部電源喪失は、送電系統の故障や所内電気設備の故障等により常用電源の一部または全部が喪失し、崩壊熱の除去のための緩和系の運転状態が見出されるような事象を考慮している。

【イベントツリーの説明】

外部電源喪失時には、非常用所内電源によってサポート系を健全にし、余熱除去系統によって安定した崩壊熱の除去が確保される。

補機冷却水の喪失	炉心損傷カテゴリー
	3-2:安全機能のサポート機能喪失 (補機冷却機能)

第 3.4-8(d)図 補機冷却水の喪失イベントツリー

【仮定条件】

補機冷却水の喪失は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

補機冷却水の喪失事象は、補機冷却水ポンプ全台または補機冷却海水ポンプ全台の故障、もしくは、補機冷却水系または補機冷却海水系の配管・弁等の破損によって冷却能力を喪失することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

反応度の誤投入	炉心損傷カテゴリー
	4: 未臨界維持機能喪失

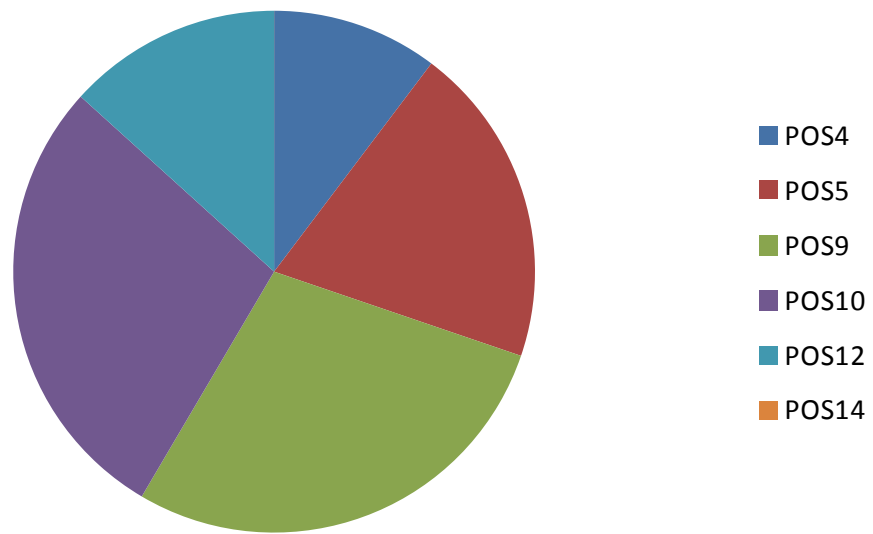
第 3.4-8(e)図 反応度の誤投入イベントツリー

【仮定条件】

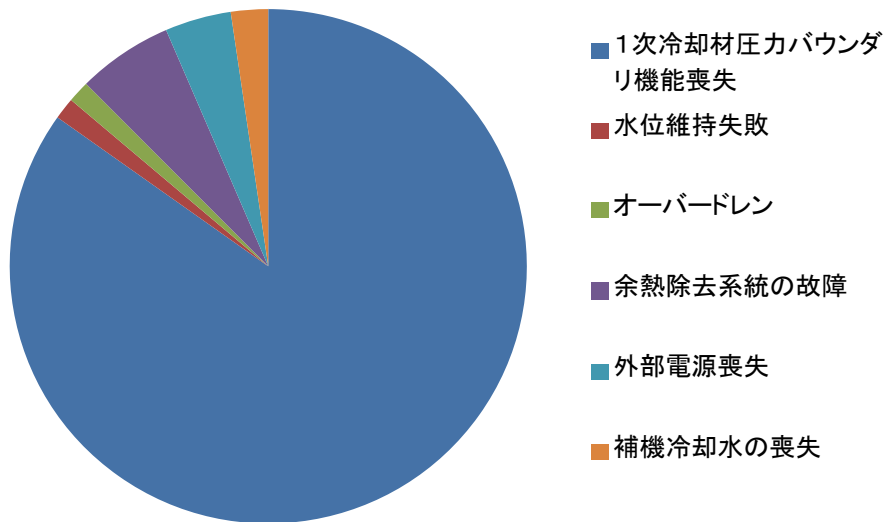
反応度の誤投入は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

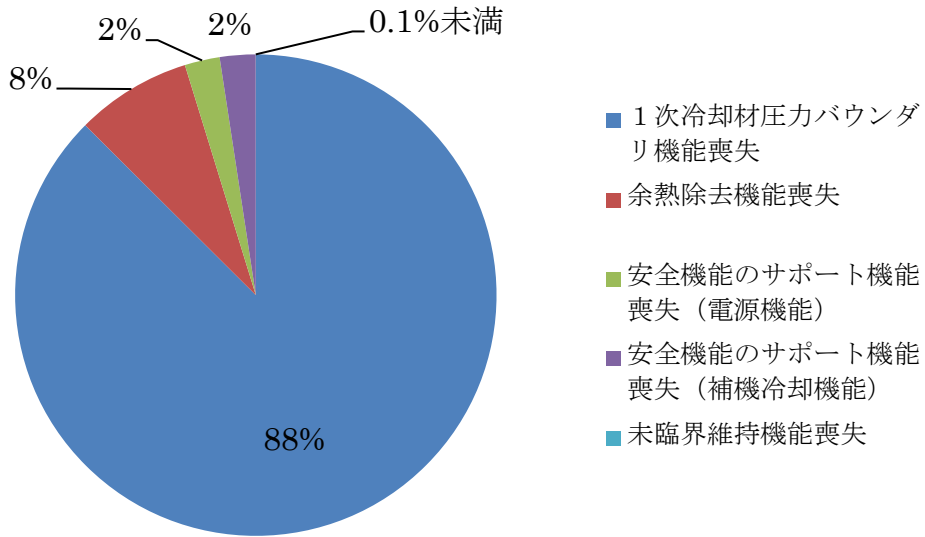
反応度の誤投入事象は、PWRプラントにおいて起動時に1次冷却系のほう素濃度の希釈を実施する際に希釈停止操作に失敗し、臨界に達することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。



第3.4-9図 POS別炉心損傷割合



第 3.4-10 図 起因事象別炉心損傷割合



第 3.4-11 図 炉心損傷カテゴリー別炉心損傷割合

1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失	充てん系による注入	炉心損傷カテゴリー
		OK
		3:1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失

第 3.4-12 図 充てん系による水位回復に期待した場合の 1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失

4. レベル1.5PRA

4.1 内部事象PRA

4.1.a. プラントの構成・特性

① 対象プラントに関する説明

(1) 機器・システムの配置及び形状・設備容量

当該プラントのPRAに係るプラントの基本設計は、次に示す主要な安全システムにより構成される。

項目	概要
プラント仕様	<ul style="list-style-type: none">・熱出力 2660MWt、 電気出力 912MWe・プラント型式 加圧水型3ループプラント・格納容器型式 鋼製上部半球形下部さら形円筒形
原子炉格納施設	<p>原子炉格納施設は、第4.1-1図に示すように、原子炉格納容器の外側は外部遮へいで囲み、原子炉格納容器と外部遮へい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）を形成し、二重格納の機能を持たせる。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する配管の大部分、電線及びダクトは、このアニュラス部を貫通させる。</p> <p>原子炉格納容器は、原子炉格納容器設計用の想定事象に対して、圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する最終の障壁（原子炉格納容器バウンダリ）を形成し、所定の漏えい率以下に抑えることによりその放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制する。</p>
アニュラス空気浄化設備	<p>アニュラス空気浄化設備は、アニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット、ダクト、ダンパ等で構成する。</p> <p>アニュラス空気浄化設備は、原子炉冷却材喪失時にアニュラス部及び安全補機室（格納容器スプレイポンプ室、余熱除去ポンプ室等）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した空気及び安全補機室からの空気を浄化し、環境に放出する放射性物質の濃度を減少させる機能を有する。アニュラス空気浄化設備系統概要図を第4.1-2図に示す。</p>

(2) 事故の緩和操作

事故時の熱水力的事故進展解析では、運転員による事故時影響緩和操作は事故進展に大きく影響するが、本評価では格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、事故時の緩和操作については考慮していない。

(3) 燃料及びデブリの移動経路

事故時の燃料及びデブリなどの熱源の移動は、水素発生、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下、「MCCI」という。）及び格納容器内の熱水力挙動、FP 移行挙動に影響する。燃料及びデブリの移動経路を以下に示す。

	RV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

4.1.b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度

内部事象レベル1 PRA（出力運転時）で得られた炉心損傷に至るすべての事故シーケンスについて、事象の進展及び緩和操作の類似性からプラント損傷状態（以下、「PDS」という。）を定義し、PDSの分類及び発生頻度を評価する。

① プラント損傷状態の一覧

(1) プラント損傷状態の考え方、定義

PDSは熱力学的挙動の類似性として、事故進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプと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、デブリの冷却手段及び除熱手段を踏まえた格納容器内の事故進展により分類する。

a. 事故のタイプと1次系圧力

事故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、格納容器先行破損、格納容器バイパス事象）により分類する。また、原子炉容器破損時の格納容器内圧力上昇や、炉心デブリの飛散とその冷却への影響の観点から原子炉容器破損前の1次系圧力状態（高圧状態あるいは低圧状態）でも分類する。

b. 炉心損傷時期

炉心損傷時に放出される放射性物質の量、炉心損傷後の原子炉容器破損時期、または格納容器内圧や温度上昇による格納容器破損の時期への影響の観点から、炉心損傷時期が事故発生後、短期か長期かで分類する。

c. 格納容器内事故進展（格納容器破損時期、溶融デブリの冷却手段）

格納容器内の事故進展では放射性物質放出挙動の観点から格納容器破損時期が炉心損傷前か炉心損傷後かで分類する。また、格納容器内に流出した溶融デブリの冷却手段の観点、即ち、ECCSや格納容器スプレイ系の使用可否により分類する。なお、格納容器熱除去手段である再循環ユニットによる自然対流冷却は不作動とする。

第4.1-1表に上記の考え方に基づく分類記号・状態、第4.1-2表に各分類の組み合わせにより定義されるPDSの一覧を示す。

(2) レベル1 PRAの事故シーケンスのプラント損傷状態への分類結果

レベル1 PRAのETでは、炉心損傷に至るシーケンスに対し、それ以上の分岐をモデル化していないが、レベル1.5PRAでは格納容器内での事故進展を把握することが重要となることから、炉心損傷評価用のレベル1 PRAETに分岐・ヘディングを追加したレベル1.5PRA評価用のETを構築する。

具体的には炉心損傷時の格納容器内の状態への影響の観点で、高圧注入／再循環、格納容器スプレイ注入／再循環の分岐・ヘディングを追加しており、その結果を第4.1-3図に、また、構築したETから抽出されるPDSと事故シーケンスの対応を第4.1-3表に示す。

② プラント損傷状態ごとの発生頻度

PDSごとにCDFを整理した結果を第4.1-4表に示す。なお、レベル1 PRAにて全CDFへの寄与が大きい以下の炉心損傷カテゴリーが支配的となっている。

- ・ 安全機能のサポート機能喪失（補機冷却機能）（寄与：約94%、PDS：SED、TED）

4.1.c. 格納容器破損モード

① 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明

格納容器破損に至る事故シーケンスに対して、格納容器の破損形態を分類するため、格納容器破損に至る負荷の分析から格納容器破損モードを設定する。

第4.1-4図にPWRのシビアアクシデントで考えられている事故進展を示す。事故進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響する負荷から整理される物理的破損事象に加え、漏えい箇所の隔離機能喪失（格納容器バイパス）事象及び格納容器隔離失敗事象も考慮して選定した破損モードは以下のとおりである。

(1) 水蒸気爆発（ α モード、 η モード）

高温の炉心デブリと水が接触して生じる水蒸気爆発により格納容器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）と格納容器内での水蒸気爆発（ η モード）に分類する。

(2) 可燃性ガス（水素）の燃焼、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（Zr-水反応）、MCCIにより発生する水素が、大量に格納容器内に蓄積され燃焼する事象や、さらに水素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。

(3) 水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧（ δ モード）

熔融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気及びMCCIで発生する非凝縮性ガス（CO₂など）の蓄積によって、格納容器が過圧破損する事象として分類する。

(4) 水蒸気（崩壊熱）による過圧（ θ モード）

溶融炉心の崩壊熱により水蒸気の発生が継続し、格納容器圧力が徐々に上昇し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。

(5) 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、デブリが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・加温により格納容器破損に至る事象として分類する。

(6) 格納容器への直接接触 (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、デブリが格納容器内へ急激に分散し、格納容器壁に付着して熱的に格納容器破損に至る事象として分類する。

(7) コンクリート侵食（ベースマット溶融貫通） (ε モード)

デブリが原子炉容器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、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。

(8) 貫通部過温破損 (τ モード)

格納容器雰囲気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。

(9) 格納容器隔離機能喪失 (β モード)

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

(10) 漏えい箇所の隔離機能喪失（格納容器バイパス） (g モード、 v 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 (v モード) を起因事象として炉心損傷が生じ、格納容器の健全性にかかわらず、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。

さらに、格納容器物理的破損事象を、原子炉容器破損までに破損する早期格納容器破損とそれ以降に破損する後期格納容器破損に分類して選定した格納容器破損モードを第4.1-5表に示す。

4.1.d. 事故シーケンス

① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス

PDSごとに、原子炉停止に関する系統、原子炉冷却に関する系統、低圧注入系、原子炉格納容器スプレイ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ETを構築する。

② 格納容器イベントツリー

(1) 格納容器イベントツリー構築に当たって検討した重要な物理化学現象、対処設備の作動・不作動、運転員操作、ヘディング間の従属性

a. 重要な物理化学現象、対処設備の作動・不作動

格納容器ETの構築に際し、炉心損傷から格納容器破損に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象について各PDSを考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事故進展を検討した。

第4.1-6表に示す検討結果に基づき、PDSごとにシステムの動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析し、格納容器ETのヘディングとその定義を第4.1-7表のとおり選定した。

b. 運転員操作

事故の緩和及び格納容器破損防止に係る運転員操作については考慮していない。

c. ヘディング間の従属性

第4.1-7表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、他の複数のヘディングの状態に従属して決定される場合があるため、ヘディングの順序及び分岐確率の設定に際してヘディング間の従属性を調査しており、結果を第4.1-8表に示す。

(2) 格納容器イベントツリー

選定したヘディングについてヘディング間の従属性を考慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表す物理事象ヘディングを ET の終端として破損モードに対応付けすることで第 4.1-5 図のとおり格納容器 ET を作成した。

なお、ET は扱いを容易にするため以下の3つの期間で分割して作成した。また、T2 及び T3 の部分 ET 内の多くのヘディングは原子炉容器破損を表すヘディングに従属性がある。そのため、原子炉容器が破損しない場合 T2 はバイパスされ、T3 は原子炉容器破損がある場合とない場合とで2つの部分 ET を適用することとした。

T1：事故早期

T2：原子炉容器破損直後

T3：事故後期

4.1.e. 事故進展解析

① 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明

プラントの熱水力的挙動及び炉心損傷、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現象による格納容器負荷を解析すると共に、格納容器 ET のヘディングの分岐確率の設定に必要なデータを得る事を目的として、各 PDS を代表する事故進展解析を実施する。

(1) 解析対象事故シーケンスの選定

a. 解析対象PDSの選定

事故進展解析の対象とするPDSとして、(1)全CDFに対する割合の大きいPDS、(2)物理

現象に係るヘディングの推定に必要な代表的なPDSを選定した。

具体的には、全CDFへの寄与の観点から、第4.1-4表に示すようにSED（約89%）、TED（約5%）、TEI（約6%）を選定し、事故進展が早く他のPDSによる解析からの推定が困難であるAED、AEW、AEIについても解析対象として選定している。

b. 解析対象事故シーケンスの選定

解析対象とする事故シーケンスは、PDSごとに、そのPDSを代表する事故シーケンスを選定する。選定に際しては、事故進展の相対的に早いシーケンスを基本にするが、特徴的なシーケンスがあるものは頻度も考慮して総合的に選定した。選定した事故シーケンスを第4.1-9表に示す。

(2) 事故進展解析の解析条件

プラント構成・特性の調査より、全ての事故シーケンスに対し共通するプラント構成・特性に依存した基本解析条件を第4.1-10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4.1-11表に示す。

なお、事故進展解析には、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、機器・系統の動作を模擬することができるMAAP4コードを使用した。

② 事故シーケンスの解析結果

選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果及び事故進展例を第4.1-6図に示す。1次冷却系内及び格納容器内の熱水力挙動の事故進展を表す主要事象発生時刻を第4.1-12表に示す。

また、格納容器ET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（DCH）、水蒸気爆発及びベースマット熔融貫通等の確率評価に必要な解析結果を第4.1-13表に示す。

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。

(1) プラント損傷状態：AED

AEDのシーケンスは、大破断LOCAが発生し、さらに格納容器へのRWSP水の移送がないため、格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約9.5時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの格納容器内雰囲気温度は約170℃、ベースマット侵食深さは約0.2mである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- 水素濃度は、事故早期から事故後期にかけては3%未満となることから水素燃焼の可能性は低い。
⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、に適用されるを設定
- 原子炉下部キャビティ室に水が流入せず、水蒸気爆発の可能性はない。
⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、
場合に適用されるを設定

- ・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。
⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、
に適用されるを設定
- ・貫通部過温破損の可能性は低い。
⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、
に適用されるを設定

(2) プラント損傷状態：AEW

AEWのシーケンスは、大破断LOCAが発生し、格納容器内へのRWSP水の移送はあるが、格納容器スプレィ再循環失敗により継続的な除熱に失敗し、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ィ作動設定値に達し、約14時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの格納容器内雰囲気温度は約158℃、ベースマツト侵食はごくわずかである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期から原子炉容器破損直後にかけて3.1～3.4%程度、事故後期には約1.4%となり、水素燃焼の可能性は低い。
⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、に適用されるを設定
- ・原子炉下部キャビティ室に水が流入し、水蒸気爆発の可能性がある。
⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、
場合に適用されるを設定
また、ヘディングESX（炉外水蒸気爆発）の分岐確率として、溶融物分散放出がない場合に適用される0.01を設定
- ・ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。
⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、
の場合に適用されるを設定
- ・貫通部過温破損の可能性は低い。
⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、
場合に適用されるを設定

(3) プラント損傷状態：AEI

AEIのシーケンスは、大破断LOCAが発生するが、格納容器へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレィ及び格納容器スプレィ再循環による継続的な除熱が行われるため、デブリは冷却され格納容器内圧は低く維持される。また、ベースマツトの侵食はない。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・水素濃度は事故早期から事故後期にかけて4.1～4.6%程度であり、水素燃焼の可能性はある。
⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、

□に適用される□を設定

- ・原子炉下部キャビティ室に水が流入し、水蒸気爆発の可能性がある。

⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、□

□場合に適用される□を設定

また、ヘディングESX（炉外水蒸気爆発）の分岐確率として、溶融物分散放出がない場合に適用される□を設定

- ・格納容器スプレイで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。

⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、□

□場合に適用される□を設定

(4) プラント損傷状態：SED

SEDのシーケンスは、小LOCAが発生し、さらに格納容器へのRWSP水の移送がないため、格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約13時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの格納容器内雰囲気温度は約167℃、ベースマット侵食深さは約0.2mである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期から事故後期にかけては4%未満となることから、水素燃焼の可能性は低い。

⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、□

□に適用される□を設定

- ・原子炉下部キャビティ室に水が流入せず、水蒸気爆発の可能性はない。

⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、□

□場合に適用される□を設定

- ・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。

⇒ ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、□

□場合に適用される□を設定

- ・貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、□

□場合に適用される□を設定

(5) プラント損傷状態：TED

TEDのシーケンスは、全交流動力電源喪失が発生し、さらに格納容器内へのRWSP水の移送がないため、格納容器内が過熱状態で加圧破損に至る。事故発生から約16時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの格納容器内雰囲気温度は約175℃、ベースマット侵食深さは約0.2mである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・原子炉容器破損前において水素濃度は約4.4%、水蒸気濃度は68.3%であり、原子炉容器破損後から事故後期において水素濃度は3.1%～3.9%程度となることから、水素燃焼の可

能性は低い。

- ⇒ ヘディングHB1の分岐確率として、に適用されるを設定
また、HB2、HB3の分岐確率としてに適用されるを設定
- ・原子炉下部キャビティ室に十分な水が流入せず、水蒸気爆発の可能性はない。
⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、
場合に適用されるを設定
- ・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。
⇒ ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、
場合に適用されるを設定

(6) プラント損傷状態：TEI

TEIのシーケンスでは、全給水喪失が発生するが、格納容器へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイ及び格納容器スプレイ再循環による継続的な除熱が行われるため、デブリは冷却され格納容器内圧は低く維持される。また、ベースマットの侵食はない。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期では約5.7%、原子炉容器破損直後から事故後期にかけては約7.0%となり、水素燃焼の可能性が高い。
⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、
に適用されるを設定
- ・原子炉下部キャビティ室に水が流入せず、水蒸気爆発の可能性はない。
⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、
場合に適用されるを設定
- ・格納容器スプレイによる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。
⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、
場合に適用されるを設定

なお、事故進展解析の対象外としたPDSにおける分岐確率については類似のPDSの解析結果から第4.1-14表のとおり推定して設定している。

4.1.f. 格納容器破損頻度

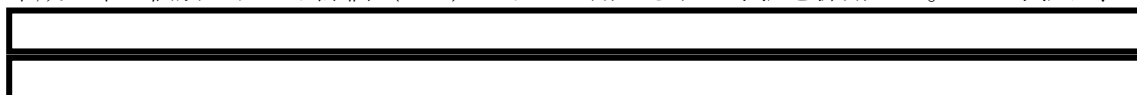
① 格納容器破損頻度の評価方法

格納容器 ET のヘディングに、シビアアクシデント解析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等により分岐確率を設定し格納容器破損頻度（以下、「CFF」という。）を算出する。

② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率

ヘディングの分岐確率は、シビアアクシデントに関する知見や事故進展解析結果及び工学的判断により設定した。シビアアクシデント時の物理化学現象は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方法も確立されていないため、現状は専門家の判断といった定性的評価を定量的な数値に置き換える手法が用いられている。この手法の代表的事例として、NUREG/CR-4700で用いられた分岐確率のあてはめ方法があるが、本評価においては、平成6年の個別プラント評価（IPE）において用いられた手法を採用した。この手法は、



評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を第4.1-15表に示す。また、格納容器ETの分岐確率の設定方法について第4.1-16表に示す。

③ 格納容器破損頻度の評価結果

CFFの評価結果を第4.1-17表に示す。また、格納容器破損モード・格納容器破損カテゴリ別のCFFを第4.1-18表に示す。CFFは 2.1×10^{-4} /炉年、条件付き格納容器破損確率（以下、「CCFP」という。）は0.94となった。全CFFのうち、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」の寄与が約96.5%、「格納容器雰囲気直接加熱」の寄与が約1.0%、「貫通部過温」の寄与が約0.9%、「コンクリート侵食」の寄与が約0.9%、「格納容器隔離機能喪失」の寄与が約0.5%、「漏えい箇所の隔離機能喪失」の寄与が約0.2%を占める。これら以外の格納容器破損カテゴリの寄与は0.1%以下となっている。

本評価ではSA対策を考慮していないため、格納容器の除熱機能がないPDSのCCFPは1となる。そのため、全体のCCFPも0.94と高い値となる。また、PDS別CDFのうち約93%を占めるSED及びTEDは、格納容器スプレイによる冷却を期待出来ないことにより、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」に至る可能性が高くなるため、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」の寄与が非常に高くなっている（第4.1-7図）。

4.1.g. 不確実さ解析及び感度解析

(1) 不確実さ解析

本評価では、基本的には、プラント固有データを使用するが、プラント共通とみなせるデータについては過去の結果を活用することとする。不確実さ分布の設定方針を第4.1-19表に示す。この方針に従い、PDS別CDFの不確実さ分布及び各ヘディングの分岐確率の不確実さ分布を設定する。

一連の評価では、分岐確率は適当な評価式によって表し、その評価式を構成するパラメータに対して分布を設定している。設定する分布については、文献に記載されている分布をそのまま使用する場合と、システム解析結果や文献記載値等の知見に基づく平均値及び不確実さ幅から分布を設定する場合を考慮している。後者については、基本的には対数正規分布を使用している。シビアアクシデント事象の発生確率に対する知識は不足しているため、発生確率に関連するパラメータを、拡がりの大きい対数正規分布に当てはめることは適切と考えられる。

a. プラント損傷状態別CDFの不確実さ分布

当該プラントに対するPDS別のCDFの平均値及びそのEFを第4.1-20表に示す。CFFの不確実さ評価では、CDFを対数正規分布にあてはめる。各PDSに対するCDFの分布を第

