

## 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

確率論的リスク評価について  
(内部事象 停止時レベル1)

平成26年7月

東京電力株式会社

## 目 次

1. 事故シーケンスグループ等の抽出における PRA の実施範囲と評価対象
2. 「PRA の説明における参照事項」に基づく構成について
3. レベル 1PRA
  - 3.1 内部事象 PRA
    - 3.1.1 出力運転時 PRA
      - 3.1.1.a 対象プラント
      - 3.1.1.b 起回事象
      - 3.1.1.c 成功基準
      - 3.1.1.d 事故シーケンス
      - 3.1.1.e システム信頼性
      - 3.1.1.f 信頼性パラメータ
      - 3.1.1.g 人的過誤
      - 3.1.1.h 炉心損傷頻度
    - 3.1.2 停止時 PRA
      - 3.1.2.a 対象プラント
      - 3.1.2.b 起回事象
      - 3.1.2.c 成功基準
      - 3.1.2.d 事故シーケンス
      - 3.1.2.e システム信頼性
      - 3.1.2.f 信頼性パラメータ
      - 3.1.2.g 人的過誤
      - 3.1.2.h 炉心損傷頻度
  - 3.2 外部事象 PRA
    - 3.2.1 地震 PRA
      - 3.2.1.a 対象プラントと対象シナリオ
      - 3.2.1.b 地震ハザード
      - 3.2.1.c 建屋・機器のフラジリティ
      - 3.2.1.d 事故シーケンス
    - 3.2.2 津波 PRA
      - 3.2.2.a 対象プラントと対象シナリオ
      - 3.2.2.b 津波ハザード
      - 3.2.2.c 建屋・機器のフラジリティ
      - 3.2.2.d 事故シーケンス

 今回のご説明範囲

#### 4. レベル 1.5PRA

##### 4.1 内部事象 PRA

##### 4.1.1 出力運転時 PRA

4.1.1.a プラントの構成・特性

4.1.1.b プラント損傷状態の分類及び発生頻度

4.1.1.c 格納容器破損モード

4.1.1.d 事故シーケンス

4.1.1.e 事故進展解析

4.1.1.f 格納容器破損頻度

4.1.1.g 不確かさ解析及び感度解析

##### 4.2 外部事象 PRA

##### 4.2.1 地震 PRA

## 添付資料目次

### 3. レベル 1PRA

#### 3.1 内部事象 PRA

##### 3.1.1 出力運転時 PRA

今回のご説明範囲

##### 3.1.2 停止時 PRA

添付資料 3.1.2.a-1	評価した工程の代表性及び成功基準の選定の考え方、燃料取り出しの考え方について
添付資料 3.1.2.b-1	反応度投入事象を起回事象から除外した考え方について
添付資料 3.1.2.b-2	起回事象における RHR の機能喪失および冷却材流出事象の取扱について
添付資料 3.1.2.b-3	起回事象発生頻度の評価における考え方
添付資料 3.1.2.b-4	冷却材流出事象の発生頻度の算出方法について
添付資料 3.1.2.c-1	燃料プールの水位低下に伴うプール付近の線量率上昇と接近作業について
添付資料 3.1.2.c-2	冷却材流出事象の流出量及び余裕時間の算出方法について
添付資料 3.1.2.d-1	柏崎刈羽原子力発電所6,7号機内の事象停止時レベル1PRA イベントツリー
添付資料 3.1.2.e-1	停止時 PRA 及び出力運転時 PRA における余裕時間を考慮した診断操作失敗確率の設定について
添付資料 3.1.2.g-1	停止時 PRA と出力運転時 PRA とのストレスファクタ設定の考え方の違い

#### 3.2 外部事象 PRA

##### 3.2.1 地震 PRA

##### 3.2.2 津波 PRA

### 4. レベル 1.5PRA

#### 4.1 内部事象 PRA

##### 4.1.1 出力運転時 PRA

- 4.1.1.a プラントの構成・特性
- 4.1.1.b プラント損傷状態の分類及び発生頻度
- 4.1.1.c 格納容器破損モード
- 4.1.1.d 事故シーケンス
- 4.1.1.e 事故進展解析
- 4.1.1.f 格納容器破損頻度
- 4.1.1.g 不確実さ解析及び感度解析

