

泊発電所3号機
確率論的リスク評価（PRA）について

平成26年2月25日
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 実施範囲と評価対象について
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

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、構築物及び大型機器等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
重要度解析、不確実さ解析及び感度解析	<p>PRA結果の活用目的である事故シーケンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度や格納容器破損頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確実さ解析を実施している。</p> <p>また、炉心損傷や格納容器破損に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を実施している。</p> <p>なお、感度解析については、事故シーケンスグループ等の選定の段階では必須ではないと考えられるが、参考として実施している。</p>
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、CVI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>定量的な評価結果はないが、レベル1地震PRA結果が内部事象レベル1.5の入力となるプラント損傷状態（PDS）として考慮されていること、地震特有の格納容器破損形態として想定されるモードが原子炉格納容器直接破損であることから、有効性評価における格納容器破損モード選定に際して新たな破損モードは抽出されないものと判断した。</p>
ピアレビューの実施	<p>メーカー、コンサルタント、海外の専門家及び他の電力会社の協力のもと、学会標準に基づくピアレビューを現在実施中である。</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	・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、配管及び弁等で構成する。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、配管及び弁等で構成する。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、配管及び弁等で構成し、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	<p>事故時の基本的な安全機能を果たす原子炉停止、原子炉冷却及び原子炉格納容器冷却に関する系統（一般にフロントライン系という）をサポートする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（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、格納容器スプレィ信号作動設備） ・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	<p>事故時に作動が必要な設備のうち、PRAで作動を考慮する設備は以下のものがある。</p> <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。（別紙3.1-1参照）

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

本事象については、プラントによって原子炉トリップの発生の有無が異なり、DC母線1系列喪失時に自動で原子炉トリップするプラントに対してのみ起回事象の対象とされ

る。泊発電所3号機については、本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可能であるが、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可能である。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を行った。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、独立した起因事象として取り扱う。

d. 手動停止

手動停止は、停止時冷却に移行する際に復水・給水系にトラブルが生じた際などの計画外停止を想定しており、独立した起因事象として取り扱う。

e. 補機冷却水の喪失

補機冷却水の喪失時には、多数のフロント系設備の機能が影響を受け、RCPシール機能の喪失や加圧器逃がし弁・安全弁開固着による1次冷却材インベントリの喪失事象の発生が想定されることから、独立した起因事象として取り扱う。

なお、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では起因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、起因事象として採用するものである。

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

(4) 起因事象の発生頻度評価

起因事象の発生頻度は、以下のいずれかの手法を用いて算出した。

- a. プラントの運転経験*から得られた起因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。対象とする運転期間については別紙3.1-2参照。(※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、以下の通り起因事象頻度を算出した。

起因事象	起因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因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因事象発生頻度を算出。
それ以外の起因事象	b.の手法を用いて発生件数から起因事象発生頻度を算出。

起因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。

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

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、起因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及び英国データに基づき、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基づき、小破断LOCA (1/2-2インチ)、大破断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基づき、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) 621 : 国内PWRプラント運転期間*² (年)

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

※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

$$= 1 / (4.1 \times 10^{10} \times (1-0.1)) \times (3386 \times 3) \times 24 \times 365 = 2.4E-3 / \text{炉年}$$

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号機(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。なお、小破断LOCA等の事故を起因事象として原子炉トリップに失敗する事象は、発生頻度が非常に小さいことから、ATWSとして考慮しておらず、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

LOCAの原因となる故障モードのうち、弁のリークに対しては余熱除去系に設置されている逃がし弁が作動すれば過度の圧力上昇が生じることはなく、LOCAには至らないものと評価し、リーク時には逃がし弁の故障(開失敗)を別途考慮する。逆止弁、電動弁リークのデータは機器故障率データより、

・逆止弁のリーク : $7.1\text{E-}9 / \text{h}$

・電動弁のリーク : $4.1\text{E-}9 / \text{h}$

である。リークを超える破損のデータはNUCIAのデータベースにはないため、NUCIAのリークのデータに 10^{-1} を乗じ、

・逆止弁のリーク : $7.1\text{E-}10 / \text{h}$

・電動弁のリーク : $4.1\text{E-}10 / \text{h}$

となる。このライン上の各弁の使命時間を出力運転の1年とすると、弁のリーク、破損確率は

・逆止弁のリークP (V1) : $6.2\text{E-}5 / \text{y}$

・電動弁のリークP (V2) : $3.6\text{E-}5 / \text{y}$

・逆止弁の破損P (V3) : $6.2\text{E-}6 / \text{y}$

・電動弁の破損P (V4) : $3.6\text{E-}6 / \text{y}$

となる。また、逃がし弁の開失敗確率は機器故障率データより、

・逃がし弁の開失敗P (V5) : $1.4\text{E-}3 / \text{y}$

を使用する。

①の発生確率

低温側注入ラインでインターフェイスシステム LOCA が発生する条件は、3つの直列な逆止弁の同時故障(破損)である。また、逆止弁のリークに対しては、逃がし弁が

開失敗した場合に LOCA が発生すると考える。弁故障によって LOCA に至る経路は 6 通りある。従って、低温側注入ラインでのインターフェイスシステム LOCA の発生頻度は、

$$\begin{aligned}
 P1 &= 6 * (P(V3)^3 + P(V1)^3 * P(V5)) \\
 &\quad + 3 * P(V1)^2 * P(V3) * P(V5) + 3 * P(V1) * P(V3)^2 * P(V5)) \\
 &= 4.1E-15 / \text{炉年}
 \end{aligned}$$

②の発生確率

高温側注入ラインでインターフェイスシステム LOCA が発生する条件は、3つの直列な逆止弁と1つの電動弁（通常時閉）の同時故障（破損）である。また、逆止弁／電動弁のリークに対しては、逃がし弁が開失敗した場合に LOCA が発生すると考える。弁故障によって LOCA に至るパスは4通りある。従って、高温側注入ラインでのインターフェイスシステム LOCA の発生頻度は、

$$\begin{aligned}
 P2 &= 4 * (P(V3)^3 * P(V4) + P(V1)^3 * P(V2) * P(V5)) \\
 &\quad + 3 * P(V1)^2 * P(V2) * P(V3) * P(V5) + 3 * P(V1) * P(V2) * P(V3)^2 * P(V5) \\
 &\quad + P(V2) * P(V3)^3 * P(V5) + P(V1)^3 * P(V4) * P(V5) \\
 &\quad + 3 * P(V1)^2 * P(V3) * P(V4) * P(V5) + 3 * P(V1) * P(V3)^2 * P(V4) * P(V5)) \\
 &= 7.4E-20 / \text{炉年}
 \end{aligned}$$

③の発生確率

余熱除去ポンプ吸込側でインターフェイスシステム LOCA が発生する条件は、直列な2つの電動弁（通常時閉）の同時故障（破損）である。また、電動弁のリークに対しては、逃がし弁が開失敗した場合に LOCA が発生すると考える。弁故障によって LOCA に至るパスは2通りある。従って、余熱除去ポンプ吸込側でのインターフェイスシステム LOCA の発生確率は、

$$\begin{aligned}
 P3 &= 2 * (P(V4)^2 + P(V2)^2 * P(V5) + 2 * P(V2) * P(V4) * P(V5)) \\
 &= 3.0E-11 / \text{炉年}
 \end{aligned}$$

インターフェイスシステム LOCA は①、②及び③のシナリオの発生頻度の合計であり、
 $P = P1 + P2 + P3$

$$\begin{aligned}
 &= 3.0E-11 / \text{炉年} \\
 &\text{となる。}
 \end{aligned}$$

なお、インターフェイスシステム LOCA における PRA と有効性評価の想定との差異に

については別紙 3.1-3 のとおりである。

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

既往の PRA や熱水力解析結果を反映し抽出された、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が不十分であることによって、炉心の一部の燃料被覆管表面温度が1200℃を超えると評価される状態。

○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ル水の温度が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 (大破断 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。
1次冷却材喪失 (大破断 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。

事象	操作	余裕時間	余裕時間の設定根拠
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主給水流量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、起回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

各起回事象に対して、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。

各起回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する。「成功」は炉心損傷回避状態を示す。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し、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。なお、泊 3 号機の特徴である計測制御設備の総合デジタル化について信頼性評価で考慮した内容を別紙 3.1-4 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、起因事象ごとに結果が異なるものについては起因事象ごとに評価し、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。

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

国内改良型の耐熱 O リングを使用した場合の RCP シール LOCA 発生確率については、評価手法が確立していないことから、RCP シール LOCA はシステム信頼性評価を実施せずに非信頼度を 1.0 と設定した。

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 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、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可否について検討し、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。

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

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」に記載されている MGL パラメータ（別紙 3.1-5 参照）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、起回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)（別紙 3.1-6 参照）を使用して評価し、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。

なお、泊 3 号機の特徴である計測制御設備の総合デジタル化について人間信頼性評価で考慮した内容を別紙 3.1-4 に示す。

(1) 起回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。事象発生前の人的過誤をモデル化する対象機器選定フローを第 3.1-10 図に示す。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) 起回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。本評価では、RiskSpectrum®を使用し、起回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（起回事象発生頻度、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フォールトツリーリンクングによる定量化を行った。RiskSpectrum®はカットセット毎の炉心損傷頻度を算出した上で、得られた評価値を積算処理することで定量化しているコードである。

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。運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故等の事象が発生した場合に、原子炉を安全な状態に移行させるための基本的な安全機能として「原子炉停止機能（止める）」、「原子炉冷却機能（冷やす）」、「原子炉格納容器閉じ込め機能（閉じ込める）」がある。これらに着目し、炉心損傷に至る事故シーケンスのカテゴリー化を行う。

a.原子炉停止機能：原子炉を臨界状態から未臨界状態にし、原子炉を安全な状態に移行する。この機能が喪失した場合、原子炉を未臨界状態にできず炉心損傷に至る可能性があることから、炉心損傷カテゴリーとして分類する。**（原子炉停止機能喪失）**

b.原子炉冷却機能：原子炉の停止に成功した場合でも、炉心からの崩壊熱を除去しなければ炉心損傷に至る。PWRには、崩壊熱の除去手段として、1次系による炉心冷却機能と2次系による炉心冷却機能があり、これらの冷却機能の状況に応じて事故シーケンスグループを選定する。

(b-1) 1次系による除熱

1次冷却材喪失事象が発生した場合、ECCSにより炉心冷却に必要な水を炉心へ注入することが必要となる。さらに炉心へ注入した水を余熱除去冷却器等で冷却しながら再循環サンプから再度炉心に注入する再循環運転が必要となる。これらの機能が喪失した場合、炉心の冷却が十分に行われずに炉心損傷に至る可能性があり、炉心損傷カテゴリーとして分類する。**（ECCS注水機能喪失、ECCS再循環機能喪失）**

(b-1) 2次系による除熱

1次冷却材圧力バウンダリの健全性が保たれている場合は、補助給水系を用いて2次系から炉心を除熱することが必要である。この機能を喪失した場合には、炉心の除熱手段を失い、炉心損傷に至る可能性があることから、炉心損傷カテゴリーとして分類する。ただし、蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）は1次冷却材圧力バウンダリが健全ではないが、系外に放出されるエネルギーが小さく、2次系からの除熱機能を必要とする。**（2次冷却系からの除熱機能喪失）**

c.原子炉格納容器閉じ込め機能：1次冷却材喪失事象が発生した場合には、原子炉格納容器内に大量のエネルギーが放出され、加温、加圧により原子炉格納容器の健全性が脅かされるため、格納容器内の除熱が必要である。この除熱機能が喪失した場合、原子炉格納容器の損傷に至り、原子炉格納容器閉じ込め機能も喪失し、再循環水（水蒸気）が格納容器外に放出され、炉心損傷に至る（格納容器先行破損）可能性があることから、事故シーケンスグループとして分類する。**（格納容器からの除熱機能喪失）**

また、1次冷却材が格納容器外に漏えいする格納容器バイパス事象については、まずは漏えい箇所を隔離した上で炉心を冷却することが必要である。この隔離に失敗し、原子炉格納容器閉じ込め機能が喪失した場合、漏えいの継続により水源が枯渇し、炉心損傷に至る可能性があることから、炉心損傷カテゴリーとして分類する。**（漏えい箇所の隔離機能喪失）**

また、これらの原子炉冷却機能が、その安全機能を果たすためには、電源機能や補機冷却機能といったサポート機能が必要であるこれらの機能が喪失した場合、原子炉冷却機能が喪失し、炉心損傷に至る可能性があることから、それぞれ炉心損傷グループとして分類する。**（サポート機能（電源機能）の喪失、サポート機能（補機冷却機能）の喪失）**

以上から、次の炉心損傷カテゴリーに分類される。

- 【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 3.1-11 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 3.1-12 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

PRA 結果の活用目的である事故シーケンスグループ等の選定に係る炉心損傷頻度や格納容器破損頻度の相対的な割合の確認に際しての参考資料として、不確実さ解析を実施した。また、炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を、炉心損傷頻度や格納容器破損頻度への潜在的な影響を確認する観点で、感度解析を実施した。

(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。

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

ここで

$F_A(CD)$: 事象 A の発生が寄与して発生する炉心損傷度

$F(CD)$: 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) 起因事象の重要度解析結果

起因事象の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。

起因事象のFV重要度は「補機冷却水の喪失」が最も高い。起因事象の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」として起因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。

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

(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倍の不確か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かさ幅が小さくなる「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、パラメータの不確か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。いずれも不確か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か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主な情報源(1/2)

PRA の作業	収集した情報	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主な情報源(2/2)

PRA の作業	収集した情報	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への流出事故のうち、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への流出事故のうち、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への流出事故のうち、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						
	出典						
非常用所内電源 (EPS)	DG						1/2
	出典						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	1/3	1/3	1/3	1/3
	主蒸気安全弁による蒸気放出		健全1/2 2/5(1SG当たり)	健全1/2 2/5(1SG当たり)	2/3 2/5(1SG当たり)	2/3 2/5(1SG当たり)	2/3 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 LOCA (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)	RCPシール健全性					RCPシールLOCA発生	
	その他 出典					従来型Oリング 出典②	
非常用所内電源 (EPS)	DG 出典						

(*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	バイステーブル	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%
				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%
	過渡事象	補助給水失敗	5.4E-06	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%
小LOCA	補助給水失敗	1.0E-08	②補助給水ピット 閉塞	3.0E-08	28%	
			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	破損SG隔離失敗	2.8E-07	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%
	インターフェイスシステムLOCA	—	3.0E-11	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 起因事象の重要度評価結果 (FV 重要度)

No	起因事象	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 起因事象の重要度評価結果 (RAW)

No	起因事象	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

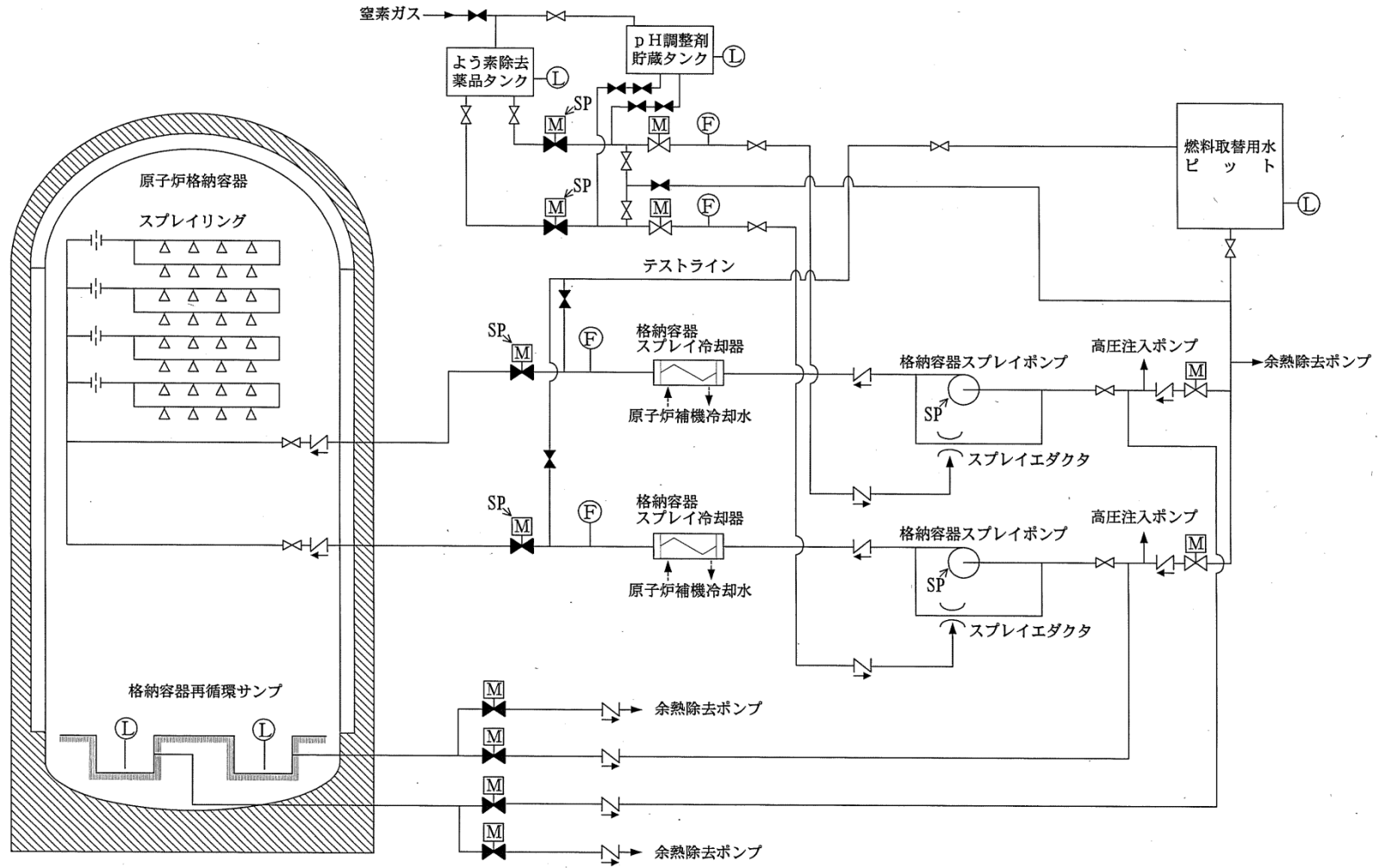
(注:RAW が同値の場合、FV 重要度が高いものを優先して記載)

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

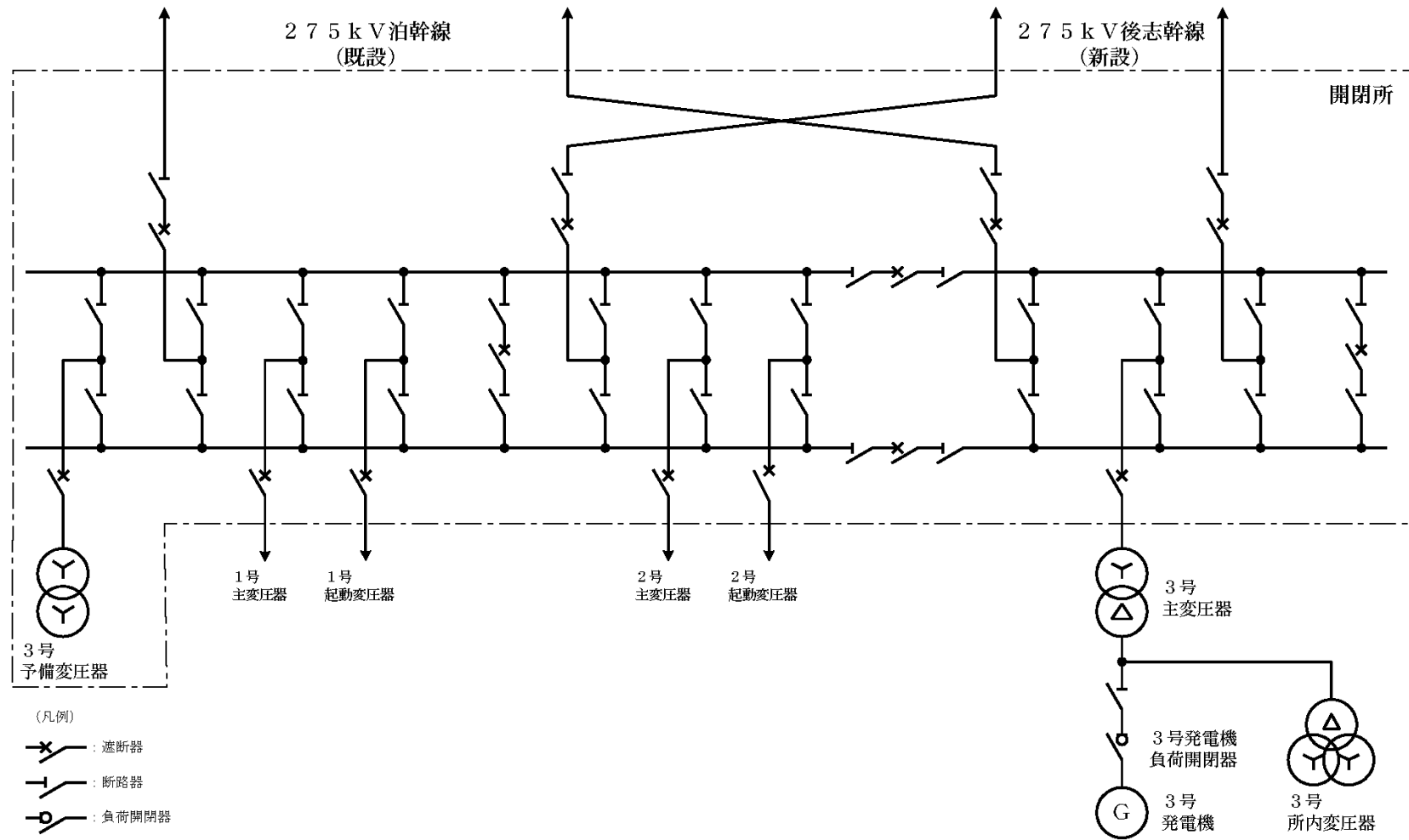
事故シーケンス	下限値 (/炉年)	中央値 (/炉年)	上限値 (/炉年)	平均値 (/炉年)	EF
全CDF	1.7E-05	8.5E-05	8.4E-04	2.3E-04	7.0
大LOCA + 低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	1.3E-14	3.7E-13	1.4E-11	4.9E-12	32.0
大LOCA + 低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	1.2E-10	2.7E-09	5.8E-08	1.6E-08	21.9
大LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗	2.1E-16	7.4E-15	3.9E-13	1.9E-13	43.5
大LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗+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)

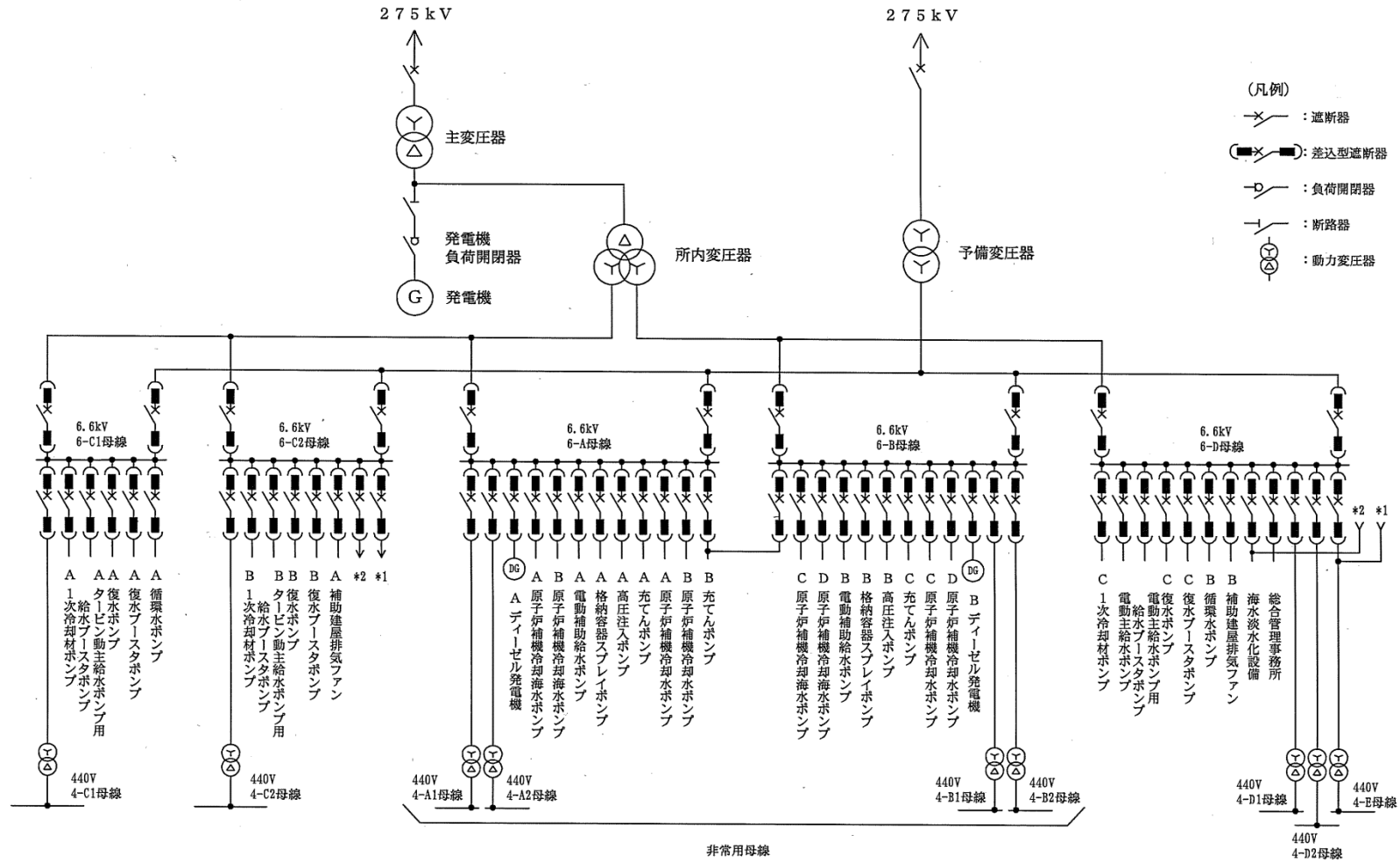
事故シーケンス	CDF評価結果 (/炉年)	感度解析結果 (/炉年)
全CDF	2.3E-04	6.9E-05
大LOCA + 低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	6.2E-12	←
大LOCA + 低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	1.7E-08	←
大LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗	3.0E-13	←
大LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	2.1E-12	←
大LOCA+蓄圧注入失敗	9.4E-09	←
大LOCA+低圧注入失敗	2.9E-09	←
中LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	1.1E-08	←
中LOCA+高圧再循環失敗	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	←