4.1-21表及び第4.1-8図に示す。

b. 格納容器イベントツリー分岐確率の不確実さ分布

各ヘディングに対する分岐確率の不確実さ分布を作成する。分岐確率が比較的複雑な評価モデルで表される場合には、サンプリング計算によって分岐確率の不確実さ分布を算出した。算出した不確実さ分布を第4.1-22表に示す。分岐確率の不確実さ分布作成におけるサンプリング計算では、いずれの場合においても、モンテカルロサンプリングを用いて評価した。なお、各ヘディングにおいて分岐確率が一意的に決まるPDSについては不確実さ解析を実施せず、固定値として確率を設定した。

c. 格納容器破損頻度の不確実さ解析結果

検討したCDF及び格納容器ET分岐確率の不確実さ分布に対して、PREPコードによってサンプリング計算を実施し、格納容器ET解析の入力データセットを作成した。サンプリング手法はLatin Hypercube Sampling(以下、「LHS」という。)を採用した。

全CFFの平均値は 2.1×10^{-4} /炉年、5%値、50%値、95%値はそれぞれ 1.2×10^{-5} /炉年、 7.4×10^{-5} /炉年、 7.7×10^{-4} /炉年、95%値/5%値の平方根をとって求めたEFは8.1となった。

代表プラントの CFF の不確実さ解析結果を以下にまとめる。

第4.1-23表、第4.1-9図：プラント損傷状態別条件付格納容器破損確率

第4.1-24表、第4.1-10図：プラント損傷状態別格納容器破損頻度

第4.1-25表、第4.1-11図：格納容器破損モード別格納容器破損頻度

第4.1-26表、第4.1-12図：格納容器破損カテゴリー別格納容器破損頻度

(2) 感度解析

感度解析は、解析結果に大きく影響を及ぼす可能性のある解析条件に対して実施する。

a. 主要な仮定及び重要な条件

感度解析において、本PRAから変更する分岐確率を第4.1-27表に示す。

プラント損傷状態S**において参照している、プラント損傷状態SEDの事故進展解析結果において、原子炉容器破損時の1次系圧力は約2.1MPa[gage]である。溶融物分散放出(RPV)ヘディングにおいて分岐確率を設定する際の判断基準は [] であることから、本PRAにおいては溶融物分散放出が生じるとして分岐確率に [] を設定している。しかし、事故進展解析結果の値は判断基準に非常に近い値であることから、事故進展解析結果の不確かさがCFFに影響を与えている可能性があるため、本ヘディングを感度解析の対象とする。

また、本PRAでは分岐確率のあてはめ方法として [] こととしているが、分岐確率のあてはめ方法の感度も合わせて確認することとして、ヘディングRPVの分岐確率を [] に設定して感度解析を行う。

b. 感度解析結果

PDS毎に格納容器ETの定量化を行い、格納容器破損モード別の条件付格納容器破損確率を算出し、レベル1 PRAのETより得られているPDS別CDFを乗じることによって、格納容器破損モード別CFFを算出した。評価結果を以下の図表に示す。

第4.1-28表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度

第4.1-29表 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度

第4.1-13図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

第4.1-14図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度

第4.1-15図 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損割合

本PRAの結果と感度解析ケースの結果を比較すると、本PRA及び感度解析ケースでは、CFFが 2.1×10^{-4} /炉年、条件付き格納容器破損確率は0.94と増減はなかった。感度解析ケースでは、本PRAからの分岐確率の変更により、SEI及びSLIの条件付格納容器破損確率が0.01から0.02へと増大している。また、SEI及びSLIのCFFが増大しているものの、全CFFに占める割合が小さいため、全CFFの内訳に変化はなかった。

また、感度解析ケースでは全CFFのうち、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」の寄与が約92.8%、「コンクリート侵食」の寄与が約5.5%を占める。これら以外の格納容器破損カテゴリの寄与は0.5%以下となっている。本PRAと比較すると、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」が支配的であることに変化はなかった。

以下、感度解析の結果CFFに増減があった格納容器破損モードについて考察する。

- ・ γ' モード破損 (約 1.003 倍に増大)

分岐確率を変更した PDS の重力落下の割合が増加することで、格納容器雰囲気直接加熱及び炉外水蒸気爆発の頻度が増減することにより、水素燃焼による格納容器破損の発生頻度はやや増大するが、CFF はほとんど変わらない。

- ・ γ'' モード破損 (約 1.007 倍に増大)

分岐確率を変更した PDS の内、CV 除熱あり PDS の重力落下の割合が増加することにより、コンクリート侵食が継続する確率が増加し、水素による格納容器破損の発生頻度は増加するが、PDS の CDF が小さいため、CFF はほとんど変わらない。

- ・ δ モード破損 (約 0.96 倍に減少)

分岐確率を変更した PDS の内、CV 除熱なし PDS の重力落下の割合が増加することにより、過圧破損の発生頻度はやや減少するが、CFF はほとんど変わらない。

- ・ ε モード破損 (約 6.3 倍に増大)

分岐確率を変更した PDS の内、RWSP 水を持ち込めない PDS の重力落下の割合が増加することにより、ベースマット溶融貫通の発生頻度は増加した。

- ・ η モード破損 (約 6.5 倍に増大)

分岐確率を変更した PDS の内、原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティ水が多量となる PDS の重力落下の割合が増加することにより、炉外水蒸気爆発による格納容器破損の発生頻度は増加した。

- ・ σ モード破損 (約 0.5 倍に減少)

分岐確率を変更した PDS の重力落下の割合が増加したことにより、格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損頻度は減少した。

- ・ τ モード破損 (約 0.5 倍に減少)

分岐確率を変更した PDS の内、RWSP 水を持ち込めない PDS の重力落下の割合が増加したことにより、過温破損の発生頻度は減少した。

- ・ μ モード破損 (約 0.5 倍に減少)

分岐確率を変更した PDS の重力落下の割合が増加したことにより、格納容器への直接接触による格納容器破損の発生頻度は減少した。

第 4.1-1 表 事故のタイプと 1 次系圧力の分類記号(1/3)

分類記号	説明
A	1 次冷却系の破断口径が大きく、1 次系の減圧が早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。 起回事象としては、大中破断 LOCA で代表される。(低圧)
S	1 次冷却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。 起回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 次系から格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、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) に至ったシーケンスも含む。(中圧)
T	過渡事象が起因となるシーケンスである。尚、従属的に LOCA に至ったシーケンスは S の「事故のタイプ」に指定する。(高圧)
G	FP の移行経路が格納容器をバイパスし、2 次系から大気中に FP が直接放出される SGTR シーケンスである。(中圧)
V	FP の移行経路が格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中に FP が直接放出される余熱除去系隔離弁 LOCA シーケンスである。(低圧)

第 4.1-1 表 炉心損傷時期の分類記号(2/3)

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 4.1-1 表 格納容器内事故進展の分類記号(3/3)

分類記号	説明
D	燃料取替用水が ECCS や格納容器スプレイ系により格納容器内に持ち込まれないため、熔融デブリ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破損に至る可能性がある。格納容器スプレイ系に失敗し格納容器内熱除去が行われていない状態。
W	燃料取替用水が ECCS や格納容器スプレイ系により格納容器内に持ち込まれるため、熔融デブリ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破損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	燃料取替用水が ECCS や格納容器スプレイ系により格納容器内に持ち込まれるため、熔融デブリ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破損に至る可能性がある。格納容器スプレイ系が使用可能で格納容器内熱除去が行われている状態。
C	燃料取替用水が ECCS により格納容器内に持ち込まれるため、熔融デブリの冷却が達成される可能性がある。格納容器破損後に炉心損傷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格納容器内熱除去が行われていない状態。

第 4.1-2 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	格納容器内事故進展		
					RWSP 水の CV への移送	格納容器 破損時期	格納容器内 熱除去手段
1	AED	大中 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	AEW	大中 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	AEI	大中 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	ALC	大中 LOCA	低圧	長期	○	炉心損傷前	×
5	SED	小 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	SEW	小 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	SEI	小 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	SLW	小 LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	×
9	SLI	小 LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	○
10	SLC	小 LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷前	×
11	TED	トランジェント	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	TEW	トランジェント	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	TEI	トランジェント	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	V	余熱除去系 隔離弁 LOCA	低圧	—			
15	G	SGTR	中圧	—			

第 4.1-3 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス

PDS	事故シーケンス (太字は事故進展解析の代表シーケンスに最も良く当てはまるもの)	事故シーケンス毎の CDF	PDS別 CDFに対する割合	全CDFに対する割合
AED	中LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大LOCA+低圧注入失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	4.0E-09 1.3E-09	75.7% 24.3%	0.0% 0.0%
AEW	中LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	5.2E-08 1.7E-08 3.0E-11 8.5E-12 7.3E-12 2.1E-12 1.4E-12 1.1E-12 2.6E-13 1.5E-14 0.0E+00	75.7% 24.2% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0%	0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0%
AEI	中LOCA+高圧注入失敗 大LOCA+蓄圧注入失敗 大LOCA+低圧注入失敗 中LOCA+高圧再循環失敗 中LOCA+蓄圧注入失敗 大LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	3.1E-08 9.4E-09 1.6E-09 1.2E-09 2.5E-11 1.9E-12	71.7% 21.9% 3.7% 2.7% 0.1% 0.0%	0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0%
ALC	中LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗 中LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 大LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	1.1E-08 8.9E-09 6.2E-12 2.9E-13	55.1% 44.8% 0.0% 0.0%	0.0% 0.0% 0.0% 0.0%
SED	補機冷却水の喪失+1次冷却材ポンプ封水LOCA 補機冷却水の喪失+加圧器逃し弁/安全弁LOCA 小LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 小LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	2.0E-04 9.0E-07 1.0E-08 2.8E-09	99.5% 0.5% 0.0% 0.0%	88.1% 0.4% 0.0% 0.0%
SEW	小LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 小LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	2.2E-09 1.2E-09 4.3E-12 1.1E-14	64.7% 35.1% 0.1% 0.0%	0.0% 0.0% 0.0% 0.0%
SEI	小LOCA+高圧注入失敗 小LOCA+補助給水失敗 小LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗	1.3E-06 5.0E-09 2.9E-11	99.6% 0.4% 0.0%	0.6% 0.0% 0.0%
SLW	小LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	1.7E-07 2.4E-11	100.0% 0.0%	0.1% 0.0%
SLI	小LOCA+高圧再循環失敗	3.7E-09	100.0%	0.0%
SLC	小LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗 小LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	3.6E-08 2.7E-08	57.2% 42.8%	0.0% 0.0%
TED	手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 外部電源喪失+非常用所内電源の確立失敗 過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 主給水喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 補機冷却水の喪失+補助給水失敗 2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 ATWS+格納容器スプレイ注入失敗 外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗	5.0E-06 3.5E-06 2.1E-06 2.4E-07 1.1E-08 1.0E-08 7.1E-09 2.3E-10 2.1E-13	46.1% 32.0% 19.5% 2.2% 0.1% 0.1% 0.1% 0.0% 0.0%	2.2% 1.5% 0.9% 0.1% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0%
TEW	手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 主給水喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 ATWS+格納容器スプレイ再循環失敗 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	7.9E-09 3.3E-09 1.1E-09 3.7E-10 2.6E-10 4.8E-12 5.6E-14	61.0% 25.7% 8.3% 2.9% 2.0% 0.0% 0.0%	0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0%
TEI	手動停止+補助給水失敗 過渡事象+補助給水失敗 2次冷却系の破断+補助給水失敗 主給水喪失+補助給水失敗 外部電源喪失+補助給水失敗 ATWS 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	7.9E-06 3.3E-06 1.2E-06 3.8E-07 1.3E-07 5.3E-09 7.7E-11	61.2% 25.8% 9.0% 2.9% 1.0% 0.0% 0.0%	3.5% 1.5% 0.5% 0.2% 0.1% 0.0% 0.0%
G	蒸気発生器伝熱管破損+破損SGの隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	2.8E-07 1.1E-07	72.1% 27.9%	0.1% 0.0%
V	余熱除去系隔離弁LOCA	3.0E-11	100.0%	0.0%
全CDF		2.3E-04		100.0%

第 4.1-4 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 (1 / 炉年)	割合
AED	5.3E-09	0.0%
AEW	6.8E-08	0.0%
AEI	4.3E-08	0.0%
ALC	2.0E-08	0.0%
SED	2.0E-04	88.6%
SEW	3.4E-09	0.0%
SEI	1.3E-06	0.6%
SLW	1.7E-07	0.1%
SLI	3.7E-09	0.0%
SLC	6.2E-08	0.0%
TED	1.1E-05	4.8%
TEW	1.3E-08	0.0%
TEI	1.3E-05	5.7%
V	3.0E-11	0.0%
G	3.9E-07	0.2%
合計	2.3E-04	100.0%

第 4.1-5 表 格納容器破損モードの選定

項目	放出	格納容器の状態	破損モード	記号	概要	
格納容器破損モード分類	漏えい	格納容器健全	格納容器健全	ϕ	格納容器が健全に維持されて事故が終息	
	早期大規模放出	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	
			インターフェイスシステム LOCA	ν	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス	
		格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	β	事故後に格納容器の隔離に失敗	
		格納容器物理的破損	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格納容器が破損
				水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）によって格納容器が破損
				水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損
				原子炉容器外水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損
				格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損
		溶融物直接接触	μ	格納容器構造物へデブリが直接接触して格納容器が破損		
		後期大規模放出	後期格納容器破損	水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって格納容器が破損
	コンクリート侵食（ベースマット溶融貫通）			ε	MCCS でベースマットが溶融貫通	
	貫通部過温破損			τ	格納容器貫通部が過温で破損	
	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損			δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的過圧で格納容器が破損	
	水蒸気蓄積による格納容器先行破損			θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損	

第 4.1-6 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
炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> 安全注入系の喪失 	
配管クリープ破損	<ul style="list-style-type: none"> 1次系高圧（ホットレグ、サージライン破損） 	1次系減圧
バイパス	<ul style="list-style-type: none"> プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 あるいは 1次系高圧（TI-SGTR） 	ν 、 g モード CV 破損の可能性
炉内水蒸気爆発	<ul style="list-style-type: none"> 溶融デブリが RV 下部ヘッドへ落下 1次系低圧 	α モード CV 破損の可能性
水素燃焼	<ul style="list-style-type: none"> 水素濃度 4%上方、6%側方、8%下方伝播 水蒸気濃度 55%以下 	γ 、 γ' 、 γ'' モード CV 破損の可能性
RV 破損	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> RV 破損時に 1次系高圧 	溶融炉心のキャビティ外への放出
キャビティ内水量	<ul style="list-style-type: none"> RWSP 水が格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態 	溶融炉心とキャビティ水の接触
炉外水蒸気爆発	<ul style="list-style-type: none"> RV 破損時にデブリが重力落下 デブリ落下質量大 	η モード CV 破損の可能性
格納容器雰囲気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> 溶融物分散放出あり 	σ モード CV 破損の可能性
格納容器への直接接触	<ul style="list-style-type: none"> 溶融物分散放出あり 	μ モード CV 破損の可能性
CV 内気相部冷却	<ul style="list-style-type: none"> プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象 	CV 内圧力上昇抑制
ベースマット溶融貫通	<ul style="list-style-type: none"> RV 破損 格納容器内に水なし（不確かさが大きいいため、水ありの場合でも現象が進む可能性あり） 	ε モードによる CV 破損
CV 過温破損	<ul style="list-style-type: none"> RV 破損 格納容器内に水なし 	τ モードによる CV 破損
CV 過圧破損	<ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱による水蒸気生成 非凝縮性ガス生成 	δ 、 θ モード CV 破損

第 4.1-7 表 ヘディングの選定及び定義

No	ヘディング	記号	ヘディングの定義	
事故早期 (T1)	1	CV 隔離	CI	事故後の CV 隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。
	2	1 次系の圧力状態	FD	TI-SGTR や 1 次系クリーブ破損による 1 次系圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。
	3	バイパス	BP	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシーケンスである場合、及び TI-SGTR によりバイパス事象となる場合が該当する。
	4	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS 再循環が行えなかった場合、失敗とする。
	5	炉内水蒸気爆発	ISX	炉内水蒸気爆発によって CV 破損が生じた場合、失敗とする
	6	水素燃焼	HB1	事故早期に、CV 内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。
	7	CV 破損	OP1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による CV 破損が生じた場合、失敗とする。
	8	RV 破損	RV	ECCS 再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。
原子炉容器破損直後 (T2)	9	溶融物分散放出	RPV	RV 破損の時点で 1 次系圧力が 2.0MPa(gage)以下であった場合、溶融物が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。(注 1)
	10	キャビティ内水量	DC	RV 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デブリが冠水しない場合、失敗とする
	11	炉外水蒸気爆発	ESX	炉外水蒸気爆発によって格納容器が破損する場合、失敗とする。
	12	CV 雰囲気直接加熱 (DCH)	DCH	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損する場合、失敗とする。
	13	水素燃焼	HB2	原子炉容器破損直後に、CV 内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。
	14	CV 破損	OP2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による CV 破損が生じた場合、失敗とする。
事故後期 (T3)	15	CV 内気相部冷却	NCC	CV 内気相部冷却あるいはデブリ冷却に失敗した場合、失敗とする。(注 2)
	16	水素燃焼	HB3	事故後期に、CV 内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。
	17	CV 破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による CV 破損が生じた場合、失敗とする。
	18	ベースマット溶融貫通	BM	原子炉下部キャビティ床面においてデブリ・コンクリート相互作用が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。
	19	CV 過温破損	OT	CV 内気相温度が上昇し、CV が過温破損する場合、失敗とする。

(注 1) 2.0MPa(gage)は海外での実験、指標値を参考とした溶融炉心が分散放出しない目安値である。

(注 2) NCC に失敗し、ヘディング 17, 18, 19 で CV 破損に至らない場合は過圧破損となる。

第 4.1-8 表 ヘディングの従属性

選定ヘディング	ヘディングの従属性
CV 隔離(CI)	なし
1 次系の圧力状態(FD)	CV 隔離 (CI) 成功の場合に従属 他のヘディングも CV 隔離(CI)成功に従属
バイパス(BP)	1 次系の圧力状態 (FD) に TI-SGTR が従属
炉心への注水(LR)	なし
炉内水蒸気爆発(ISX)	1 次系の圧力状態 (FD) に従属
水素燃焼(HB1)	炉心への注水 (LR) による Zr-水反応の促進に従属
CV 破損(OP1)	水素燃焼(HB1)及び DDT の発生確率 (Zr-水反応の促進に関わる炉心への注水 (LR)) に従属
RV 破損(RV)	炉心溶融進展の停止による RV 破損の回避に関わる炉心への注水 (LR) に従属
溶融物分散放出(RPV)	RV 破損 (RV)、1 次系の圧力状態 (FD) に従属
キャビティ内水量(DC)	RV 破損 (RV)、炉心への注水 (LR) に従属
炉外水蒸気爆発(ESX)	RV 破損 (RV)、溶融物分散放出 (RPV)、キャビティ内水量 (DC) に従属
CV 雰囲気直接加熱(DCH)	RV 破損 (RV)、溶融物分散放出 (RPV)、キャビティ内水量 (DC) に従属
水素燃焼(HB2)	RV 破損 (RV)、炉心への注水 (LR) による Zr-水反応の促進、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1) に従属
CV 破損(OP2)	RV 破損 (RV)、溶融物分散放出 (RPV)、水素燃焼 (HB2)、DDT の発生確率 (Zr-水反応の促進に関わる炉心への注水 (LR)) に従属
CV 内気相部冷却 ^(注) (NCC)	RV 破損 (RV)、原子炉下部キャビティのデブリ量に関わる溶融物分散放出 (RPV)、デブリ冠水に関わるキャビティ内水量 (DC) に従属
水素燃焼(HB3)	RV 破損 (RV)、炉心への注水 (LR) による Zr-水反応の促進、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1,HB2)、水蒸気凝縮による水素濃度の増加に関わる CV 内気相部冷却 (NCC) に従属
CV 破損(OP3)	RV 破損 (RV)、水素燃焼 (HB2)、DDT の発生確率 (Zr-水反応の促進に関わる炉心への注水 (LR))、水蒸気凝縮による水素濃度の増加に関わる CV 内気相部冷却 (NCC) に従属
ベースマツト溶融貫通 (BM)	RV 破損 (RV)、原子炉下部キャビティのデブリ量に関わる溶融物分散放出 (RPV)、デブリ冠水に関わるキャビティ内水量 (DC) に従属
CV 過温破損(OT)	デブリ冠水に関わるキャビティ内水量 (DC)、溶融物、デブリの位置に関わる RV 破損 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) に従属

(注)CV 内気相部の冷却とデブリ冷却への依存性を考慮

第 4.1-9 表 事故進展解析の対象とした代表事故シーケンス

No.	PDS	PDS ごとに選定した事故シーケンス	解析実施
1	AED	大 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレー注入失敗 (ADCB')	○
2	AEW	大 LOCA+ECCS 再循環失敗+CV スプレー再循環失敗 (AHF)	○
3	AEI	大 LOCA+ECCS 注入失敗 (AD)	○
4	ALC	大 LOCA+CV スプレー注入失敗(AH ₁ C)	—
5	SED	小 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレー注入失敗 (S ₂ DCB')	○
6	SEW	小 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレー再循環失敗 (S ₂ DF)	—
7	SEI	小 LOCA+ECCS 注入失敗 (S ₂ D)	—
8	SLW	小 LOCA+ECCS 再循環失敗+CV スプレー再循環失敗 (S ₂ HF)	—
9	SLI	小 LOCA+ECCS 再循環失敗 (S ₂ H)	—
10	SLC	小 LOCA+CV スプレー注入失敗 (S ₂ C)	—
11	TED	全交流動力電源喪失+補助給水系作動失敗 (TMLB')	○
12	TEW	全給水喪失+CV スプレー再循環失敗 (TMLF)	—
13	TEI	全給水喪失 (TML)	○

第 4.1-10 表 解析コードの基本解析条件*1

項 目	条件	備考
炉心燃料条件 燃料 (UO ₂) 重量 被覆管 (ジルコニウム) 重量 炉心崩壊熱	55GWd/t ウラン燃料 8.32×10 ⁴ kg 2.00×10 ⁴ kg 平均炉心評価用	日本原子力学会推奨 の崩壊熱曲線*2
炉心熱出力 1 次冷却材圧力 1 次冷却材平均温度 ループ全流量	2,652×1.02 MWt 15.41+0.21MPa[gage] 302.3+2.2 °C 45.7×10 ⁶ kg/h	102%出力運転 設計値+計測誤差 設計値+計測誤差 100%T.D.F.ベース
蒸気発生器伝熱管施栓率	10%	
格納容器区画室分割 格納容器区画全自由体積 格納容器初期圧力 格納容器初期温度 格納容器ヒートシンク温度	5 分割 67400 m ³ 9.8 kPa[gage] 49°C 49°C	最小評価値 最大値 (保安規定値考慮) 通常運転時 CV 内 最高温度 通常運転時 CV 内 最高温度
蓄圧タンク作動基数 蓄圧タンク保持圧力 蓄圧タンク保有水量	3 基 4.04 MPa[gage] 29.0 m ³ /基	最小値 最小値

*1：標準 3 ループプラントの解析条件

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

第 4.1-11 表 各事故シーケンスの事故進展解析条件

PDS	起因事象	高圧注入系	低圧注入	蓄圧注入	スプレイ 注入	高圧再循環	低圧再循環	スプレイ 再循環	補助給水
AED	ホットレグ 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
AEW	ホットレグ 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
AEI	ホットレグ 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	ホットレグ 2inch	不作動	不作動	3基	不作動	不作動	不作動	不作動	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
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

第 4.1-12 表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）

主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI
原子炉トリップ	0.0 秒	0.4 秒	0.4 秒	0.0 秒	0.0 秒	46 秒
補助給水系作動	1.0 分	1.0 分	1.0 分	1.0 分	—	—
充てん系作動	—	—	—	—	—	—
高圧注入系作動	—	0.4 秒	—	—	—	—
低圧注入系作動	—	11 秒	—	—	—	—
蓄圧注入作動	9.4 秒	9.4 秒	9.5 秒	1.2 時間	4.7 時間	3.3 時間
蓄圧注入終了	1.4 分	1.1 分	1.4 分	3.6 時間	4.7 時間	3.3 時間
ラプチャーディスク破損	—	—	—	—	1.7 時間	35 分
格納容器スプレイ作動	—	3.8 秒	3.8 秒	—	—	3.0 時間
再循環切替	—	—	34 分	—	—	3.6 時間
炉心露出	5.6 分	27 分	5.5 分	42 分	2.2 時間	1.1 時間
被覆管破損	11 分	36 分	11 分	54 分	2.5 時間	1.3 時間
炉心溶融開始	19 分	45 分	19 分	1.1 時間	3.0 時間	1.6 時間
下部ヘッドへの溶融物移動開始	55 分	1.5 時間	55 分	2.0 時間	4.6 時間	3.0 時間
原子炉容器破損	1.6 時間	2.8 時間	1.6 時間	3.6 時間	4.7 時間	3.3 時間
格納容器最高使用圧力到達	2.2 時間	5.9 時間	—	4.1 時間	6.3 時間	—
2Pd(格納容器最高使用圧力の 2 倍)到達*1	9.5 時間	14 時間	—	13 時間	16 時間	—
格納容器雰囲気気温度 200℃到達*2	—	—	—	—	—	—