#### 4.2 外部事象 PRA

##### 4.2.1 地震 PRA

### 3.1.2 停止時PRA

停止時PRAは、一般社団法人日本原子力学会が発行した「原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル1PSA編）：2010」（2011年11月）を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを図3.1.2-1に示す。

#### 3.1.2.a. 対象プラント

##### ① 対象とするプラントの説明

##### (1) プラントの構成・特性の調査

プラントの構成・特性の調査の目的は、対象施設の設計及び運転の特性を把握するために、プラントに関する各種情報を収集することである。

以下、a. に記載の通りにPRAに必要なKK6/7号機の情報収集し、b. にプラントの概要を、c. にPRAにおいて考慮するシステムの概要を示した。

##### a. PRAに必要な情報の収集

停止時PRAに必要な次のプラント情報を収集した。

- ・設備及び運転に関する基本的な情報（設計情報、定期検査に関する情報、保守管理情報など）
- ・定量化にあたり必要とされる情報（起因事象発生に関する運転経験など）

情報収集に使用した資料のリストを表3.1.2.a-1に示す。

##### b. プラントの概要

- ・出力 熱出力 3,926 MWt  
電気出力 1,356 MWe
- ・プラント型式 改良型沸騰水型軽水炉 (ABWR)
- ・格納容器型式 圧力抑制型鉄筋コンクリート造格納容器 (RCCV)

##### c. 緩和機能(システム)の概要

停止時PRAにおいて考慮する緩和機能(システム)の概要を次に示す。

また、システム設備の概要を表3.1.2.a-2に示す。

##### 1) 原子炉停止に関するシステム

原子炉停止に関するシステムには制御棒駆動系などがあるが、原子炉停止中は、試験時や点検時を除き制御棒が全挿入状態にあり、また“3.1.2.b. 起因事象”で後述するように過出力による炉心損傷事象を評価の選定から除外しているため、これらのシステムはモデル化しない。

##### 2) 燃料冷却に関する機能

プラント停止時には、残留熱除去系(RHR)や代替除熱系(燃料プール冷却浄化系(FPC)又は原子炉冷却材浄化系(CUW))により原子炉や燃料プール(SFP)内の燃料の崩壊熱を除去する。除熱設備の異常時においては、非常用炉心冷却系の注水機能などを用いて原子炉を冷却する。なお、原子炉隔離時冷却系(RCIC)及び自動減圧系(ADS)は、停止中の原子炉が低圧状態であることからモデル化しない。

- 残留熱除去系 (RHR 低圧注水(LPFL)モード, 停止時冷却(SHC)モード, 燃料プール冷却モード)

停止時PRAでは, RHRの除熱機能としてSHCモード及び燃料プール冷却モード, 注水機能としてLPFLモードをモデル化している。概要図を図3.1.2.a-1, 図3.1.2.a-2, 図3.1.1.a-10に示す。

SHCモードは原子炉停止後において, 燃料交換および補修作業が行えるように原子炉の崩壊熱を除去するモードである。本モードは独立な3系統のRHRの各々にあり, 各系統とも電動ポンプ1台, 熱交換器1胴, 配管, 弁類, 計装・制御機器などから構成されている。

燃料プール冷却モードは原子炉停止後において, SFPの熱負荷がFPCの最大冷却能力を超えた場合に, FPCと相まって崩壊熱除去を行うモードである。通常はRHRとFPCとの併用運転となるが, FPCが停止した場合でもRHRだけで除熱が可能である。燃料プール冷却モードでは, SFPスキマサージタンクに流入したオーバーフロー水を, FPCラインを通じてRHR熱交換器で冷却し, 再度FPCラインを通じてSFPに戻す循環運転を行っている。

LPFLモードは非常用炉心冷却系(ECCS)の一つであり, 運転時と同様にサプレッションプール水を低圧注水スパーチャ(B系, C系)または給水スパーチャ(A系)から原子炉に注水して炉心を冷却するモードである。

- 燃料プール冷却浄化系(FPC)