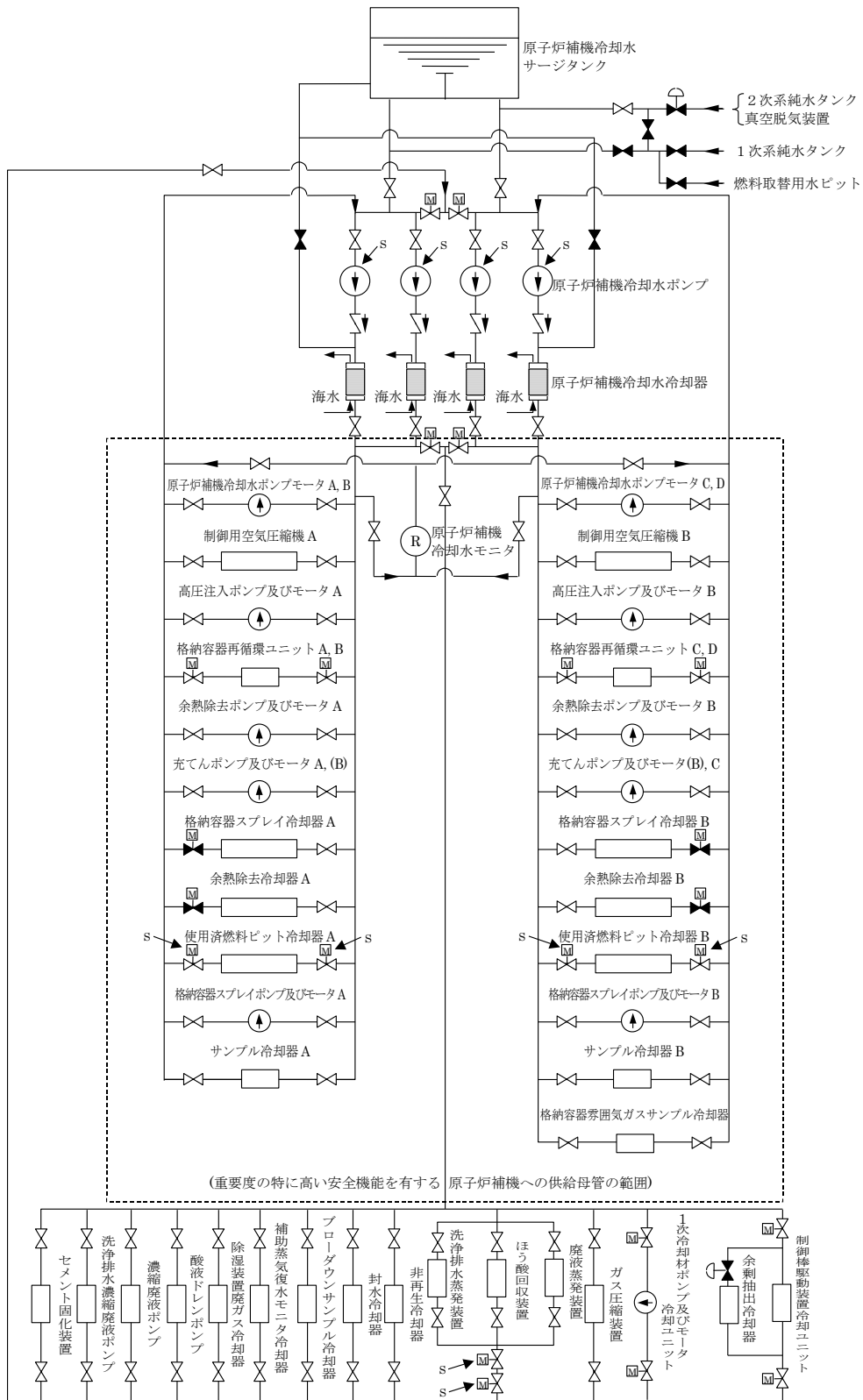
第3.1-3図 原子炉格納容器スプレイ設備系統図



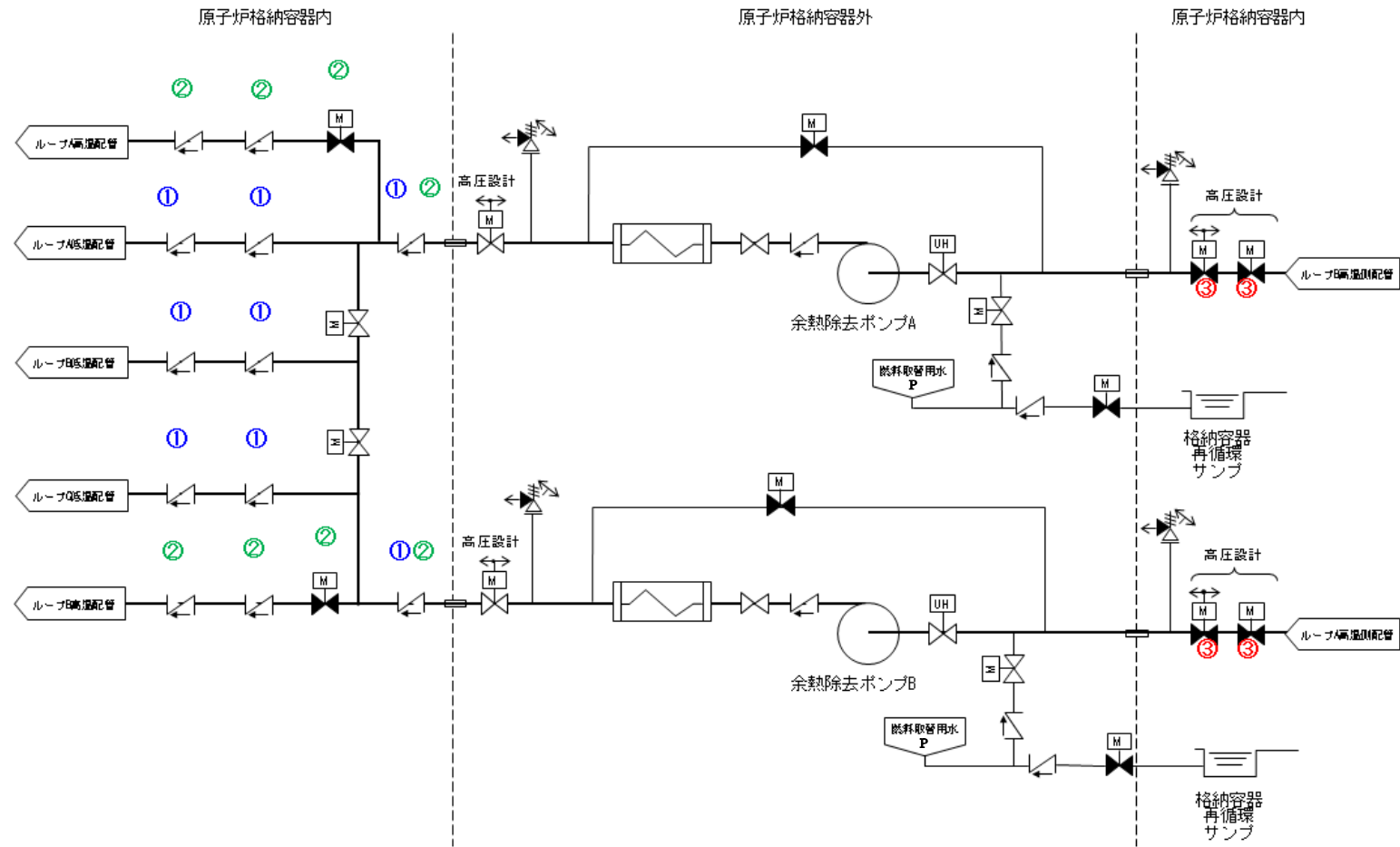
第3.1-4図 開閉所単線結線図



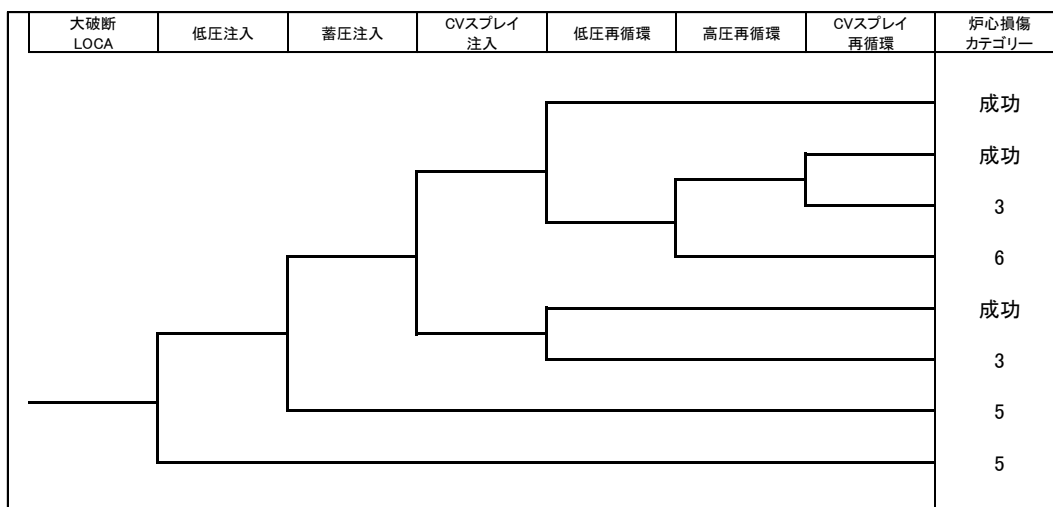
第3.1-5図 所内単線結線図



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】

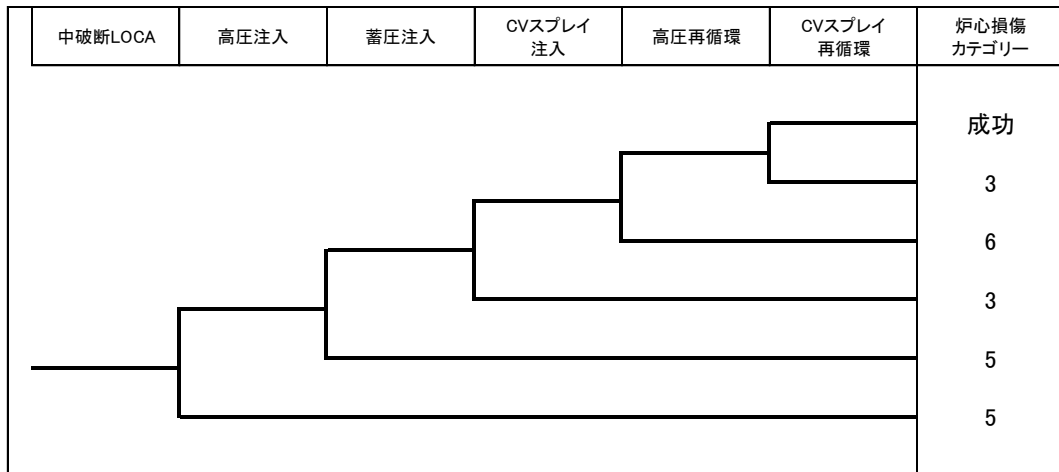
- 1次系圧力バウンダリの破損による1次冷却材の格納容器内の流出事故のうち破断口面積が等価口径6インチから両端破断相当（配管断面積の2倍）までと定義した。
- 本評価ではAループ低温側配管破断を仮定した。
- 大破断LOCA時は、炉心部での冷却材密度の低下（ボイド発生）が短時間で生じるため原子炉トリップに期待しておらず、また1次系への注入機能により十分な冷却機能が確保されるので補助給水の機能にも期待していない。

【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



第 3.1-8(b)図 中破断 LOCA イベントツリー

【仮定条件】

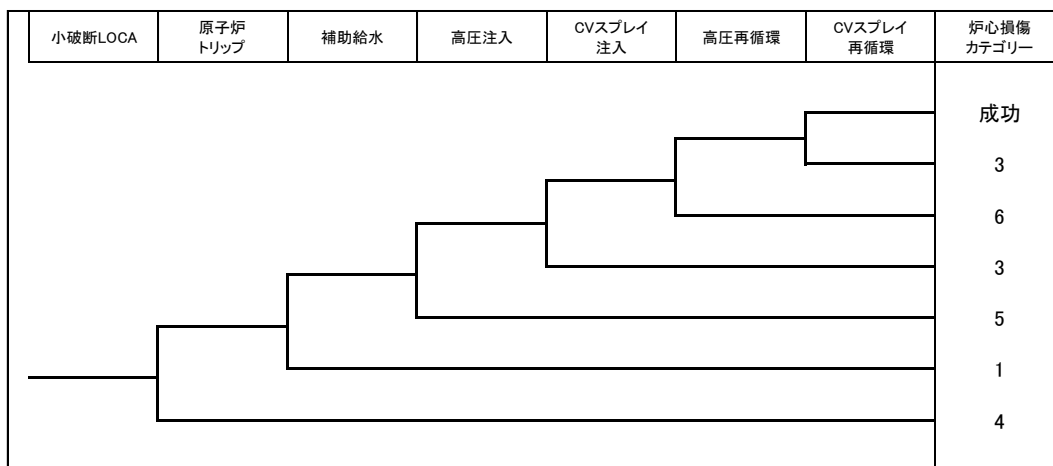
- 1次系圧力バウンダリの破損による1次冷却材の格納容器内の流出事故のうち破断口面積が等価口径2インチから6インチと定義した。
- 本評価ではAループ低温側配管破断を仮定した。
- 中破断LOCA時は、炉心部での冷却材密度の低下（ボイド発生）が短時間で生じるため原子炉トリップに期待しておらず、また1次系への注入機能により十分な冷却機能が確保されるので補助給水の機能にも期待していない。

【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】

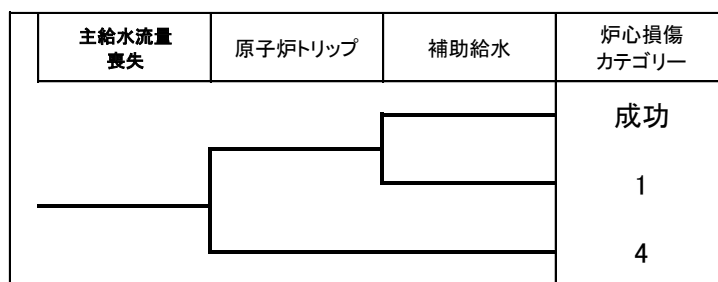
- 余熱除去系の破断であり、低圧注入系が不能。

【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。

【炉心損傷カテゴリー】

- 1：2次系からの除熱機能喪失
- 4：原子炉停止機能喪失

過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	炉心損傷 カテゴリ
			成功
			1
			4

第3.1-8(f)図 過渡事象イベントツリー

【仮定条件】

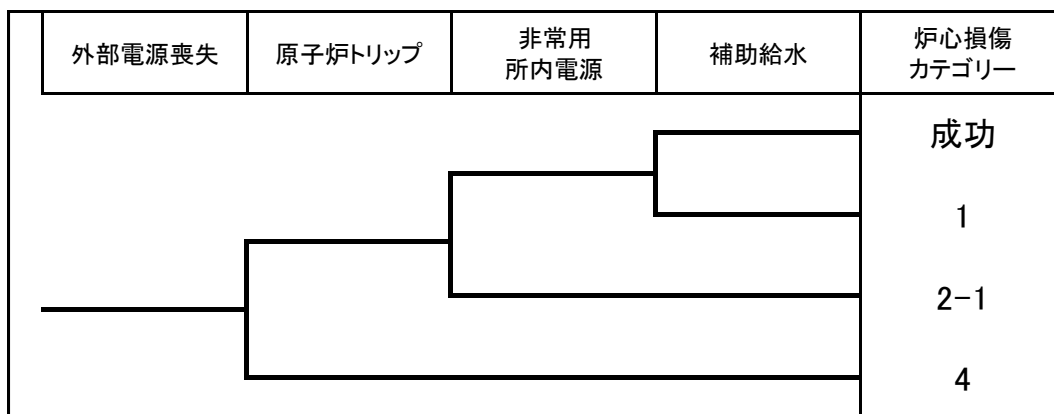
- 原子炉トリップを伴う過渡事象一般を含む。
- 主給水流量喪失等の独立した事象以外を対象とする。

【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】

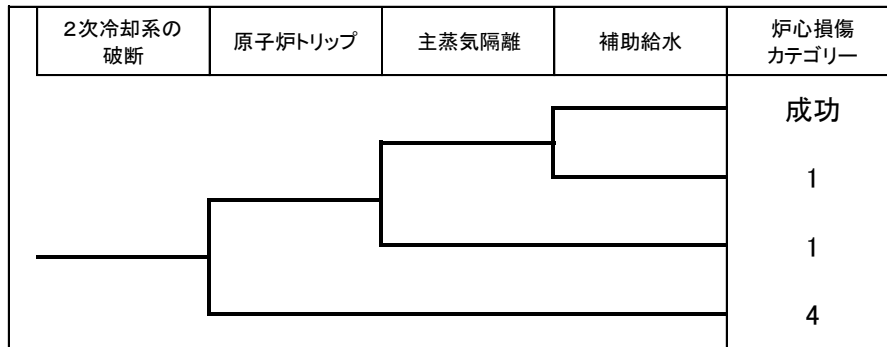
- ATWSは起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【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、以降はシビアアクシデント対策による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

SGTR	原子炉トリップ	補助給水	破損SG隔離	炉心損傷 カテゴリ
				成功
				7
				1
				4

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】

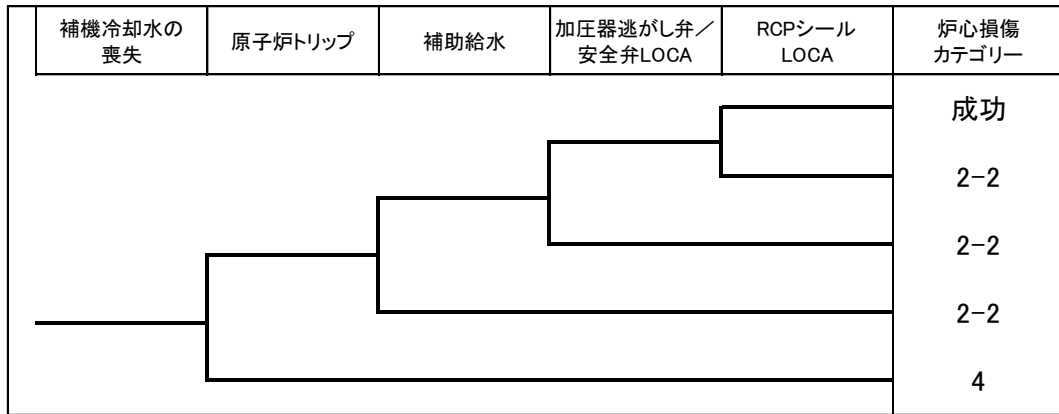
- 蒸気発生器伝熱管破損は、設置許可申請書添付十と同様、伝熱管1本の完全両端破断を仮定する。

【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



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

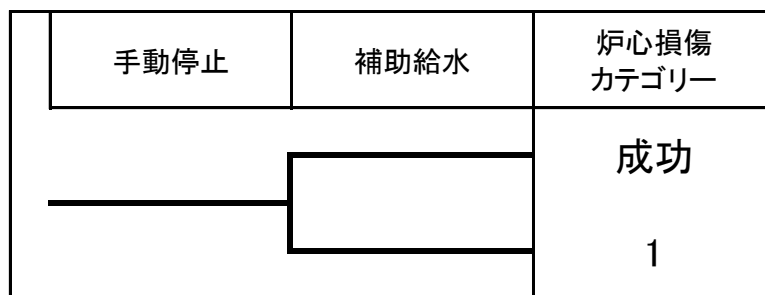
【イベントツリーの説明】

- 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】

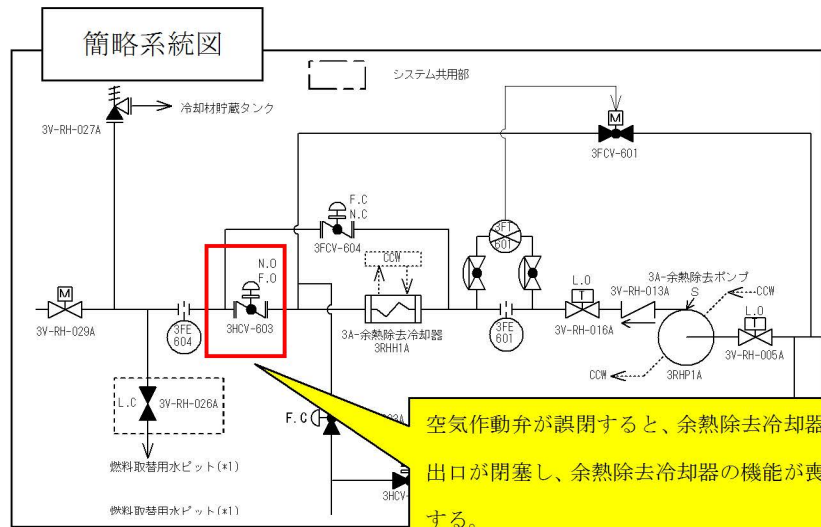
- 手動停止は過渡事象の一部であるが、原子炉トリップを伴わず運転員の手動による原子炉停止が行われる事象を想定する。

【イベントツリーの説明】

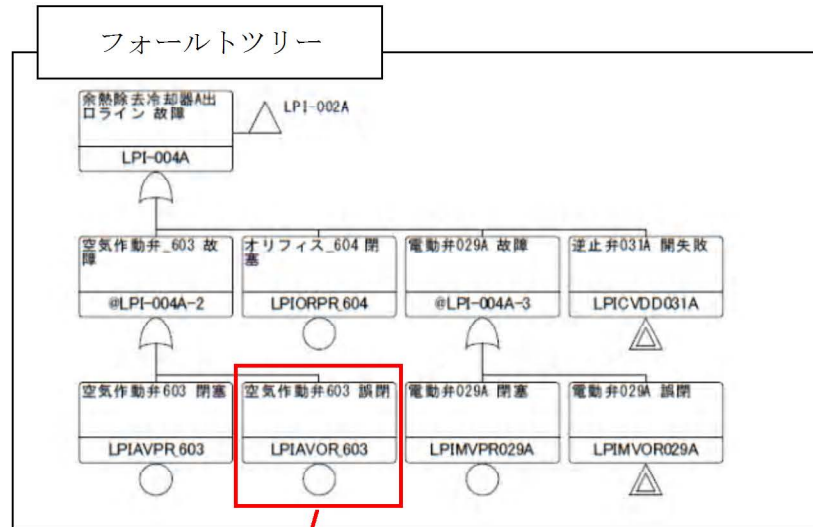
- 手動停止の場合、起因事象として原子炉は停止できているため、補助給水により安定した炉心冷却が確保される。

【炉心損傷カテゴリー】

1：2次系からの除熱機能喪失



空気作動弁が誤閉すると、余熱除去冷却器の出口が閉塞し、余熱除去冷却器の機能が喪失する。

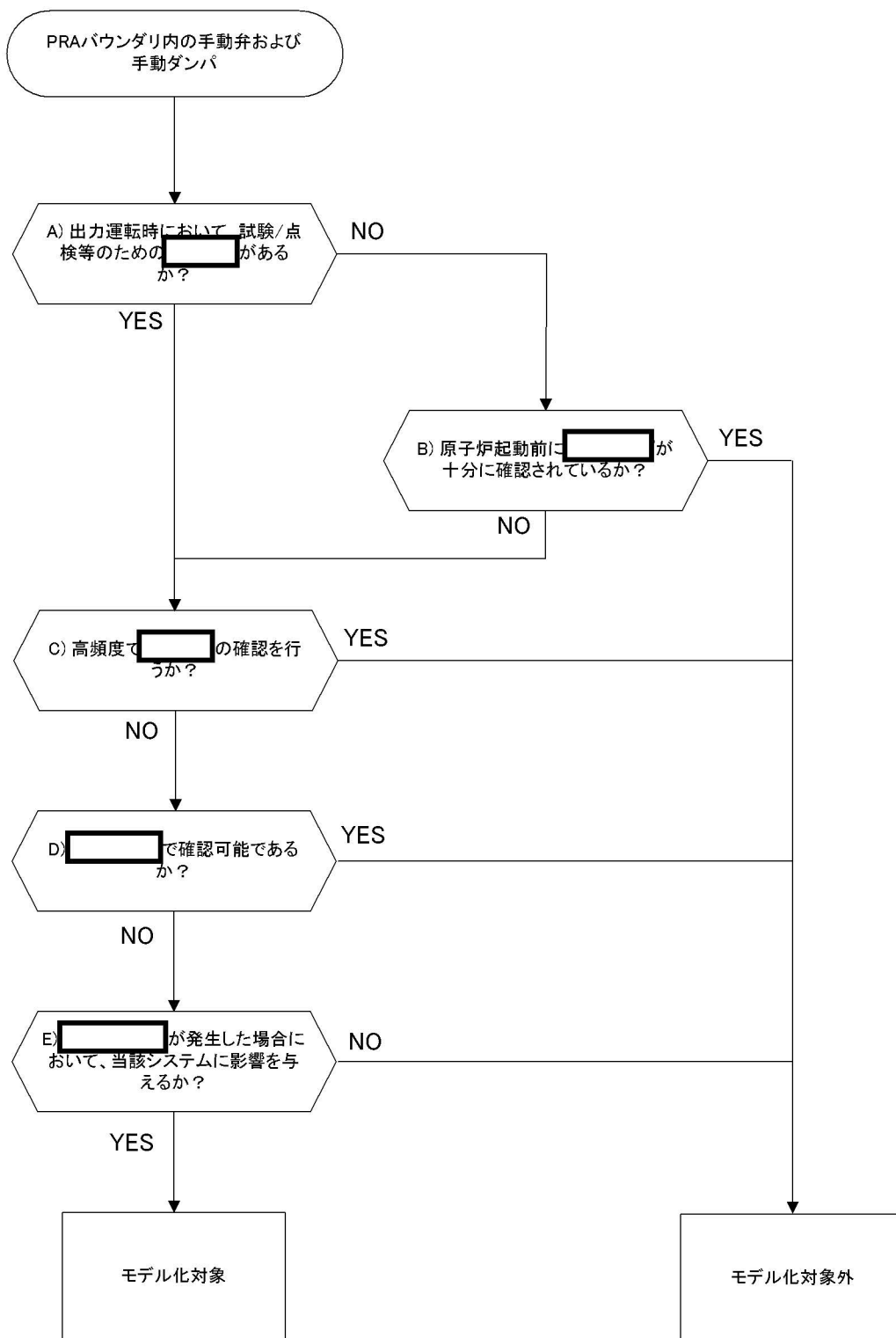


(機器故障率データ)

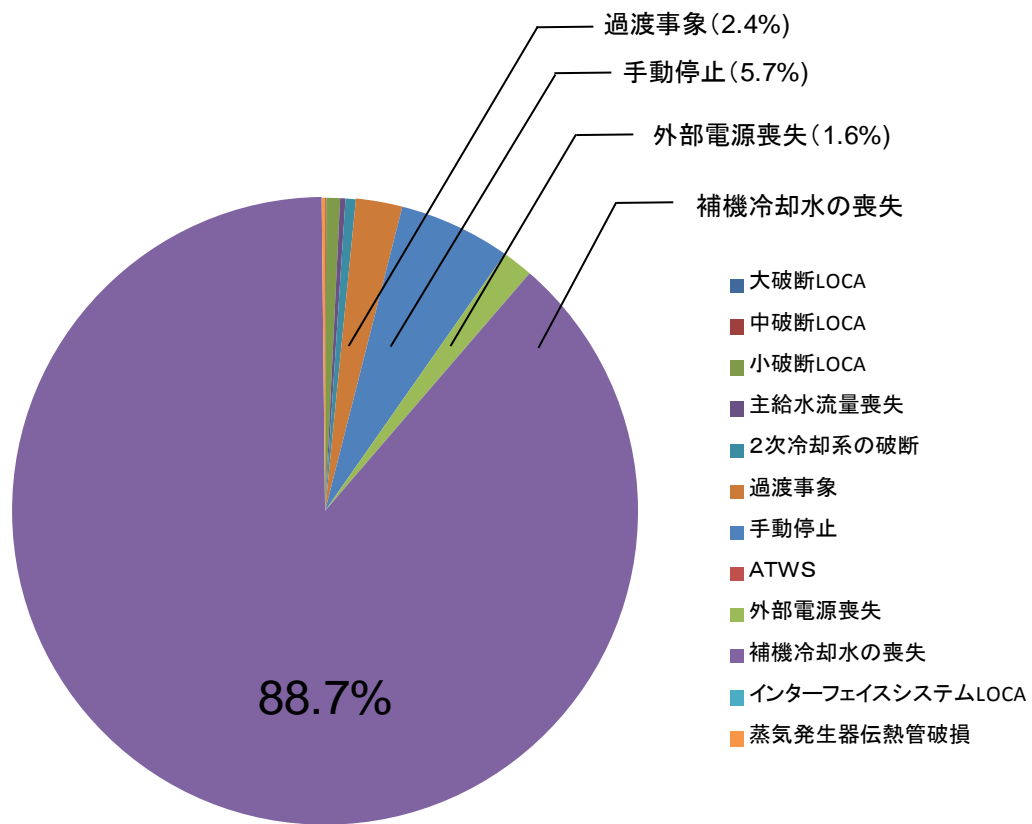
機器タイプ	故障モード	平均値	EF
空気作動弁	開失敗	4.20E-05 /d	7.7
	閉失敗	3.20E-04 /d	41.4
	閉塞	1.00E-08 /h	21.8
	内部リーク	2.00E-08 /h	39.1
	誤閉又は誤開	2.70E-08 /h	37.1
	外部リーク	1.00E-08 /h	21.8