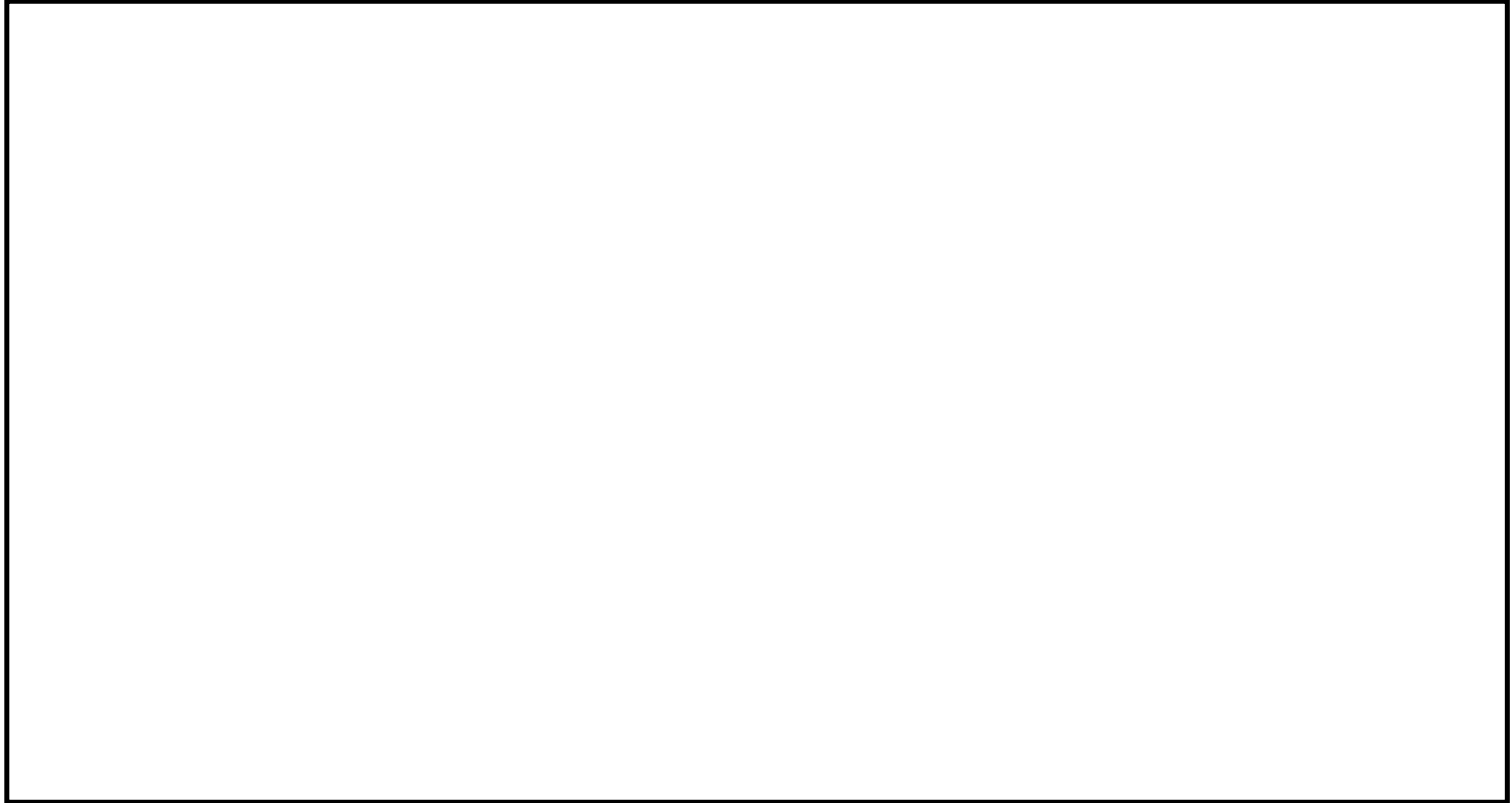
*1：格納容器圧力 2Pd 到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

*2：格納容器雰囲気気温度 200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

第 4.1-13 表 事故進展解析結果

PDS	RV破損前		CV 破損直前		RV破損前				RV破損後 (30分)				RV破損後後期			
	1次系圧力 (MPa(gage))	原子炉下部 キャビティ 内水量 (t)	格納容器内 ガス温度 (°C)	原子炉下部 キャビティ 侵食深さ (m)	水素濃度 (%)	水蒸気濃度 (%)	水素濃度 (%) ※Zr-水反 応割合75%	水蒸気濃 度 (%) ※Zr-水反 応割合75%	水素濃度 (%)	水蒸気濃度 (%)	水素濃度 (%) ※Zr-水反 応割合75%	水蒸気濃 度 (%) ※Zr-水反 応割合75%	水素濃度 (%)	水蒸気濃度 (%)	水素濃度 (%) ※Zr-水反 応割合75%	水蒸気濃 度 (%) ※Zr-水反 応割合75%
AED	0.2	57.6	170.2	0.2	2.5	47.7	5.9	47.7	2.2	57.6	4.8	57.6	2.6	75.3	2.9	75.3
AEW	0.1	179.9	157.7	0.0	3.4	35.4	7.2	35.4	3.1	43.8	6.3	43.8	1.4	74.8	2.8	74.8
AEI	0.1	169.4	-	-	4.2	18.6	9.1	18.6	4.1	23.3	8.6	23.3	4.6	16.1	9.4	16.1
SED	2.1	28.2	166.9	0.2	3.1	51.4	5.3	51.4	3.0	56.7	4.8	56.7	2.5	75.6	2.8	75.6
TED	17.1	8.3	174.7	0.2	4.4	68.3	6.5	68.3	3.9	48.5	5.6	48.5	3.1	74.5	3.1	74.5
TEI	15.6	41.8	-	-	5.7	13.0	8.3	13.0	6.9	15.8	9.1	15.8	7.0	15.9	9.1	15.9

第 4.1-14 表 事故進展解析を実施していない PDS の分岐確率の考え方



第 4.1-15 表 分岐確率のあてはめ方法



第 4.1-16 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(1/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格納容器 隔離 (CI)			
1 次系の 圧力状態 (FD)			
格納容器 バイパス (BP)			
炉心への 注水 (LR)	低圧シーケンス (A**)	ECCS 再循環 に失敗 する 確率	低圧シーケンス (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シーケンス (S**、T**) では、以下の理由により注水失敗確率を 1 とする。 中圧シーケンス (S**) の炉心損傷シーケンスでは高圧注入に失敗しており、1 次系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シーケンス (T**) では、補助給水の失敗などにより 2 次系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。 (注水が無い場合に 1 を設定)
	中高圧シーケンス (S**、T**)	1	
炉内 水蒸気爆発 (ISX)			

第 4.1-16 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(2/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
原子炉容器 破損前の 水素燃焼 (HB1)			
格納容器 破損 (OP1)			水素濃度 10%以下では火炎の伝播が遅いため、水素燃焼による格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度 13%以上では水素爆轟が発生し、格納容器が破損す
原子炉容器 破損 (RV)			
溶融物 分散放出 (RPV)			国内外の実験等での原子炉容器破損時、溶融炉心の格納容器ドーム部への噴出が防止できる 1 次系圧力はおよそ 2.0MPaG 以下であることを判断基準として採用する。
キャビティ 内水量 (DC)			

第 4.1-16 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(3/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
炉外水蒸気 爆発 (ESX)			
格納容器 直接加熱 (DCH)			
原子炉容器 破損直後の 水素燃焼 (HB2)			
格納容器 破損 (OP2)			

第 4.1-16 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(4/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格納容器内 気相部冷却 (NCC)			格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは格納容器除熱に成功してもデブリ冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。
			格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは格納容器除熱に成功してもデブリ冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。
原子炉容器 破損後長期 の水素燃焼 (HB3)			
格納容器 破損 (OP3)			

第 4.1-16 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(5/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
ベースマツト溶融貫通 (BM)			
格納容器過温破損 (OT)			

第 4.1-17 表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度

プラント 損傷状態	炉心損傷 頻度 (1 / 炉年)	割合	条件付き 格納容器 破損確率 (-)	格納容器 破損頻度 (1 / 炉年)	割合
AED	5.3E-09	0.0%	1.00	5.3E-09	0.0%
AEW	6.8E-08	0.0%	1.00	6.8E-08	0.0%
AEI	4.3E-08	0.0%	0.02	8.7E-10	0.0%
ALC	2.0E-08	0.0%	1.00	2.0E-08	0.0%
SED	2.0E-04	88.6%	1.00	2.0E-04	94.1%
SEW	3.4E-09	0.0%	1.00	3.4E-09	0.0%
SEI	1.3E-06	0.6%	0.01	7.3E-09	0.0%
SLW	1.7E-07	0.1%	1.00	1.7E-07	0.1%
SLI	3.7E-09	0.0%	0.01	2.1E-11	0.0%
SLC	6.2E-08	0.0%	1.00	6.2E-08	0.0%
TED	1.1E-05	4.8%	1.00	1.1E-05	5.1%
TEW	1.3E-08	0.0%	1.00	1.3E-08	0.0%
TEI	1.3E-05	5.7%	0.08	1.0E-06	0.5%
V	3.0E-11	0.0%	1.00	3.0E-11	0.0%
G	3.9E-07	0.2%	1.00	3.9E-07	0.2%
合計	2.3E-04	100.0%	0.94	2.1E-04	100.0%

第 4.1-18 表 格納容器破損モード別、破損カテゴリー別の格納容器破損頻度

破損モード別	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	0.0%
β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5%
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	0.0%
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.3E-10	0.0%
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	0.0%
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4%
ϵ (ベースマット溶融貫通)	1.8E-06	0.9%
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	0.0%
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	0.0%
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0%
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	0.0%
g (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2%
τ (過温破損)	2.0E-06	0.9%
μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	0.0%
カテゴリー別		
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	2.1E-04	96.5%
コンクリート侵食	1.8E-06	0.9%
漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2%
可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	0.0%
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5%
水蒸気爆発	3.0E-09	0.0%
貫通部過温	2.0E-06	0.9%
格納容器への直接接触	2.0E-08	0.0%
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0%
合計	2.1E-04	100.0%

第 4.1-19 表 不確かさ分布設定方針

項目	設定方針
CDF	プラント固有データから分布を設定。
CI	プラント共通であり、H17 電共研※と同様に設定。
FD	プラント共通データから分布を設定。 ホットレグクリーブ破損確率に対する分布を設定（高圧シーケンスの場合）
BP	プラント共通であり、H17 電共研と同様に設定。
LR	低圧事象の炉心損傷頻度に占める高圧／低圧再循環の成功の割合はレベル 1PRA 結果から得られたものであり、レベル 1PRA から得られた炉心損傷頻度についてはすでに不確かさ分布を考慮していることから、炉心への注水においては点推定値を使用する。
ISX	プラント共通であり、H17 電共研と同様に設定。
HB1	プラント固有データから分布を設定。
OP1	プラント固有データから分布を設定。
RV	プラント共通とみなせるため、H17 電共研と同様に設定。
RPV	プラント固有データと H17 電共研結果から分布を類推。
DC	現象に不確かさが存在する RV 破損時に原子炉下部キャビティ水量が少ない PDS では炉心への注水に成功することがないため、点推定値を使用する。
ESX	プラント共通とみなせるため、H17 電共研と同様に設定。
DCH	プラント共通データから分布を設定。
HB2	プラント固有データから分布を設定。
OP2	水素燃焼による CV 破損確率については、プラント固有データから分布を設定。 CV 直接接触による CV 破損確率については、H17 電共研と同様に設定。
NCC	コンクリート侵食継続確率については、プラント固有データから分布を設定。 その他の確率については、H17 電共研を参考に設定。
HB3	プラント固有データから分布を設定。
OP3	水素燃焼による CV 破損確率については、プラント固有データから分布を設定。 その他の確率については、H17 電共研と同様に設定。
BM	プラント固有データと H17 電共研を参考に分布を設定。
OT	プラント共通であり、H17 電共研と同様に設定。

※平成 17 年度電共研「不確かさを考慮した安全目標への適合性評価に関する研究」

第 4.1-20 表 プラント損傷状態別炉心損傷頻度

プラント損傷状態	平均値 X_{ave} (/炉年)	エラー ファクター (EF)	μ	σ
AED	5.1E-09	12.4	-20.27	1.53
AEW	6.3E-08	14.4	-17.89	1.62
AEI	4.0E-08	10.7	-18.08	1.44
ALC	1.9E-08	20.5	-19.46	1.84
SED	2.0E-04	12.7	-9.73	1.55
SEW	3.3E-09	25.8	-21.49	1.98
SEI	1.4E-06	18.1	-15.03	1.76
SLW	1.6E-07	21.3	-17.39	1.86
SLI	3.8E-09	16.3	-20.82	1.70
SLC	5.3E-08	20.2	-18.42	1.83
TED	1.0E-05	5.2	-12.00	1.01
TEW	1.2E-08	6.9	-18.92	1.18
TEI	1.3E-05	4.1	-11.66	0.86
V	3.1E-11	30.8	-26.38	2.08
G	3.5E-07	14.3	-16.18	1.62

第 4.1-21 表 炉心損傷頻度の不確実さ分布

PDS	点推定値 (/炉年)	不確実さ分布(/炉年)				備考
		平均値	5%値	50%値	95%値	
AED	5.3E-09	5.1E-09	1.3E-10	1.6E-09	1.9E-08	対数正規分布
AEW	6.8E-08	6.3E-08	1.2E-09	1.7E-08	2.4E-07	
AEI	4.3E-08	4.0E-08	1.3E-09	1.4E-08	1.5E-07	
ALC	2.0E-08	1.9E-08	1.7E-10	3.5E-09	7.3E-08	
SED	2.0E-04	2.0E-04	4.7E-06	6.0E-05	7.6E-04	
SEW	3.4E-09	3.3E-09	1.8E-11	4.7E-10	1.2E-08	
SEI	1.3E-06	1.4E-06	1.6E-08	3.0E-07	5.4E-06	
SLW	1.7E-07	1.6E-07	1.3E-09	2.8E-08	6.0E-07	
SLI	3.7E-09	3.8E-09	5.6E-11	9.1E-10	1.5E-08	
SLC	6.2E-08	5.3E-08	4.9E-10	1.0E-08	2.0E-07	
TED	1.1E-05	1.0E-05	1.2E-06	6.1E-06	3.2E-05	
TEW	1.3E-08	1.2E-08	8.7E-10	6.0E-09	4.2E-08	
TEI	1.3E-05	1.3E-05	2.1E-06	8.6E-06	3.6E-05	
V	3.0E-11	3.1E-11	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	
G	3.9E-07	3.5E-07	6.6E-09	9.4E-08	1.3E-06	

注) 不確実さ分布は平均値と EF に基づいて設定。

第 4.1-22 表 分岐確率の不確かさ分布 (CI) (1/18)

	点推定値	不確かさ分布				備考
		平均値	5%値	50%値	95%値	
バイパス事象以外 A**, S**, T**	0.005	0.005	2.5E-03	4.6E-03	8.7E-03	対数正規分布 平均値=0.005 $\mu = -5.372$ $\sigma = 3.838e-1$ EF=1.880
バイパス事象 V, G	0	0.0 (100%)				固定値

第 4.1-22 表 分岐確率の不確かさ分布 (FD) (2/18)

	点推定値	不確かさ分布				備考
		平均値	5%値	50%値	95%値	
低圧事象 A**	0	0.0 (100%)				固定値
中圧事象 S**	1	1.0 (100%)				固定値
高圧事象 T**	0.28	2.4E-01	1.2E-05	9.6E-03	1.0E+00	
バイパス事象、 先行破損事象 V,G,ALC, SLC	1	1.0 (100%)				固定値

第 4.1-22 表 分岐確率の不確かさ分布 (BP) (3/18)

	点推定値	不確かさ分布				備考
		平均値	5%値	50%値	95%値	
低中圧事象 A**, S**	0	0.0 (100%)				固定値
高圧事象 TED	1.44E-02	3.0E-02	3.3E-03	1.7E-02	9.7E-02	
高圧事象 TEW	5.29E-03	3.0E-02	3.3E-03	1.7E-02	9.7E-02	
高圧事象 TEI	5.54E-03	3.0E-02	3.3E-03	1.7E-02	9.7E-02	
バイパス事象、 先行破損事象 V,G,ALC, SLC	1	1.0 (100%)				固定値

第 4.1-22 表 分岐確率の不確かさ分布 (ISX) (4/18)

	点推定値	不確かさ分布				備考
		平均値	5%値	50%値	95%値	
1 次系が低圧 FD=0	1.0E-04	1.0E-04	2.1E-05	7.4E-05	2.6E-04	対数正規分布
						平均値=1.0E-4
						$\mu = -9.505$
						$\sigma = 7.675e-1$
						EF=3.535

第 4.1-22 表 分岐確率の不確実さ分布 (HB1) (5/18)

		点推定値	不確実さ分布			備考
			0.01	0.1	0.9	
炉心への 注水なし LR=1	AED	0.01	62%	35%	2%	離散分布
	AEW	0.01	52%	38%	11%	離散分布
	AEI	0.1	34%	43%	22%	離散分布
	SED	0.01	91%	9%	0%	離散分布
	SEW	0.1	37%	47%	15%	離散分布
	SEI	0.1	37%	47%	15%	離散分布
	SLW	0.01	91%	9%	0%	離散分布
	SLI	0.1	37%	47%	15%	離散分布
	TED	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	TEW	0.1	37%	47%	15%	離散分布
	TEI	0.1	37%	47%	15%	離散分布
炉心への 注水あり LR=0	AED	0.1	47%	38%	14%	離散分布
	AEW	0.1	32%	44%	24%	離散分布
	AEI	0.9	18%	44%	38%	離散分布
	SED	0.1	43%	52%	5%	離散分布
	SEW	0.9	20%	53%	27%	離散分布
	SEI	0.9	20%	53%	27%	離散分布
	SLW	0.1	43%	52%	5%	離散分布
	SLI	0.9	20%	53%	27%	離散分布
	TED	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	TEW	0.9	20%	53%	27%	離散分布
	TEI	0.9	20%	53%	27%	離散分布

第 4.1-22 表 分岐確率の不確かさ分布 (OP1) (6/18)

		点推定値	不確かさ分布			備考
			1.0E-04	0.01	0.1	
炉心への 注水なし LR=1	AED	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
	AEW	1.0E-04	98%	2%	0%	離散分布
	AEI	1.0E-04	89%	11%	0%	離散分布
	SED	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
	SEW	1.0E-04	95%	5%	0%	離散分布
	SEI	1.0E-04	95%	5%	0%	離散分布
	SLW	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
	SLI	1.0E-04	95%	5%	0%	離散分布
	TED	1.0E-04	99%	1%	0%	離散分布
	TEW	1.0E-04	95%	5%	0%	離散分布
	TEI	1.0E-04	95%	5%	0%	離散分布
炉心への 注水あり LR=0	AED	1.0E-04	97%	3%	0%	離散分布
	AEW	1.0E-04	87%	11%	1%	離散分布
	AEI	1.0E-04	76%	14%	10%	離散分布
	SED	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
	SEW	1.0E-04	82%	12%	6%	離散分布
	SEI	1.0E-04	82%	12%	6%	離散分布
	SLW	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
	SLI	1.0E-04	82%	12%	6%	離散分布
	TED	1.0E-04	92%	6%	2%	離散分布
	TEW	1.0E-04	82%	12%	6%	離散分布
	TEI	1.0E-04	82%	12%	6%	離散分布

第 4.1-22 表 分岐確率の不確実さ分布 (RV) (7/18)

	点推定値	不確実さ分布				備考
		平均値	5%値	50%値	95%値	
炉心への注水あり LR=0	0.1	0.1	6.7E-02	9.7E-02	1.4E-01	対数正規分布 平均値=0.1 $\mu = -2.329$ $\sigma = 2.310e-1$ EF=1.462
炉心への注水なし LR=1	—	—				固定値 (CET 分岐無し)

第 4.1-22 表 分岐確率の不確実さ分布 (RPV) (8/18)

	点推定値	不確実さ分布			備考
		0.01	0.99	1	
低圧事象 A**	1	0%	0%	100%	固定値
中圧事象 S**	0.01	10%	90%	0%	離散分布
高圧事象 T**	0.01	85%	15%	0%	離散分布
ホットレグクリープ 破損あり FD=0	0.99	0%	100%	0%	離散分布 (固定値)

第 4.1-22 表 分岐確率の不確実さ分布 (DC) (9/18)

	点推定値	不確実さ分布	備考
事故進展解析の結果原子炉下部 キャビティに水が有る場合	0	0.0 (100%)	固定値
上記以外で、炉心への注水あり LR=0	—	—	この条件は 存在しない
上記以外で、炉心への注水なし LR=1	1	1.0 (100%)	固定値

第 4.1-22 表 分岐確率の不確実さ分布 (ESX) (10/18)

	点推定値	不確実さ分布				備考
		平均値	5%値	50%値	95%値	
分散放出あり RPV=0	1.0E-04	1.0E-04 (100%)				固定値
分散放出なし RPV=1	0.01	1.2E-03	1.2E-04	6.7E-04	3.7E-03	

第 4.1-22 表 分岐確率の不確実さ分布 (DCH) (11/18)

	点推定値	不確実さ分布				備考
		平均値	5%値	50%値	95%値	
原子炉下部 キャビティ 水が多量 DC=0	1.0E-04	1.0E-04 (100%)				固定値
原子炉下部 キャビティ 水が少量 DC=1	0.01	0.021	0.001	0.01	0.079	対数一様分布

第 4.1-22 表 分岐確率の不確実さ分布 (HB2) (12/18)

		点推定値	不確実さ分布			備考
			0.01	0.1	0.9	
過去に水素燃焼あり HB1=1		1.0E-04	1.0E-04 (100%)			固定値
炉心への 注水なし LR=1	AED	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	AEW	0.01	59%	37%	4%	離散分布
	AEI	0.1	39%	42%	20%	離散分布
	SED	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	SEW	0.1	29%	52%	19%	離散分布
	SEI	0.1	29%	52%	19%	離散分布
	SLW	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	SLI	0.1	29%	52%	19%	離散分布
	TED	0.01	73%	24%	3%	離散分布
	TEW	0.1	29%	52%	19%	離散分布
TEI	0.1	29%	52%	19%	離散分布	
炉心への 注水あり LR=0	AED	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	AEW	0.1	42%	40%	17%	離散分布
	AEI	0.9	21%	44%	34%	離散分布
	SED	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	SEW	0.9	17%	47%	37%	離散分布
	SEI	0.9	17%	47%	37%	離散分布
	SLW	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	SLI	0.9	17%	47%	37%	離散分布
	TED	0.1	45%	43%	12%	離散分布
	TEW	0.9	17%	47%	37%	離散分布
TEI	0.9	17%	47%	37%	離散分布	

第 4.1-22 表 分岐確率の不確かさ分布 (OP2) (13/18)

		点推定値	不確かさ分布			備考	
			1.0E-04	0.01	0.1		
直接接触 μ		1.0E-04	100%	0%	0%	固定値	
水素燃焼 γ'	過去に水素燃焼あり HB1=1	1.0E-04	100%	0%	0%	固定値	
	過去に 水素燃焼 なし HB1=0 炉心への 注水なし LR=1	AED	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
		AEW	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
		AEI	1.0E-04	93%	7%	0%	離散分布
		SED	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
		SEW	1.0E-04	90%	7%	2%	離散分布
		SEI	1.0E-04	90%	7%	2%	離散分布
		SLW	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
		SLI	1.0E-04	90%	7%	2%	離散分布
		TED	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
		TEW	1.0E-04	90%	7%	2%	離散分布
	TEI	1.0E-04	90%	7%	2%	離散分布	
	炉心への 注水あり LR=0	AED	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
		AEW	1.0E-04	95%	5%	0%	離散分布
		AEI	1.0E-04	79%	15%	7%	離散分布
		SED	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
		SEW	1.0E-04	79%	11%	11%	離散分布
		SEI	1.0E-04	79%	11%	11%	離散分布
		SLW	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
		SLI	1.0E-04	79%	11%	11%	離散分布
TED		1.0E-04	96%	4%	0%	離散分布	
TEW		1.0E-04	79%	11%	11%	離散分布	
TEI	1.0E-04	79%	11%	11%	離散分布		

第 4.1-22 表 分岐確率の不確かさ分布 (NCC) (14/18)

		点推定値	不確かさ分布				備考
			平均値	5%値	50%値	95%値	
RV 破損なし LR=0&RV=0		0	0.0 (100%)				固定値
冠水あり DC=0	分散あり RPV=0	1.0E-04	1.0E-4 (100%)				離散分布 (固定値)
	分散なし RPV=1	0.01	3.0E-02	3.2E-03	1.4E-02	1.0E+00	
冠水なし DC=1	分散あり RPV=0	1.0E-04	1.0E-4 (100%)				固定値
	分散なし RPV=1	0.1	0.01 (35%) ,0.1 (65%)				離散分布
CV 除熱なし **D,**W		1	1.0 (100%)				固定値

第 4.1-22 表 分岐確率の不確実さ分布 (HB3) (15/18)