FPCはSFPの水質を維持し, プール内に貯蔵する使用済燃料の崩壊熱を除去して温度を規定値以下に維持するとともに, プール水の給水, 排水を行い, プール水位を調節する系統である。概要図を図3.1.2.a-3に示す。本系統は, 電動ポンプ2台, 熱交換器2胴, ろ過脱塩装置2基, スキマサージタンク2基, 配管, 弁類, 計装・制御機器などから構成されている。

- 原子炉冷却材浄化系(CUW)

CUWは炉内に燃料が装荷されている場合に運転している系統であり, 炉水を連続的に浄化管理する。概要図を図3.1.2.a-4に示す。

停止時PRAでは, CUWを除熱機能の一つと位置付けている。CUWは再生熱交換器と非再生熱交換器を有するが, 停止時は再生熱交換器をバイパスし, 非再生熱交換器によって熱除去して炉水を原子炉に戻す。

- 高圧炉心注水系(HPCF)

復水貯蔵槽(CSP)(第1水源)あるいはサプレッションプール(S/C)(第2水源)水を炉心上部に設けられたスパーチャ・ヘッダのノズルから原子炉に注水して炉心を冷却する系統である。B系, C系の独立な2系統からなり, ポンプ1台, スパーチャ・ヘッダ, 配管, 弁類, 計装・制御機器などから構成される。概要図を図3.1.1.a-8に示す。

- 3) 安全機能のサポートに関する機能

事故時の基本的な安全機能を果たす系統(一般にフロントライン系という)をサポートする系統をサポート系という。停止時PRAで

期待している緩和設備のサポート系としては、原子炉補機冷却系と電源設備がある。なお、非常用ディーゼル発電機室の換気空調系以外の換気空調設備や制御用空気供給設備については系統の機能喪失などの成功基準に影響しないのでモデル化しない。

○ 原子炉補機冷却系

高压炉心注水系(HPCF)、低压注水系(LPFL)及び非常用ディーゼル発電機(D/G)などを冷却する系統であり、原子炉補機冷却系(RCW)及び同海水系(RSW)によって構成される。

概要図を図3.1.1.a-14に示す。

なお評価期間中、取水路点検で使用できない補機冷却系からの供給を受ける緩和設備について、他系統の補機冷却系からの冷却水の融通を実施し、機能を維持することは想定していない。

○ 電源系

・ 非常用電源系

常用母線から非常用母線への給電が停止した場合には、非常用母線の電圧低下を検知して3台の非常用ディーゼル発電機(D/G)が自動起動し、非常用機器に給電する。

直流電源系(蓄電池など)は、原子炉系の125Vが4系統設けられている。直流電源系は、遮断器の開閉の他、D/Gの起動などに用いられる。

概要図を図3.1.1.a-17、図3.1.1.a-18、図3.1.1.a-19に示す。

なお、基本的に他系統からの融通は考慮していない。電源の融通としては、4)プラント運転開始時より備えている対策及び手段で示す高压電源融通があるが、

4) プラント運転開始時より備えている対策及び手段

停止時は出力運転時に比べ崩壊熱量が小さいために余裕時間が長く、また定期検査により作業員などの確保が容易であると考えられるため、次の対策を考慮している。なお、復水補給水系(MUWC)および消火系(FP)の概要図を図3.1.2.a-5、図3.1.2.a-6に示す。

- ・ ECCS, D/G 手動起動
- ・ MUWC を用いた注水
- ・ FP を用いた注水
- ・ 機器 (RHR, D/G) 及び外部電源の復旧
- ・ 高压電源融通

②停止時のプラント状態の推移

定期検査期間中はプラントの状態が大きく変化することから、停止時レベル 1PRA においては、定期検査における評価対象期間を設定し、原子炉の水位、温度、圧力などのプラントパラメータの類似性、保守点検状況などに応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準に関する類似性によって、評価対象期間を幾つかのプラント状態(以下 POS という)に分類し評価を行う必要がある。

BWR プラントの代表的な POS の推移は、以下の S~D の 5 つに大きく分類

できる。

(1) POS S : 原子炉冷温停止への移行状態 (定期検査 1 日目)