機器タイプ	基事象リスト	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		
		前の状態	後の状態						時間	設定根拠	なし理由
3FE-604	オリフィス_604	オリフィス	-	閉塞	○	LPIORPR_604	-	24	1Y	RCS冷却中時通水	-
				内部破損	2			-	-	-	-
				外部リーク	○	LPIORRR_604		24	1D	RWSP水位を24h毎に確認すると仮定	-
3FE-								24	1M	RHRP定期試験	-
3FE-								-	-	-	-
								24	1D	RWSP水位を24h毎に確認すると仮定	-
3FT-								24	1D	RWSP水位を24h毎に確認すると仮定	-
								-	-	-	-
								24	1M	RHR	-
3FT-611	流量トランスミッタ611	流量トランスミッタ	-	不動作	○	LPIBCWR_611	-	24	1M	RHR	-
				低出力	○	LPIBCWF_611	-	24	1M	RHRP定期試験	-
3HCY-603	空気作動弁_603	空気作動弁Open	Open	Open	1	-	-	-	-	-	-
				開失敗	1	-	-	-	-	-	-
				開失敗	1	-	-	-	-	-	-
				制御回路の作動失敗	1	-	-	-	-	-	-
				閉塞	○	LPIAVPR_603	-	24	1Y	RCS冷却中時通水	-
				内部リーク	1	-	-	-	-	-	-
				誤閉	○	LPIAVOR_603	-	24	1D	閉閉状態を24h毎に確認すると仮定	-
				外部リーク	○	LPIAVRR_603	-	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）

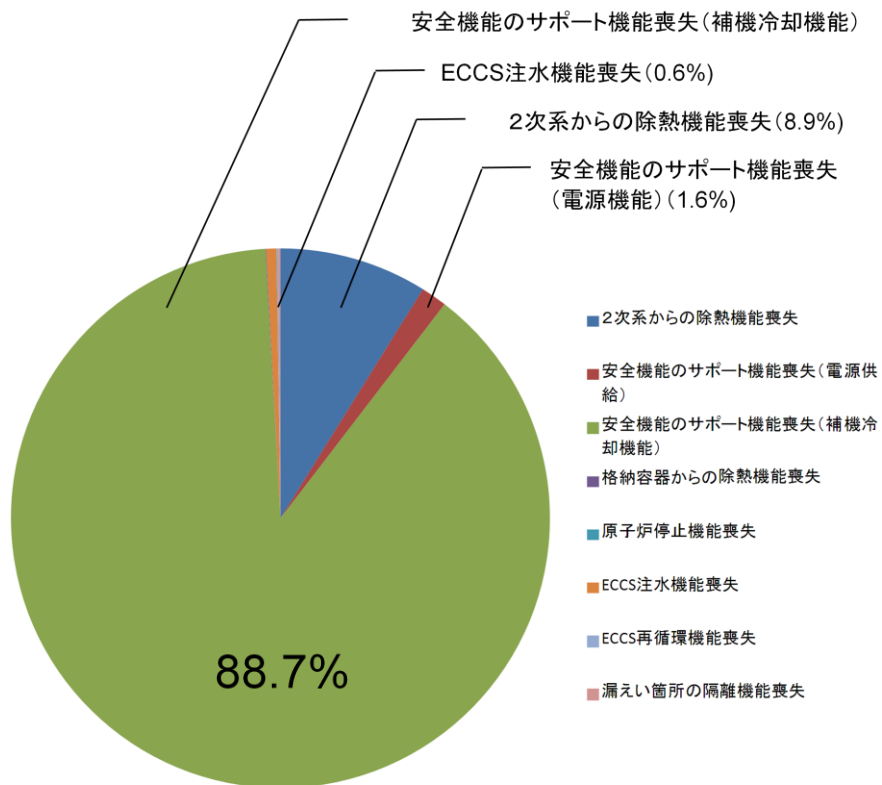


第 3.1-10 図 事故前人的過誤モデル化対象機器の選定フロー



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3.1-11図 起因事象別炉心損傷頻度寄与割合



炉心損傷カテゴリ	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3.1-12図 炉心損傷カテゴリ別炉心損傷頻度寄与割合

起因事象として RV 破損を除外する考え方について

日本原子力学会標準における考え方として、定量的および定性的な分析の結果、発生の可能性が極めて低いか、又は発生を仮定してもその影響が限定される場合、又はPRAの使用目的からは必要がないと考えられる場合には、同定した起因事象を評価対象から除外してもよいとされている。

近年の知見（下記〈参考事項〉参照）によれば、原子炉容器の信頼性は十分に高く、内部事象に伴う原子炉容器破損の発生頻度評価は非常に低く 10^{-7} /年を下回っている。

一方、地震 PRA では原子炉容器も S クラス設計の設備の 1 つとして、その破損により炉心損傷に至る可能性を評価しており、今回の PRA 全体としては、原子炉容器破損も事故シナリオの検討において考慮されることとなる。

これらより、内部事象 PRA においては、原子炉容器破損を起因事象の対象から除外することは問題ないと考える。

〈参考事項〉

RV 破損に係る知見として、WASH-1400 では、米国内外の原子力業界外の圧力容器、米国海軍、米国の商業用発電炉の圧力容器の損傷データを集計の結果から、ASME code Section III および XI に基づいて設計・管理された原子炉容器の損傷確率は 10^{-6} /年以下であり、ECCS の性能を超える規模の破損が生じる確率はさらに小さいと考え、原子炉破損容器の起因事象発生頻度として 10^{-7} /年としている。

国内 PWR の原子炉圧力容器は ASME code Section III および XI と同等の国内規格（告示 501 号、JSME 維持規格）に従って設計・管理されていることから、WASH-1400 のデータは適用可能と判断している。

米国での LOCA 発生頻度に関する最新文献の一つである NUREG-1829 (2008 年)には、複数の専門家意見に基づいた LOCA 発生頻度の推定値がまとめられている。NUREG-1829 では、確率論的破壊力学 (PFM)、破壊力学、PRA の専門家の意見を集約した結果、破断サイズが等価直径 7 inch から 14inch の原子炉圧力容器破損の発生頻度の中央値は約 10^{-8} /年、上限値は 10^{-7} /年より若干低いと推定している。

また、破断サイズの増加とともに発生頻度は低下するとの工学的判断から、等価直径 14inch よりも大きな原子炉容器破損の発生頻度については更に低い値を推定している。

原子炉圧力容器破損は、その破損口が炉心部よりも下にあると ECCS による再冠水、冷却ができないことも考えられるが、破損口が炉心部よりも上に位置する場合、ECCS による緩和が可能である。保守的に、原子炉圧力容器の破損による大破断 LOCA 事象を一律に

ECCS による事象ができない起回事象“原子炉圧力容器破損”と分類した場合でも、NUREG 文献を適用すれば、その発生頻度の上限値は 10^{-7} /年未満である。

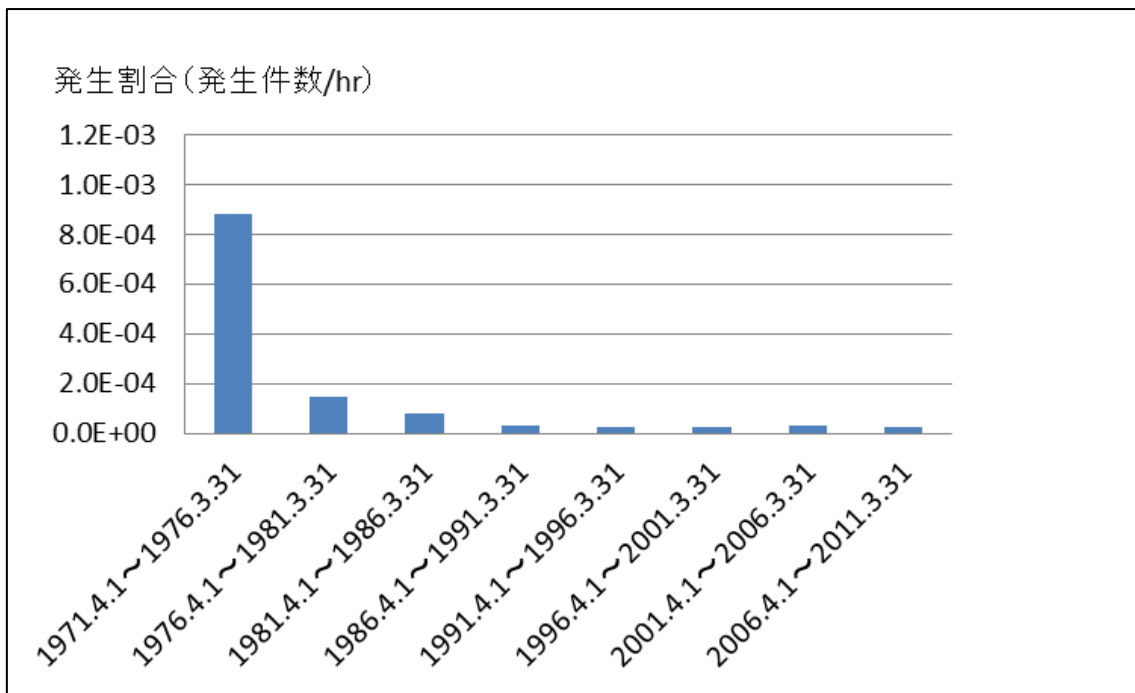
また、原子炉容器が破損する要因の一つとして、PTS(**pressurized thermal shock**)事象が知られている。PTS 事象は、事故事象または過渡事象により原子炉容器が経験する温度・圧力変化により発生する事象である。

近年の米国における PTS 研究によると、運転中の PWR プラントの 80%以上では 60 年運転したとしても PTS 事象による原子炉容器破損頻度（貫通確率）は 10^{-8} /炉年以下と評価されており(NUREG-1827)、有意なリスク要因とは考えられていない。

起因事象発生頻度算出における初期データ除外の考え方について

日本原子力学会標準 AESJ-SC-RK001:2010「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」（以下、パラメータ学会標準という）6.2.2 項によると、データのグループ化の結果がプーラビリティーを満足していることを検証する必要がある。その検証方法として、a) グラフ法による検定と b) 統計的検定があると記載されている。

ここで、1970年11月28日～2011年3月31日迄のトリップ事象を整理すると国内PWRプラントの運開初期ではトリップ事象の発生件数が多いことがわかる（以下図参照）。この原因は、美浜1/2号機が運転を開始して以降の初期に発生した事象が支配的であり、それ以降の国内PWRプラント運転実績及び発生件数の傾向とは明らかに異なることから、データとして同じグループとは見なさないことが適切と考えられることから、実績のある起因事象の発生件数としては1976年4月1日からの実績を考慮している。



インターフェイスシステム LOCA における PRA と有効性評価の想定について

1. はじめに

PRA におけるインターフェイスシステム LOCA では、破損形態を幅広く想定しこの影響を評価しており、一方、有効性評価は発生する蓋然性が比較的高いと考えられる具体的な破損規模を想定し、炉心損傷を評価するものであることから、両者の想定には相違がある。

ここで、インターフェイスシステム LOCA 発生頻度について、その発生条件を有効性評価と整合させた場合の算出について以下に示す。

2. インターフェイスシステム LOCA 発生条件

インターフェイスシステム LOCA は以下の条件のうちいずれかにより発生すると考えられる。なお、電動弁及び逆止弁の破損はそれぞれのリークに含まれるものとする。

- ① 低温側注入配管にある 3 つの逆止弁の内部リーク
- ② 高温側注入配管にある 2 つの逆止弁の内部リークと 1 つの電動弁の内部リーク又は誤開
- ③ 余熱除去ポンプの吸込側にある 2 つの電動弁の内部リーク又は誤開

3. 発生頻度の算出

逆止弁、電動弁それぞれのリークの発生頻度は、機器故障率データより、

- ・ 逆止弁リーク： $7.1\text{E-}9/\text{h}$
- ・ 電動弁リーク： $4.1\text{E-}9/\text{h}$

また、電動弁の誤開については、同じく機器故障率データより、

- ・ 電動弁の誤開： $2.5\text{E-}9/\text{h}$

である。

このライン上の各弁の使命時間を出力運転期間の 1 年とすると、弁のリーク/誤開の発生頻度は次の通り算出される。

- ・ 逆止弁リーク $P(V1)$ ： $6.2\text{E-}5/\text{y}$ ($=7.1\text{E-}9 \times 24 \times 365$)
- ・ 電動弁リーク $P(V2)$ ： $3.6\text{E-}5/\text{y}$ ($=4.1\text{E-}9 \times 24 \times 365$)
- ・ 電動弁の誤開 $P(V3)$ ： $2.2\text{E-}5/\text{y}$ ($=2.5\text{E-}9 \times 24 \times 365$)

電動弁の誤開については、中央制御室にて 1 回/日で電動弁の開閉状態を確認できた場合、電動弁誤開後に直列に並ぶ 2 つ目の電動弁等の誤開、リークが 24 時間以内に発生する確率は次の通り算出される。

- ・ 逆止弁リーク $P(V1')$ ： $8.5\text{E-}8/\text{d}$ ($=7.1\text{E-}9 \times 24 \div 2$)
- ・ 電動弁リーク $P(V2')$ ： $4.9\text{E-}8/\text{d}$ ($=4.1\text{E-}9 \times 24 \div 2$)

- ・ 電動弁の誤開 $P(V3')$: $3.0E-8/d (=2.5E-9 \times 24 \div 2)$

また、弁のリーク／誤開が発生後、1年以内に他の弁がリーク／誤開する確率は次の通り算出される。

- ・ 逆止弁リーク $P(V1'')$: $3.1E-5/y (=7.1E-9 \times 24 \times 365 \div 2)$
- ・ 電動弁リーク $P(V2'')$: $1.8E-5/y (=4.1E-9 \times 24 \times 365 \div 2)$
- ・ 電動弁の誤開 $P(V3'')$: $1.1E-5/y (=2.5E-9 \times 24 \times 365 \div 2)$

これらの発生確率を用いて、①～③の場合における発生頻度を算出すると以下の通りとなる。

① 低温側注入配管にある3つの逆止弁の内部リークの場合

低温側注入配管でインターフェイスシステム LOCA が発生する条件は、3つの直列な逆止弁が同時に内部リークする場合である。図の青字で示した通り、逆止弁の内部リークによって LOCA に至る経路は6通りあることから、発生頻度 $P(1)$ は、

$$P(1) = 6 \times (P(V1))^3 = 1.4E-12 / \text{炉年}$$

② 高温側注入ラインにある3つの逆止弁の内部リークと1つの電動弁の内部リーク又は誤開の場合

高温側注入ラインでインターフェイスシステム LOCA が発生する条件は、3つの直列な逆止弁と1つの電動弁（通常時閉）の同時リーク又は電動弁の誤開である。図の緑字で示した通り、この条件で LOCA に至る経路は4通りあることから、発生頻度 $P(2)$ は、以下の通り算出される。

(i) 4つの弁全てがリークする場合

$$P2 = 4 \times P(V1)^3 \times P(V2) = 3.4E-17 / \text{炉年}$$

(ii) 3つの逆止弁でリークが発生し、その後1年以内に電動弁が誤開する場合

$$P2' = 4 \times P(V1'')^3 \times P(V3) = 2.6E-18 / \text{炉年}$$

(iii) 2つの逆止弁でリークが発生した後に電動弁が誤開し、その後24時間以内に残り1つの逆止弁がリークする場合。

$$P2'' = 4 \times 3 \times P(V1'')^2 \times P(V1') \times P(V3) = 2.2E-20 / \text{炉年}$$

$$\text{以上から、} P(2) = P2 + P2' + P2'' = 3.8E-17 / \text{炉年}$$

③ 余熱除去ポンプの吸込側にある2つの電動弁の内部リーク又は誤開

余熱除去ポンプ吸込側でインターフェイスシステム LOCA が発生する条件は、2つの直列な電動弁がリーク又は誤開する場合である。図の赤字で示した通り、この条件で LOCA に至る経路は2通りあることから、発生頻度 $P(3)$ は以下の通り算出される。

(i) 2つの電動弁がリークする確率 P_3

$$P_3 = 2 \times P(V_2)^2 = 2.6E-9 / \text{炉年}$$

(ii) 1つの電動弁がリークした後に残る1つの電動弁が1年以内に誤開する確率 P_3'

$$P_3' = 2 \times P(V_2) \times P(V_3') = 7.9E-10 / \text{炉年}$$

(iii) 1つの電動弁が誤開した後に残る1つの電動弁が24時間以内にリークする確率

$$P_3''$$

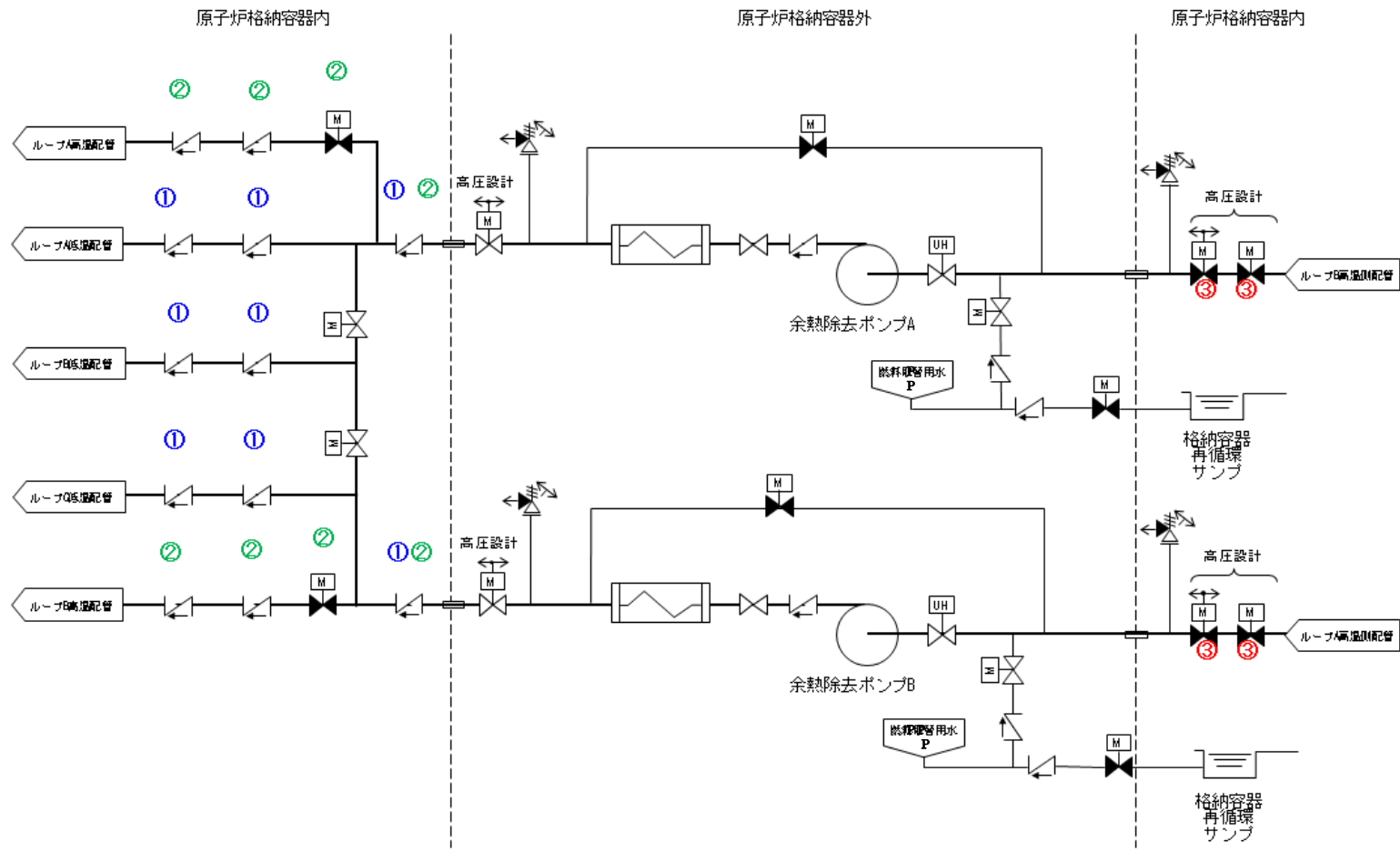
$$P_3'' = 2 \times P(V_3) \times P(V_2') = 2.2E-12 / \text{炉年}$$

施錠管理されている電動弁が誤開する確率は十分に低いため、施錠管理されている電動弁の誤開は評価に含めない。

$$\text{以上から、} \underline{P(3) = P_3 + P_3' + P_3'' = 3.4E-9 / \text{炉年}}$$

①、②、③より、インターフェイスシステム LOCA の発生頻度は 3.4E-9 / 炉年 となる。

以上から、現状の PRA で評価している発生頻度 (3.0E-11 / 炉年) と比較した場合、発生頻度は約 2 桁上昇するが、全炉心損傷頻度 (2.3E-4 / 炉年) に占める割合を考慮した場合、有意な影響は及ぼさないものと考えられる。



泊3号機 余熱除去系簡略図

デジタル制御盤の PRA モデルへの考慮について

泊発電所 3 号機の特徴として、計測制御設備を総合デジタル化していることが挙げられる。ここで、デジタル制御盤において PRA 評価上システム信頼性解析および人間信頼性解析で考慮した内容について以下に示す。

(1) システム信頼性解析での考慮

PRA におけるシステム信頼性解析では、機器の故障モード（弁の閉塞や誤開、ポンプの起動失敗等）を基事象として、システムのフォールトツリーを作成し非信頼度を定量化する。

デジタル制御盤の故障モードの設定にあたってのモデル化の主な特徴は、特定の処理を実行するためのソフトウェアである「アプリケーションソフトウェア」の共通要因故障、デジタル制御装置を制御しアプリケーションソフト等がデジタル制御装置を利用可能にするための「基本ソフトウェア」の共通要因故障、デジタル設備特有の機器である CPU カード等を考慮していることである。

アプリケーションソフトウェアは、システム機能を実行するためのソフトウェアであるため、アプリケーションソフトウェアの共通要因故障により、同一機能进行处理するシステム・CPU グループがチャンネル・トレンを問わず同時に機能喪失するものとしてシステム信頼性解析において扱っている。

(2) 人間信頼性解析での考慮

人間信頼性解析では、ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR - 1278）の THERP 手法を用いて人的過誤を評価している。この人的過誤の評価のうち中央制御室での運転員操作は、従来のアナログ操作盤（ロータリースイッチ）における非信頼度を想定したものとなっているが、一方、泊 3 号機の実プラントにおいては、タッチオペレーションによるデジタルスイッチ画面を採用しており、下記の特徴により誤操作防止や監視操作性向上が図られている。

① タッチオペレーション化において、画面上の操作器を誤って操作することを防止するために、誤操作防止タグ（ソフト的な操作器カバー）を設けている。その誤操作防止タグをタッチして解除する（操作器を有効にする）ことにより、当該操作器が操作できる仕様としている。制御器の場合、誤操作防止タグのタッチエリア上には制御器名称と番号が表示されている。

② 監視、判断、操作、確認の一連のフローがスムーズに実行できるように、操作に必要な監視情報や関連情報が同じ画面に集約されている。それにより、監視操作性が向上している。

したがって、デジタルスイッチ画面での運転員操作の信頼性は、従来の操作盤と比べて同等以上であると判断している。

共通要因故障の MGL パラメータの扱いについて

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。(下表参照)

	CCF 機器タイプ	故障モード	機器総数	ID	Beta	Gamma	Delta	備考
5	非常用ディーゼル発電機	起動失敗 制御回路作動失敗	2	DLAD2	1.08E-02	-	-	
			3	DLAD3	8.41E-03	3.98E-01	-	
			4	DLAD4	7.53E-03	5.17E-01	3.19E-01	
		運転継続失敗	2	DLYR2	2.24E-03	-	-	
			3	DLYR3	4.40E-03	9.84E-03	-	
			4	DLYR4	6.50E-03	1.81E-02	3.46E-02	
			2	@MOAD2	2.38E-02	-	-	Generic Demand CCF(2)で代用
			3	@MOAD3	2.43E-02	3.40E-01	-	Generic Demand CCF(3)で代用
6	ファン/フロア	起動失敗 制御回路作動失敗 遮断器作動失敗	4	@MOAD4	2.50E-02	3.92E-01	3.41E-01	Generic Demand CCF(4)で代用
			2	@MOXR2	3.59E-02	-	-	Generic Rate CCF(2)で代用
			3	@MOXR3	3.42E-02	4.29E-01	-	Generic Rate CCF(3)で代用
		運転継続失敗 遮断器誤作動	4	@MOXR4	3.17E-02	5.35E-01	4.05E-01	Generic Rate CCF(4)で代用
			2	@MOFR2	3.59E-02	-	-	Generic Rate CCF(2)で代用
		運転継続失敗(異常時) 遮断器誤作動	3	@MOFR3	3.42E-02	4.29E-01	-	Generic Rate CCF(3)で代用
			4	@MOFR4	3.17E-02	5.35E-01	4.05E-01	Generic Rate CCF(4)で代用

β : 故障率のうち、2つ以上の機器が同時に故障する割合

γ : 2つ以上の機器が同時に故障した中で、3つ以上が同時に故障する割合

δ : 3つ以上の機器が同時に故障した中で、4つ以上が同時に故障する割合

MGL パラメータである β 、 γ 、 δ の使い方について、以下例を示す。

共通要因故障については、RiskSpectrum®で共通要因故障を設定する事象のグループに対して共通要因故障パラメータ β 、 γ 、 δ を与えることにより、自動的に共通要因故障の組み合わせがフォルトツリー上で展開される。ディーゼル発電機室給気ファン A,B,C,D の例を図に示す。また、RiskSpectrum®で正しく共通要因故障が考慮されているかは以下の手計算式と比較することで確認できる。(Q : 故障率)

①単一故障 : $Q \times (1 - \beta)$

(例) Q : ファンの起動失敗 1.10E-04 (/d)、 β : 2.38E-02

A が独立な要因で故障する確率 : $(1.10E-04) \times (1 - (2.38E-02)) = 1.07E-04$

② 2 台の共通要因故障 : $Q \times \beta \times (1 - \gamma) / 3$

(例) Q : ファンの起動失敗 1.10E-04 (/d)、 β : 2.43E-02、 γ : 3.40E-01

A と別の 1 台 (B、C、D) が共通の要因で故障する確率 :

$$(1.10\text{E-}04) \times (2.43\text{E-}02) \times (1 - (3.40\text{E-}01)) / 3 = 5.88\text{E-}07$$

③ 3 台の共通要因故障 : $Q \times \beta \times \gamma \times (1 - \delta) / 3$

(例) Q : ファンの起動失敗 $1.10\text{E-}04$ (/d)、 $\beta : 2.50\text{E-}02$ 、 $\gamma : 3.92\text{E-}01$ 、 $\delta : 3.41\text{E-}01$

A と別の 2 台 (B と C、B と D、C と D) が共通の要因で故障する確率 :

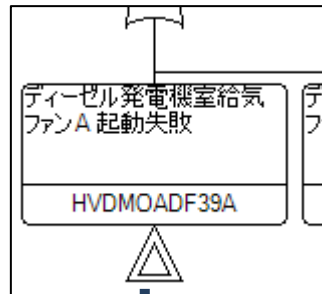
$$(1.10\text{E-}04) \times (2.50\text{E-}02) \times (3.92\text{E-}01) \times (1 - (3.41\text{E-}01)) / 3 = 2.37\text{E-}07$$