		点推定値	不確実さ分布			備考
			0.01	0.1	0.9	
過去に水素燃焼あり HB1=1, HB2=1		1.0E-04	1.0E-04 (100%)			固定値
CV 除熱あり **I デブリ冷却失敗 NCC=1		0.9	0.9 (100%)			固定値
炉心への 注水なし LR=1	AED	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	AEW	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	AEI	0.1	32%	44%	24%	離散分布
	SED	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	SEW	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	SEI	0.1	29%	52%	19%	離散分布
	SLW	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	SLI	0.1	29%	52%	19%	離散分布
	TED	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	TEW	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	TEI	0.1	29%	52%	19%	離散分布
炉心への 注水あり LR=0	AED	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	AEW	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	AEI	0.9	17%	44%	40%	離散分布
	SED	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	SEW	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	SEI	0.9	17%	47%	37%	離散分布
	SLW	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	SLI	0.9	17%	47%	37%	離散分布
	TED	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	TEW	0.01	100%	0%	0%	離散分布
	TEI	0.9	17%	47%	37%	離散分布

第 4.1-22 表 分岐確率の不確かさ分布 (OP3) (16/18)

		点推定値	不確かさ分布			備考
			1.0E-04	0.01	0.1	
過去に水素燃焼あり HB1=1, HB2=1		1.0E-04	1.0E-04 (100%)			固定値
気相部冷却なし NCC=1 CV 除熱あり **I		0.1	0.1 (100%)			固定値
炉心への注 水なし LR=1	AED	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
	AEW	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
	AEI	1.0E-04	88%	11%	1%	離散分布
	SED	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
	SEW	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
	SEI	1.0E-04	90%	7%	2%	離散分布
	SLW	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
	SLI	1.0E-04	90%	7%	2%	離散分布
	TED	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
	TEW	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
TEI	1.0E-04	90%	7%	2%	離散分布	
炉心への注 水あり LR=0	AED	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
	AEW	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
	AEI	1.0E-04	75%	14%	12%	離散分布
	SED	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
	SEW	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
	SEI	1.0E-04	79%	11%	11%	離散分布
	SLW	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
	SLI	1.0E-04	79%	11%	11%	離散分布
	TED	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布
TEW	1.0E-04	100%	0%	0%	離散分布	
TEI	1.0E-04	79%	11%	11%	離散分布	

第 4.1-22 表 分岐確率の不確実さ分布 (BM) (17/18)

		点推定値	不確実さ分布	備考
CV 内ウェット除熱あり **I		1	1.0 (100%)	固定値
冠水あり DC=0	分散あり RPV=0	1.0E-04	1.0E-04 (100%)	離散分布 (固定値)
	分散なし RPV=1	1.0E-04	1.0E-04 (100%)	固定値
冠水なし DC=1	分散あり RPV=0	1.0E-04	1.0E-04 (100%)	固定値
	分散なし RPV=1	0.1/0.9	0.1/0.9 (100%)	固定値 当該プラントでは 0.1 を使用

第 4.1-22 表 分岐確率の不確実さ分布 (OT) (18/18)

		点推定値	不確実さ分布	備考
CV 除熱 なし、 RWSP 水 の持込み なし **D	分散あり及び冠水なし RPV=0&DC=1	0.01	0.01 (100%)	固定値
	分散あり又は冠水なし RPV=1, DC=0	1.0E-04	1.0E-04 (100%)	固定値
その他の PDS **W,**I		1.0E-04	1.0E-04 (100%)	固定値

第 4.1-23 表 プラント損傷状態別条件付き格納容器破損確率

プラント 損傷状態	条件付き格納容器破損確率 (－)				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
AED	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
AEW	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
AEI	0.008	0.019	0.762	0.078	0.020
ALC	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
SED	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
SEW	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
SEI	0.005	0.020	0.867	0.088	0.006
SLW	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
SLI	0.005	0.019	0.889	0.087	0.006
SLC	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
TED	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
TEW	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
TEI	0.014	0.100	0.113	0.078	0.081
V	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
G	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000

第 4.1-24 表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度

プラント 損傷状態	格納容器破損頻度 (／炉年)				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
AED	1.3E-10	1.6E-09	1.9E-08	4.9E-09	5.3E-09
AEW	1.2E-09	1.7E-08	2.4E-07	6.2E-08	6.8E-08
AEI	2.3E-11	3.1E-10	1.0E-08	3.2E-09	8.7E-10
ALC	1.7E-10	3.5E-09	7.2E-08	1.8E-08	2.0E-08
SED	4.6E-06	5.9E-05	7.5E-04	1.9E-04	2.0E-04
SEW	1.8E-11	4.6E-10	1.2E-08	3.3E-09	3.4E-09
SEI	2.2E-10	7.0E-09	2.8E-07	8.8E-08	7.3E-09
SLW	1.3E-09	2.8E-08	5.9E-07	1.5E-07	1.7E-07
SLI	7.5E-13	1.8E-11	1.2E-09	2.5E-10	2.1E-11
SLC	4.9E-10	9.9E-09	2.0E-07	5.2E-08	6.2E-08
TED	1.2E-06	6.1E-06	3.2E-05	1.0E-05	1.1E-05
TEW	8.7E-10	6.0E-09	4.2E-08	1.2E-08	1.3E-08
TEI	5.0E-08	5.2E-07	3.4E-06	9.8E-07	1.0E-06
V	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11
G	6.5E-09	9.4E-08	1.3E-06	3.4E-07	3.9E-07
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.7E-04	2.1E-04	2.1E-04

第 4.1-25 表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

格納容器 破損モード	格納容器破損頻度 (／炉年)				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
α	1.2E-10	1.0E-09	5.6E-09	1.7E-09	1.7E-09
β	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06
γ	4.6E-11	3.0E-10	4.6E-09	2.0E-09	3.5E-10
γ'	4.5E-11	3.0E-10	8.3E-09	7.3E-09	3.3E-10
γ''	6.0E-10	1.4E-08	1.7E-07	4.5E-08	6.7E-08
δ	9.7E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.0E-04
ε	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06
θ	2.2E-09	2.1E-08	2.6E-07	7.0E-08	8.2E-08
η	4.5E-11	4.0E-10	7.5E-09	2.8E-09	1.3E-09
σ	2.8E-09	4.6E-08	1.2E-06	4.5E-07	2.0E-06
ν	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11
g	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07
τ	2.8E-09	2.8E-08	6.7E-07	2.1E-07	2.0E-06
μ	3.1E-11	3.3E-10	6.4E-09	2.1E-09	2.0E-08
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04

第 4.1-26 表 格納容器破損カテゴリー別格納容器破損頻度

格納容器破損カテゴリー	格納容器破損頻度 (／炉年)				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
水蒸気（崩壊熱）による過圧	9.8E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.1E-04
コンクリート侵食	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06
漏えい箇所の隔離機能喪失	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.4E-09	1.8E-08	2.1E-07	5.4E-08	6.8E-08
格納容器隔離機能喪失	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06
水蒸気爆発	4.3E-10	1.9E-09	1.2E-08	4.5E-09	3.0E-09
貫通部過温	2.8E-09	2.8E-08	6.7E-07	2.1E-07	2.0E-06
格納容器への直接接触	3.1E-11	3.3E-10	6.4E-09	2.1E-09	2.0E-08
格納容器雰囲気直接加熱	2.8E-09	4.6E-08	1.2E-06	4.5E-07	2.0E-06
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04

第 4.1-27 表 本 PRA と感度解析の変更点

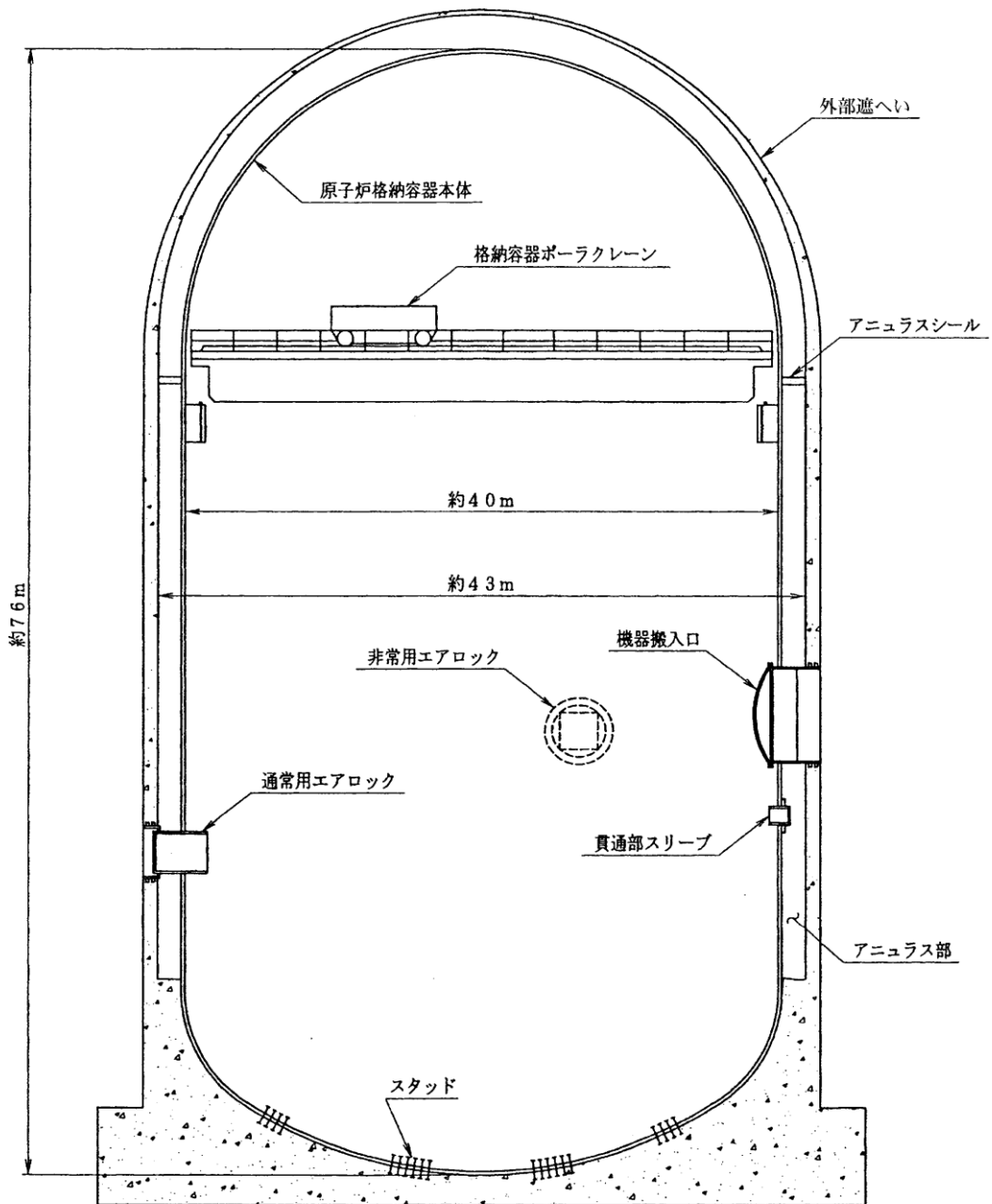
ヘディング：溶融物分散放出 (RPV)		
プラント損傷状態	本 PRA	感度解析
SED	0.01	0.5
SEW		
SEI		
SLW		
SLI		

第 4.1-28 表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度

プラント 損傷状態	本 PRA 評価結果			感度解析結果		
	条件付き 格納容器 破損確率 (-)	格納容器 破損頻度 (1 / 炉年)	割合	条件付き 格納容器 破損確率 (-)	格納容器 破損頻度 (1 / 炉年)	割合
AED	1.00	5.3E-09	0.0%	1.00	5.3E-09	0.0%
AEW	1.00	6.8E-08	0.0%	1.00	6.8E-08	0.0%
AEI	0.02	8.7E-10	0.0%	0.02	8.7E-10	0.0%
ALC	1.00	2.0E-08	0.0%	1.00	2.0E-08	0.0%
SED	1.00	2.0E-04	94.1%	1.00	2.0E-04	94.1%
SEW	1.00	3.4E-09	0.0%	1.00	3.4E-09	0.0%
SEI	0.01	7.3E-09	0.0%	0.02	2.0E-08	0.0%
SLW	1.00	1.7E-07	0.1%	1.00	1.7E-07	0.1%
SLI	0.01	2.1E-11	0.0%	0.02	5.5E-11	0.0%
SLC	1.00	6.2E-08	0.0%	1.00	6.2E-08	0.0%
TED	1.00	1.1E-05	5.1%	1.00	1.1E-05	5.1%
TEW	1.00	1.3E-08	0.0%	1.00	1.3E-08	0.0%
TEI	0.08	1.0E-06	0.5%	0.08	1.0E-06	0.5%
V	1.00	3.0E-11	0.0%	1.00	3.0E-11	0.0%
G	1.00	3.9E-07	0.2%	1.00	3.9E-07	0.2%
合計	0.94	2.1E-04	100.0%	0.94	2.1E-04	100.0%

第 4.1-29 表 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリー別格納容器破損頻度
 (表中左：本 PRA 解析結果、表中右：感度解析結果)

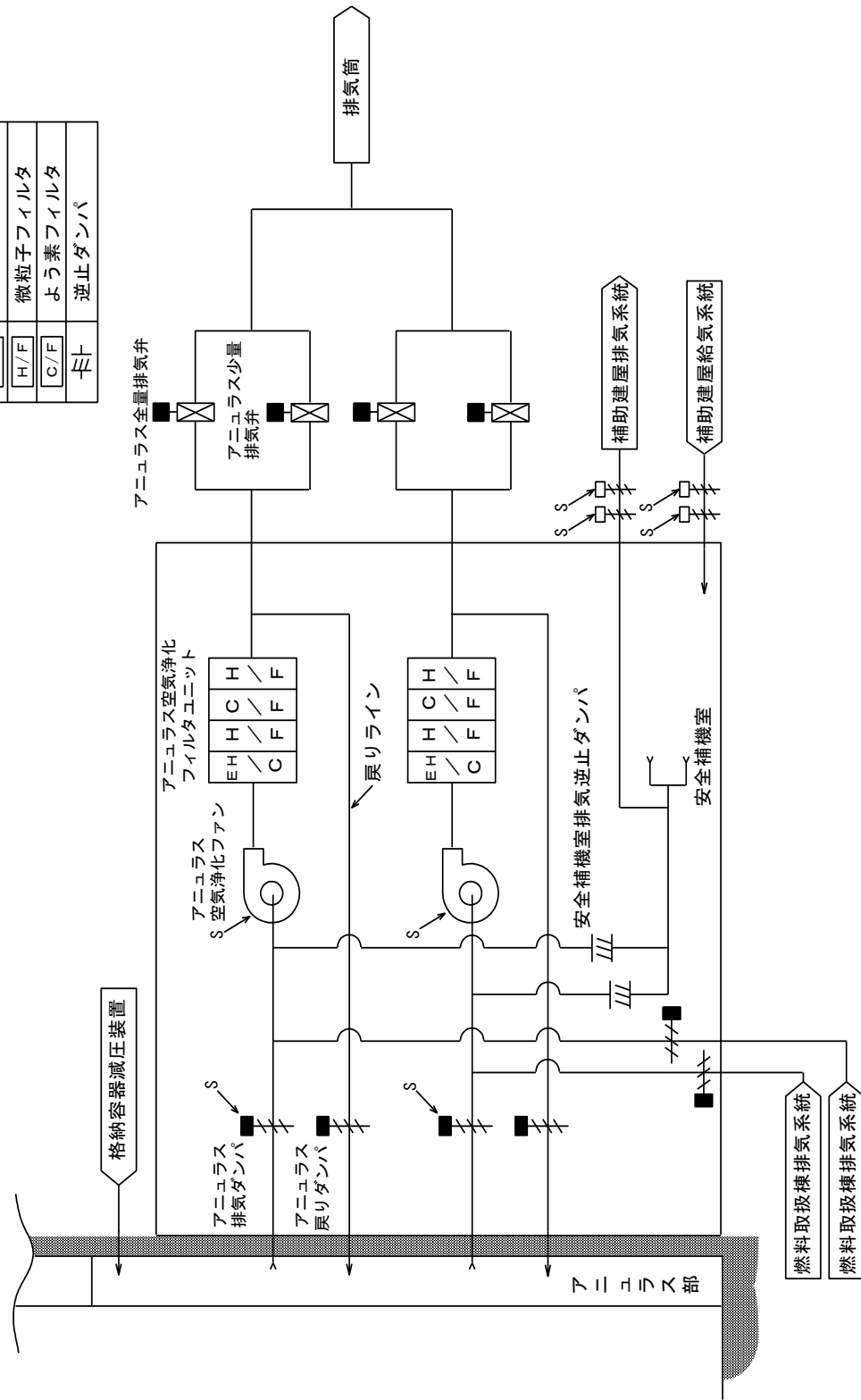
破損モード別	格納容器 破損頻度 (1/炉年)	割合	格納容器 破損頻度 (1/炉年)	割合
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	0.0%	1.7E-09	0.0%
β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5%	1.1E-06	0.5%
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	0.0%	3.5E-10	0.0%
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.3E-10	0.0%	3.3E-10	0.0%
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	0.0%	6.8E-08	0.0%
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4%	2.0E-04	92.7%
ε (ベースマット溶融貫通)	1.8E-06	0.9%	1.2E-05	5.5%
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	0.0%	8.2E-08	0.0%
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	0.0%	8.5E-09	0.0%
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0%	1.1E-06	0.5%
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	0.0%	3.0E-11	0.0%
g (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2%	4.5E-07	0.2%
τ (過温破損)	2.0E-06	0.9%	1.0E-06	0.5%
μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	0.0%	1.0E-08	0.0%
カテゴリー別				
水蒸気(崩壊熱)による過圧	2.1E-04	96.5%	2.0E-04	92.8%
コンクリート侵食	1.8E-06	0.9%	1.2E-05	5.5%
漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2%	4.5E-07	0.2%
可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	0.0%	6.8E-08	0.0%
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5%	1.1E-06	0.5%
水蒸気爆発	3.0E-09	0.0%	1.0E-08	0.0%
貫通部過温	2.0E-06	0.9%	1.0E-06	0.5%
格納容器への直接接触	2.0E-08	0.0%	1.0E-08	0.0%
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0%	1.1E-06	0.5%
合計	2.1E-04	100.0%	2.1E-04	100.0%



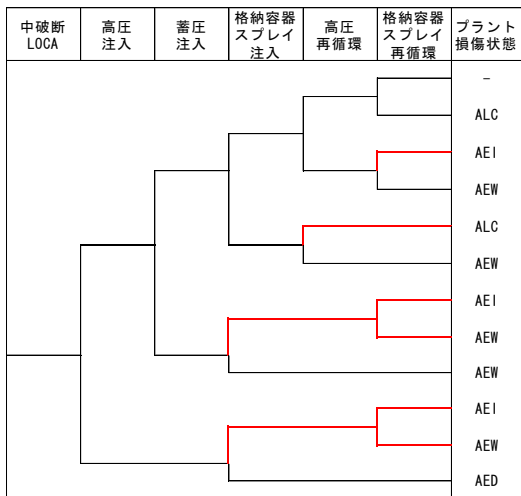
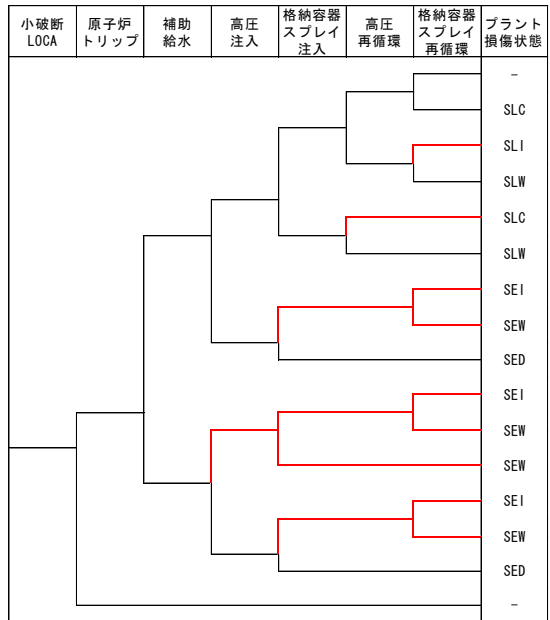
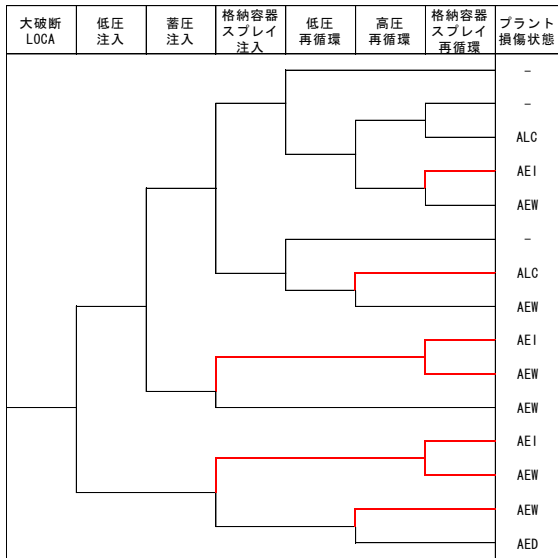
第 4.1-1 図 原子炉格納施設の構造概要図

凡例

EH/C	電気加熱コイル
H/F	微粒子フィルタ
C/F	よう素フィルタ
≡	逆止ダンパ



第 4.1-2 図 アニュラス空気浄化設備の系統図



第 4.1-3 図 レベル 1.5PRA 評価用のレベル 1 PRA イベントツリー (1/2)

補機冷却水の喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁・安全弁 LOCA	RCP シール LOCA	プラント損傷状態
					-
					SED
					SED
					TED
					-

蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損SG隔離	プラント損傷状態
				G
				G
				-

外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内電源	補助給水	格納容器スプレイ注入	格納容器スプレイ再循環	プラント損傷状態
						-
						TEI
						TEW
						TED
						TED
						-

主給水喪失過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	格納容器スプレイ注入	格納容器スプレイ再循環	プラント損傷状態
					TEI
					TEW
					TED
					-

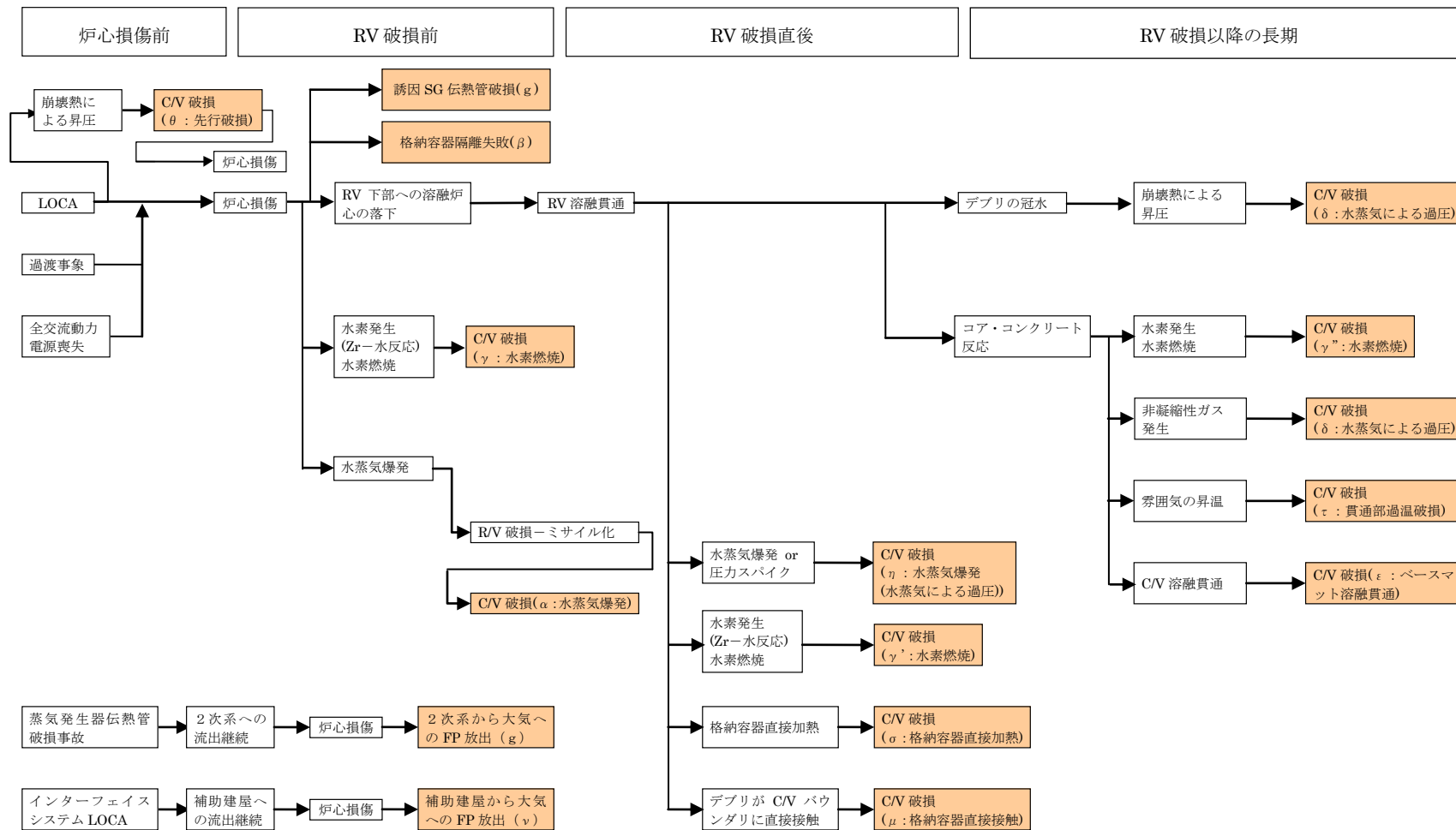
2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	格納容器スプレイ注入	格納容器スプレイ再循環	プラント損傷状態
						-
						TEI
						TEW
						TED
						TEI
						TEW
						TED
						-