通常のプラント停止では, RHR の SHC モードで除熱可能な圧力に減圧されるまでは, 原子炉は主蒸気系を介して, 復水器によって除熱される。RHR の SHC モードの運転による除熱を開始した後, 復水器真空破壊を経て, 復水器による除熱を停止する。プラント停止直後は, SHC モードで運転中の RHR2 系統のほかに, 残りの RHR1 系統が待機状態にある。この期間では, RPV の上蓋が閉鎖されており, 原子炉水位は通常水位にある。また停止直後であることから, 崩壊熱は相対的に大きい。

復水器の真空破壊から RPV 開放工程へ移行するまでの期間を, 原子炉冷温停止への移行状態として分類する。

(2) POS A : PCV/RPV 開放及び原子炉ウェル満水への移行状態

PCV/RPV の開放開始から原子炉ウェルの水張り開始までの期間は, 崩壊熱が比較的大きく, 原子炉内の保有水量も運転中と大きく変わらない。この期間中は, RHR1 系統が SHC モードで運転, 残りの RHR2 系統が待機にある。PCV/RPV の開放 (PCV トップヘッド取外/RPV トップヘッド取外) 開始から原子炉ウェルの水張り開始までの期間を, PCV/RPV 開放及び原子炉ウェル満水への移行状態として分類する。

(3) POS B : 原子炉ウェル満水状態 (原子炉ウェル水抜き開始まで)

RPV 開放完了から RPV 閉鎖開始までの期間は, 原子炉ウェルが満水の状態にある。この期間は, 原子炉内の保有水量が多く, RHR による除熱が喪失しても原子炉冷却材の温度が短時間に上昇することはない。

原子炉ウェルが満水の期間を原子炉ウェル満水状態として分類する。

(4) POS C : PCV/RPV 閉鎖及び起動準備への移行状態

原子炉ウェル水抜き開始から起動準備に入るまでの期間は, 設備の保守点検は継続中であるが, 原子炉内の保有水量は運転中とほぼ同じである。原子炉ウェル満水状態からの水抜き作業では, RPV フランジから水位を下げる際に, CUW を使用して液体廃棄物処理系に炉水を移送することで, 原子炉水位を通常水位 (NWL) まで低下させる。プラント停止後から比較的長時間が経過しているため, 炉心の崩壊熱は, 停止直後から 1 桁程度低下している。

RPV 閉鎖 (PCV トップヘッド取付) 開始から起動準備に入るまでの期間を PCV/RPV 閉鎖及び起動準備への移行状態として分類する。

(5) POS D : 起動準備状態

PCV/RPV 閉鎖が終了後, プラントの再起動までに設備の機能確認などの起動準備が実施される。この期間中は, 設備の保守点検が終了しており, タービン駆動の注水系を除き, 緩和設備の多くが待機状態となっている。

PCV/RPV 閉鎖終了から CR 引き抜き開始までの期間を起動準備状態として分類する。

③プラント状態分類

(1) プラント状態分類の考え方

a. 評価対象期間の設定

本評価期間は「復水器真空破壊から CR 引抜き開始までの期間」で

あり、有効性評価に関する審査ガイドの共通解析条件として定められている原子炉の運転停止中の期間「主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」と異なる(図 3.1.2. a-7)。

「主発電機の解列から全 CR 全挿入まで」及び「CR 引抜き開始から原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」の低出力運転時や、プラント停止中の「全 CR 全挿入から復水器真空破壊まで」の期間においては、給復水系を含む緩和設備の待機状態が出力運転時とほぼ同等であり、「復水器真空破壊」及び「CR 引抜き開始」の時点境界に想定する起因事象も大きく変化するため、出力運転時 PRA で評価されており(起因事象の「通常停止」などの考慮)、停止時 PRA では対象外としている。

#### b. 評価対象期間の日数の設定

定期検査工程において主要な作業を過去の実績などを参考にして個々に日数を設定し、その積み上げにより評価対象期間を80日と設定した(表 3.1.2. a-3 (a))。また、この評価対象期間は表 3.1.2. a-3 (b) に示す過去の定期検査の工程日数や主要な工事と比較しても大きな差異がないことから妥当であると考えられる。