④ 4 台の共通要因故障 : $Q \times \beta \times \gamma \times \delta$

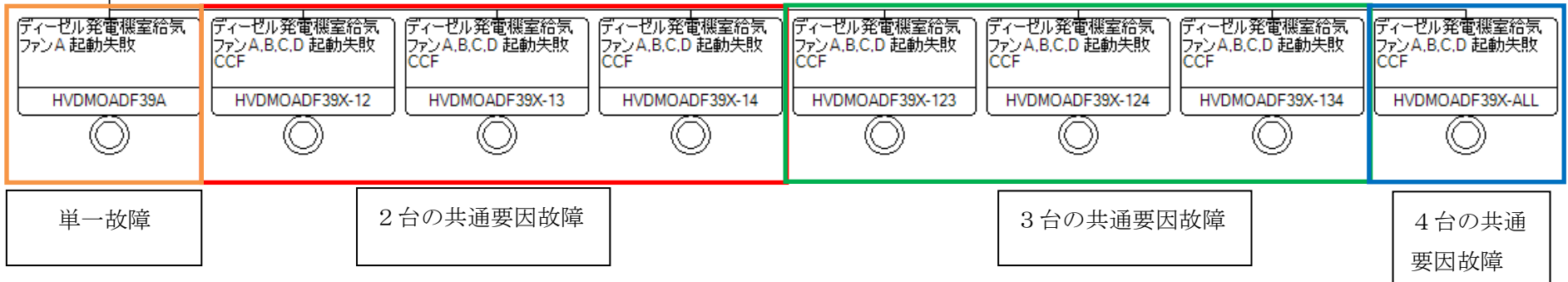
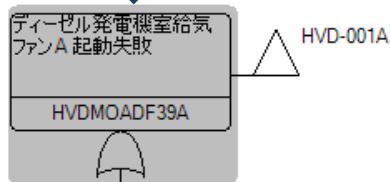
(例) Q : ファンの起動失敗 $1.10\text{E-}04$ (/d)、 $\beta : 2.50\text{E-}02$ 、 $\gamma : 3.92\text{E-}01$ 、 $\delta : 3.41\text{E-}01$

A と別の 3 台 (B と C と D) が共通の要因で故障する確率 :

$$(1.10\text{E-}04) \times (2.50\text{E-}02) \times (3.92\text{E-}01) \times (3.41\text{E-}01) = 3.68\text{E-}07$$



Aの起動失敗が共通要因故障として展開される



CCF 機器タイプ	故障モード	機器総数	ID	Beta	Gamma	Delta	備考	
5 非常用ディーゼル発電機	起動失敗	2	DLAD2	1.08E-02	-	-		
		3	DLAD3	8.41E-03	3.98E-01	-		
	制御回路作動失敗	4	DLAD4	7.53E-03	5.17E-01	3.19E-01		
		2	DLYR2	2.24E-03	-	-		
	運転継続失敗	3	DLYR3	4.40E-03	9.84E-03	-		
		4	DLYR4	6.50E-03	1.81E-02	3.46E-02		
	6 ファン/プロア	起動失敗	2	@MOAD2	2.38E-02	-	-	Generic Demand CCF(2)で代用
			3	@MOAD3	2.43E-02	3.40E-01	-	Generic Demand CCF(3)で代用
制御回路作動失敗		4	@MOAD4	2.50E-02	3.92E-01	3.41E-01	Generic Demand CCF(4)で代用	
		2	@MOXR2	3.59E-02	-	-	Generic Rate CCF(2)で代用	
運転継続失敗		3	@MOXR3	3.42E-02	4.29E-01	-	Generic Rate CCF(3)で代用	
		4	@MOXR4	3.17E-02	5.35E-01	4.05E-01	Generic Rate CCF(4)で代用	
運転継続失敗(異常時)		2	@MOFR2	3.59E-02	-	-	Generic Rate CCF(2)で代用	
		3	@MOFR3	3.42E-02	4.29E-01	-	Generic Rate CCF(3)で代用	
遮断器誤作動		4	@MOFR4	3.17E-02	5.35E-01	4.05E-01	Generic Rate CCF(4)で代用	

図 RiskSpectrum®のフォルトツリーにおける共通要因故障の扱い

THERP手法について

人的過誤確率の評価手法にはTHERP手法を適用した。

以下に操作失敗及び読取失敗の評価手法と診断過誤の評価手法を示す。

(1) 操作失敗及び読取失敗の評価手法

THERP 手法では、一つの運転員操作を複数の基本的なタスクに分けて評価を行う。定量化に使用するデータは、NUREG/CR-1278 のデータベースに記載されている値を引用する。

THERP 手法の手順は次の通りである。

(a) 解析条件及び仮定の設定：

当該操作に関わる運転員の数と運転員間の依存性レベル、運転員のストレスレベルやスキルレベルなど、解析に必要な条件と仮定を設定する。

(b) タスク分析：

(a)で設定した条件や仮定に基づき、タスク分析を実施する。タスク分析で対象とする操

策は、運転手順書に記載されている作業手順に基づく操作である。

(c) 不確定性解析：

タスク分析結果に基づいて不確定性解析を実施し、人間信頼性解析（以下、HRA）ETを用いて、人的過誤率の平均値及びエラーファクターを評価する。

具体的な評価事例（事故後の弁の操作忘れ（現場））

a. 条件及び仮定の設定

(i) 本操作は現場で行われるものであり、十分な経験を有した二人のチームの運転員によって行われる。

(ii) 操作は中央制御室からの口頭指示により行われ、指示は個々の操作に対して具体的に与えられるものとする。

(iii) 弁のラベルは明瞭であり、容易に識別が行えるものとする。

(iv) 操作は事故時のものであり、ストレスレベルは高い状態である。

(v) 同チームの運転員の回復操作を期待できる。

(vi) 運転員と同チーム員間の依存性レベルは高依存とする。

b. タスク分析

操作	ポテンシャルエラー		THERP表 番号	ハンド ブック項 目番号	①			BHEP値
					NHEP値	EF	② ストレス /スキル ファクター	
弁の操作失敗(現 場)	A1	口頭での指示項目の実施を忘れる	20-8	#1	1.0E-03	3	2	2.0E-03
	A2	弁の選択エラー	20-13	#2	3.0E-03	3	2	6.0E-03

① NHEP 値、EF (エラーファクター)

THERP 表番号及びハンドブック項目番号に基づいて、NHEP (Nominal HEP) 値およびEF を入力する。

② ストレス/スキルファクター

運転員のストレスレベルや熟練度に応じてストレス/スキルファクターの値を決定する。ストレスレベルは次の通りである。

- 非常に低い : 2
- 最適 : 1
- 高い : 2 ←条件および仮定 (iv)
- 極度に高い : 5

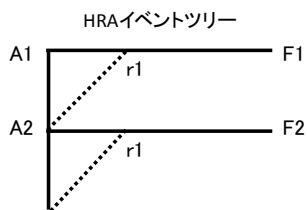
③ BHEP 値

BHEP (Basic HEP) 値はNHEP 値とストレス/スキルファクターの積として計算する。

c. 不確定性解析

b. タスク分析の結果を用いて下記の表を作成し、不確定性解析から人的過誤率の平均値及びEFを定量化する。

不確定性解析の手法は、NUREG/CR-1278 に従う。



Fij	Fi	Dependec	Median HEP	EF	Uij	Lij
1	F1	ZD	2.0E-03	3	6.0E-03	6.7E-04
2		HD	5.0E-01	2	1.0E+00	2.5E-01
1	F2	ZD	6.0E-03	3	1.8E-02	2.0E-03
2		HD	5.0E-01	2	1.0E+00	2.5E-01

赤枠：当該運転員 青枠：チーム員

F1：口頭指示項目の実施忘れ
 F2：弁選択エラー
 r1：チーム員のカバーによるタスク成功

Median	4.4E-03
U	1.3E-02
L	1.5E-03
EF	3
Mean	5.5E-03

① 運転員の操作条件

Fijには、実際の運転員の人数を記載する。また、Fiはタスク分析における一つのポテンシャルエラーに対する失敗確率に該当する。

② 運転員の依存性

設定した条件に基づき、依存性を考慮したサブタスクの失敗確率 N を入力する。依存性レベル及びその失敗確率は、以下の通りである。

依存性レベル			条件付確率
ゼロ依存	Zero Dependency	ZD	N
低依存	Low Dependency	LD	0.05
中依存	Moderate Dependency	MD	0.15
高依存	High Dependency	HD	0.5
完全依存	Complete Dependency	CD	1.0

←条件および仮定 (vi)

N : サブタスクの失敗確率

なお、条件付確率は、THERP の Table20-17 で記載されている依存性レベルに対する失敗確率の式において、サブタスクの失敗確率 N が小さいことを考慮して算出された値である。

③ Median HEP と EF (当該運転員 : Fij 列番号 1)

当該運転員には、タスク分析で得られたBHEP (Median HEP) と、EF を入力する。

④ 上限値Uij と下限値Lij (当該運転員 : Fij 列番号 1)

それぞれ以下の式により算出する。

$$(\text{上限値}U_{ij}) = (\text{Median HEP}) \times (\text{EF})$$

$$(\text{下限値}L_{ij}) = (\text{Median HEP}) \div (\text{EF})$$

⑤ Median HEP (チーム員 : Fij 列番号 2)

チーム員には②の運転員の依存性を考慮した条件付確率をMedian HEP として入力する。

⑥ 上限値Uij と下限値Lij (チーム員 : Fij 列番号 2)

THERP のTable20-21 で記載されている上限値Uij および下限値Lij を入力する。

⑦ EF (チーム員 : Fij 列の番号 2)

EF の定義に基づき以下の式で算出する。

$$(EF) = \sqrt{\frac{U_{ij}}{L_{ij}}}$$

作成した表をもとに、NUREG/CR-1278 AppendixA P. A-8~A10 に記載されている各Step に従って計算を実施すると、人的過誤確率は5.5E-03、EF は3 と求められる。

ポテンシャルエラー

A1 口頭での指示項目の実施を忘れる

Table 20-8 Estimated probabilities of errors in recalling oral instruction items not written down* (from Table 15-1)

HEPs as a function of number of items to be remembered**

Item [†]	Number of Oral Instruction Items or Perceptual Units	Pr[F] to recall item "N," order of recall not important		Pr[F] to recall all items, order of recall not important		Pr[F] to recall all items, order of recall is important	
		(a)		(b)		(c)	
		HEP	EF	HEP	EF	HEP	EF
Oral instructions are detailed:							
(1)	1 ^{††}	.001	3	.001	3	.001	3
(2)	2	.003	3	.004	3	.006	3
(3)	3	.01	3	.02	5	.03	5
(4)	4	.03	5	.04	5	.1	5
(5)	5	.1	5	.2	5	.4	5
Oral instructions are general:							
(6)	1 ^{††}	.001	3	.001	3	.001	3
(7)	2	.006	3	.007	3	.01	3
(8)	3	.02	5	.03	5	.06	5
(9)	4	.06	5	.09	5	.2	5
(10)	5	.2	5	.3	5	.7	5

条件および仮定 (ii)

Oral instructions are detailed:

(1)	1 ^{††}	.001	3	.001	3	.001	3
(2)	2	.003	3	.004	3	.006	3
(3)	3	.01	3	.02	5	.03	5
(4)	4	.03	5	.04	5	.1	5
(5)	5	.1	5	.2	5	.4	5

Oral instructions are general:

(6)	1 ^{††}	.001	3	.001	3	.001	3
(7)	2	.006	3	.007	3	.01	3
(8)	3	.02	5	.03	5	.06	5
(9)	4	.06	5	.09	5	.2	5
(10)	5	.2	5	.3	5	.7	5

*It is assumed that if more than five oral instruction items or perceptual units are to be remembered, the recipient will write them down. If oral instructions are written down, use Table 20-5 for errors in preparation of written procedures and Table 20-7 for errors in their use.

**The first column of HEPs (a) is for individual oral instruction items, e.g., the second entry, .003 (item 2a), is the Pr[F] to recall the second of two items, given that one item was recalled, and order is not important. The HEPs in the other columns for two or more oral instruction items are joint HEPs, e.g., the .004 in the second column of HEPs is the Pr[F] to recall both of two items to be remembered, when order is not important. The .006 in the third column of HEPs is the Pr[F] to recall both of two items to be remembered in the order of performance specified. For all columns, the EFs are taken from Table 20-20 as explained in Chapter 15.

[†]The term "item" for this column is the usual designator for tabled entries and does not refer to an oral instruction item.

^{††}The Pr[F]s in rows 1 and 6 are the same as the Pr[F] to initiate the task.

ポテンシャルエラー
A2 弁の選択エラー

Table 20-13 Estimated HEPs for selection errors for locally operated valves (from Table 14-1)

Item	Potential Errors	HEP	EF
	Making an error of selection in changing or restoring a locally operated valve when the valve to be manipulated is		
(1)	Clearly and unambiguously labeled, set apart from valves that are similar in <u>all</u> of the following: size and shape, state, and presence of tags*	.001	3
			条件および仮定 (iii)
(2)	Clearly and unambiguously labeled, part of a group of two or more valves that are similar in <u>one</u> of the following: size and shape, state, or presence of tags*	.003	3
(3)	Unclearly or ambiguously labeled, set apart from valves that are similar in <u>all</u> of the following: size and shape, state, and presence of tags*	.005	3
(4)	Unclearly or ambiguously labeled, part of a group of two or more valves that are similar in <u>one</u> of the following: size and shape, state, or presence of tags*	.008	3
(5)	Unclearly or ambiguously labeled, part of a group of two or more valves that are similar in <u>all</u> of the following: size and shape, state, and presence of tags*	.01	3

* Unless otherwise specified, Level 2 tagging is presumed. If other levels of tagging are assessed, adjust the tabled HEPs according to Table 20-15.

Table 20-21 Approximate CHEPs and their UCBs for dependence levels* given FAILURE on the preceding task (from Table 7-3)

Levels of Dependence		BHEPs		
Item	ZD**	(a)	(b)	(c)
		< .01	.05 (EF=5)	.1 (EF=5)
		(d)	(e)	(f)
		.15 (EF=5)	.2 (EF=5)	.25 (EF=5)
Levels of Dependence		Nominal CHEPs and (Lower to Upper UCBs) [†]		
Item		(a)	(b)	(c)
(2)	LD	.05 (.015 to .15)	.1 (.04 to .25)	.15 (.05 to .5)
(3)	MD	.15 (.04 to .5)	.19 (.07 to .53)	.23 (.1 to .55)
(4)	HD	.5 (.25 to 1.0)	.53 (.28 to 1.0)	.55 (.3 to 1.0)
(5)	CD	1.0 (.5 to 1.0)	1.0 (.53 to 1.0)	1.0 (.55 to 1.0)
		(d)	(e)	(f)
(2)	LD	.19 (.05 to .75)	.24 (.06 to 1.0)	.29 (.08 to 1.0)
(3)	MD	.27 (.1 to .75)	.31 (.1 to 1.0)	.36 (.13 to 1.0)
(4)	HD	.58 (.34 to 1.0)	.6 (.36 to 1.0)	.63 (.4 to 1.0)
(5)	CD	1.0 (.58 to 1.0)	1.0 (.6 to 1.0)	1.0 (.63 to 1.0)

* Values are rounded from calculations based on Appendix A. All values are based on skilled personnel (i.e., those with >6 months experience on the tasks being analyzed).

** ZD = BHEP. EFs for BHEPs should be based on Table 20-20.

† Linear interpolation between stated CHEPs (and UCBs) for values of BHEPs between those listed is adequate for most PRA studies.

(2) 診断過誤の評価手法

診断過誤はTHERP の時間信頼性曲線を用いて評価する。

THERP の時間信頼性曲線には、診断過誤率の上限値、中央値、下限値が示されており、それぞれ適用基準が異なる。以下に各診断過誤率を使用する条件を示す。

- － 下限値：当該診断により運転員の行う操作が、事故発生後に初めて移行する運転要領に記載されている場合。
- － 中央値：当該診断により運転員の行う操作が、事故発生後に移行する 2 番目の運転要領に記載されている場合。
- － 上限値：運転要領に記載がない操作をモデル化する場合。

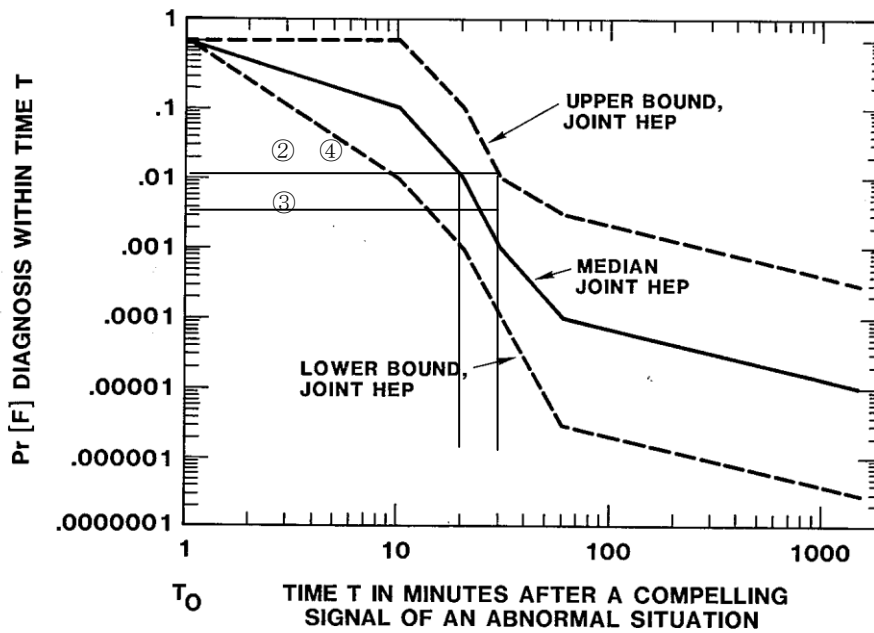


図 THERP の時間信頼性曲線

THERP の時間信頼性曲線を用いて評価した各診断項目の結果を以下の表に示す。

診断項目	時間信頼性曲線	余裕時間 (min)	診断過誤率	
			Median	Mean
①LOCA の発生	下限値	30	1.0E-4	2.7E-4
② 2 次系破断の発生	下限値	20	1.0E-3	2.7E-3
③SGTR の発生	下限値	30	1.0E-4	2.7E-4
④ 補機冷却系の故障	中央値	30	1.0E-3	2.7E-3

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（社団法人 日本原子力学会）」（以下、「地震PSA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。なお、内陸地震においては、Noda et al. (2002)に基づく内陸補正係数を適用することで地震動の平均的な特性を表すことができることから、「補正あり」を「重み2/3」とし、「補正なし」を「重み1/3」とした。

(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、フラクタイル地震ハザード曲線を第3.2-7図にそれぞれ示す。

また、特定震源及び領域震源がサイトの確率論的地震ハザードに与える影響を確認するため、特定震源及び領域震源のみの、各々のハザード曲線を全震源によるハザード曲線と合わせて第3.2-8図に示す。領域震源による地震ハザードは、全震源による地震ハザードとほぼ一

致している。

(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3.2-9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.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3.2-10図に、概略断面図を第3.2-11図及び3.2-12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PSA学会標準に準拠した手法とした。「耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）」の概念図を第3.2.-13図に示す。

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PSA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。

$$F_\mu = \{(q+1) \cdot \mu - q\}^\gamma$$
$$F_\mu = \mu^{0.13} \cdot Sa(\zeta, T) / A_{input}$$

左式のうち、小さい値とする。

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3.2-14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3.2-15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3.2-16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 PSA 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 3.2-17 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かさが内在し得るが、これらについては建屋応答係数において考慮されるため、本係数では評価不要である。

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かさを考慮したものであり、その不確かさは建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確かさは考慮しない。

$$\beta_R = \beta_U = 0$$

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かさは、建屋応答係数の評価で考慮されているため、本係数では不確かさは考慮しない。

$$\beta_R = \beta_U = 0$$

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3.2-18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。また地震による起回事象の考え方を別紙 3.2-1 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、h.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機能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

事故シーケンスの評価方法を第3.2-19図に示す。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3.2-20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5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3.2-21図に示す。また、イベントツリーの考え方と各イベントツリーの情報の引継ぎについて別紙3.2-2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3.2-22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3.2-23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3.2-24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3.2-25～29図に示す。

なお、起回事象のうち外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失については、当該機能を構成する機器が地震により損傷する確率を地震損傷機器イベントツリーのヘディングとして考慮しており、イベントツリーリンクで結合した情報が下流のイベントツリーに引き継がれるため、イベントツリー全体の評価結果を分析することで外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の起回事象に対する炉心損傷頻度を整理している。また、内部事象PRAと地震PRAにおける安全機能喪失は要因は異なるが、事象発生後に必要となる安全機能は同じことから、安全機能喪失の組合せが同じ場合は基本的には同じ事故シーケンスとして分類している。

(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

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

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、確率論的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。

安全機能が喪失する事象が重畳する場合は、地動最大加速度の増加に伴う複数機器の同時損傷により複数の起因事象が発生する可能性があるため、起因事象は起因事象階層 ET において階層化を行い、発生する事象の厳しいものを優先して配列することで、事象が重畳する場合は影響の大きい事象で代表させて炉心損傷頻度を算出した。例えば、格納容器バイパス事象の炉心損傷頻度には LOCA 事象が重畳した場合の炉心損傷頻度も含めて算出した。また、電源系及び原子炉補機冷却系については、緩和機能のサポート系として取り扱い、今回

の評価では内部事象 PRA と同様に起因事象と重畳させて考慮した。

一方、さらに異なる組合せや複数の安全機能が喪失する事象が重畳する場合も想定されるが、全ての重畳の組合せを事故シーケンスとして区別すると複雑になるため、事象発生後に要求される安全機能の時系列に着目し炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理した。

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 までは約 2 割強となり、0.6～1.2G で約 85%を占めている。これは、外部電源系の HCLPF が 0.09G となっており、地震により外部電源喪失が発生する確率が高いことに加え、非常用ディーゼル発電機の内燃機関の HCLPF が 0.57G、充電器盤の HCLPF が 0.72G となっていることから、これらが 0.6～1.2G の加速度で損傷する確率が高くなり、全交流動力電源喪失となる可能性が高いためである。

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 3.2-30～3.2-32 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. 不確かさ解析

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かさに着目した全CDFの不確かさ解析として、全CDFの下限值、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の不確かさ幅を示す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かさの影響により、上限と下限の間に約70倍の不確かさ幅があることを意味する。CDFの不確かさは、確率論的地震ハザード曲線の不確かさの影響を受けるため、確率論的地震ハザードの不確かさ情報として、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3.2-33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かさが増しており、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かさが、CDFへの不確かさに影響したと考えられる。なお、CDFの不確かさは、確率論的地震ハザードの不確かさにフラジリティの不確か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かさが、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かさの要因や重要な解析条件として、地震PSA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。

第 3.2-1 表 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		収集した情報	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)	HCLPF (G)	
					βR		
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	安全系現場制御盤視盤	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	ZWCB	-	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		ZWCBM	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		ZEPW	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	0.23 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)	
				βR βU		
—	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		ZRCP	構造損傷	14.80 0.20 0.19 2.08	7.77	全 1 次冷却材ポンプの大規模なバウナ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	0.19 0.19 9.75	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	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	ZCV	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 2.67	1.43	制御棒駆動機構の全喪失とともに、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	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	ZBOPL1	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	ZBOPL2	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	基本象 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	加圧器スプレライン配管	ZBOPM2	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	CVCS抽出配管	ZBOPM6	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)。
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	加圧器送がし弁 (電磁弁を含む)	ZPORV	機能損傷	5.60 0.20 0.25	2.73	加圧器送がし弁の機能喪失。
SL : 小破断LOCA		—	構造損傷	—	—	加圧器送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	加圧器送し弁配管	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)	
				βR	βU	
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	0.54 0.25 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 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	12.58 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		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	過給機	ZDGM	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		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	調速装置及び非常用調速装置	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		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 (一般配管の蝕)。	
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	ZDGC1	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	ZDGP	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		ZDGP1M	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				
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	燃料油コシ器	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				ZDGCМ			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				ZDGTK			構造損傷	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	9.74	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	0.09
								0.17
QE : 6.6kV非常用電源DG	DG燃料移送ポンプ	ZDGEPM	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				ZDGTK			構造損傷	0.24
								0.28
QE : 6.6kV非常用電源DG	燃料油サービスタンク	ZDGTK	構造損傷	14.96	9.74	非常用所内電源の機能喪失。		
QE : 6.6kV非常用電源DG				ZDGGP			機能損傷	0.09
								0.17
QE : 6.6kV非常用電源DG	DG燃料油供給ポンプ	ZDGGPM	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				ZDGPV	機能損傷	2.65	1.46	非常用所内電源の機能喪失。
						0.13		
QE : 6.6kV非常用電源DG	D/G出力電圧	ZDGPV	機能損傷	0.23	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	4.81
								0.09
QE : 6.6kV非常用電源DG	空気だめ	ZDGAIR	構造損傷	0.15	3.23	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 (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
							βU
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 (外電表失時に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 (外電表失時に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	226.94	DGのサポート機能が喪失する (外電表失時に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	7.30 0.31 0.33		2.53	DGのサポート機能が喪失する (外電表失時にDGが運転している場合のみ必要)
QE : 6.6kV非常用電源DG	空気作動ダンバ D-VS-402C, D	ZDGRAD	機能損傷	3.79 0.20 0.20	1.95	DGのサポート機能が喪失する (外電表失時に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 (外電表失時にDGが運転している場合のみ必要)	
QE : 6.6kV非常用電源DG	防火ダンバ 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 (外電表失時に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 (外電表失時にDGが運転している場合のみ必要)	
QE : 6.6kV非常用電源DG	逆止ダンバ 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 (外電表失時に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 (外電表失時に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 31S-2747, 2748, 2751, 2752	ZDGTHM	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 (外電表失時に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 (外電表失時に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)	
QH : 100V 計装用電源	計器用インバータ盤	Z1NV	機能損傷	14.72	7.99	計装用電源の喪失。
0.14						
0.23						
QH : 100V 計装用電源	計器用交流分電盤	Z1DD	機能損傷	58.07	38.44	計装用電源の喪失。
0.08						
0.17						
QH : 100V 計装用電源	計器用交流電源切替器盤	Z1DDM	構造損傷	9.75	5.29	計装用電源の喪失。
0.14						
0.23						
QH : 100V 計装用電源	計装用交流電源切替器盤	Z1DDM	構造損傷	60.73	40.20	計装用電源の喪失。
0.08						
0.17						
QH : 100V 計装用電源	計装用交流電源切替器盤	Z1BB	機能損傷	3.98	2.19	計装用電源の喪失。
0.13						
0.23						
QH : 100V 計装用電源	計装用交流電源切替器盤	Z1BBM	構造損傷	48.57	32.15	計装用電源の喪失。
0.08						
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。
0.15						
0.23						
QN : 格納容器スプレ系	加圧器圧力	ZPZRP1	機能損傷	6.41	3.48	安全注入信号の機能喪失。
0.14						
0.23						
QJ : 原子炉トリップ	原子炉トリップ遮断器盤	ZRTS	機能損傷	3.22	1.74	原子炉トリップ機能の喪失。
0.14						
0.23						
QJ : 原子炉トリップ	制御用地震計	ZRTSM	構造損傷	18.63	9.47	原子炉トリップ機能の喪失。
0.20						
0.21						
QJ : 原子炉トリップ	制御用地震計	ZSACMT	機能損傷	1.62	0.87	原子炉トリップ機能の喪失。
0.14						
0.23						
QS : 高圧注入系	高圧注入ポンプ	ZSIP	機能損傷	14.82	9.97	高圧注入ポンプの機能喪失。
0.09						
0.15						
Q1 : RWSP	高圧注入ポンプ	ZSIPM	構造損傷	7.82	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。
0.09						
0.17						
QM : 低圧注入系	余熱除去ポンプ	ZRHHP	機能損傷	14.82	9.97	余熱除去ポンプの機能喪失。
0.09						
0.15						
Q1 : RWSP	余熱除去ポンプ	ZRHHPM	構造損傷	9.50	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。
0.09						
0.17						
QM : 低圧注入系	余熱除去ポンプ出口流量	ZRHFL	機能損傷	3.52	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。
0.14						
0.23						
QN : 格納容器スプレ系	格納容器スプレヘッダ	ZCSHDR	構造損傷	2.06	0.99	格納容器スプレ系の機能喪失に至る（格納容器スプレイ設備配管の値）。
0.19						
0.25						
QN : 格納容器スプレ系	格納容器スプレイポンプ	ZSCP	機能損傷	7.19	4.03	格納容器スプレポンプの機能喪失
0.09						
0.26						
Q1 : RWSP	格納容器スプレイポンプ	ZSCPM	構造損傷	7.52	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。
0.09						
0.17						
QN : 格納容器スプレ系	よう素除去薬品タンク	ZSAT	構造損傷	4.86	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。
0.09						
0.17						