インターフェイスシステム LOCA	原子炉トリップ	プラント損傷状態
		V
		-

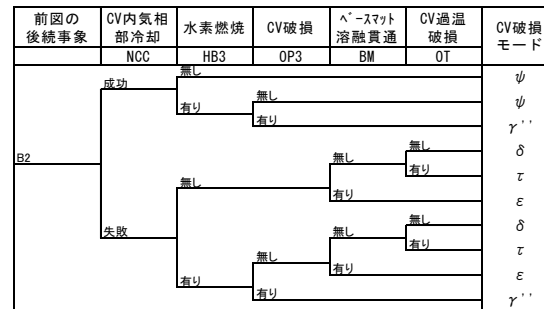
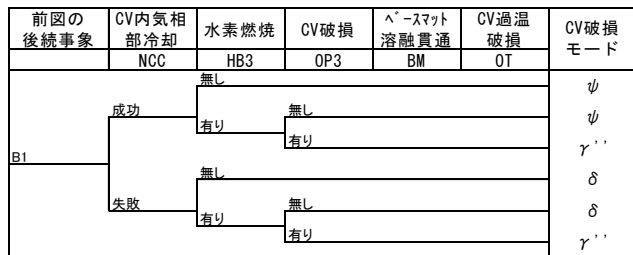
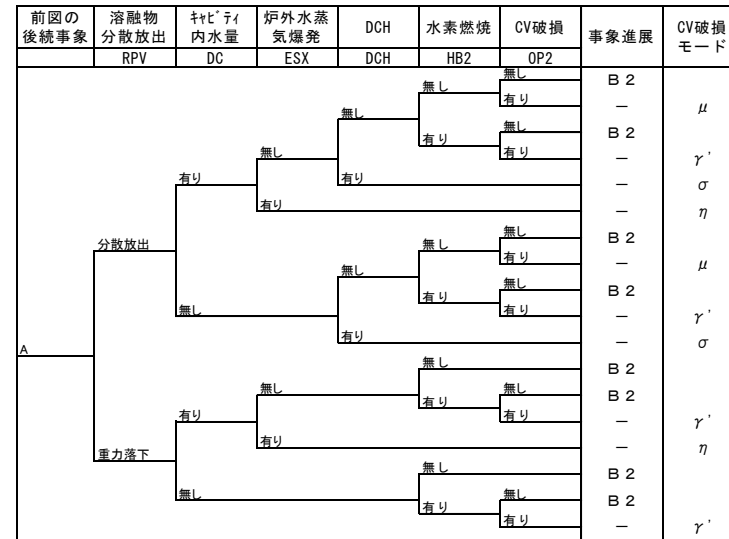
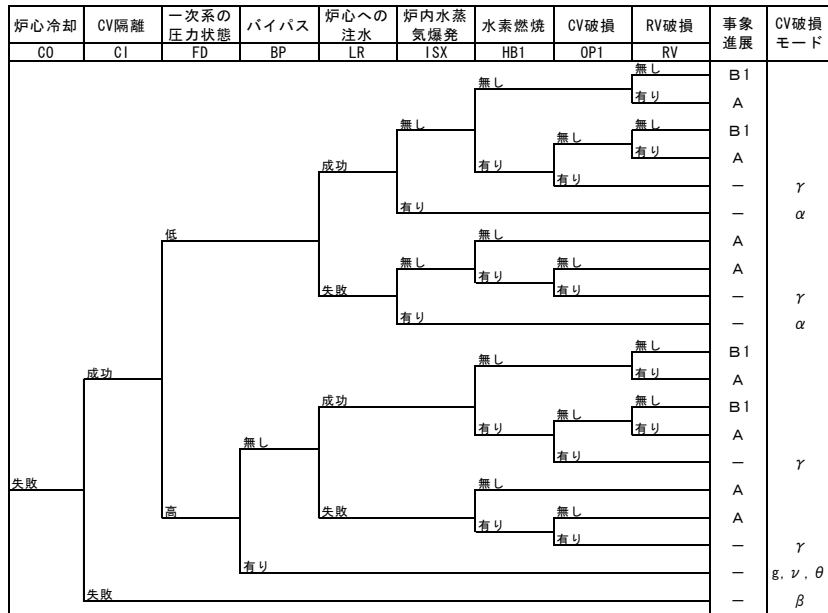
ATWS	格納容器スプレイ注入	格納容器スプレイ再循環	プラント損傷状態
			TEI
			TEW
			TED

手動停止	補助給水	格納容器スプレイ注入	格納容器スプレイ再循環	プラント損傷状態
				-
				TEI
				TEW
				TED

第 4.1-3 図 レベル 1.5PRA 評価用のレベル 1 PRA イベントツリー (2/2)



第 4.1-4 図 PWR のシビアアクシデントで考えられる事故進展

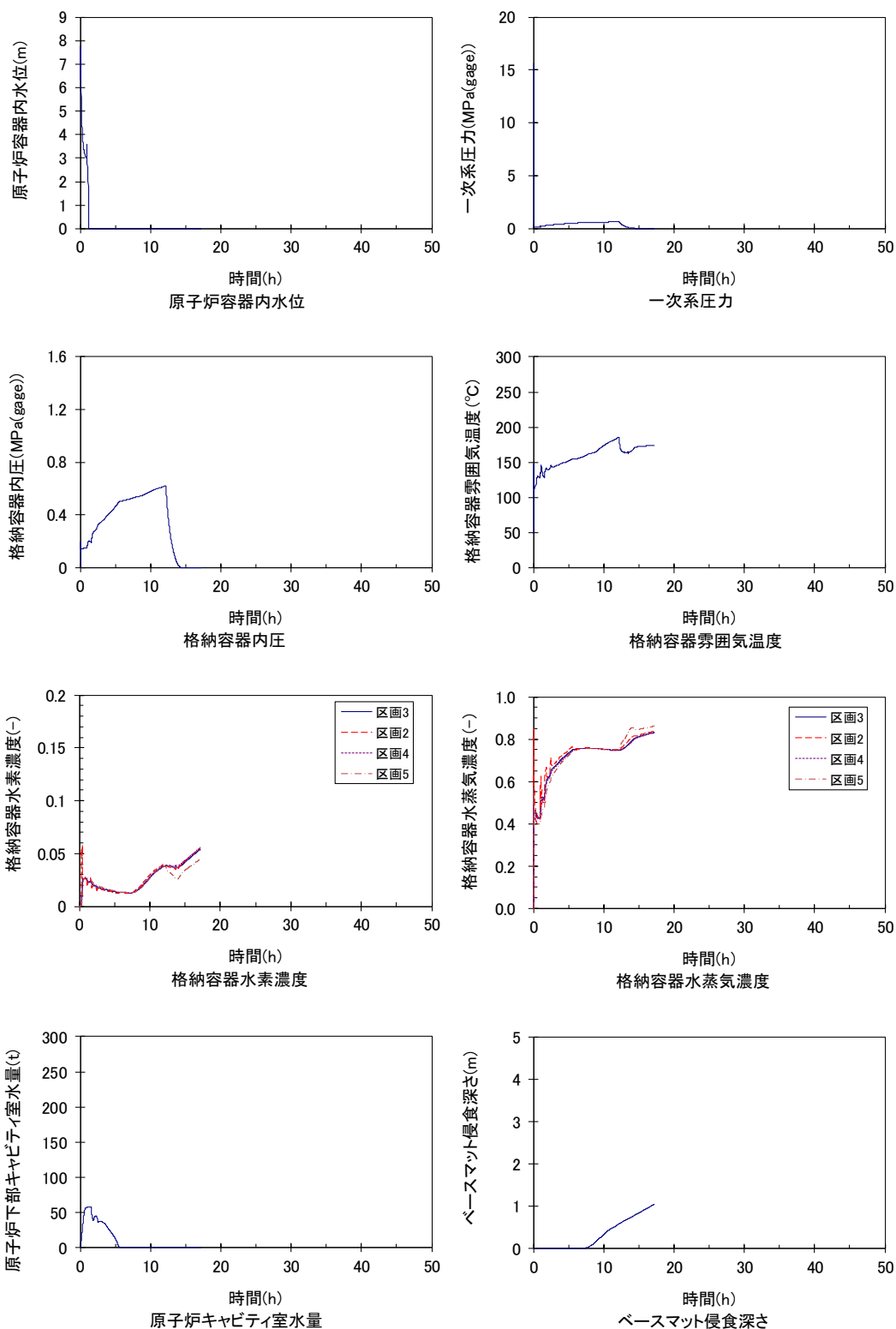


(注1) 事故進展の-は、その時点での格納容器破損を意味する。

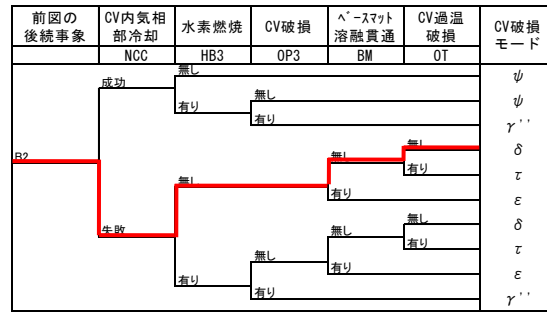
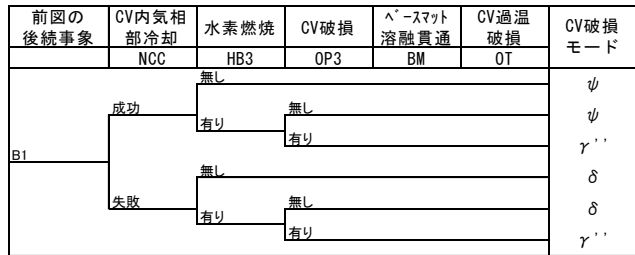
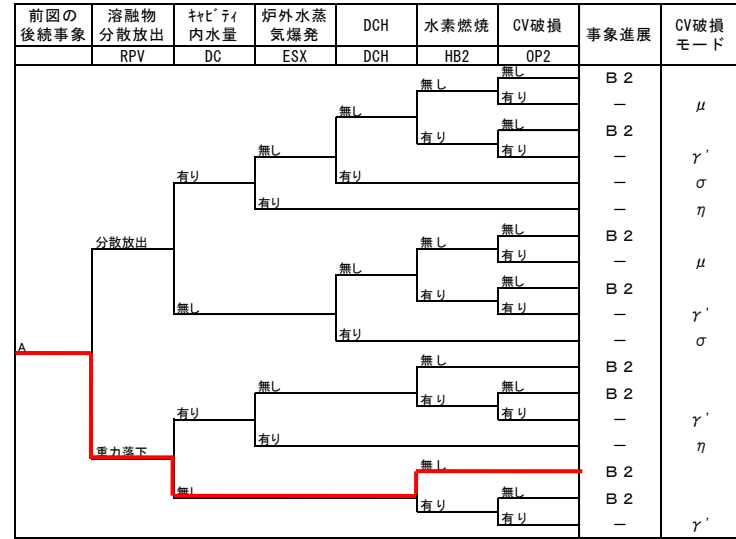
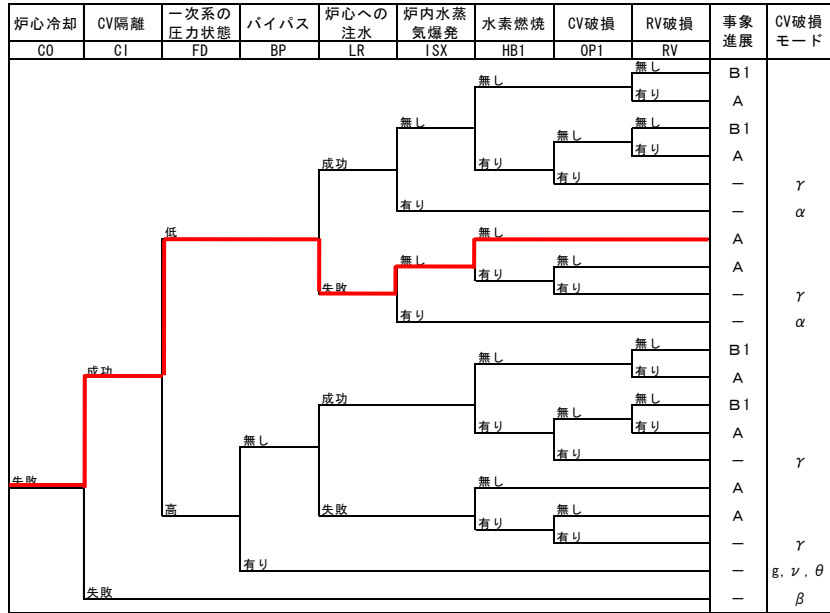
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ、γ'、γ'' = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツト熔融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損
 σ = 格納容器穿通気直接加熱による破損
 g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 v = 余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = デブリの格納容器構造物への直接接点による格納容器破損
 τ = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A : 原子炉容器破損有り
 B1: 原子炉容器破損無し
 B2: 原子炉容器破損有り

第 4.1-5 図 格納容器イベントツリー



第 4.1-6 図 代表的な物理量の時間変化 (AED) (1/12)

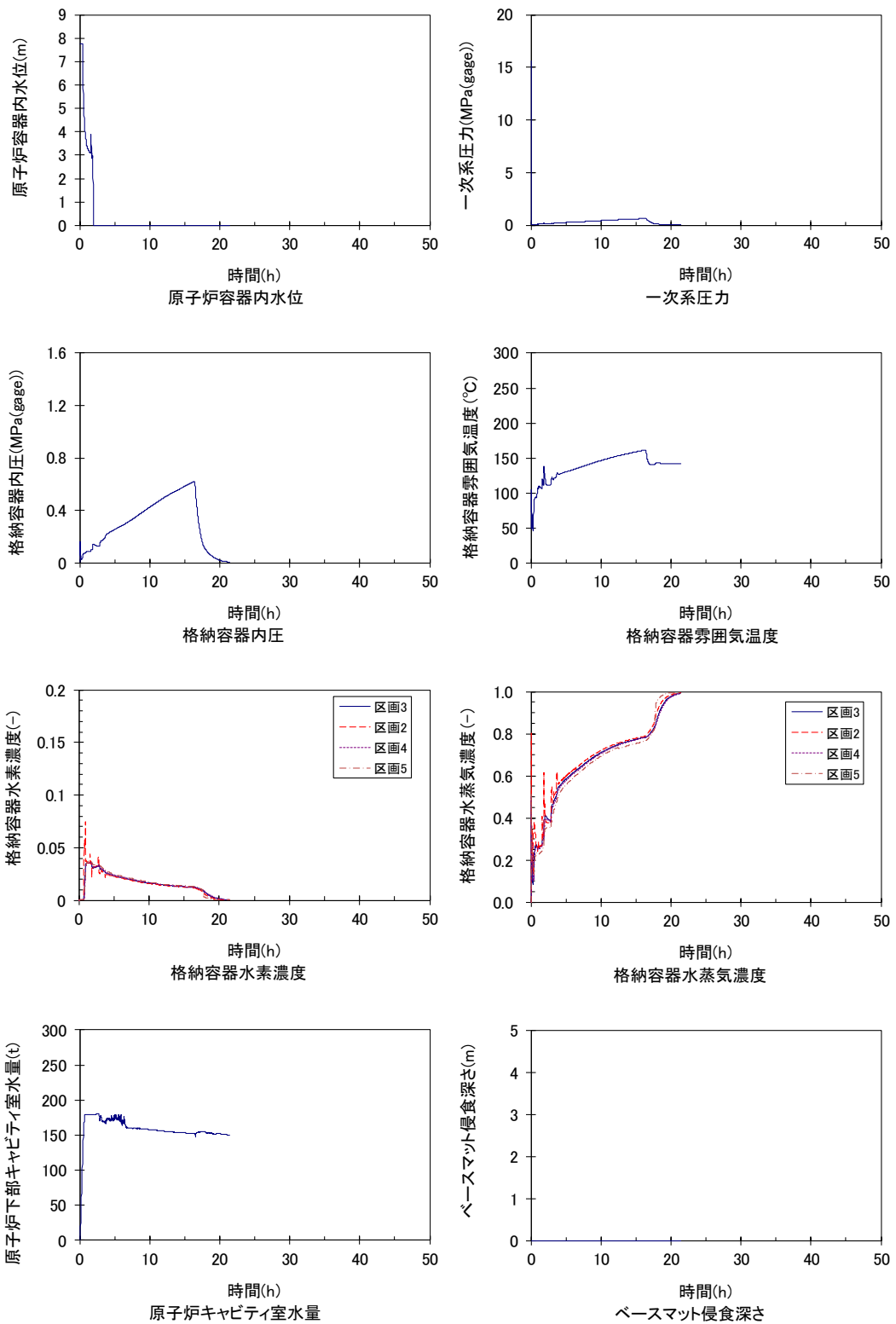


(注1) 事故進展の-は、その時点での格納容器破損を意味する。

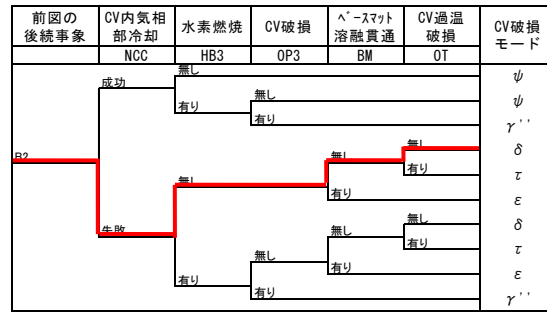
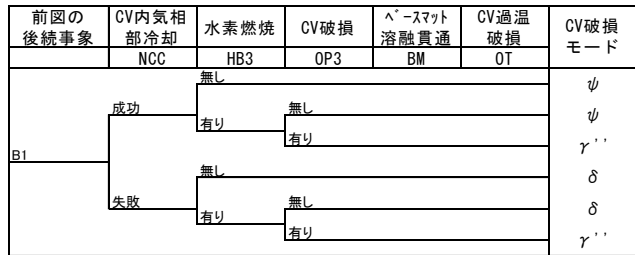
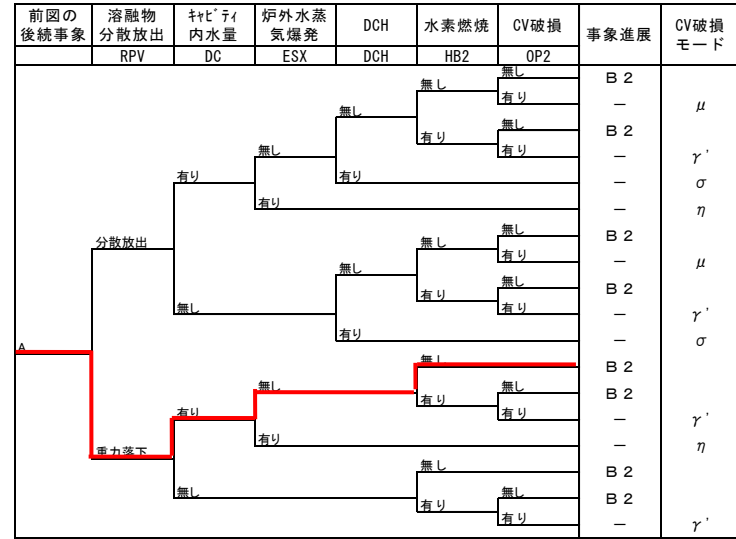
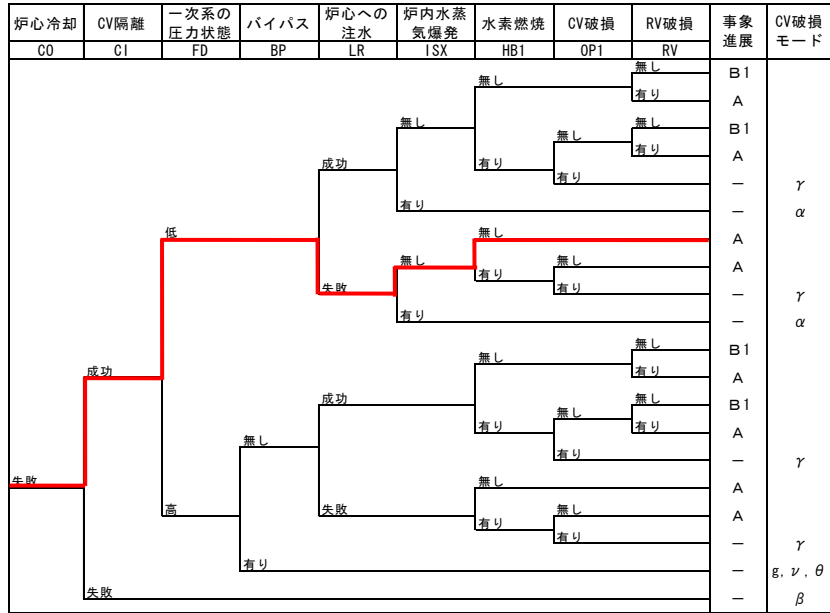
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ、γ'、γ'' = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツト熔融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損
 σ = 格納容器穿通気直接加熱による破損
 g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 v = 余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
 τ = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A : 原子炉容器破損有り
 B1: 原子炉容器破損無し
 B2: 原子炉容器破損有り

第 4.1-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AED) (2/12)



第 4.1-6 図 代表的な物理量の時間変化 (AEW) (3/12)

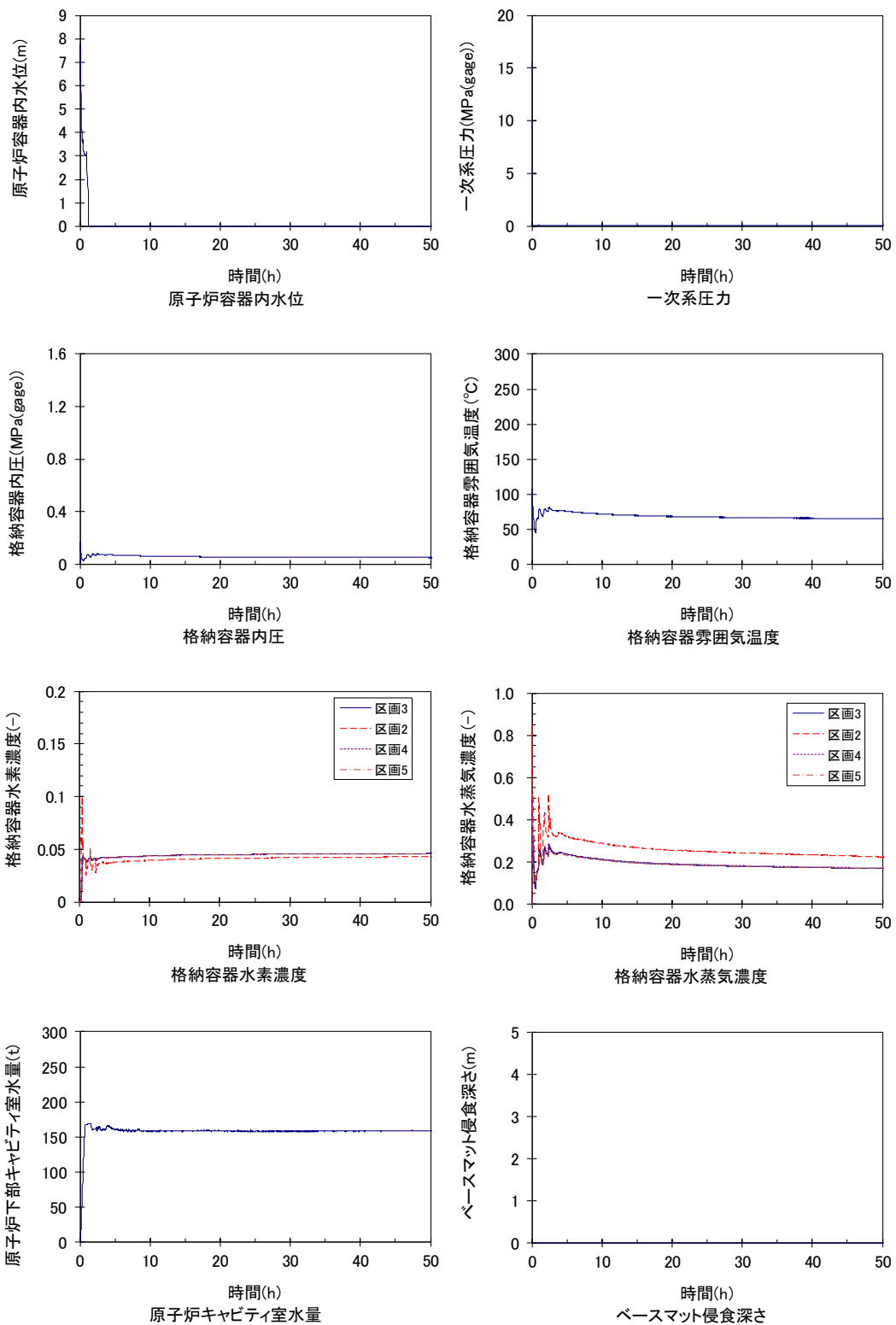


(注1) 事故進展の-は、その時点での格納容器破損を意味する。

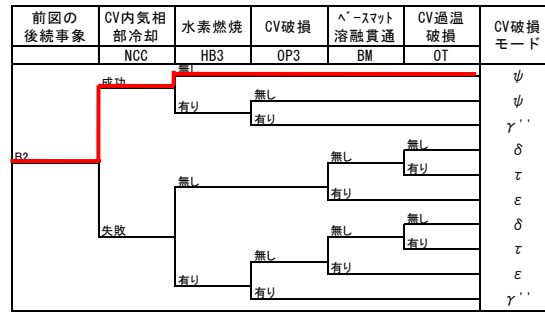
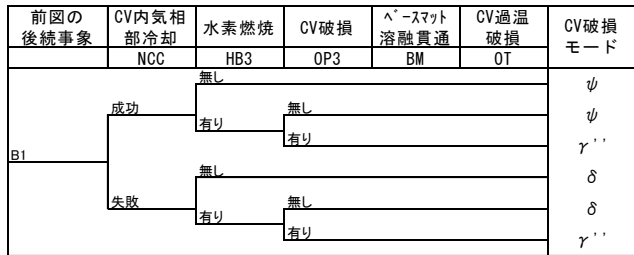
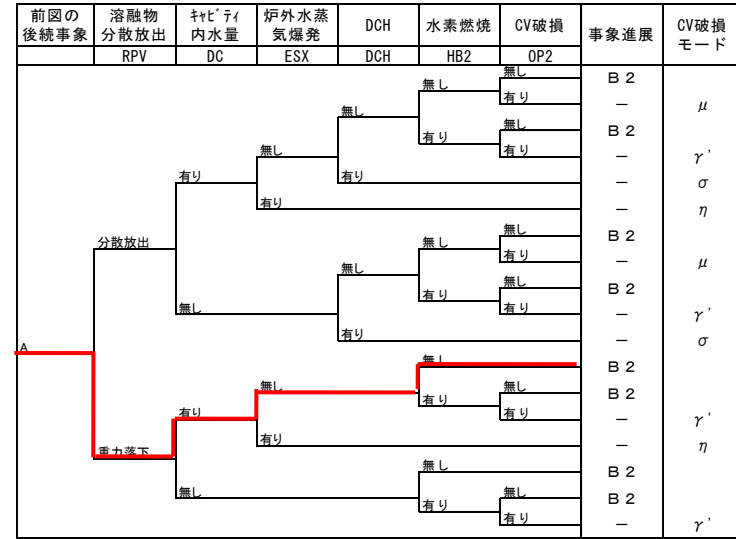
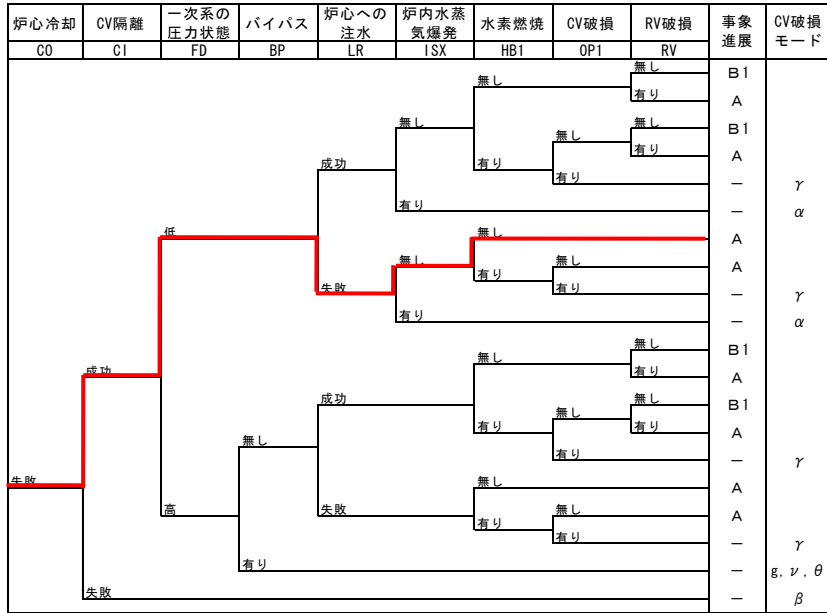
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ、γ'、γ'' = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損
 σ = 格納容器穿通気直接加熱による破損
 g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 v = 余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = デブリの格納容器構造物への直接接点による格納容器破損
 τ = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A : 原子炉容器破損有り
 B1: 原子炉容器破損無し
 B2: 原子炉容器破損有り

第 4.1-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AEW) (4/12)



第 4.1-6 図 代表的な物理量の時間変化 (AEI) (5/12)

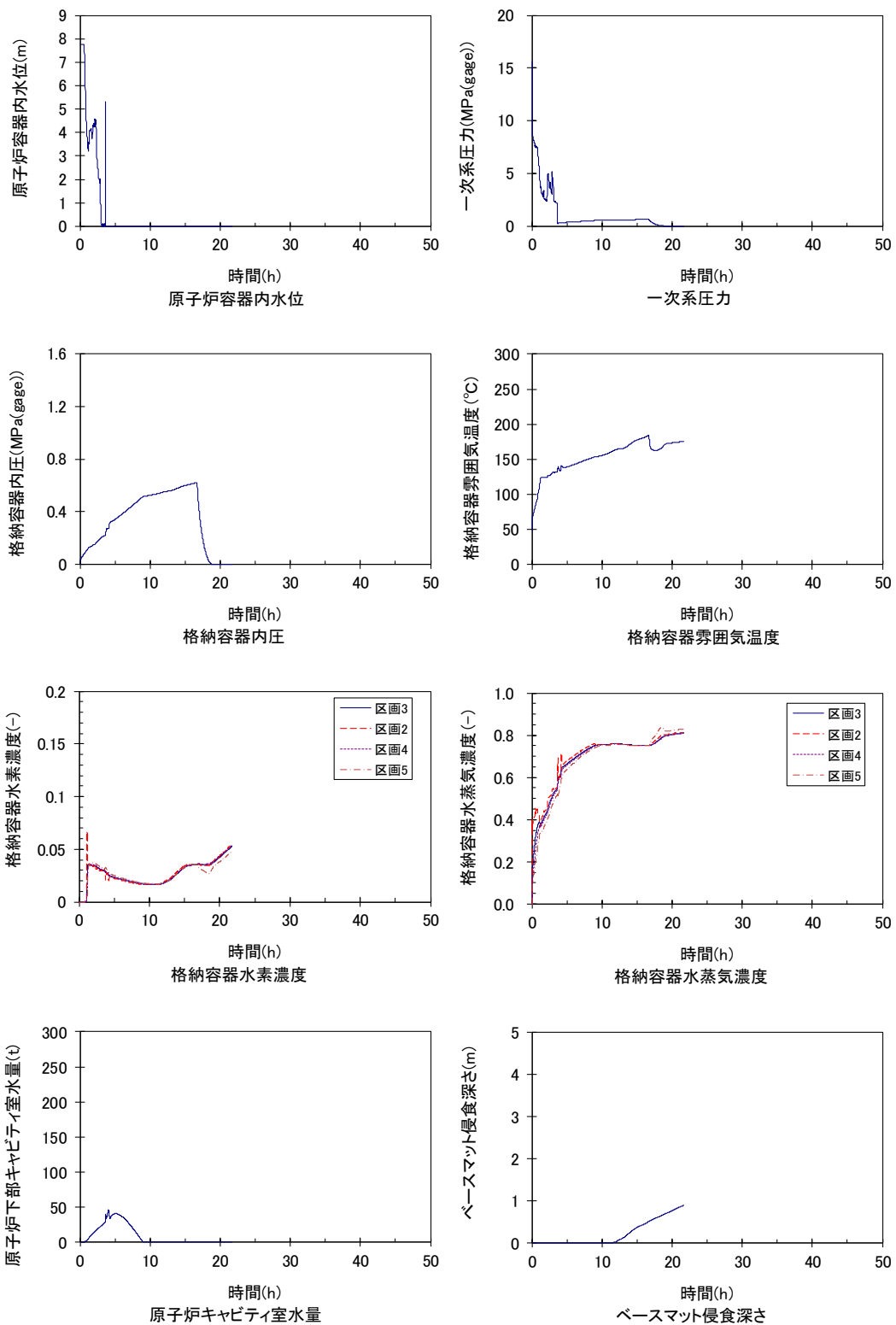


(注1) 事故進展の-は、その時点での格納容器破損を意味する。

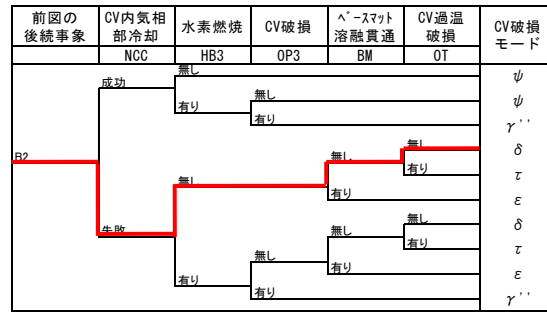
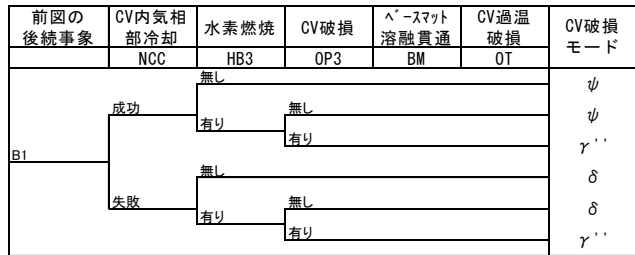
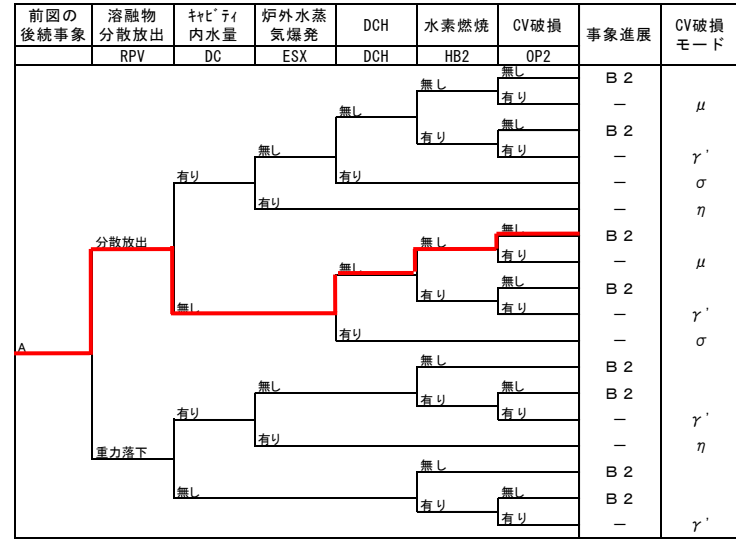
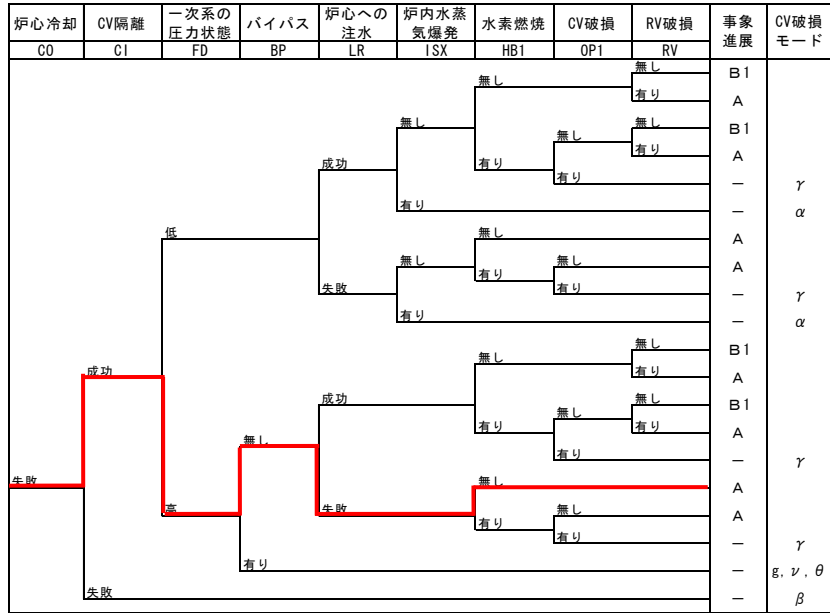
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ、γ'、γ'' = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損
 σ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損
 g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 v = 余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
 τ = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A : 原子炉容器破損有り
 B1: 原子炉容器破損無し
 B2: 原子炉容器破損有り

第 4.1-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AEI) (6/12)



第 4.1-6 図 代表的な物理量の時間変化 (SED) (7/12)

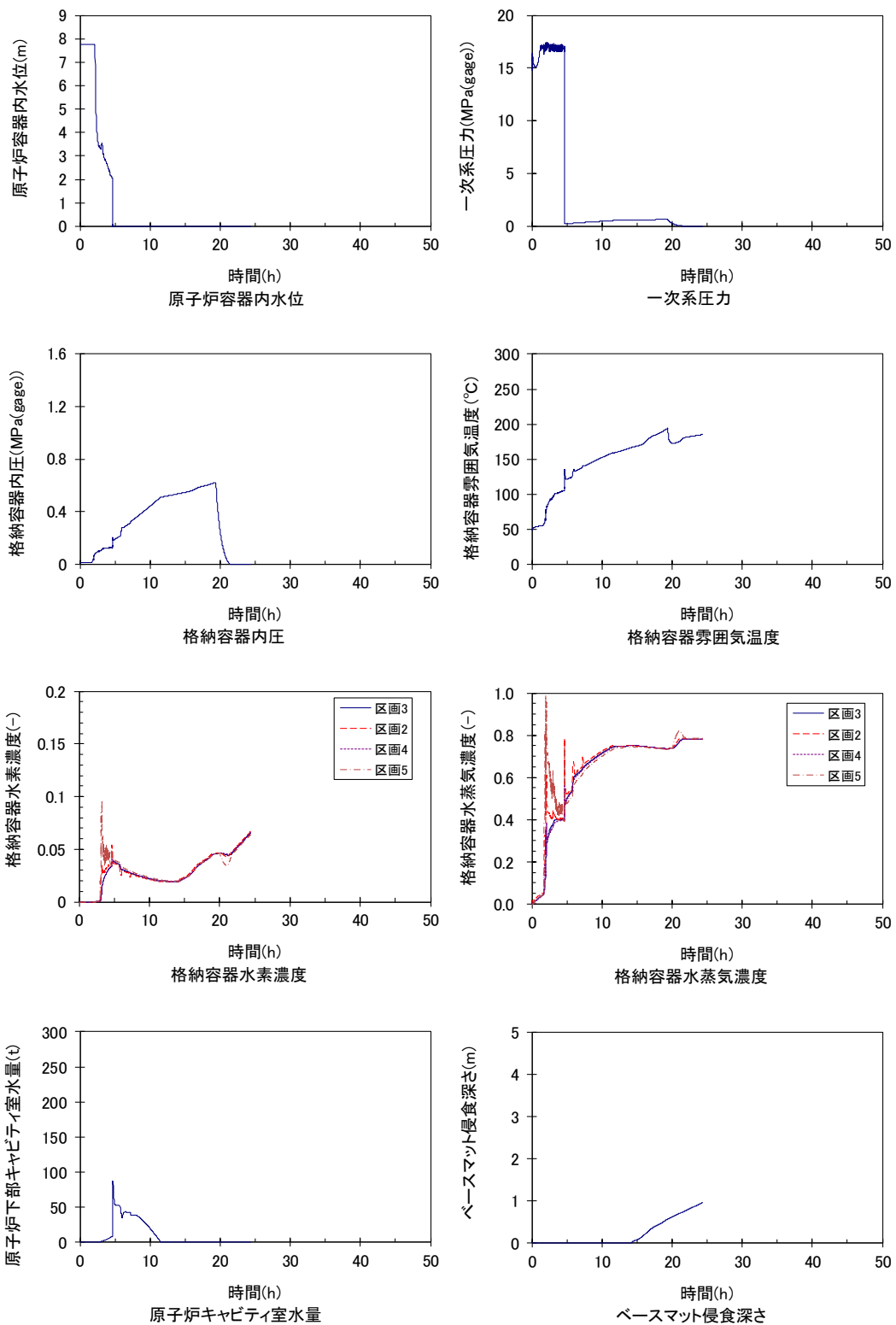


(注1) 事故進展の-は、その時点での格納容器破損を意味する。

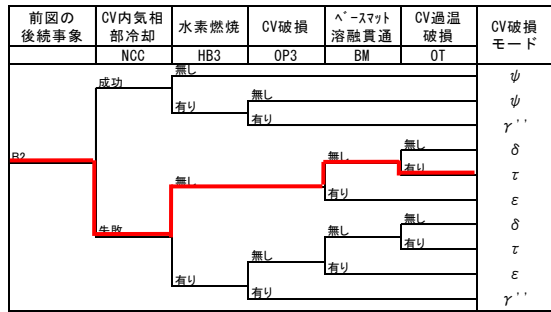
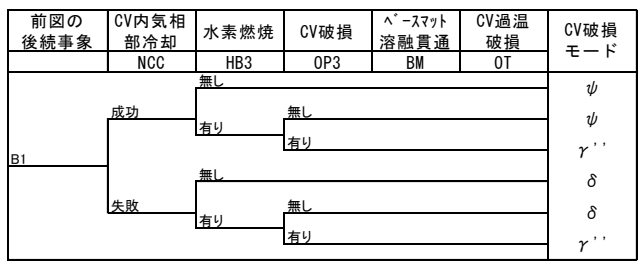
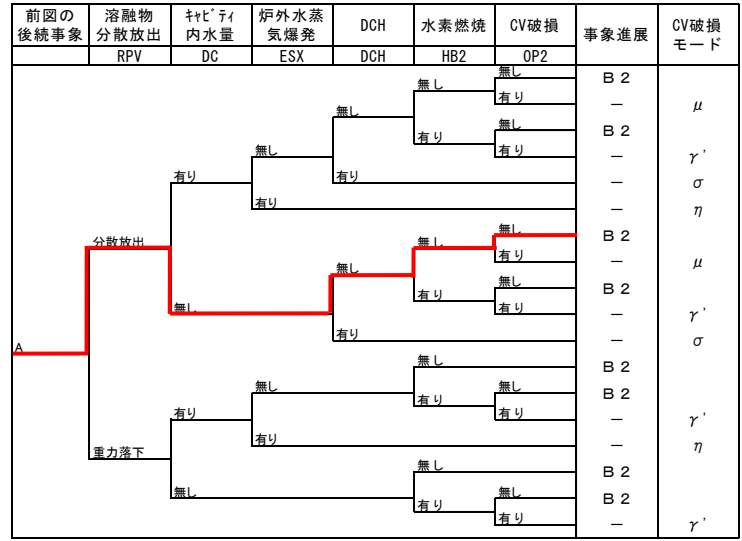
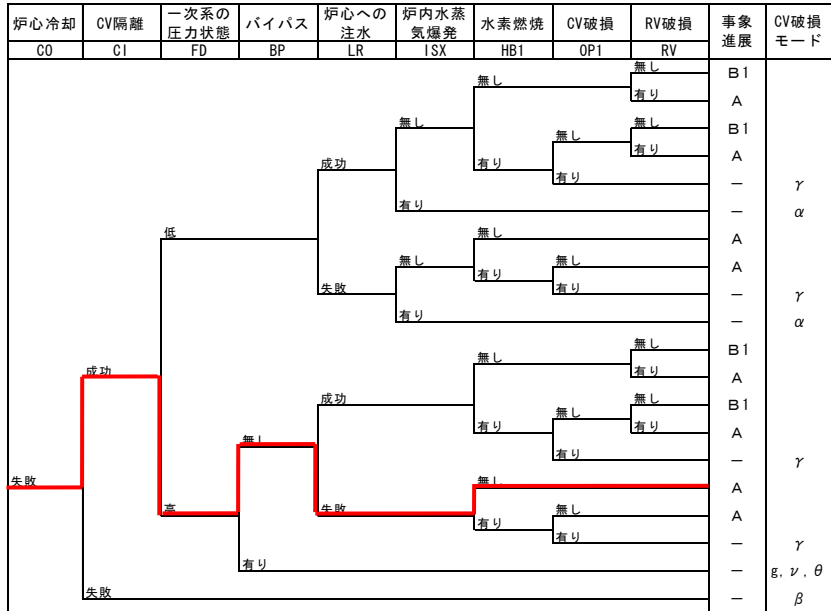
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ、γ'、γ'' = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損
 σ = 格納容器穿通気直接加熱による破損
 g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 v = 余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = デブリの格納容器構造物への直接接点による格納容器破損
 τ = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A : 原子炉容器破損有り
 B1: 原子炉容器破損無し
 B2: 原子炉容器破損有り

第 4.1-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (SED) (8/12)



第 4.1-6 図 代表的な物理量の時間変化 (TED) (9/12)