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 βU		
Q1: 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）。
Q1: 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）。
Q1: 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）。
Q1: 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）。
Q1: 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）。
Q1: 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。
Q1: 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。
Q0: 海水系	海水系配管	ZSWPIP	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）。
Q0: 海水系	原子炉補機冷却水冷却器	ZCWHX	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。
Q0: 海水系	原子炉補機冷却海水ポンプ	ZSWP	機能損傷	12.30 0.15 0.28	6.05	海水ポンプの機能喪失。
Q0: 海水系		ZSWPM	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。
Q3: 空調用冷水設備	空調用冷凍機 CHE1A, C, B, D	ZCHIXA	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。
Q0: 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。
Q0: 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。
Q0: 海水系	取水ビットポンプ室	ZSWPIT	構造損傷	1.40 0.06 0.06	1.10	海水系の機能喪失。
Q0: 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	ZSWST	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。
Q1: 補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ	ZCWIP	機能損傷	7.03 0.09 0.26	3.94	CCWポンプの機能喪失。
Q1: 補機冷却水系		ZCWIPM	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。
Q1: 補機冷却水系	補機冷却水系配管	ZCWIPC	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）。
Q1: 補機冷却水系	原子炉補機冷却水サージタンク	ZCWITK	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)

ID	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	ZHRHX	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	—	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	—	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	—	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	—	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	基本象 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 HGD-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。BG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	3.67	2.14	空調用冷水系の機能喪失。
				β R		
Q3: 空調用冷水設備	—	—	構造損傷	β U	12.18	空調用冷水系の機能喪失。
				3.88		
Q3: 空調用冷水設備	空調用冷水ポンプ CHP1C	ZCHPUA	機能損傷	0.13	17.26	空調用冷水系の機能喪失。
				0.23		
Q3: 空調用冷水設備	—	—	構造損傷	18.41	23.18	空調用冷水系の機能喪失。
				0.08		
Q3: 空調用冷水設備	空調用冷水膨張タンク CHT1	ZCHETA	構造損傷	0.17	1.87	空調用冷水系の機能喪失。
				26.08		
Q3: 空調用冷水設備	流量調整弁 TCV-2879	—	構造損傷	0.08	1.60	空調用冷水系の機能喪失。
				0.17		
Q3: 空調用冷水設備	隔離弁 CH-032, 033	ZCHIVA	機能損傷	35.02	—	空調用冷水系の機能喪失。
				0.08		
Q3: 空調用冷水設備	—	—	構造損傷	0.17	1.60	空調用冷水系の機能喪失。
				2.83		
Q3: 空調用冷水設備	逆止弁 CH-006C	ZCHCVA	機能損傷	0.08	1.60	空調用冷水系の機能喪失。
				0.17		
Q3: 空調用冷水設備	空調用冷水配管(手動弁含む)	ZCHPIA	構造損傷	3.67	1.23	空調用冷水系の機能喪失。
				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		
Q4: 安全補機閉器室空調系	安全補機閉器室給気ファン VSF27B	—	構造損傷	9.52	1.76	安全補機閉器室空調設備の機能喪失(基礎(取付)ボルトで代表する)
				0.09		
Q4: 安全補機閉器室空調系	安全補機閉器室給気ユニット VSA6A, B	ZSGHUB	構造損傷	0.17	2.62	空調用冷水系の機能喪失。
				4.16		
Q4: 安全補機閉器室空調系	常用系電器室蒸気加熱コイル VSH7	ZSGSOB	構造損傷	0.25	6.77	安全補機閉器室空調設備の機能喪失
				0.27		
Q4: 安全補機閉器室空調系	計算機室加湿器 VSM2	ZSGHDB	構造損傷	4.16	11.66	安全補機閉器室空調設備の機能喪失
				0.25		
Q4: 安全補機閉器室空調系	SWGR室空調系ダクト(手動ダンパ含む)	ZSGDOB	構造損傷	0.27	2.53	安全補機閉器室空調設備の機能喪失
				3.97		
Q4: 安全補機閉器室空調系	防火ダンパ F-VS-535A, B	ZSGFDB	機能損傷	0.08	3.90	安全補機閉器室空調設備の機能喪失
				0.17		
Q4: 安全補機閉器室空調系	逆止ダンパ G-VS-531A, B	ZSGCDB	機能損傷	12.69	3.33	安全補機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		

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)	
				βR		
Q4 : 安全補機開閉器室空調系	逆止弁 V-981D	ZSGCVB	機能損傷	3.67	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	0.25		
Q4 : 安全補機開閉器室空調系	安全系計装盤室室内空気温度計 3TS-2790	ZSGTHB	機能損傷	4.88	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	0.23		
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	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	安全系計装盤室蒸気加熱コイル VSH6A, B	ZRRSHC	構造損傷	0.08		
Q4 : 安全補機開閉器室空調系		計算機室蒸気加熱コイル VSH9	ZCMSHC	構造損傷	0.17	8.97
Q1 : 制御用空気系	制御用空気圧縮機制御盤	ZEACB	機能損傷	16.81		
Q1 : 制御用空気系			ZEACBM	構造損傷	0.19	
Q1 : 制御用空気系	制御用空気系配管	ZBOPT	構造損傷	0.19	2.52	制御用空気系の機能喪失 (一般配管の値)。
Q1 : 制御用空気系			制御用空気ため	ZAIRTK		
Q1 : 制御用空気系	制御用空気圧縮機	ZCOMP			機能損傷	0.21
Q4 : 補機冷却水系			制御用空気ヘッダ圧力	ZEAPL	機能損傷	4.40
Q1 : 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	0.14
Q1 : 制御用空気系			—	構造損傷	構造損傷	0.23
Q1 : 制御用空気系	逆止ダンパ G-431B	—			構造損傷	4.48
Q1 : 制御用空気系			—	構造損傷		0.08
Q1 : 制御用空気系	—	構造損傷			0.15	2.61
Q1 : 制御用空気系			—	構造損傷	0.09	
Q1 : 制御用空気系	—	構造損傷			0.17	—
Q1 : 制御用空気系			—	構造損傷	5.06	
Q1 : 制御用空気系	—	構造損傷			0.20	—
Q1 : 制御用空気系			—	構造損傷	0.20	

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	制御用空気圧給機室給排気系ダクト	ZIASDC	構造損傷	7.30 0.31 0.33 7.56	2.53	制御用空気圧給機室の空調喪失により、制御用空気圧給機が機能喪失する。
QT : 制御用空気系	防火ダンパ F-Vs-431B	ZIASFD	機能損傷	0.20 0.20	3.90	制御用空気圧給機室の空調喪失により、制御用空気圧給機が機能喪失する。
QT : 制御用空気系		-	構造損傷	-	-	制御用空気圧給機室の空調喪失により、制御用空気圧給機が機能喪失する。
QT : 制御用空気系	空気作動ダンパ HCD-2701、2711	ZIASGD	機能損傷	2.14 0.20 0.19	1.12	制御用空気圧給機室の空調喪失により、制御用空気圧給機が機能喪失する。
QT : 制御用空気系		-	構造損傷	-	-	制御用空気圧給機室の空調喪失により、制御用空気圧給機が機能喪失する。
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	制御用空気圧給機室の空調喪失により、制御用空気圧給機が機能喪失する。
QT : 制御用空気系	制御用空気圧給機室内空気温度計 31S-2702、2703	ZIATHM	機能損傷	5.44 0.15 0.23	2.90	制御用空気圧給機室の空調喪失により、制御用空気圧給機が機能喪失する。
QT : 制御用空気系		-	構造損傷	-	-	制御用空気圧給機室の空調喪失により、制御用空気圧給機が機能喪失する。
Q1 : RWSP	充てんポンプ	ZCHCPM	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、燃料取替用水を水蔭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 QD : 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		
QD : 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遮し弁の閉に失敗する。
		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	ZSCCD	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	ZSCCV	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	格納容器再循環アブスキャン	ZSCRSS	構造損傷	1.74 0.09 0.23 5.88	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	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。
Q1: 蓄圧注入系	蓄圧タンク	ZACCT	構造損傷	2.63 0.20 0.20 6.75	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。
Q1: 蓄圧注入系	蓄圧注入配管	ZBOPU	構造損傷	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）

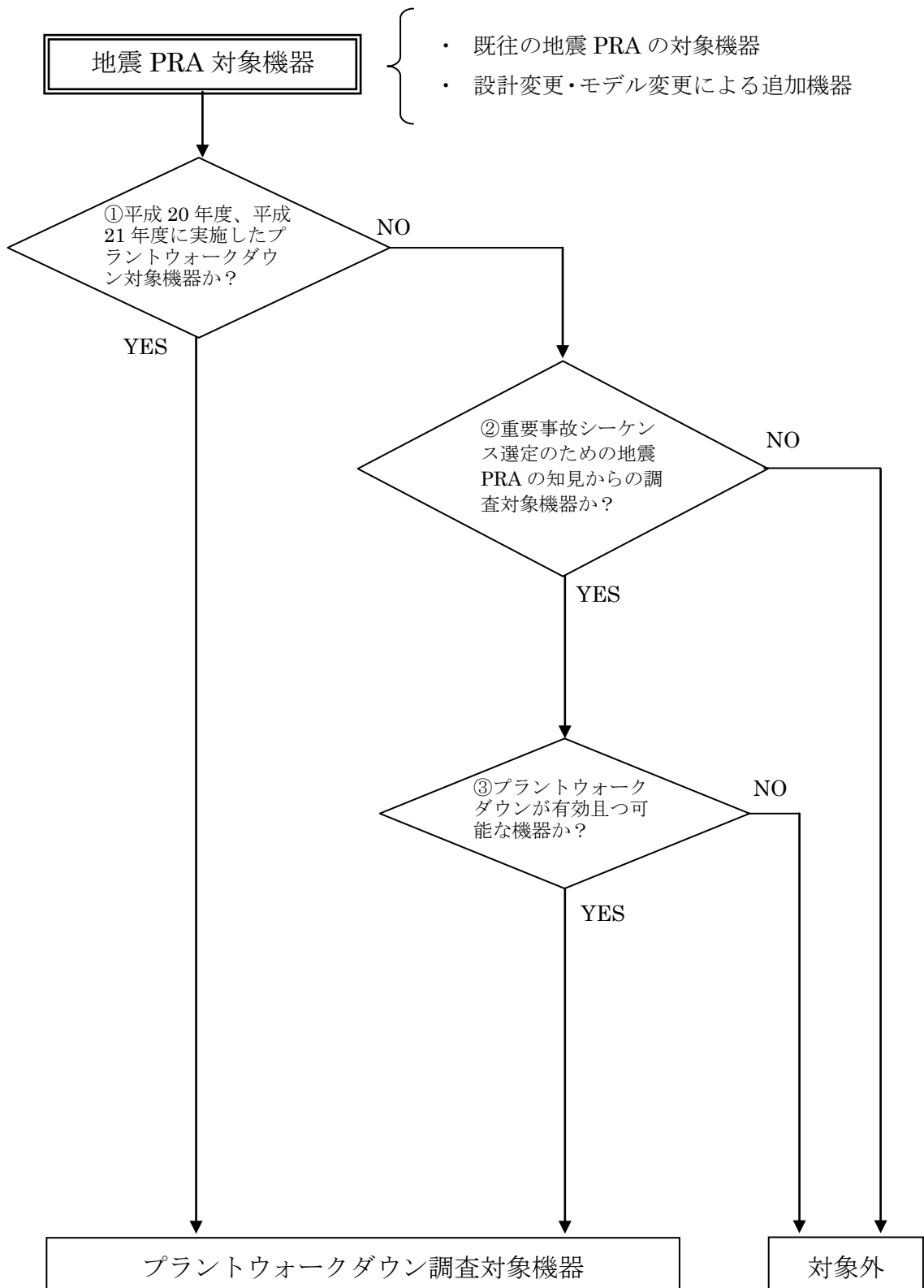
イベントツリー頂上事象		地震評価用機器			加速度 中央値 (G)	β_R	β_U	加速度レベル (G)				
記号	起回事象	記号	機 器	損傷 モード				0.2~0.4	0.4~0.6	0.6~0.8	0.8~1.0	1.0~1.2
QE	6.6kV非常用電源DG	ZDG	内燃機関 (冗長 2 基 完全相関)	機能	0.97	0.13	0.19	1.49E-06	2.14E-03	6.67E-02	3.35E-01	6.77E-01
QG	125V DC電源 (バッテリー)	ZBCP	充電器盤 (冗長 2 基 完全相関)	機能	1.34	0.14	0.23	8.86E-08	1.48E-04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

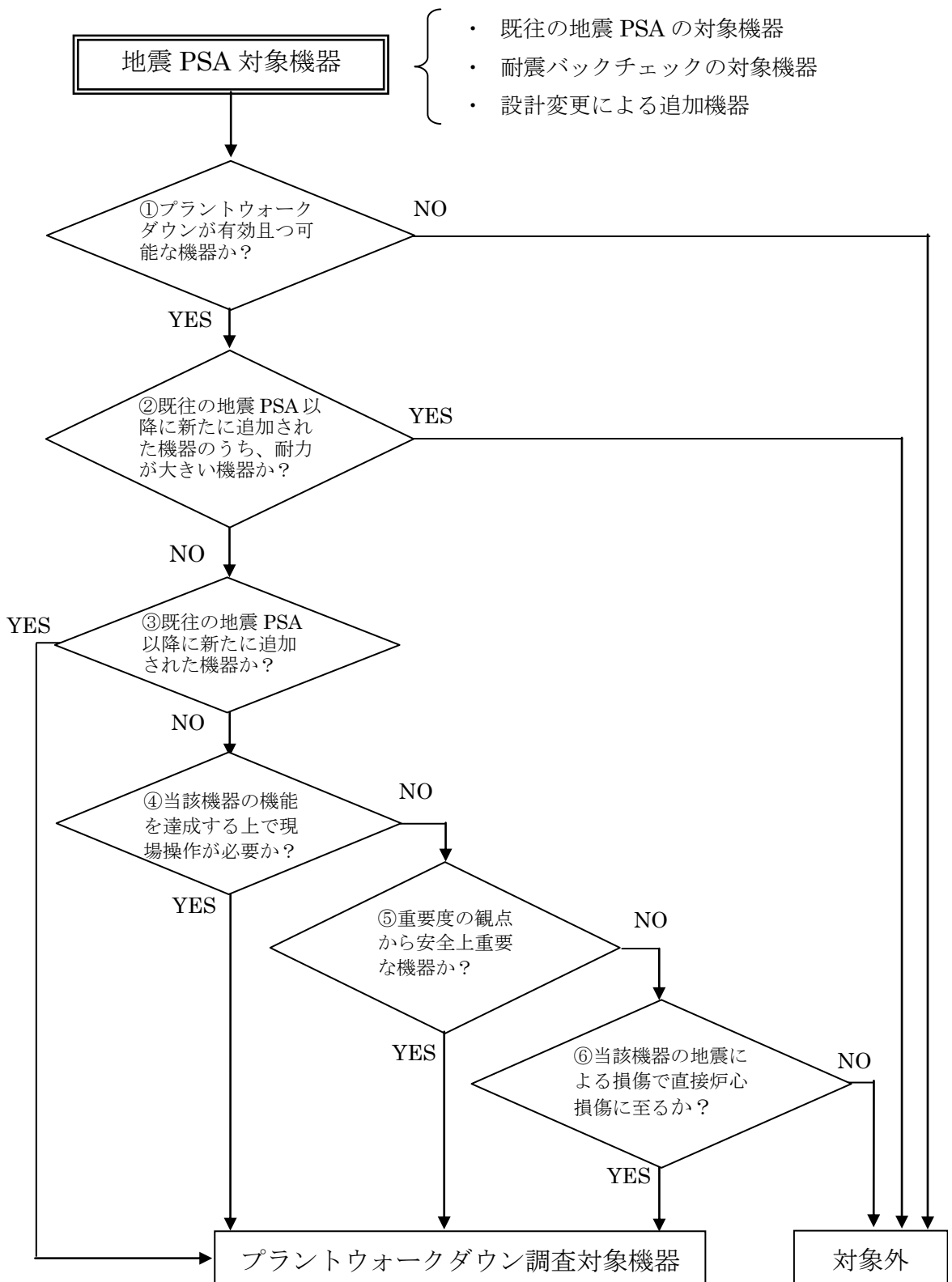
イベントツリー頂上事象		地震評価用機器			加速度 中央値 (G)	β_R	β_U	加速度レベル (G)				
記号	起回事象	記号	機 器	損傷 モード				0.2~0.4	0.4~0.6	0.6~0.8	0.8~1.0	1.0~1.2
QE	6.6kV非常用電源DG	ZDG	内燃機関 (冗長 2 基 独立)	機能	0.97	0.13	0.19	2.22E-12	4.58E-06	4.45E-03	1.12E-01	4.58E-01
QG	125V DC電源 (バッテリー)	ZBCP	充電器盤 (冗長 2 基 独立)	機能	1.34	0.14	0.23	7.85E-15	2.19E-08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

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） と外見上相違点は無い	<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）は無い	<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無い	<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） は無い	<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 外見上の相違は無い	<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）は無い	<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



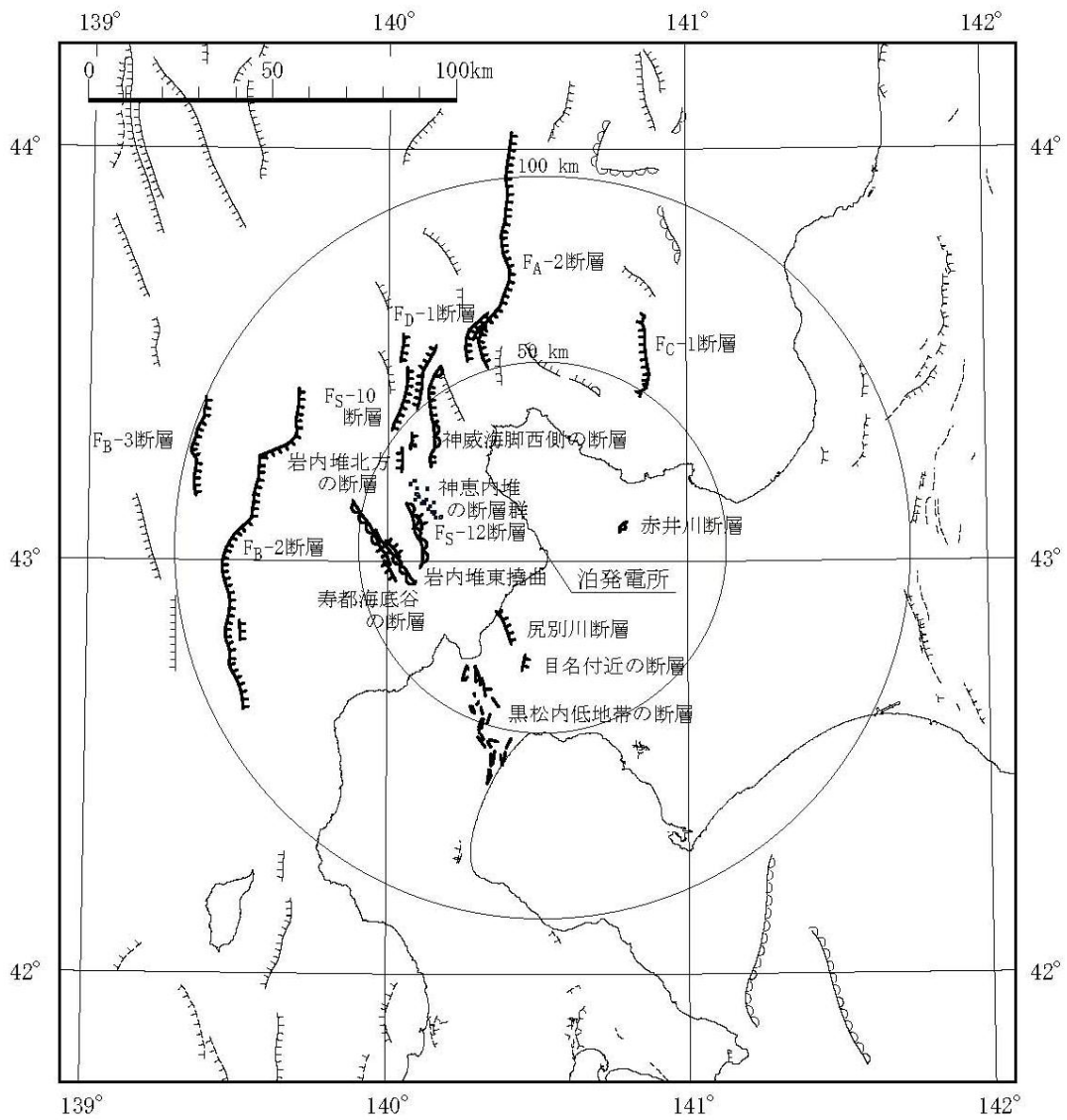
余熱除去ポンプ 周辺状況

第 3.2-2 図 プラントウォークダウン結果 (5/6)



余熱除去ポンプ 配管周辺部

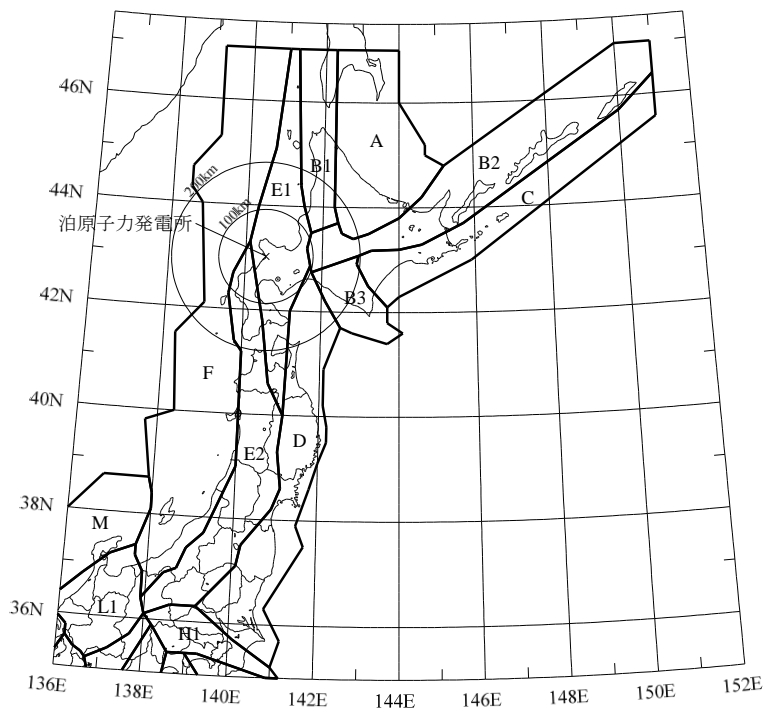
第 3.2-2 図 プラントウォークダウン結果 (6/6)



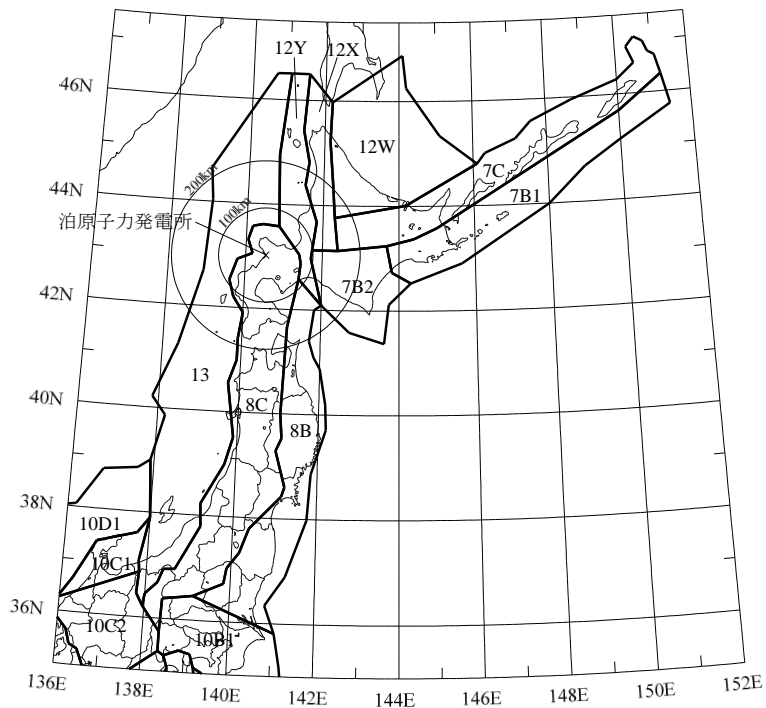
凡 例 ([新編]日本の活断層)			
陸 上		海 底	
	活断層 (確実度 I)		活断層 (確実)
	活断層 (確実度 II)		活断層 (推定)
	活断層 (確実度 III)		活撓曲 (確実)