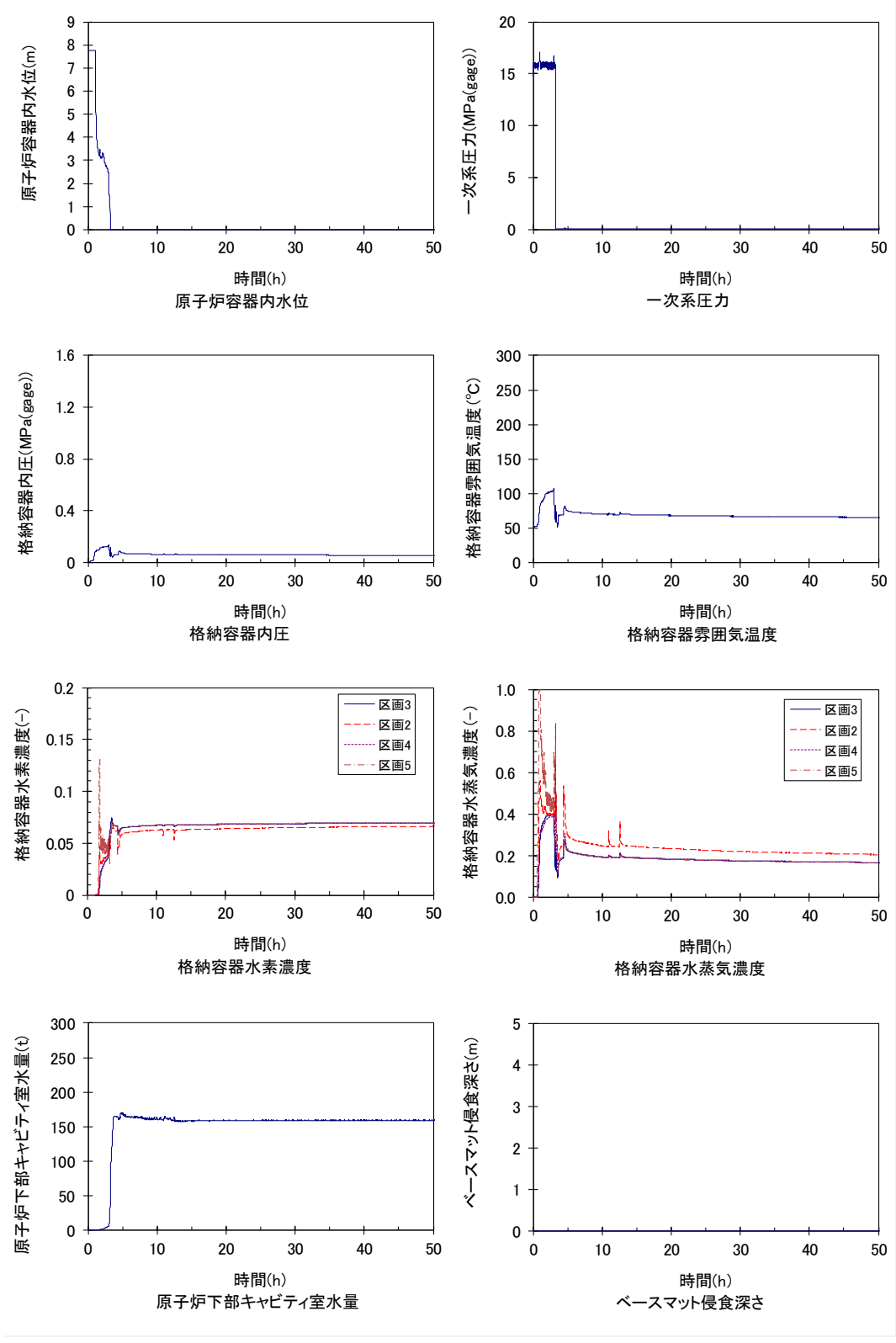


(注1) 事故進展の-は、その時点での格納容器破損を意味する。

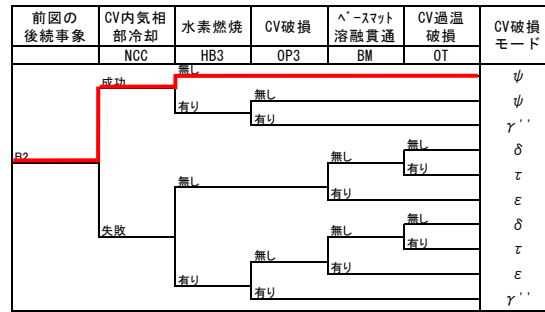
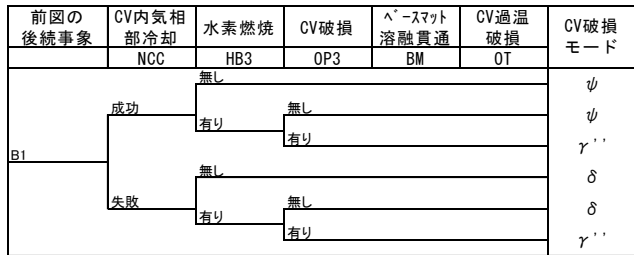
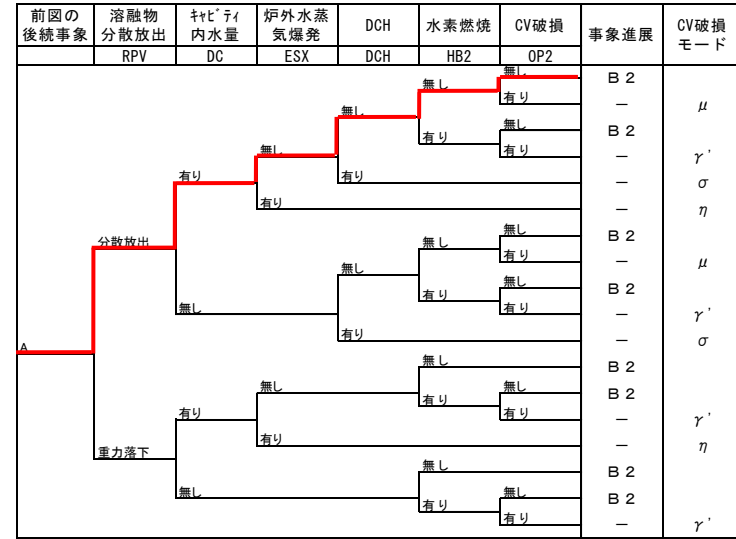
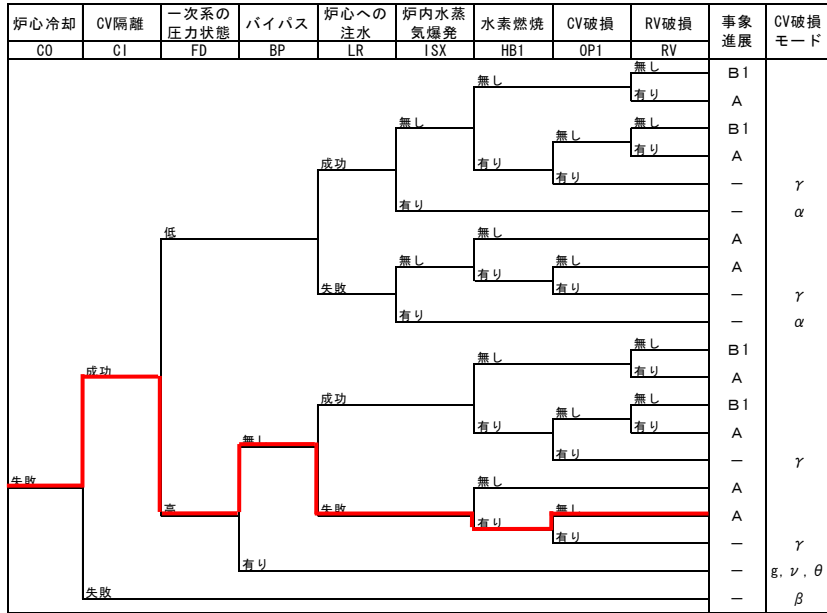
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ、γ'、γ'' = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損
 σ = 格納容器穿通気直接加熱による破損
 g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 v = 余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
 τ = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A : 原子炉容器破損有り
 B1: 原子炉容器破損無し
 B2: 原子炉容器破損有り

第 4.1-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (TED) (10/12)



第 4.1-6 図 代表的な物理量の時間変化 (TEI) (11/12)

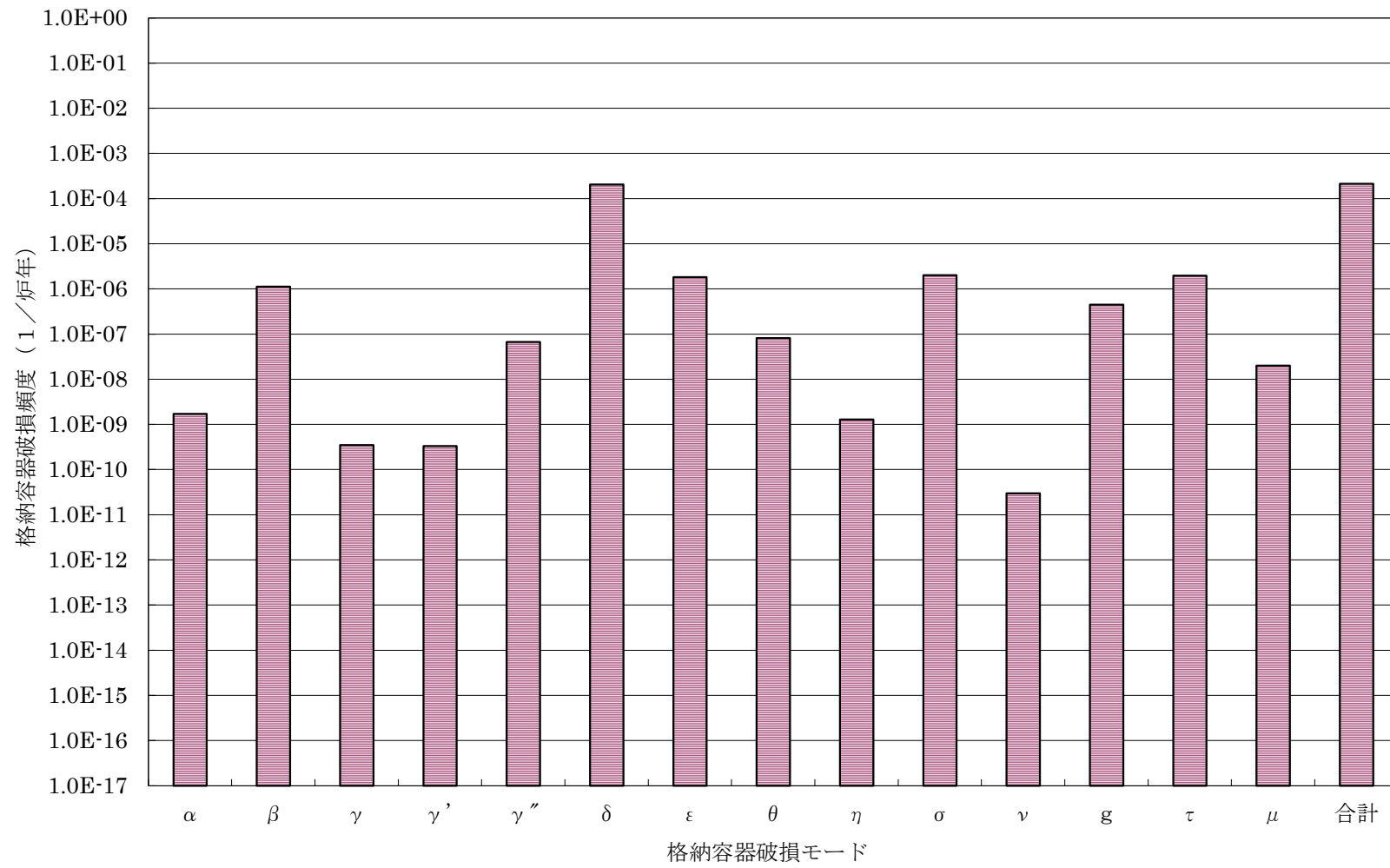


(注1) 事故進展の-は、その時点での格納容器破損を意味する。

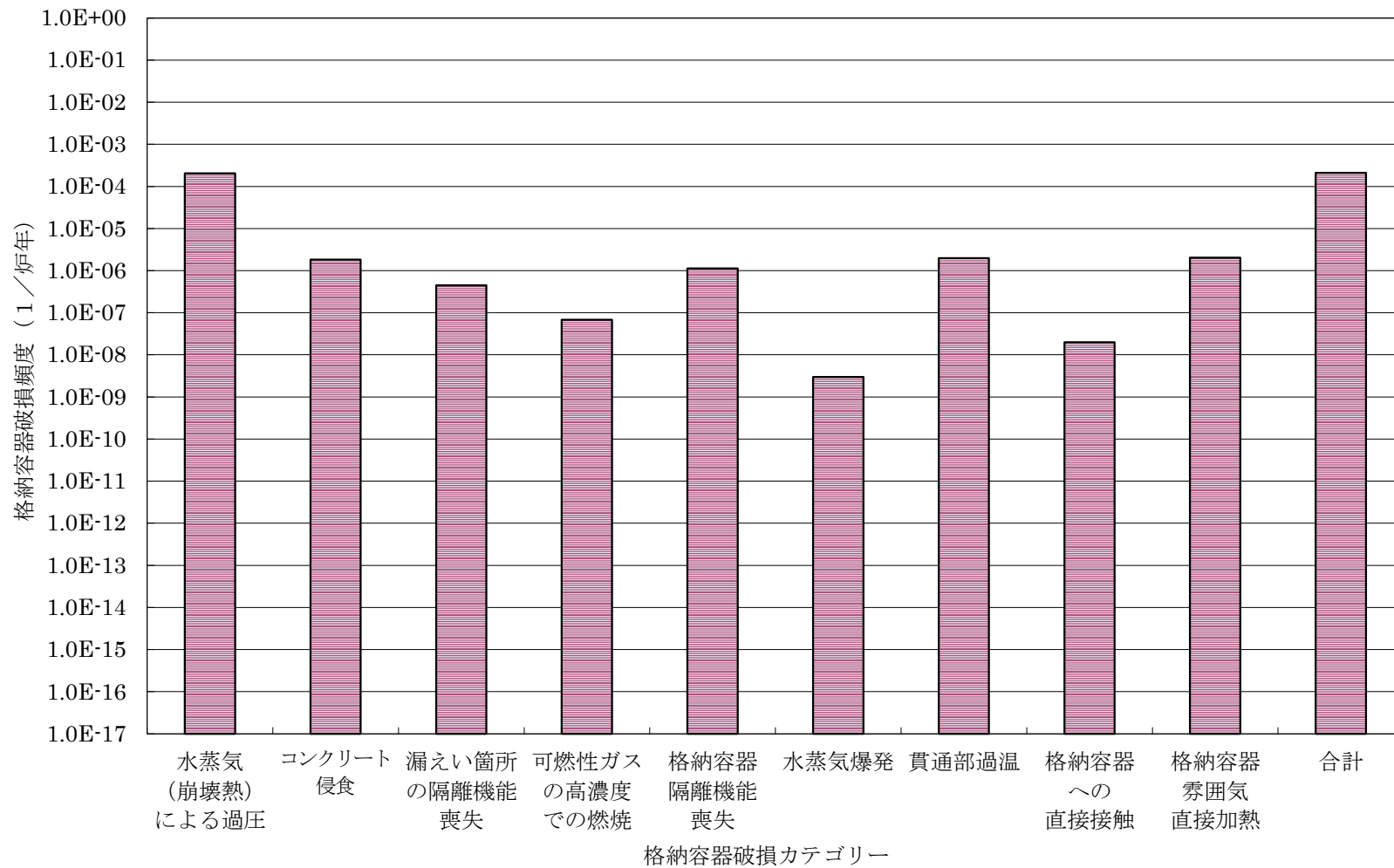
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ、γ'、γ'' = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損
 σ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損
 g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 v = 余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
 τ = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A : 原子炉容器破損有り
 B1: 原子炉容器破損無し
 B2: 原子炉容器破損有り

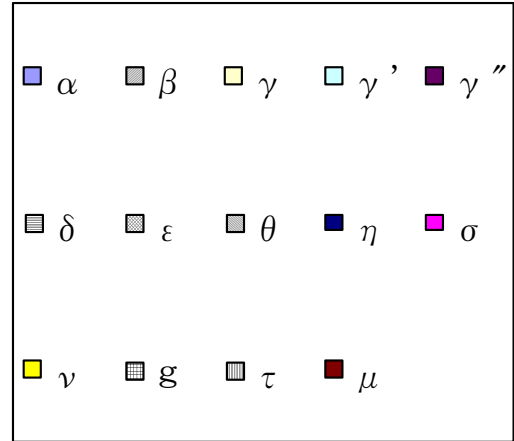
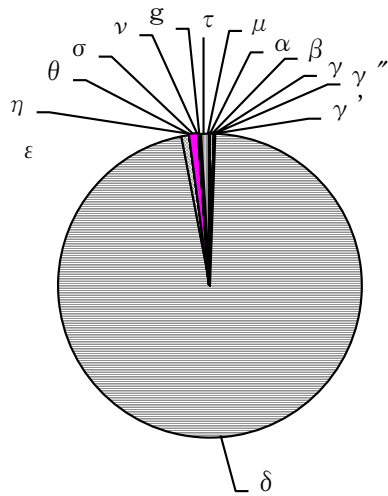
第 4.1-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (TEI) (12/12)



第 4.1-7 図 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損割合 (1/3)

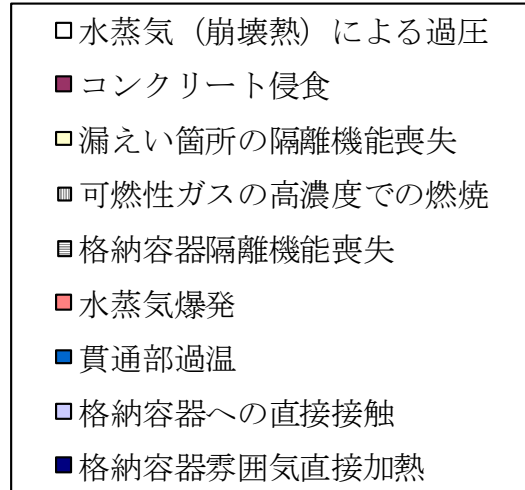
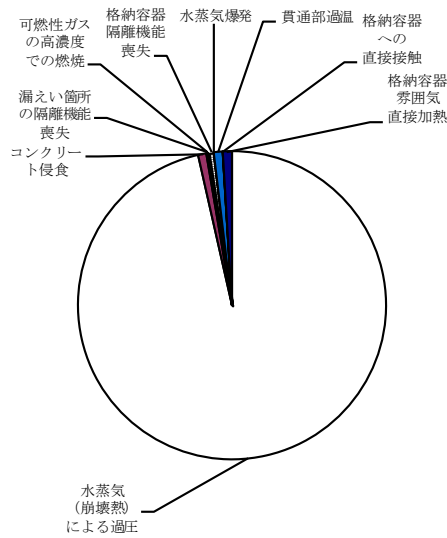


第 4.1-7 図 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリー別格納容器破損割合 (2/3)



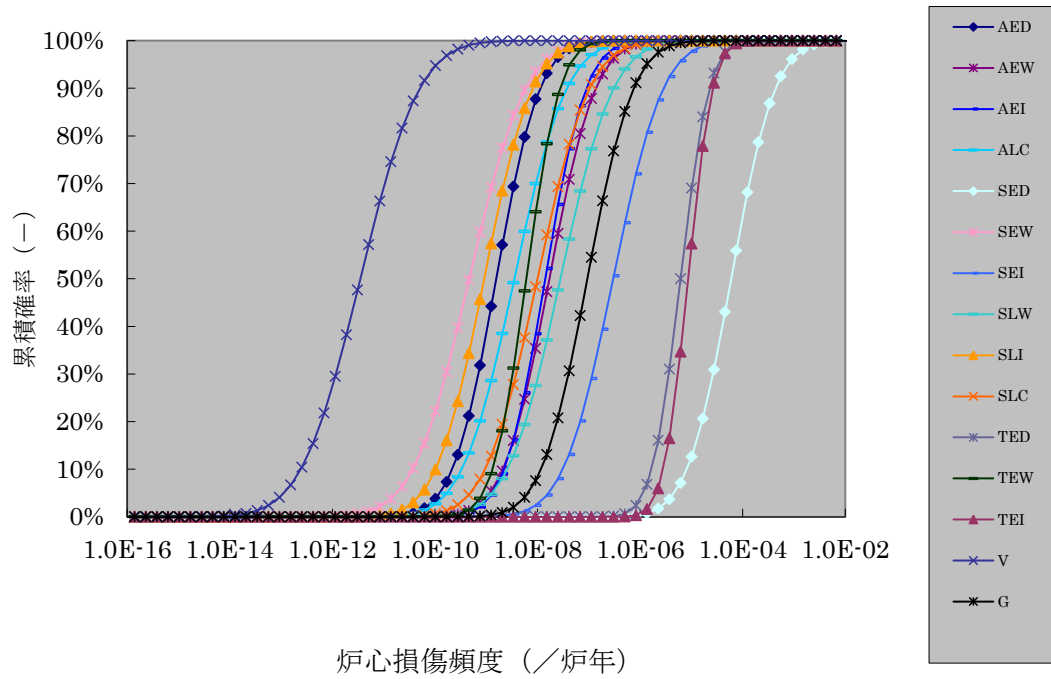
ケース 1

CDF	2.3E-04
CFF	2.1E-04
CCFP	0.94

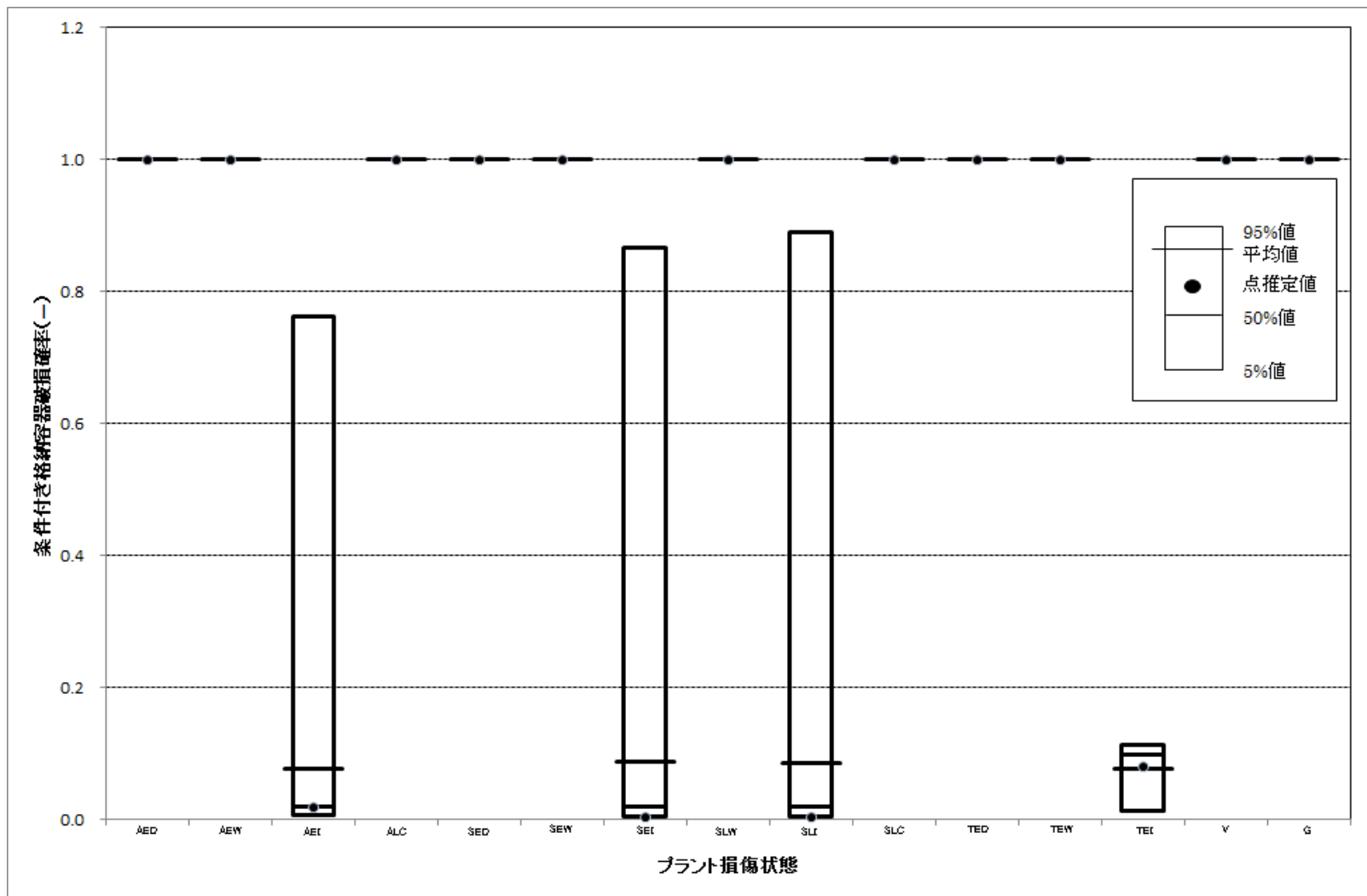


ケース 1

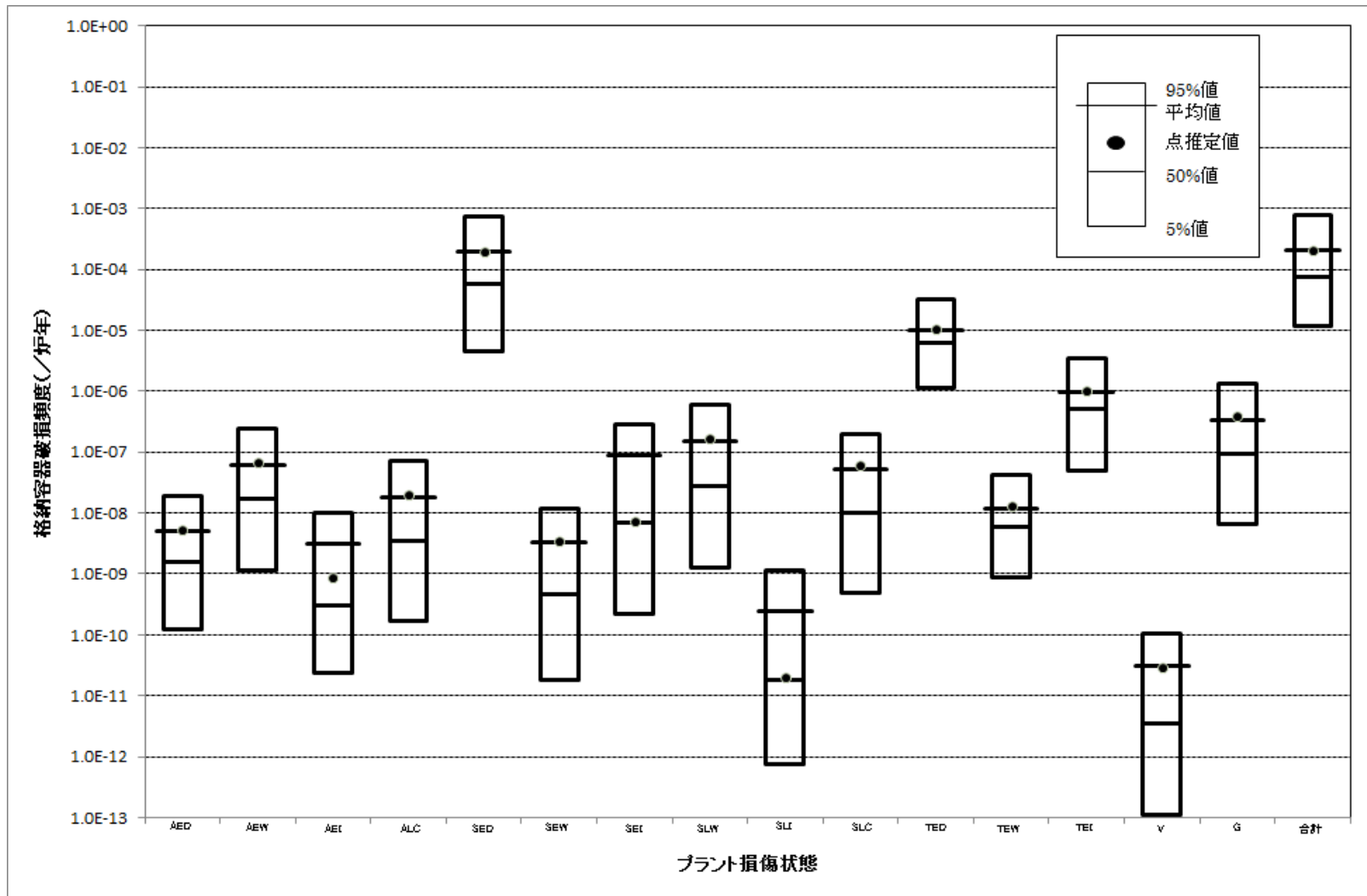
第 4.1-7 図 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリー別格納容器破損割合 (3/3)



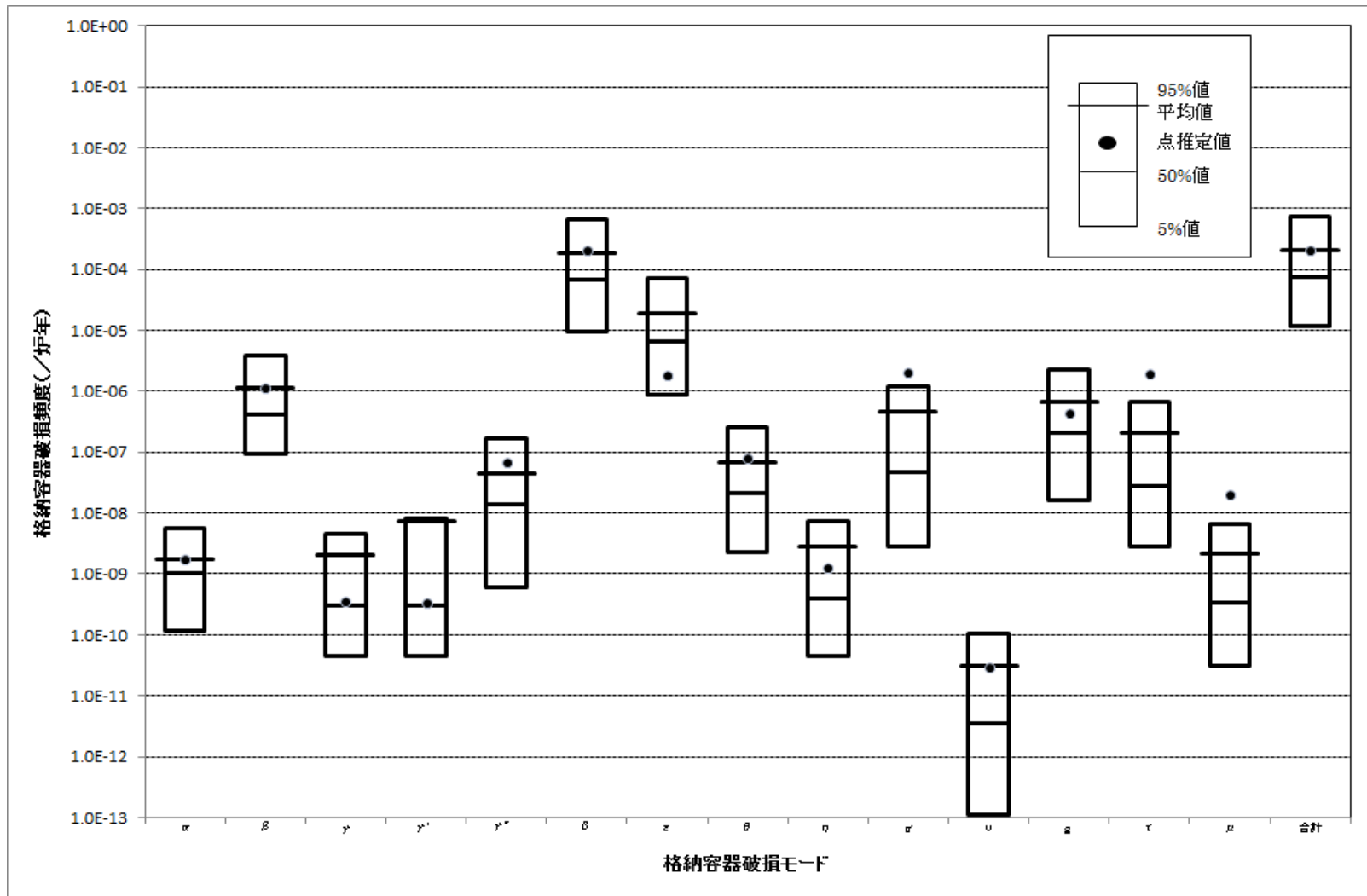
第 4.1-8 図 プラント損傷状態別炉心損傷頻度



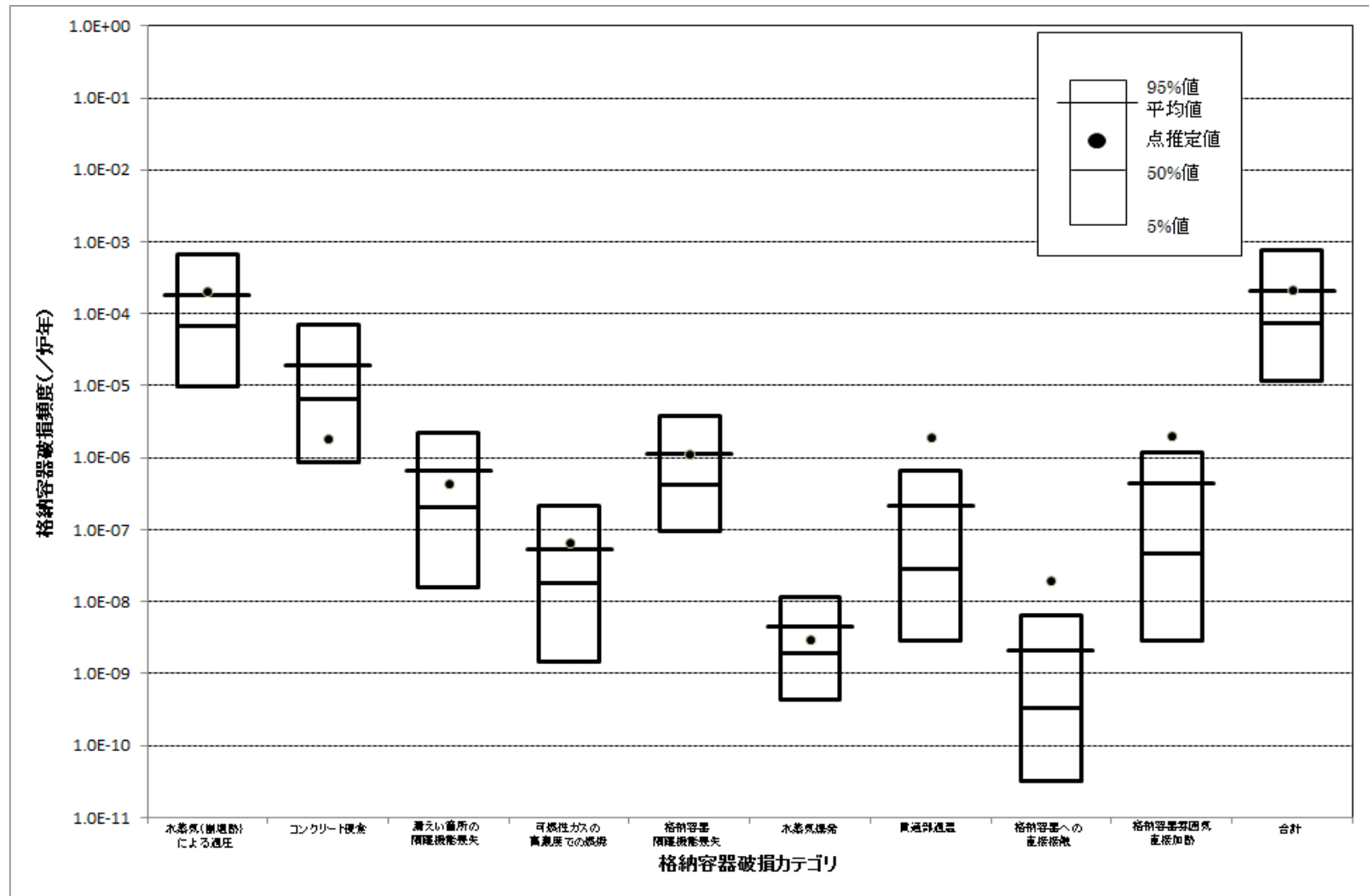
第 4.1-9 図 プラント損傷状態別条件付き格納容器破損確率



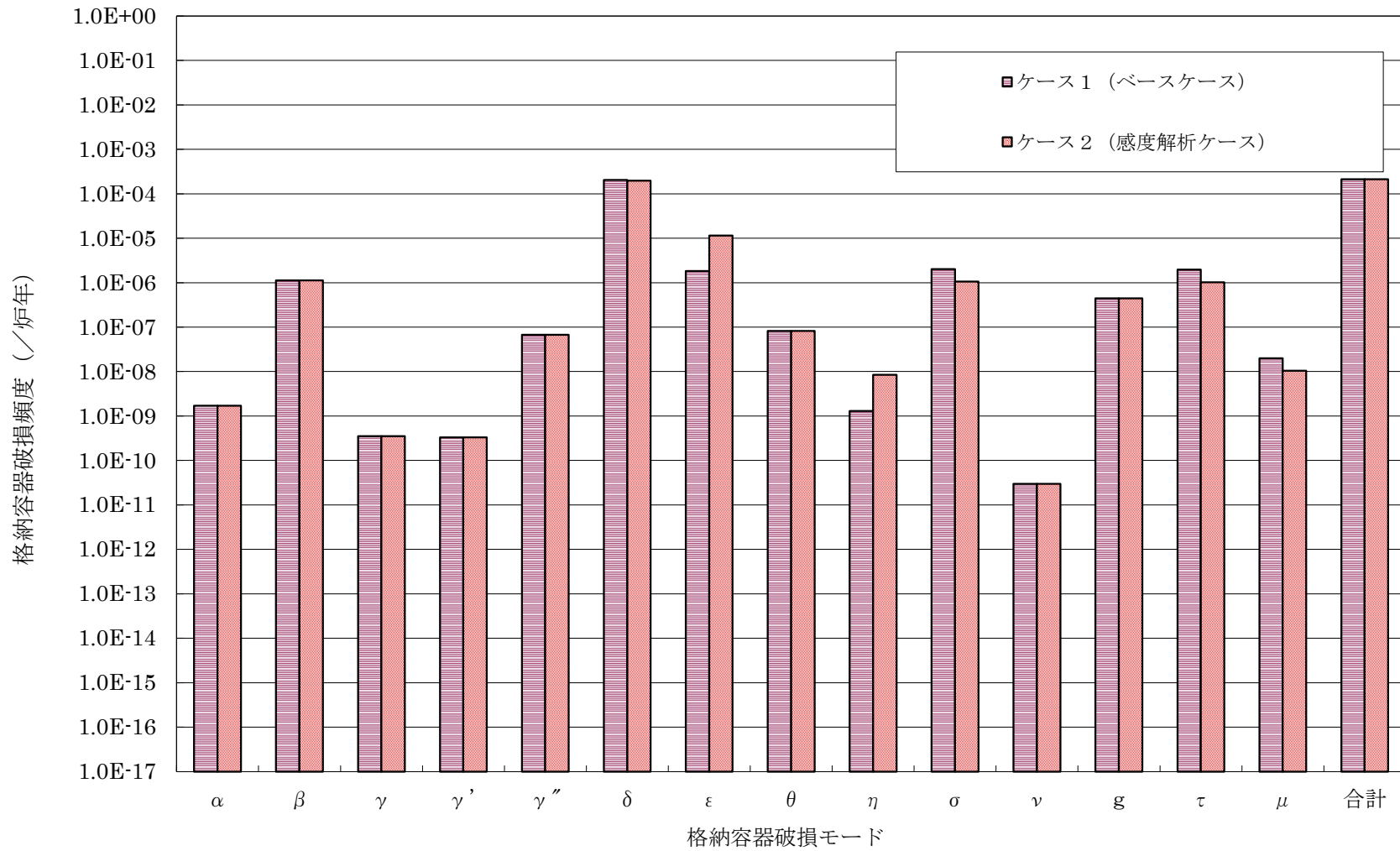
第 4.1-10 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度



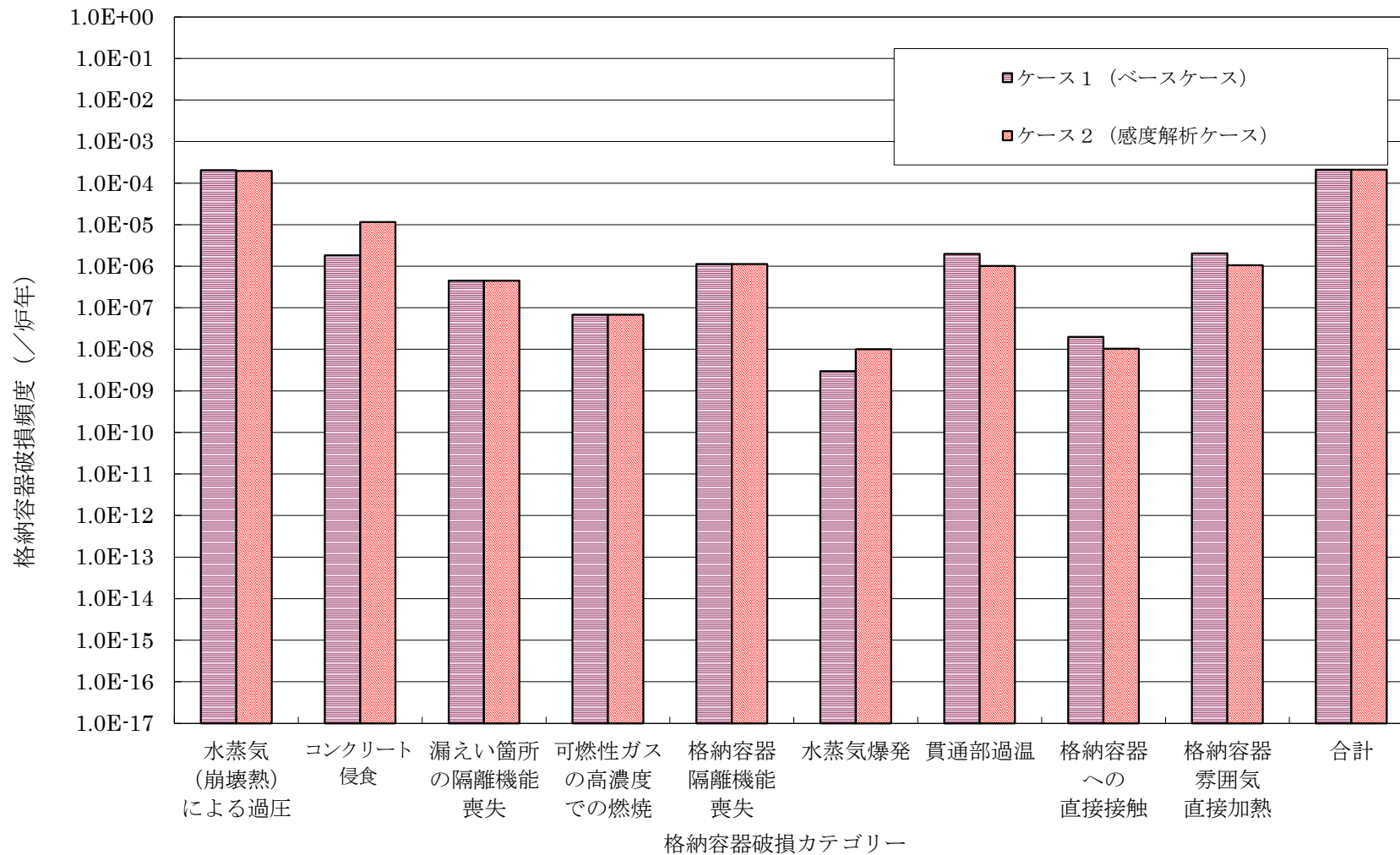
第 4.1-11 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度



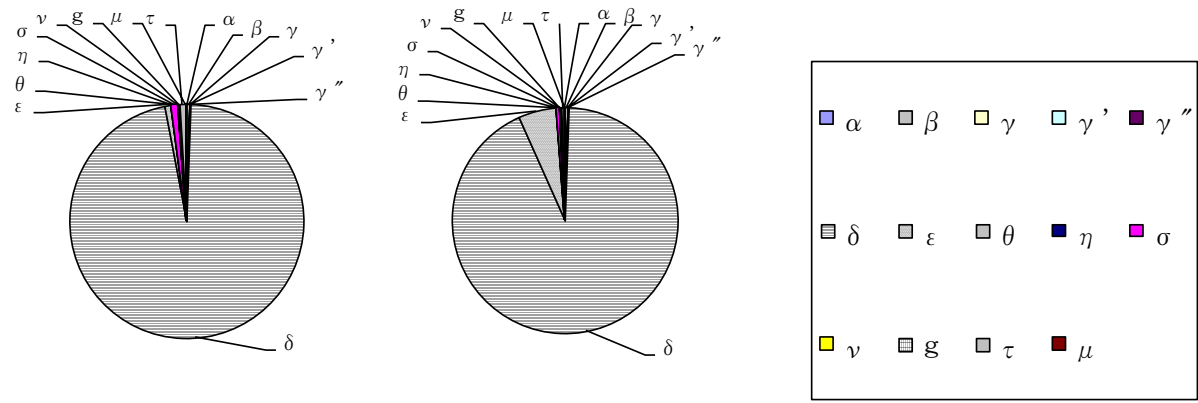
第 4.1-12 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度



第 4.1-13 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度



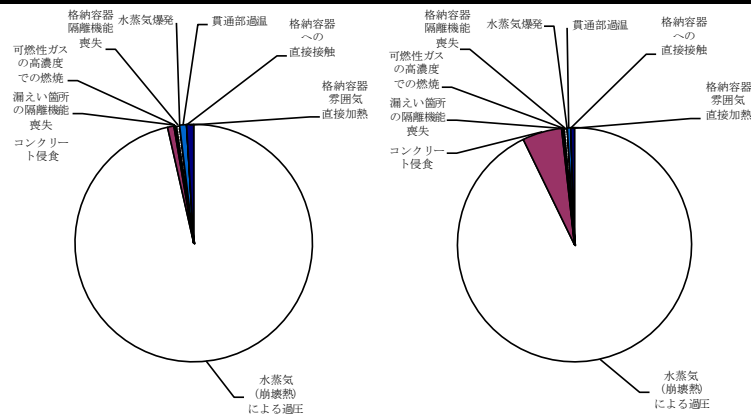
第 4.1-14 図 格納容器破損カテゴリー別格納容器破損頻度



本 PRA 評価結果

感度解析結果

CDF	2.3E-04	2.3E-04
CFF	2.1E-04	2.1E-04
CCFP	0.94	0.94



本 PRA 評価結果

感度解析結果

- 水蒸気 (崩壊熱) による過圧
- コンクリート侵食
- 漏えい箇所の隔離機能喪失
- 可燃性ガスの高濃度での燃焼
- 格納容器隔離機能喪失
- 水蒸気爆発
- 貫通部過温
- 格納容器への直接接触
- 格納容器雰囲気直接加熱

第 4.1-15 図 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損割合

5. 有効性評価の事故シーケンスグループの選定に際しての外部事象の考慮について

重大事故の有効性評価に係る個別プラントでの事故シーケンスグループの選定に際しては、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を定める規則の解釈(以下、「規則解釈」)に「個別プラントの内部事象に関する PRA 及び外部事象に関する PRA (適用可能なもの) 又はそれに代わる方法で評価すること。」と記載されており、今回の申請書作成にあたっては外部事象に関しては PRA 手法が適用可能な段階にある地震、津波を対象にイベントツリーに基づく検討を実施した。

レベル 1 PRA における火災、溢水及びその他外部事象並びにレベル 1.5PRA における外部事象については、PRA 手法が未確立または整備中の段階であることから、現段階では「適用可能なもの」に含まれないものとしたが、これらの外部事象の影響を考慮した場合の事故シーケンスグループ選定への影響について以下のとおり検討・整理した。

1. 火災、溢水により誘発される起回事象の検討

外部事象のうち、火災、溢水については PRA 手法確立・個別プラントへの展開に係る検討作業がある程度進んでいることを踏まえ、PRA を念頭にして想定される起回事象を整理した結果を表 1 及び表 2 に示す。

表 1 内部溢水により誘発される起回事象 (原子力学会標準付属書に記載の例)

起回事象	起回事象を誘発する要因の例
小破断 LOCA	溢水による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動
主給水流量喪失	溢水による主給水ポンプなどの機能喪失
2次冷却系の破断	溢水による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動
過渡事象/手動停止	溢水による原子炉トリップ/手動停止
外部電源喪失	溢水による常用母線などの機能喪失
補機冷却水の喪失	溢水による補機冷却水ポンプなどの機能喪失

表 2 内部火災により誘発される起回事象

起回事象	起回事象を誘発する要因の例
小破断 LOCA	火災による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動 火災による RCP シール冷却機能喪失
IS-LOCA	火災による隔離弁制御回路の誤作動
主給水流量喪失	火災による主給水ポンプなどの機能喪失
2次冷却系の破断	火災による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動
過渡事象/手動停止	火災による原子炉トリップ/手動停止
外部電源喪失	火災による常用母線などの機能喪失
補機冷却水の喪失	火災による補機冷却水ポンプなどの機能喪失

表1、表2で抽出された起回事象は、屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て炉心損傷に至る可能性がある。この場合、設計基準事故対策とあいまって溢水・火災の波及拡大抑止がなされ、広範囲に重畳するような事象発生を防止できると考えるならば、これらの誘発事象は同機器の故障・誤作動を想定する内部事象レベル1 PRA の検討から得られる起回事象によって一定程度包含できているものと考ええる。

したがって、定量化に際しては別途評価が必要であるものの、想定される事故シーケンスが、内部事象レベル1PRA の検討から得られる事故シーケンスの一部として分類できることから、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループが発生する可能性は低いものと考ええる。

2. その他外部事象により誘発される起回事象の検討

その他の外部事象としては規則解釈第六条第1項に具体的に以下の自然現象が記載されている。

<規則解釈に記載の「自然現象」>

敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等から適用されるもの

これらの外部事象についてはPRA手法に係る検討も現状は未着手の段階となっているが、建屋内部の設備に直接的な影響を及ぼす可能性は低く、建屋外部に設置された設備あるいは建屋の構造上、屋内機器への影響が生じやすい場合の影響を考慮することが適切であると考えられる。

例えば、竜巻による影響としては建屋の壁の構造強度が相対的に小さい循環水ポンプ建屋内の設備、開口部が大きい非常用ディーゼル発電機建屋内の設備が飛来物などの影響を受けやすいが、設計基準事故対策とあいまって内部事象PRAから得られる事故シーケンスによって一定程度包含できているものと考ええる。

なお竜巻の発生頻度に関しては、設計上のベースとなる基準竜巻の最大風速92m/sの年超過確率が1.4E-7であり、PRAにおける起回事象のレベルと比較しても相当に低い値となっている。

また、火山（火山灰の降下）により建屋開口部からの取り込みにより換気空調系機能に影響を与える可能性があるが、全交流動力電源喪失発生時には同時に換気空調系機能喪失を想定しており、これらで想定される事故シーケンスに包絡されることになる。

その他、自然現象に伴って、炉心損傷に至る可能性のある建屋外部の設備の機能喪失としては、変圧器・送電線等の機能喪失による外部電源喪失等が想定されるが、いずれも今回抽出された事故シーケンスに含まれる。

したがって、これら外部事象を考慮した場合においてもグループ選定の観点で、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループは発生しないものと考ええる。

3. レベル1.5 PRAにおける地震の扱い

レベル 1.5PRA における地震の扱いとしては、格納容器本体、原子炉建屋、格納容器隔離弁等の損傷から格納容器の閉じ込め機能喪失に至る過程に不確かさが大きくなる傾向にあり、定量的な評価に際しては損傷箇所、損傷モード等の精緻化の検討が必要な段階であるため、現時点では格納容器破損モードの選定の検討には適用できないものと判断した。

なお、地震特有の格納容器破損形態として想定される代表的なモードは、格納容器直接破損であると考えられることから、有効性評価における格納容器破損モード選定に際して、内部事象 PRA 以上の新たな破損モードは抽出されないものと考えられ、今回の格納容器破損モードの選定に際しては、内部事象レベル 1.5PRA からの知見のみから、格納容器破損モードの分析を行なった。

4. その他

地震、津波も含めた 10 種類の自然災害（豪雪（暴風雨）、火山による降灰、暴風（台風）、竜巻、凍結（極低温）、森林火災、生物学的影響、落雷）に対しては、発生頻度やハザード等の定量的影響評価は行なっていないものの、プラント影響として想定しうるもっとも深刻な損傷状態及び対策について、大規模損壊発生時の対応として検討を行っている。