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

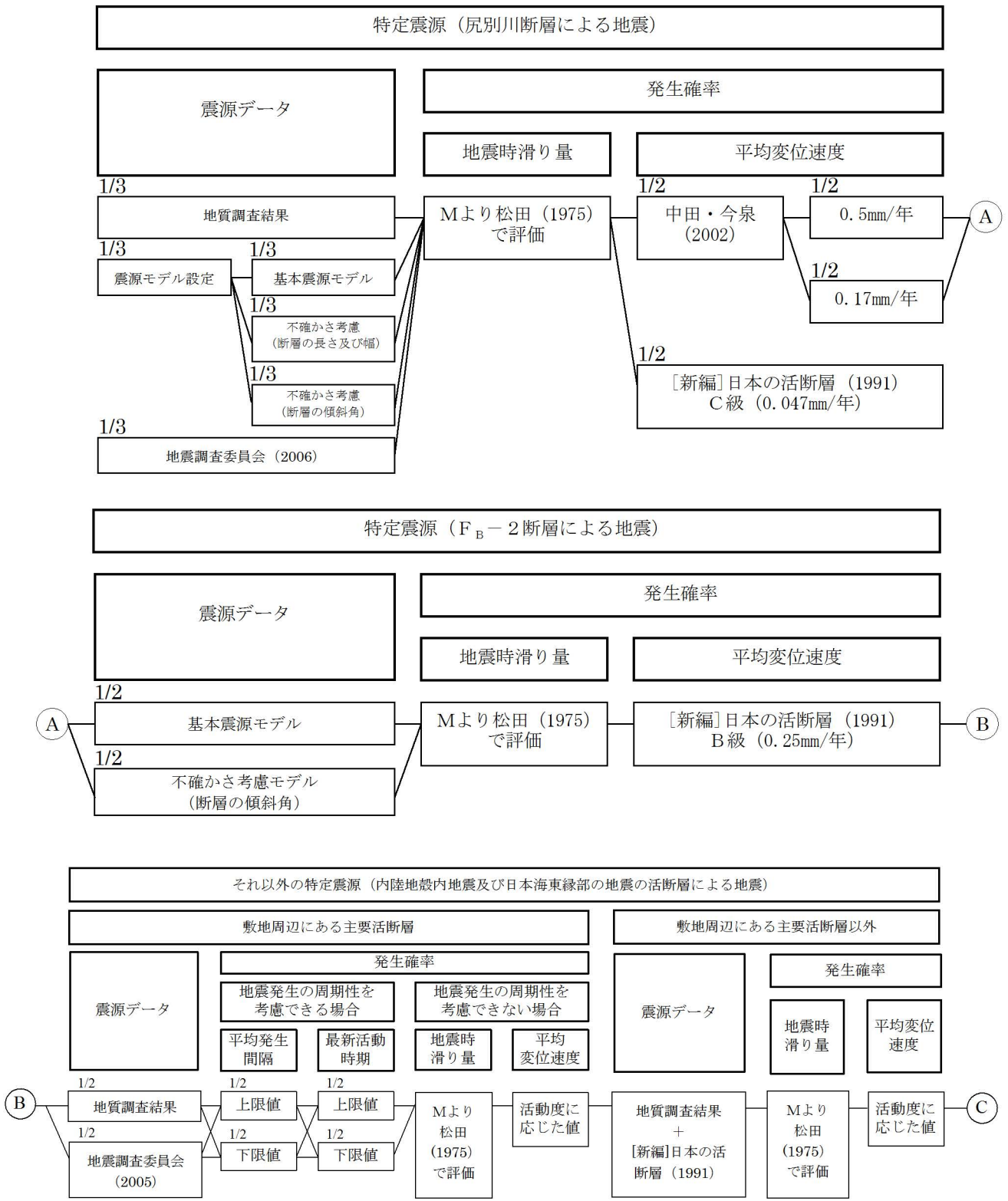


萩原（1991）に基づく領域震源区分のモデル化

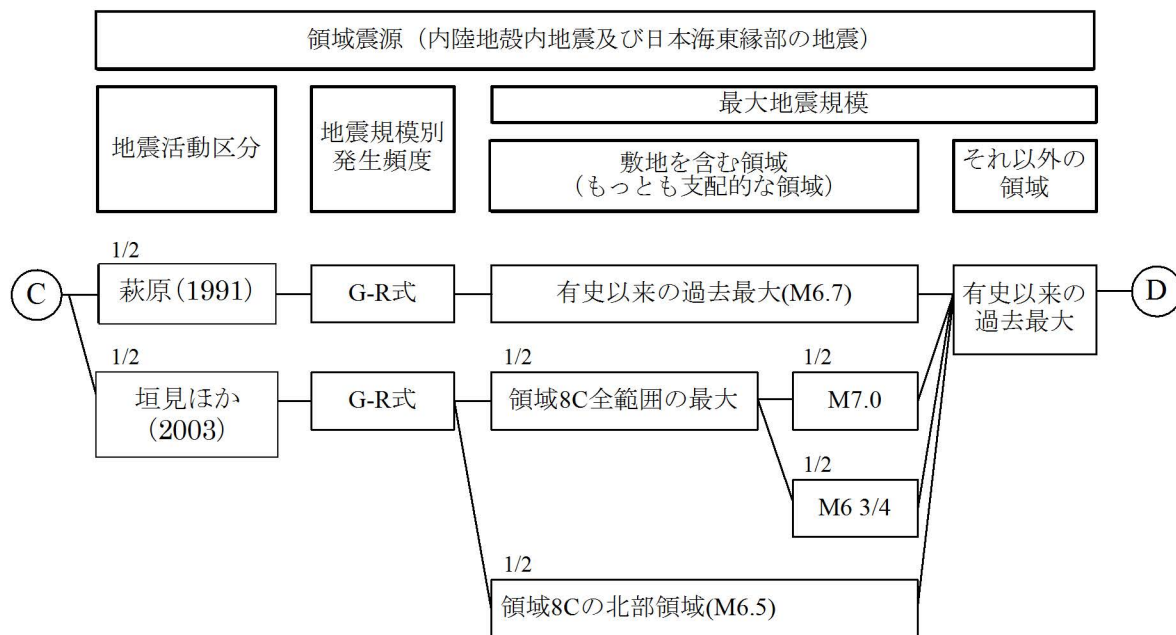


垣見・他（2003）に基づく領域震源区分のモデル化

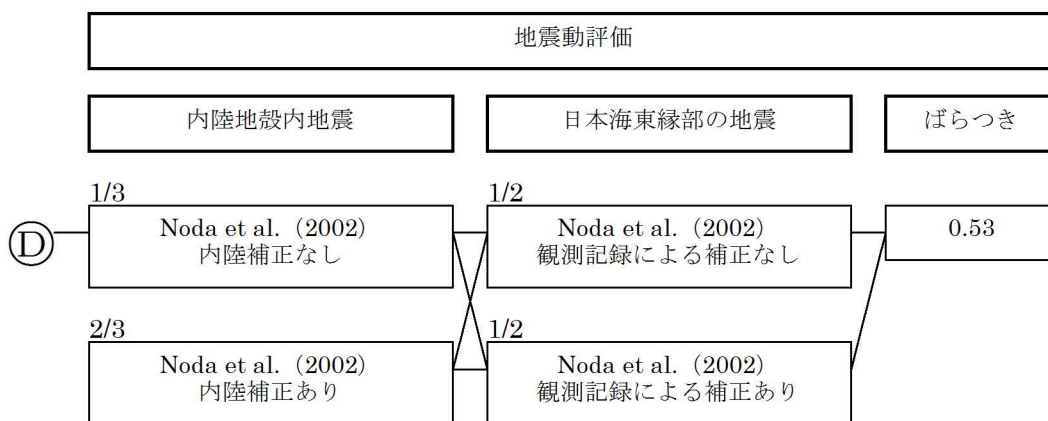
第 3.2-4 図 萩原（1991）及び垣見・他（2003）に基づく領域震源区分のモデル化



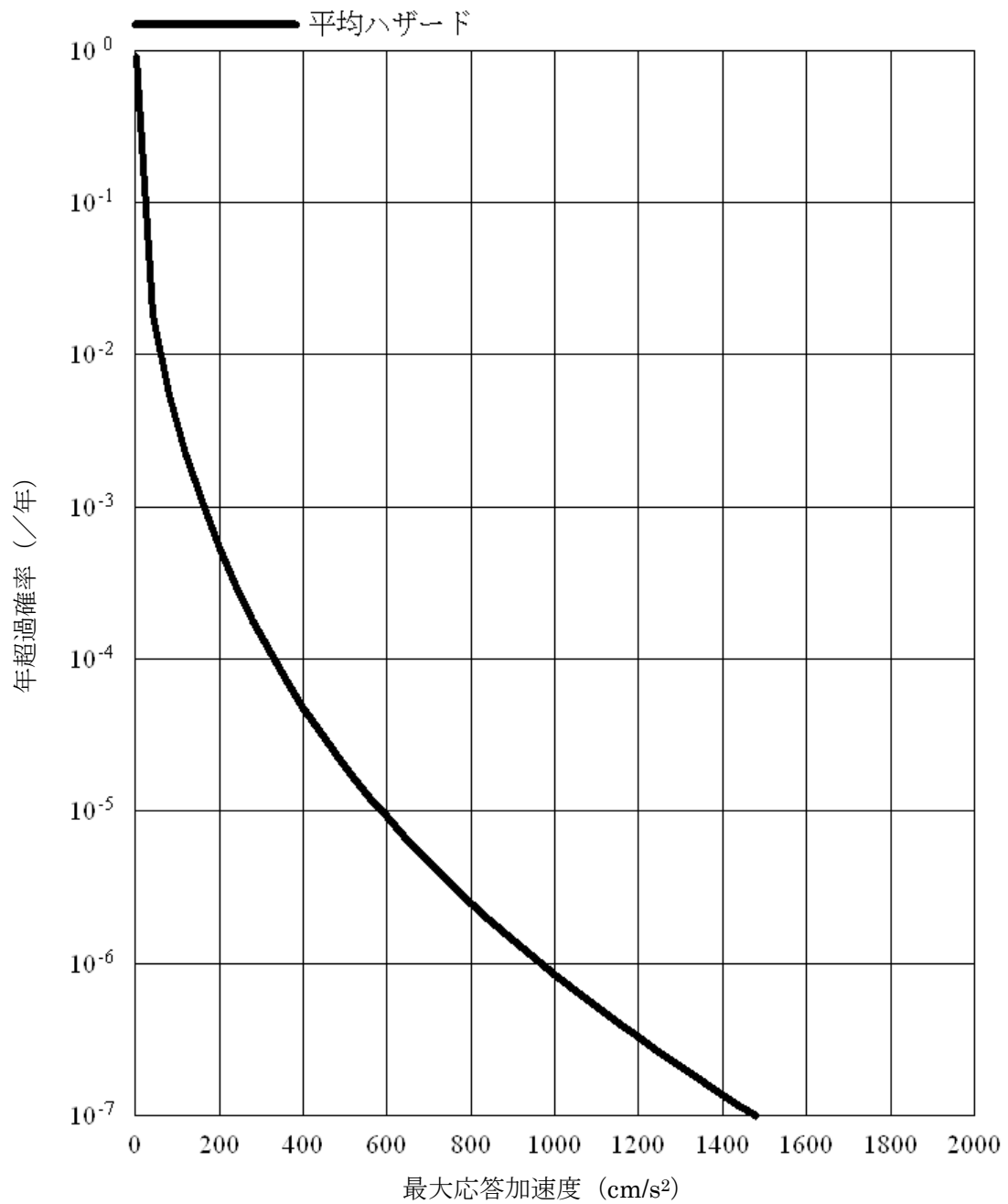
第 3.2-5 図 ロジックツリー（特定震源）（1/3）



第 3.2-5 図 ロジックツリー (領域震源) (2/3)

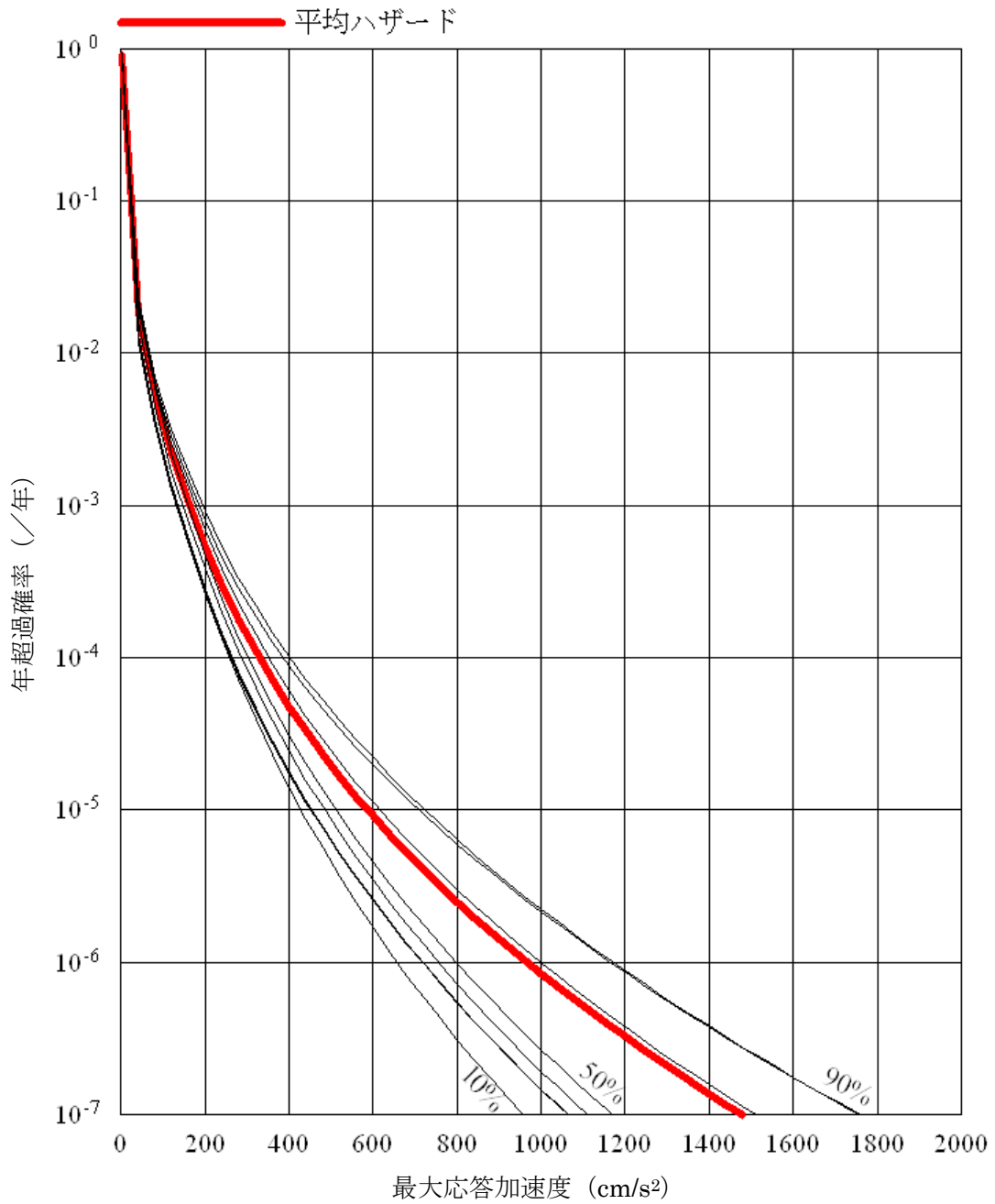


第 3.2-5 図 ロジックツリー (地震動評価) (3/3)

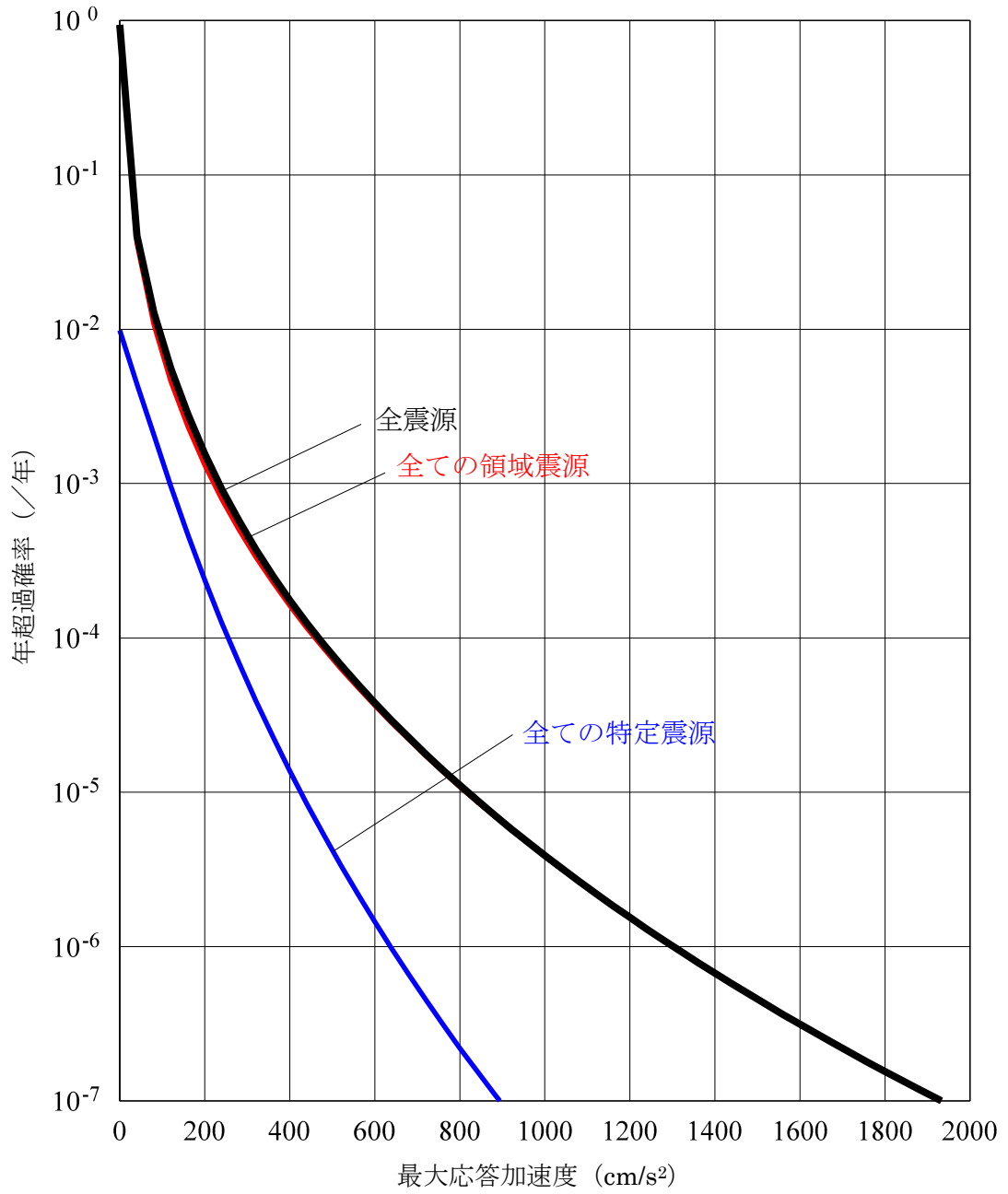


(注) 泊発電所の基準地震動 S_s は最大加速度 550 ガル (=cm/s²) である。

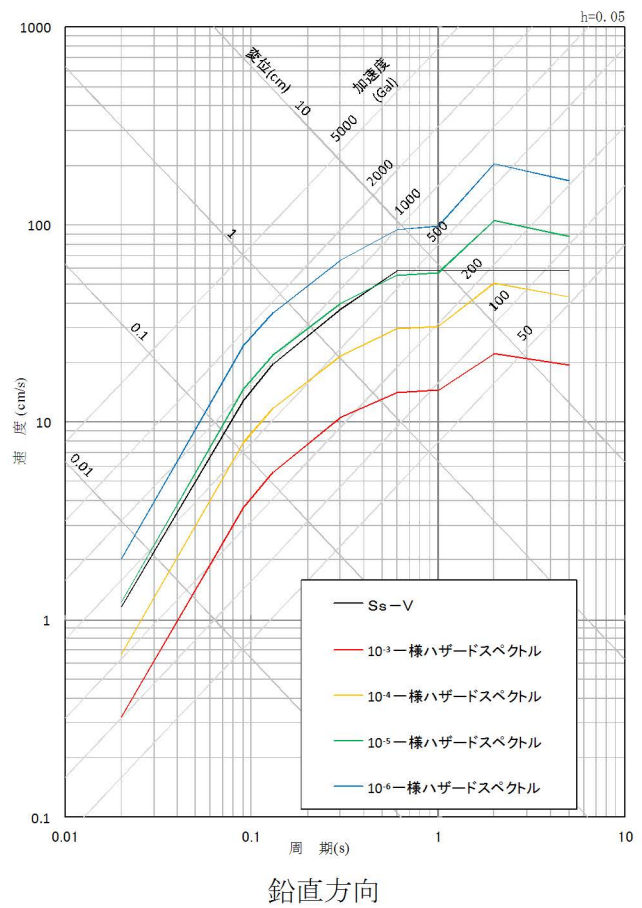
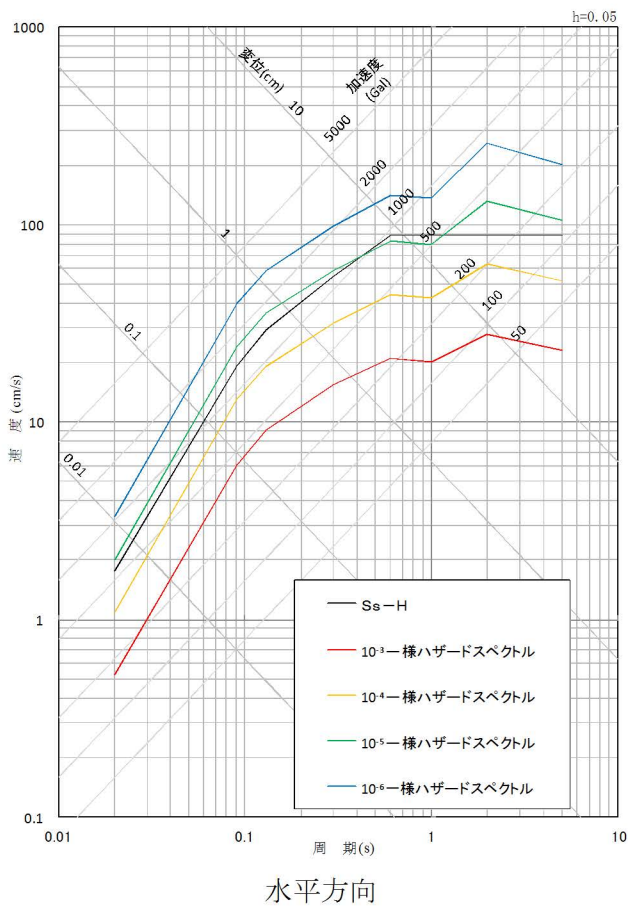
第 3.2-6 図 平均地震ハザード曲線 (水平方向 : 周期 0.02 s)



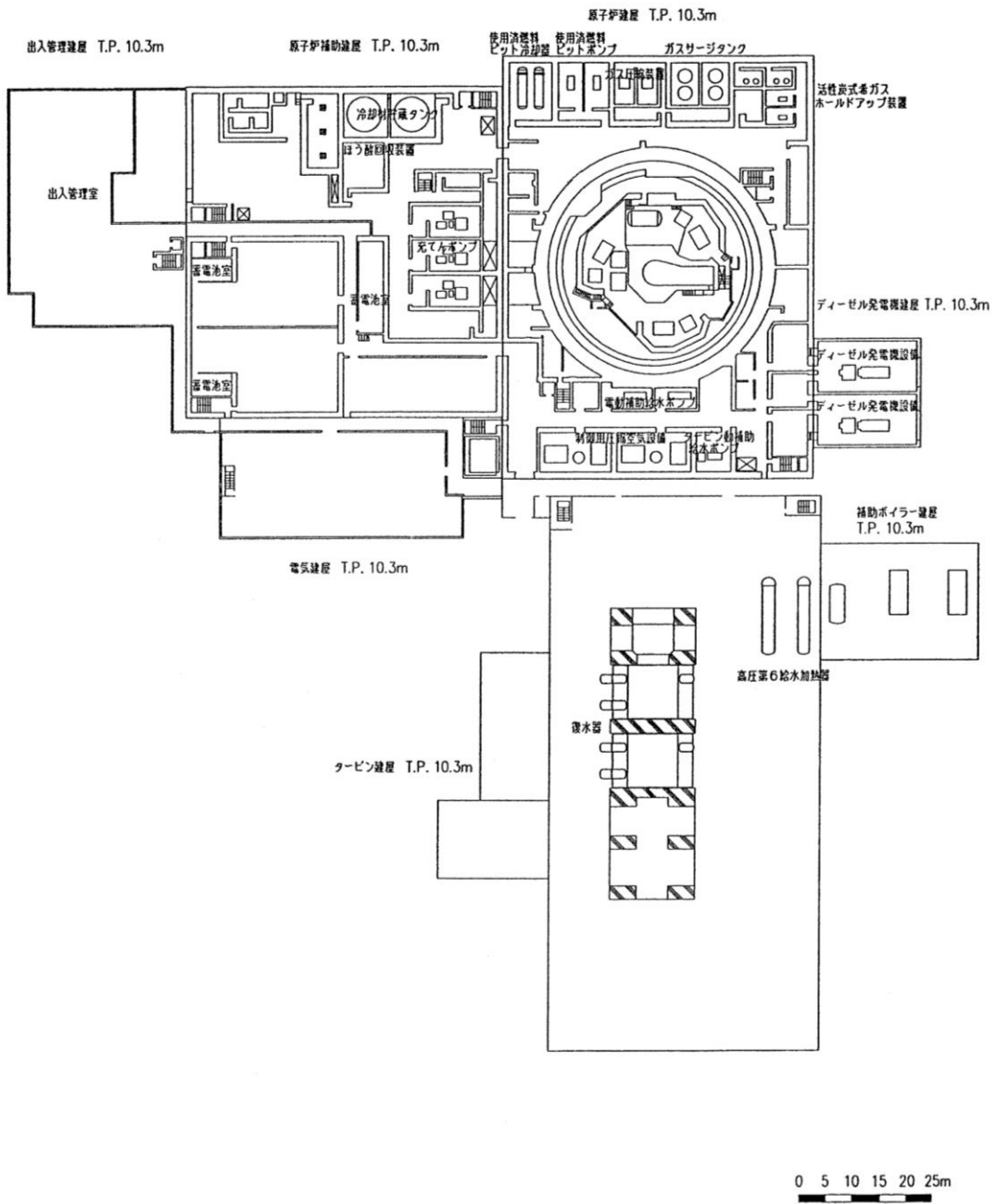
第 3.2-7 図 フラクタイル地震ハザード曲線 (水平方向 : 周期 0.02 s)



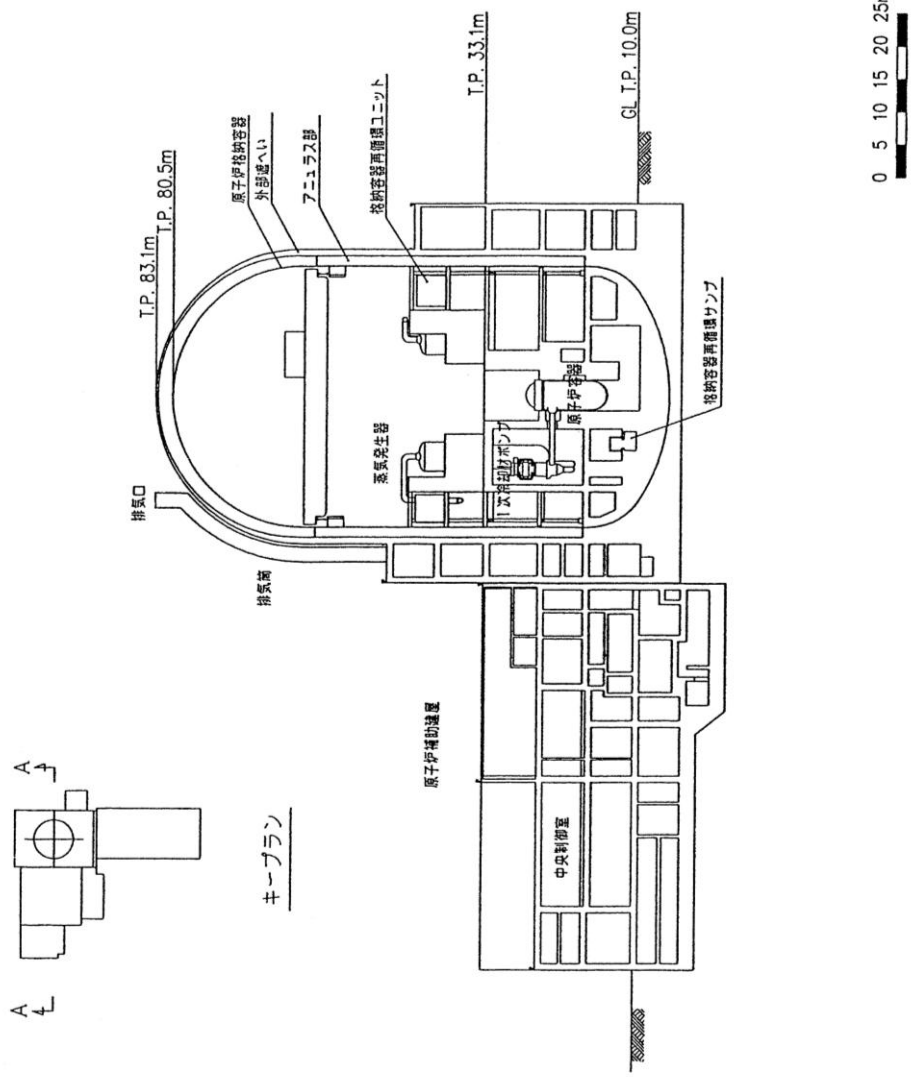
第 3.2-8 図 特定震源と領域震源による地震ハザード曲線 (水平方向: 周期 0.02 s)



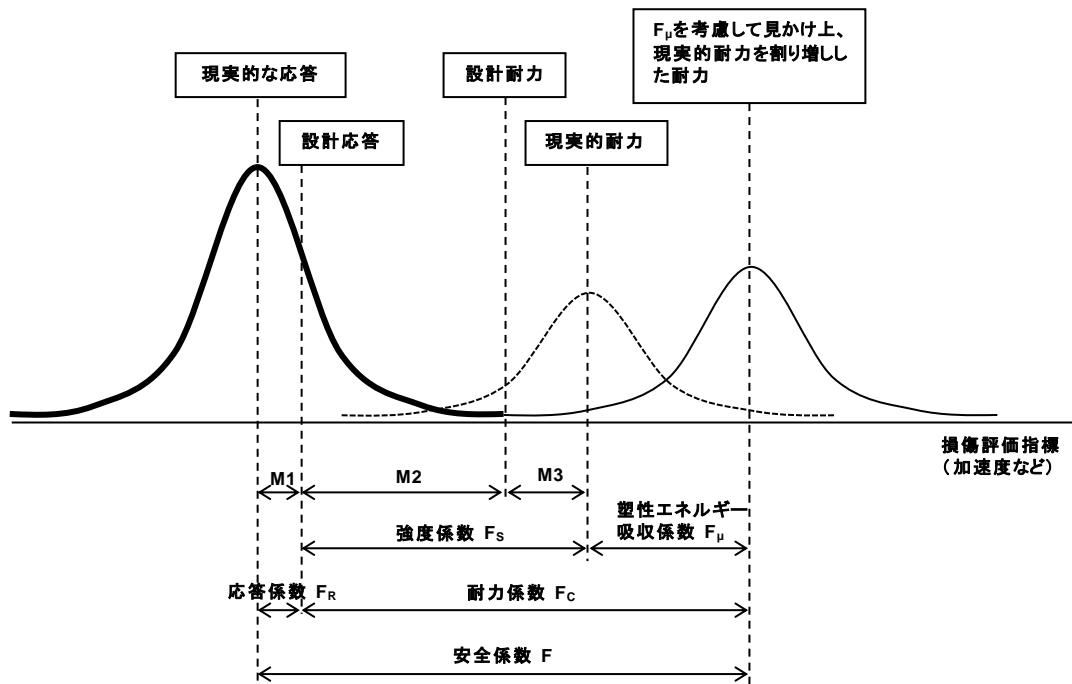
第 3.2-9 図 一様ハザードスペクトルと基準地震動の応答スペクトルの比較



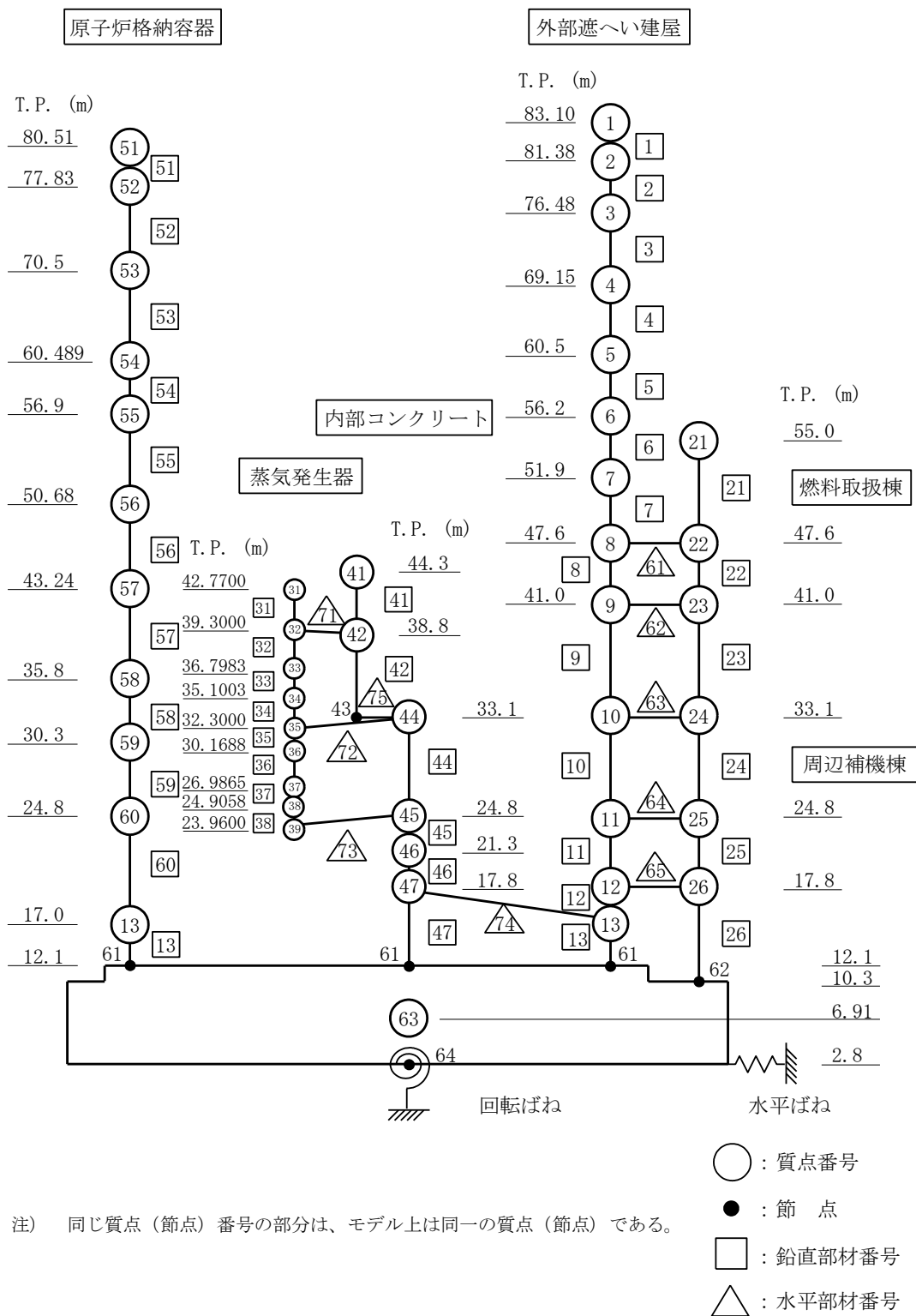
第 3.2-10 図 主要建屋平面図（1階）



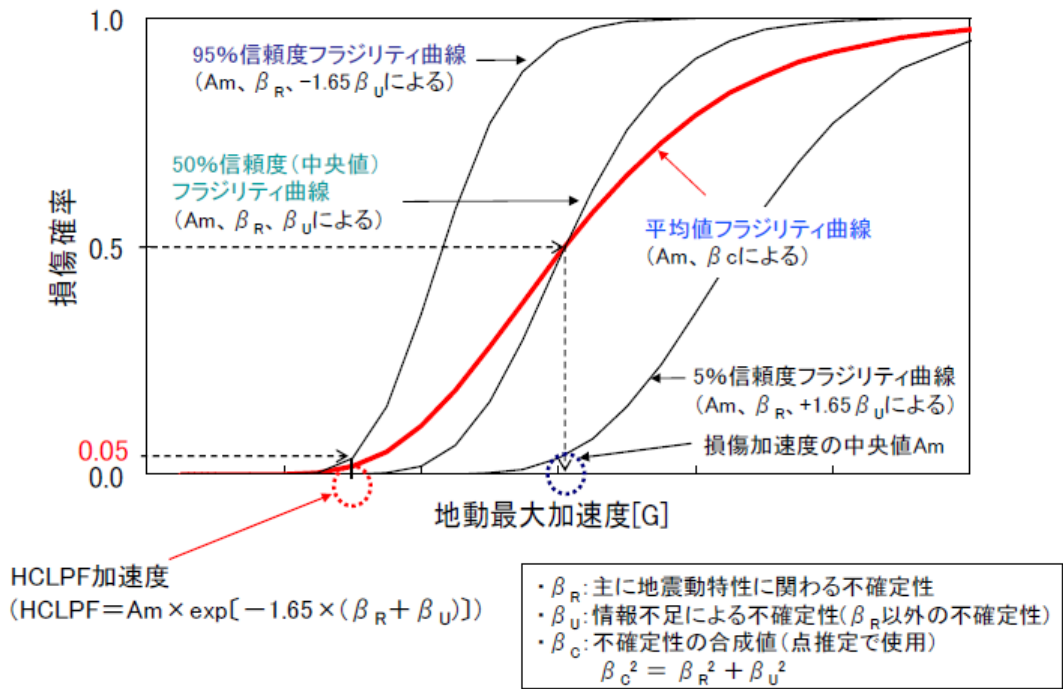
第 3.2-11 図 主要建屋断面図 (A-A 断面)



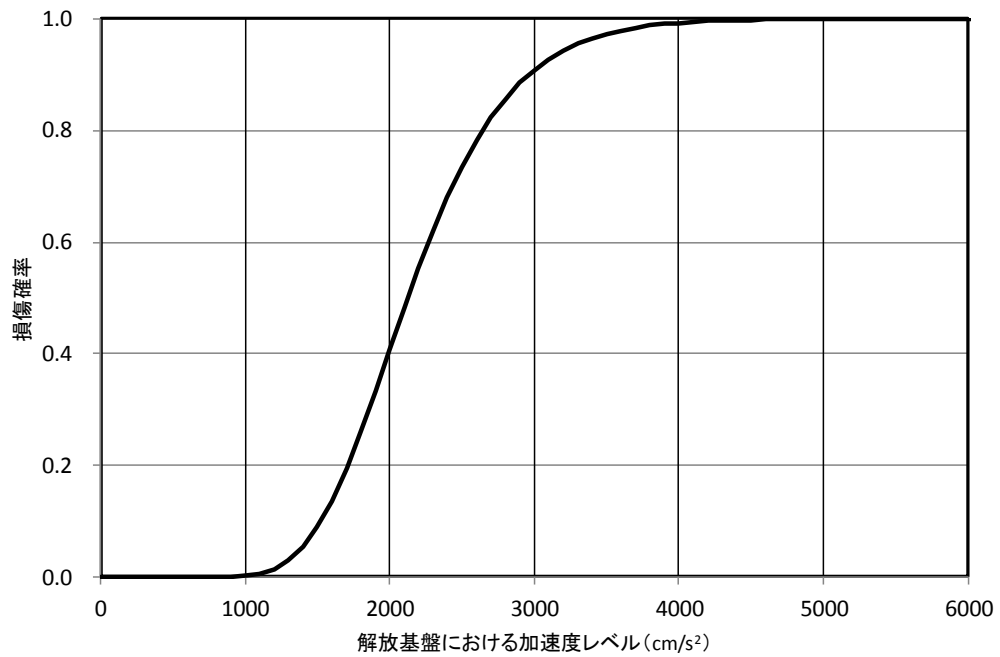
第 3.2-13 図 「耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）」の概念図



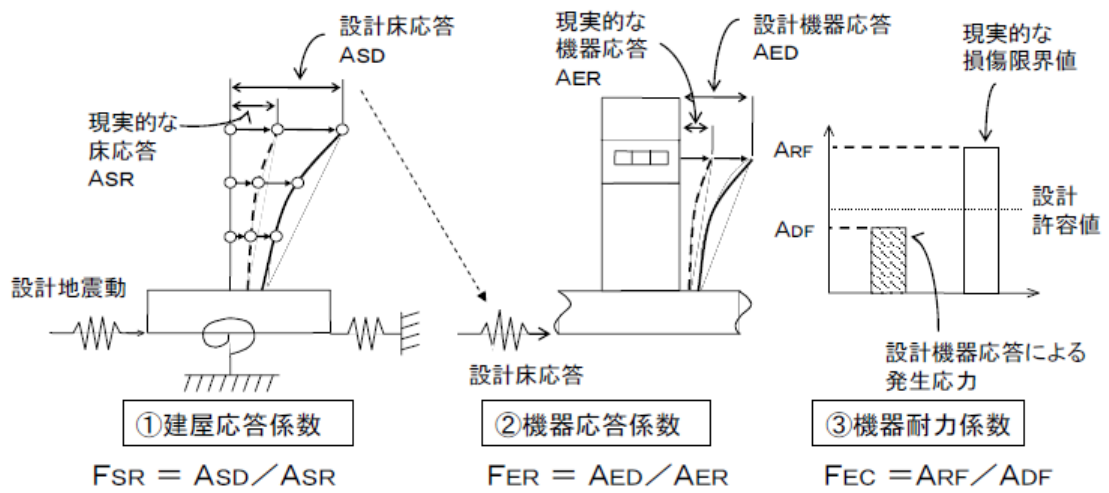
第 3.2-14 図 解析モデル (原子炉建屋 水平方向)



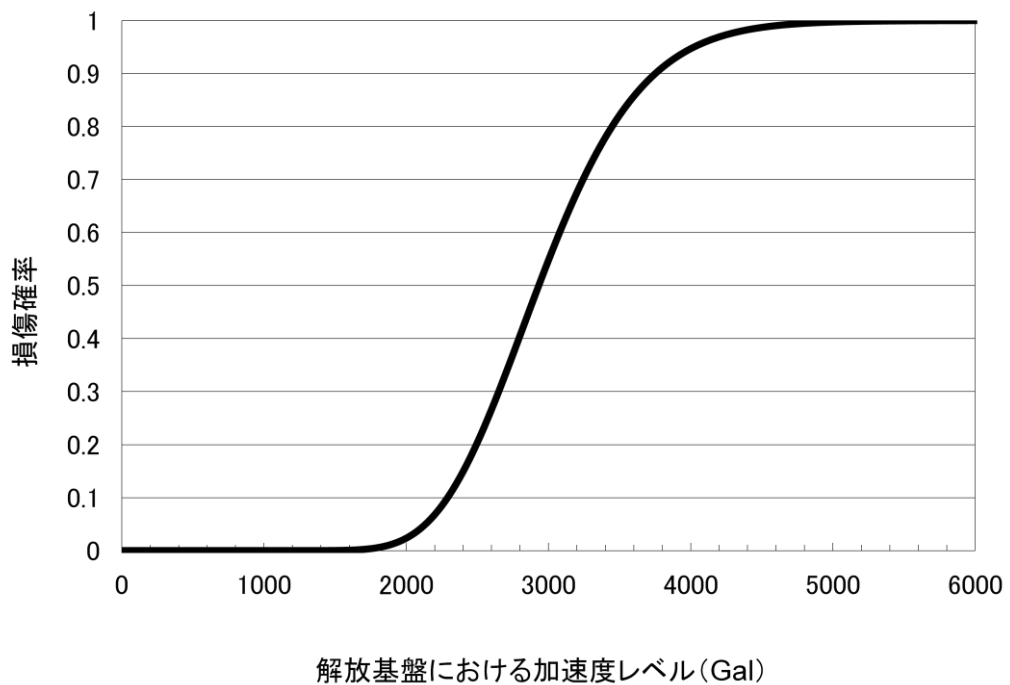
第 3.2-15 図 フラジリティ曲線の例



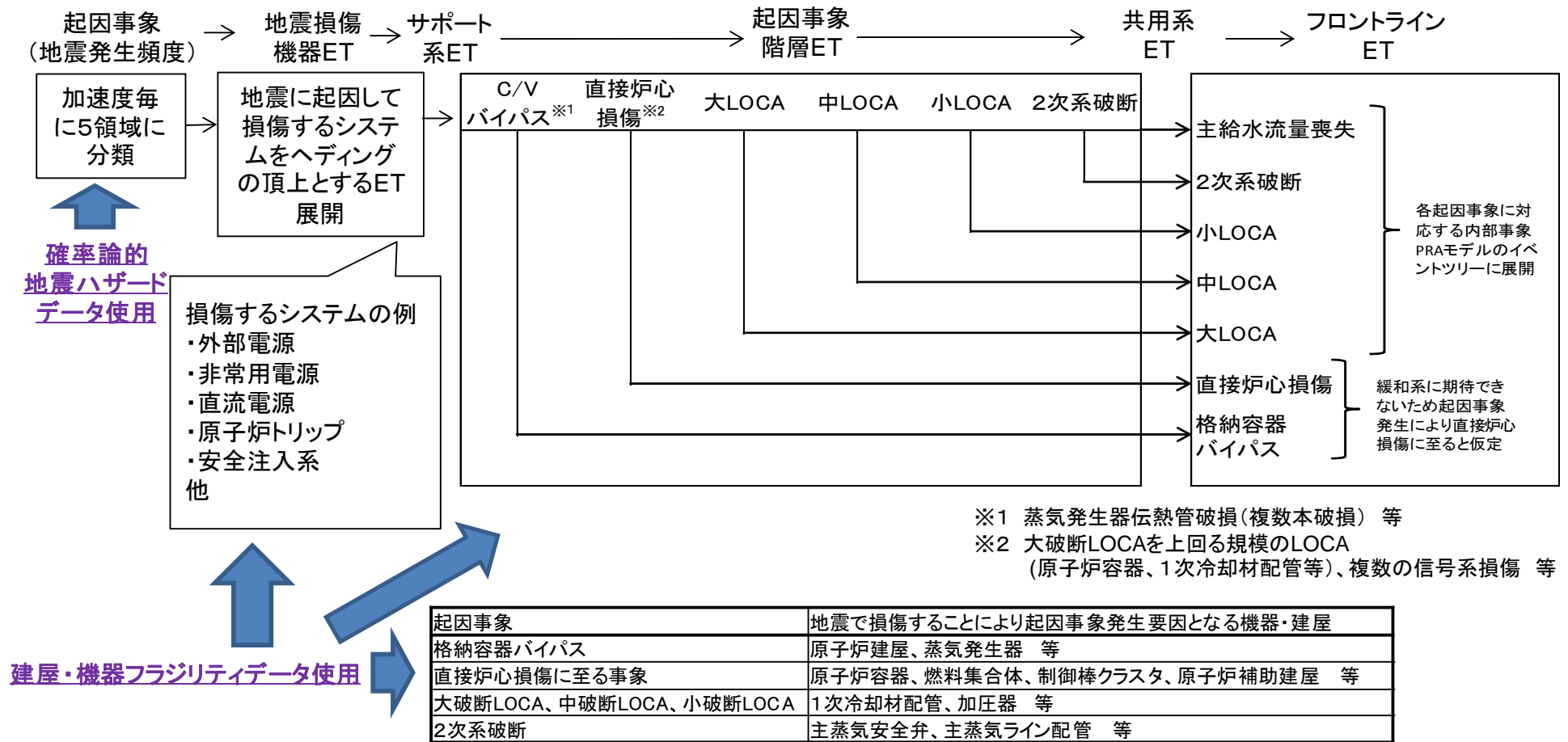
第 3.2-16 図 原子炉建屋のフラジリティ曲線



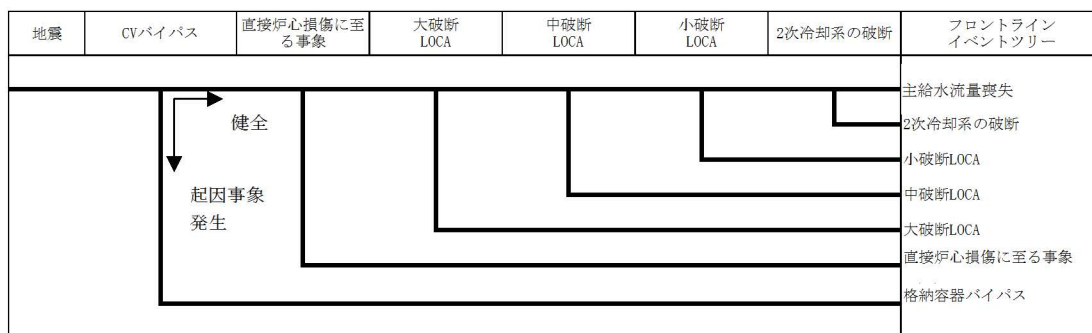
第 3.2-17 図 各安全係数のイメージ図



第 3.2-18 図 使用済燃料ピット冷却器のフラジリティ曲線



第 3.2-19 図 事故シーケンス評価



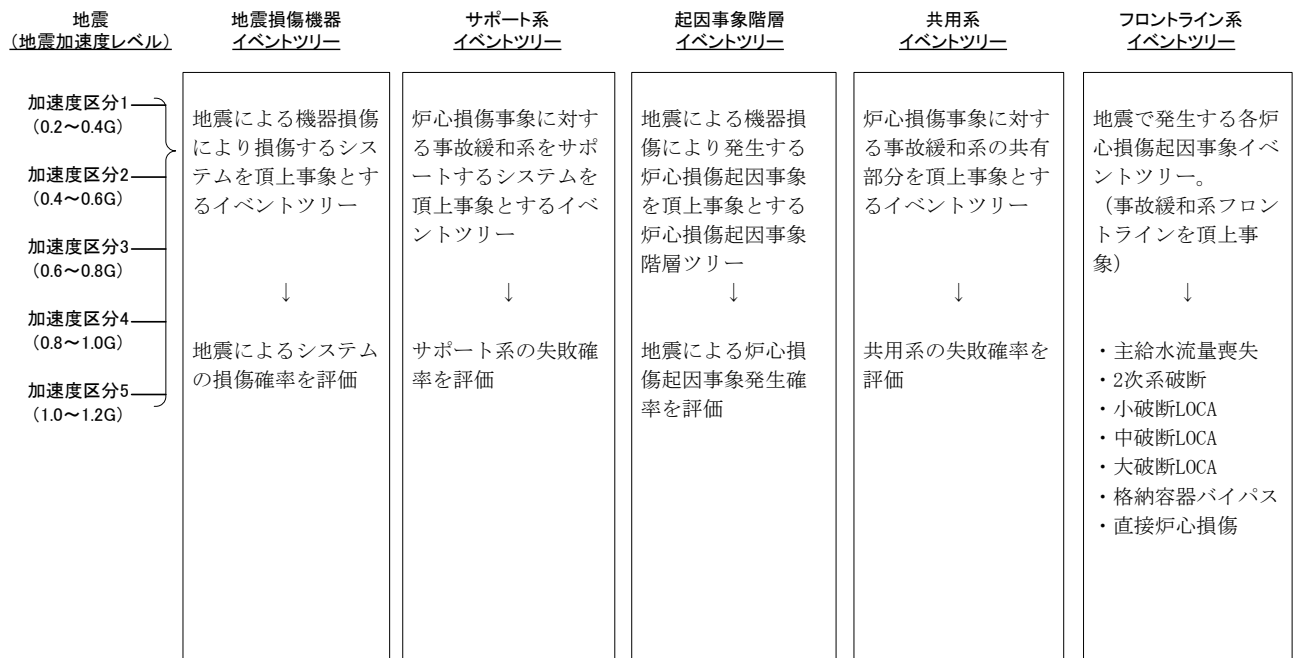
【直接炉心損傷に至る事象】

- 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

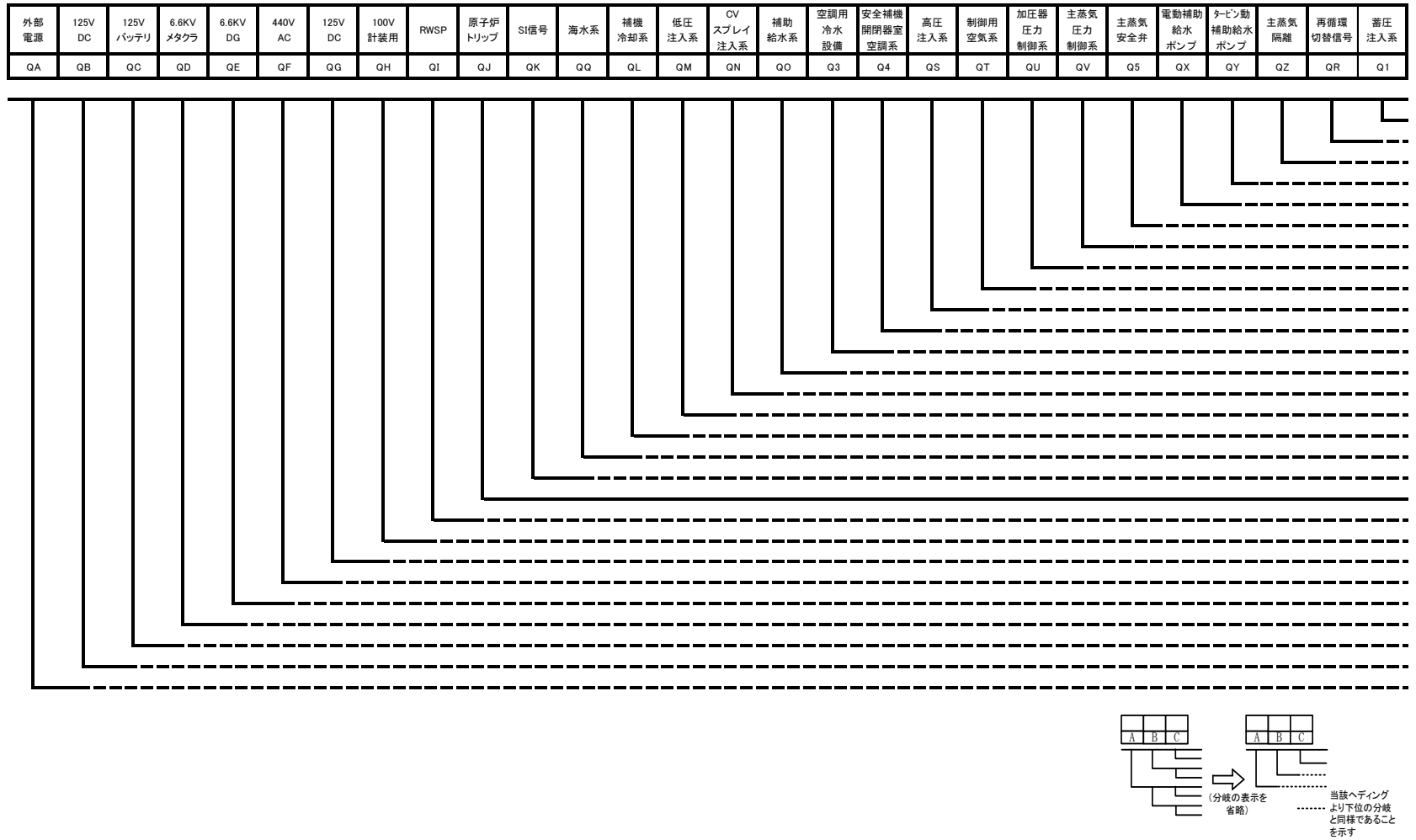
【格納容器バイパス】

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

第 3.2-20 図 地震 PRA 階層イベントツリー

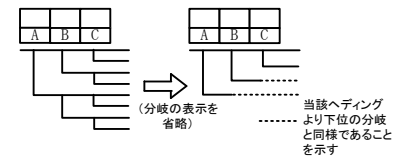
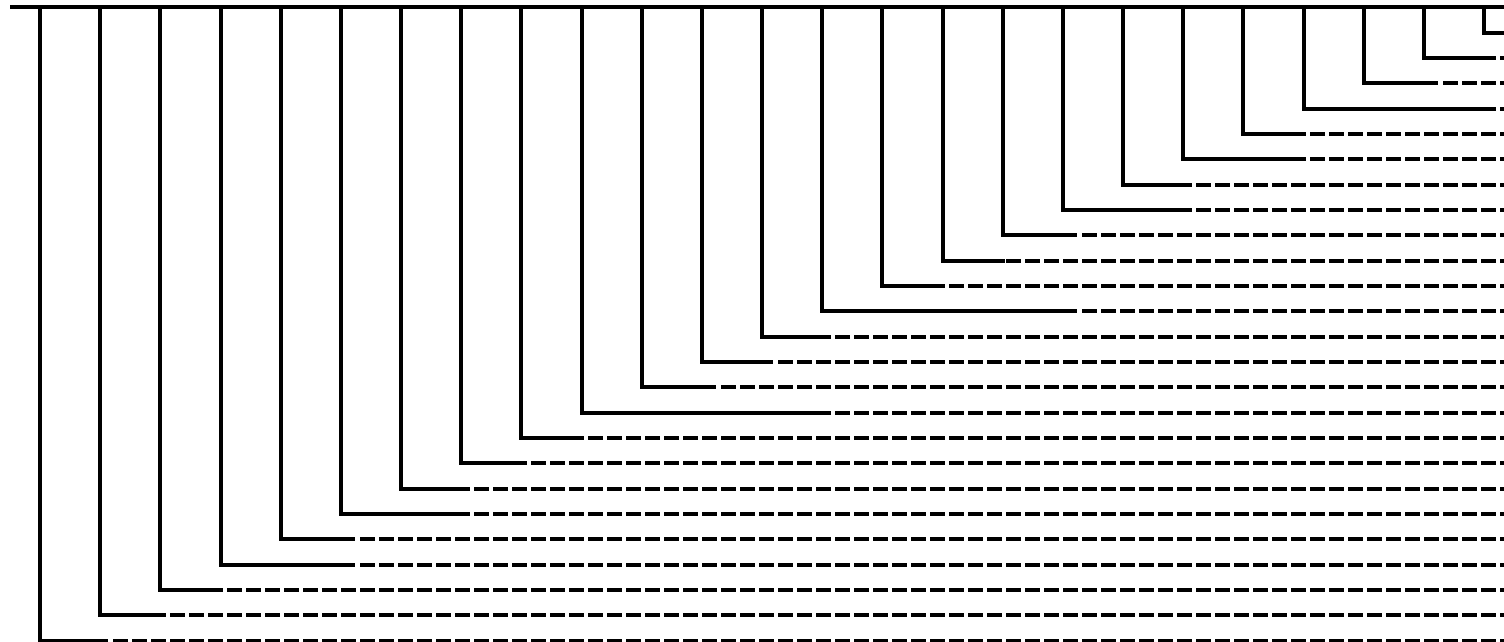


第 3.2-21 図 地震システム解析モデル (大イベントツリー)



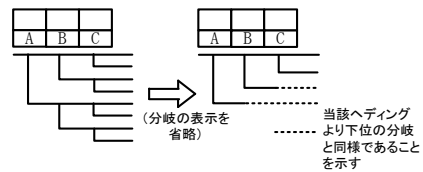
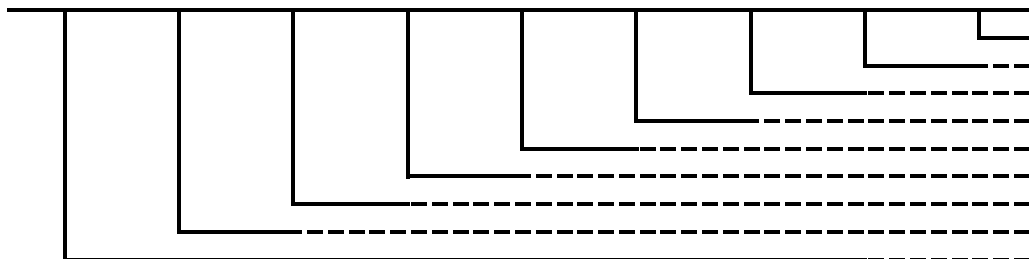
第 3.2-22 図 地震損傷機器イベントツリー

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

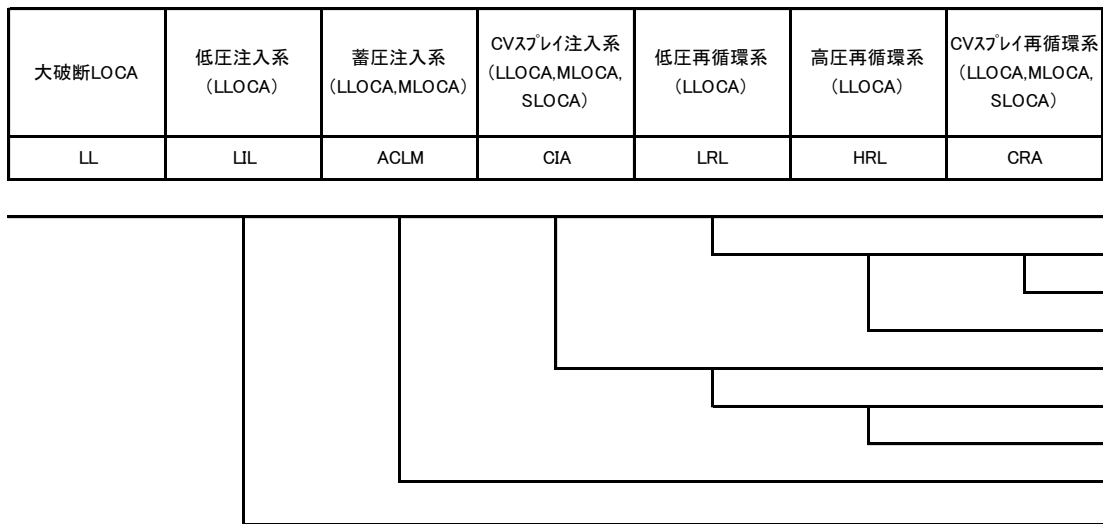


第 3.2-23 図 サポート系イベントツリー

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

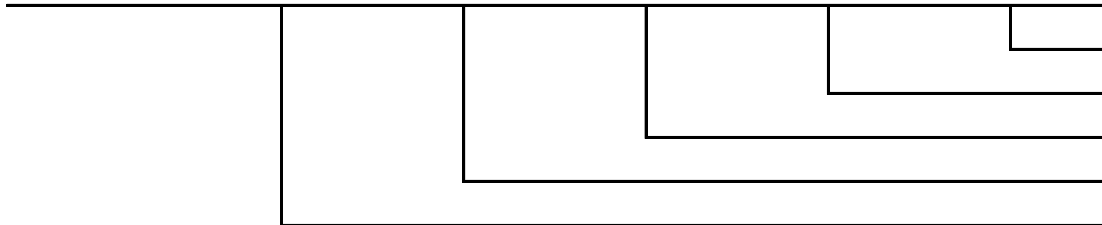


第 3.2-24 図 共用系イベントツリー



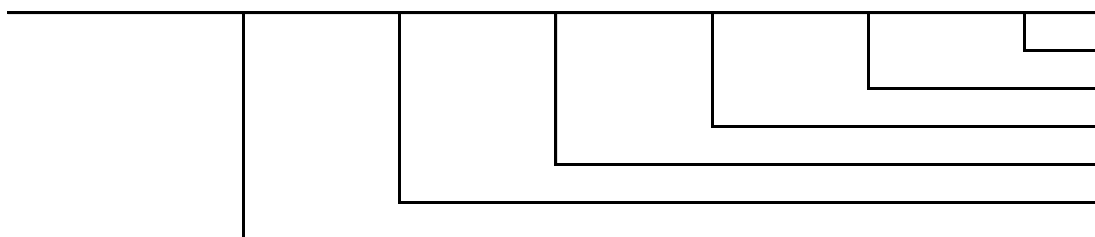
第 3.2-25 図 大破断 LOCA イベントツリー

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 3.2-26 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 3.2-27 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

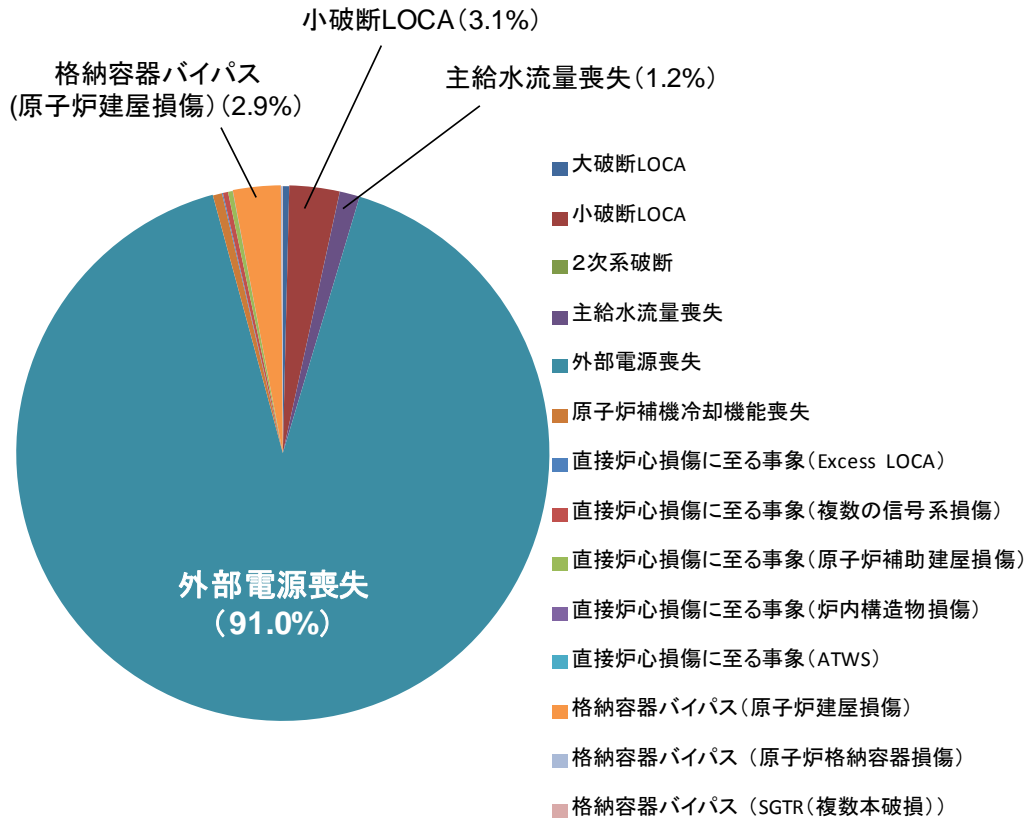


第 3.2-28 図 2次系の破断イベントツリー

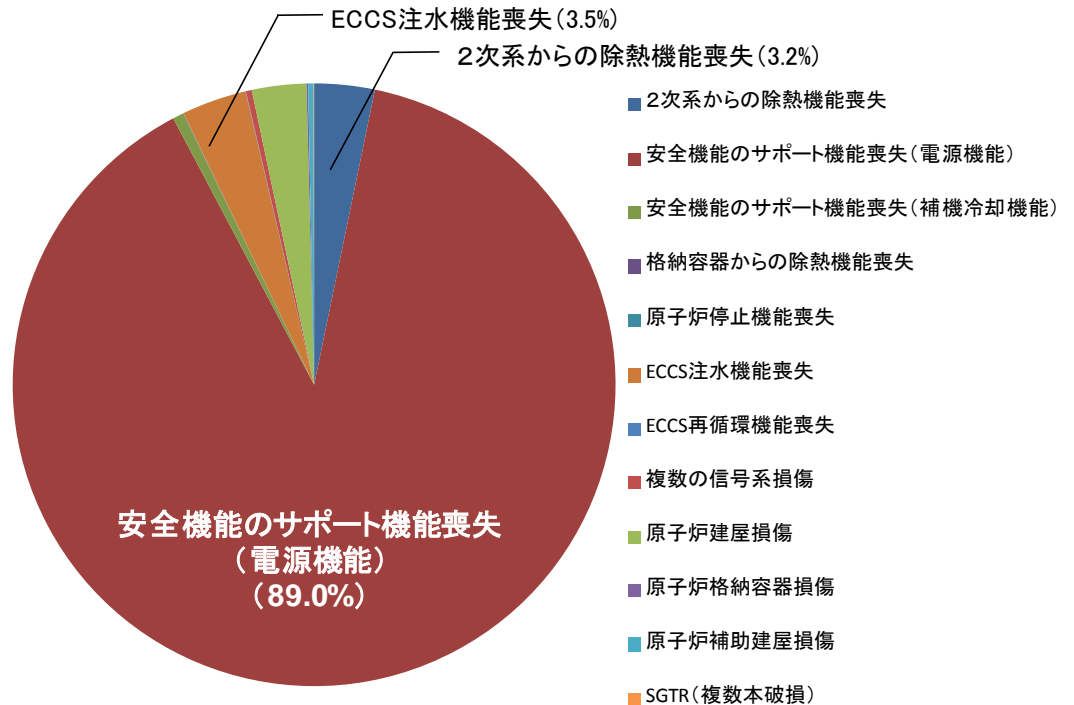
主給水流量喪失	原子炉トリップ (SLOCA,SLB, LMFW)	補助給水系 (LMFW)
LMFW	TPA	AFF



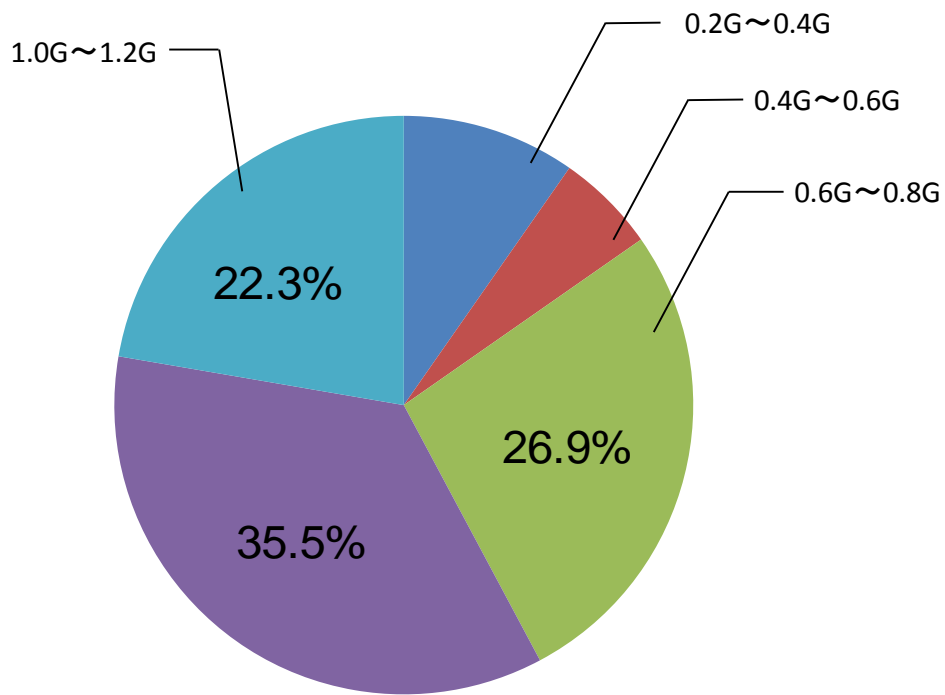
第 3.2-29 図 主給水流量喪失イベントツリー



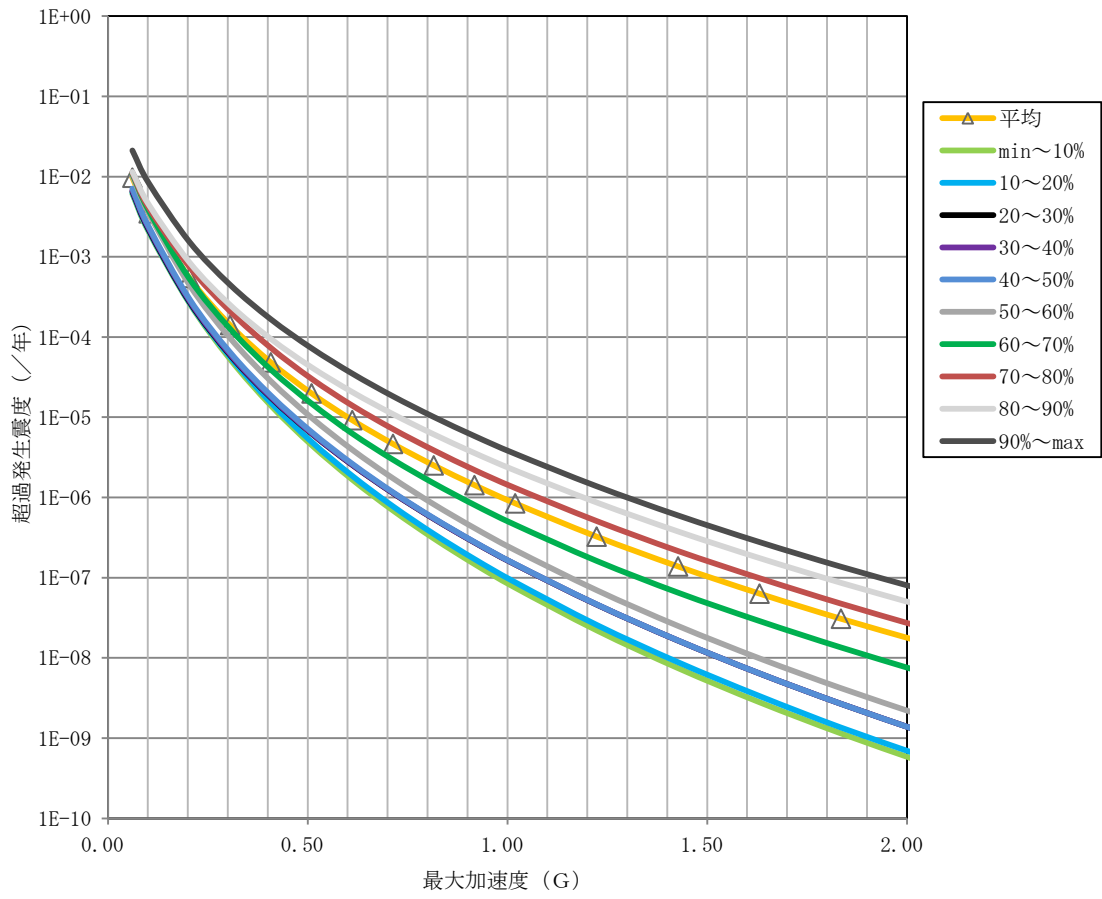
第 3.2-30 図 起因事象別炉心損傷頻度寄与割合



第 3.2-31 図 炉心損傷カテゴリー別炉心損傷頻度寄与割合



第 3.2-32 图 加速度区分別炉心損傷頻度寄与割合



第 3.2-33 図 確率論的地震ハザード曲線 (水平)

地震による起回事象の選定の考え方について

地震による起回事象の選定にあたっては、地震により直接的に安全上重要な設備に影響を及ぼすシナリオを対象として選定する。

事故シナリオの広範囲な分析・選定により、地震時特有の事故シナリオを見落としなく抽出・選定するため、地震動の形態、事故進展の形態、経年変化の有無等の主要因を考慮する。

事故シナリオを広範囲に分析した結果、地震 PRA の対象となるのは、地震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。）への直接的影響により、炉心損傷事故に至る可能性のある事故シナリオである。

この選定した事故シナリオのうち、安全機能への間接的影響、余震による地震動への安全機能への影響、経年劣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に繋がる事故シナリオと合わせて事故シナリオを明確化する。

次に、スクリーニングアウトされなかった事故シナリオにより誘発される起回事象を特定する。このスクリーニングアウトされなかった事故シナリオの起回事象の特定に係り、地震荷重による影響の厳しい順に特定していく。すなわち、地震荷重により、建屋／構築物／静的機器の損傷による起回事象を分類し、その後、SSC の損傷が安全機能への重大（広範）な影響を及ぼす起回事象を分類する。

また、大規模な地震が発生した場合に必ず誘発される起回事象は、少なくとも常用系で耐震クラスの低い主給水系の設備が損傷している事を想定し、主給水流量喪失事象は発生するとしている。

以上のプロセスによる地震により発生する起回事象の分類結果は以下の通りとなる。

- ① 地震荷重による建屋／構築物／静的機器の損傷による起回事象
（緩和系に期待できない事象）
 - 建屋／構築物損傷に伴う炉心損傷に直結する事象（大規模な LOCA 事象を含む）
 - 格納容器バイパス事象
- ② 地震荷重による SSC の損傷が安全機能への重大（広範）な影響を及ぼす起回事象
 - 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

このように、明確になった事故シナリオの分類により誘発される起回事象の分析をおこなひ、結果として以下の起回事象を特定した。

- ・ 格納容器バイパス事象：SGTR(複数本破損)
- ・ 炉心損傷に直結する事象（大規模な LOCA 事象を含む）
- ・ 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（サポート系）（※）
- ・補機冷却水系喪失（サポート系）（※）

※：「外部電源喪失+非常用電源喪失」、「補機冷却水系喪失」は、サポート系として扱っている。主給水喪失と同時に発生している場合は、プラントへの影響が大きいことを考慮し、「外部電源喪失+非常用電源喪失」、「補機冷却水系喪失」が発生しているとして扱っている。また、2次系冷却の破断と同時に発生している場合は、「補機冷却水喪失」が発生しているとして扱っている。

地震 PRA で用いたイベントツリーの考え方について

1. イベントツリーの考え方について

今回の地震 PRA においては、下記の 5 つのイベントツリーを結合している。

- (1) 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イベントヘディングとした地震損傷機器イベントツリー
- (2) 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イベントヘディングとしランダム故障及び人的過誤を考慮したサポート系イベントツリー
- (3) 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発生を考慮した起因事象階層イベントツリー
- (4) 再循環サンプや燃料取替用水ピット等のフロントライン系で共用する設備をイベントヘディングとしランダム故障および人的過誤を考慮した共用系イベントツリー
- (5) フロントラインシステムをイベントヘディングとしランダム故障および人的過誤を考慮したフロントラインイベントツリー

結合した各イベントツリーの情報は下流のイベントツリーに引き継がれるため、地震損傷機器イベントツリー、サポート系イベントツリー、起因事象階層イベントツリー及び共用系イベントツリーを結合する順番には基本的に制約はなく、各イベントヘディングの依存性が正しくフロントラインに引き継がれるようにモデル化することで最終的にフロントラインイベントツリーに結合（リンクング）すればよい。

ただし、イベントツリーリンクングの特徴は、上流のヘディングの失敗の影響を下流のヘディングの失敗に反映することで、従属故障を明示できる点にある。したがって、評価の効率性の観点から、影響を与える側を上流に、影響を受ける側を下流にモデル化する（例えば、電源喪失による低圧注入失敗、RHR ポンプの地震損傷による低圧注入失敗など）。具体的には、以下のようなことを考慮してイベントツリーの順番を設定している。

- (1) サポート系設備が地震により損傷した影響で起因事象が発生するという観点から、サポート系イベントツリーの下流に起因事象階層イベントツリーを配置する。
- (2) フロントライン系にはサポート系もしくは共用系を必要とする SSC がある。また共用系にはサポート系を必要とする SSC がある。したがって 3 者は、サポート系、共用系、フロントライン系の順番に配置する。

また、起因事象イベントツリーにおいては、事象の厳しいものを優先的に配列し、後続のヘディングで考慮する起因事象発生確率は先行ヘディングで発生した起因事象が発生しない条件付き確率として評価を行っている。なお、LOCA 事象より 2 次系事象を後に配列しているのは、1 次系バウンダリが損傷する影響がより厳しいと判断したためである。

2. イベントツリーリンクングにおける情報の引継ぎについて

地震 PRA では内的事象 PRA と同様、起因事象の発生に対して事故緩和機能の成功・失敗を評価することにより炉心損傷に至るか否かを評価している。内的事象と異なるところは、起因事象を発生させる要因や事故緩和機能を喪失させる要因が、ランダム故障や人的過誤に加えて地震による機器の損傷を考慮する必要がある点にあり、地震による機器損傷の影響は地震損傷機器イベントツリー及び起因事象階層イベントツリーで考慮している。

また、起因事象のうちプラント全体への波及効果の大きい外部電源喪失及び補機冷却水の喪失については、当該機能を構成する機器が地震により損傷する確率を地震損傷機器イベントツリーのヘディングとして考慮し、その他の起因事象は起因事象階層イベントツリーのヘディングとして考慮しているが、イベントツリーリンクングで結合した情報は下流のイベントツリーに引き継がれるため、イベントツリー全体の評価結果を分析することで、外部電源喪失及び補機冷却水喪失の起因事象に対する炉心損傷頻度を整理することが可能である。図に外部電源喪失+非常用所内電源喪失（以下「SBO」という。）に対する炉心損傷頻度を整理した例を示す。

地震損傷機器イベントツリーでは、ある地震加速度により外部電源及び非常用所内電源が損傷すると評価されるが、その下流に結合されたサポート系イベントツリーでは SBO の情報が引き継がれるため、外部電源及び所内電源系の分岐は無条件で「失敗」となる。起因事象階層イベントツリーでは、主給水流量喪失より厳しい起因事象が発生していない場合、主給水喪失が発生するとして共用系イベントツリーに引き継がれる。共用系イベントツリーでは主給水喪失に対して考慮すべきヘディングが存在しないため、起因事象階層イベントツリーの情報がそのまま主給水喪失に対するフロント系イベントツリーに引き継がれる。主給水喪失のフロントライン系イベントツリーでは SBO の情報が引き継がれているため、SBO による炉心損傷に至る事象として整理される。

以上のことから、SBO 事象は主給水流量喪失事象と重畳して算出されるが、イベントツリー全体の評価結果を分析することで SBO による炉心損傷を整理することが可能である。

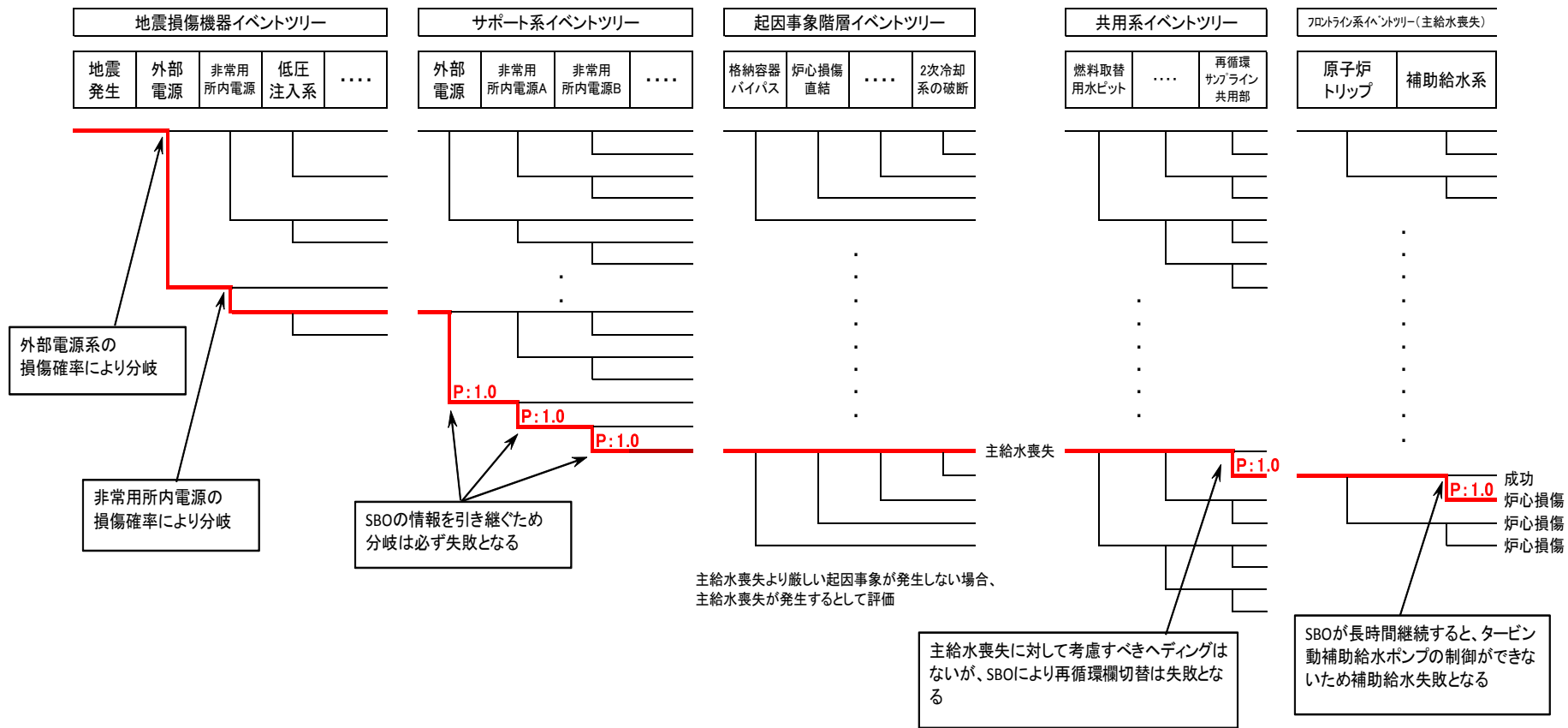


図 イベントツリーリンクの情報の流れ (外部電源喪失+非常用所内電源喪失の例)