##### 1) 評価対象工程の設定

停止時 PRA はプラント停止時における重要事故シーケンスの抽出を目的としており、緩和設備の運転・待機除外に係わる作業や保有水量が変化する作業などの炉心損傷リスクに変動を与える可能性のある作業を、過去の点検実績を考慮して網羅的に抽出し、評価対象の工程へ反映した。作業の抽出は、毎定検に実施される点検・検査などを抽出するとともに、毎定検ではないが比較的实施される可能性のある点検・検査なども抽出している。

なお、評価する工程は保安規定が遵守されていることを前提として、下記の点を考慮して緩和設備の待機除外などの設定を行っている。詳細な考え方は添付資料 3.1.2. a-1 に示す。

##### ● これまでの実績などの情報

- ・水路点検の期間は概ね 25 日程度に設定する。
- ・RSW-A 系及び RSW-C 系水路は同時に点検する。
- ・最初の水路点検(角落とし)は POS-B の初日から開始し、点検終了(角上げ)後、連続して他系統の水路点検(角落とし)を実施する。(角切替えのための期間は設定しない)
- ・ECCS 及び非常用 D/G の点検を実施する。これらの設備は水路点検(角落とし)に合わせて同区分の点検が実施され、点検期間は水路点検(角落とし)と同じとする。
- ・CRD, LPRM, RIP 点検を実施する(点検本数、台数は実績を参考)。
- ・保安規定の遵守を前提に、緩和設備の全停止期間は、特定の期間に集中させないものとする。

##### ● 毎定検ではないが比較的实施される可能性のある点検・検査などの情報

- ・MUWC, CUW, FPC 点検の全停止を設定する。

- ・水路点検（角落とし）の期間中において、非常用交流電源母線の本格点検が実施されるものとする。
- ・全燃料取出しを実施する。
- ・炉内点検などにより使用済み燃料プールゲートを閉鎖する場合を考慮する。
- ・FPC, CUW 又はその組み合わせ(以下「代替除熱設備」という。)による除熱の運転を考慮する。

(2) プラント状態の分類結果

“（1）プラント状態分類の考え方” に従い、設定した評価対象工程をプラント状態毎に分類した。分類の結果を図3.1.2.a-8に示す。

“② 停止時のプラント状態の推移” で示した5つのPOSの分類から、途中の設備構成の変化などを考慮し、POS-B及びPOS-Cを以下の通り細分化する。

- a. POS-B については、期間途中において角切替えに伴い使用可能な緩和設備の組み合わせが変化し、使用済み燃料プールゲート開閉状態により評価対象となる有効保有水量及び緩和設備の組み合わせが変化することから、POS-B1, POS-B2, POS-B3 及び POS-B4 の4つに細分化する。
- b. POS-C については、期間途中において、角上げに伴い使用可能な緩和設備の組み合わせが変化することから、POS-C1, POS-C2 の2つに細分化する。なお、POS-C2 において実施されるRPVリークテスト(RPV-L/T)の期間中は、一時的にRPVの水位と圧力が上昇するが、使用可能な緩和設備の組み合わせは変わらないことから、RPV-L/Tの前後でのPOSの細分化は行わない。

### 3.1.2.b. 起因事象

炉心損傷に至る可能性のある起因事象を抽出し、停止時PRAで取り扱う事象の選定や発生頻度の評価を実施した。

#### ① 評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度

##### (1) 起因事象の選定方法

評価対象期間において発生しうる異常事象のうち、人的過誤による事象を含めて炉心損傷に至る可能性のある異常事象を分析し、POS毎に起因事象を同定する。見落としを防ぐ体系的な分析の方法として、マスターロジックダイアグラム、先行停止時レベル1PRA及び国内外のプラント運転経験など（原子力施設運転管理年報などを基に調査したトラブル情報）を用いる。

同定した炉心損傷に至る可能性のある起因事象のうち除外できない事象を停止時レベル1PRAで評価する起因事象として選定する。

##### (2) 起因事象のグループ化

同定した起因事象については、事象の類似した起因事象をグループ化して評価を実施することも可能である。起因事象をグループ化するには、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類する。つまり、同一グループについては必要とされる緩和設備などが類似する起因事象であるため、同一のイベントツリー及びフォールトツリーを用いることのできる起因事象をグループ化することとしている。

停止時PRA評価内では、プラント内部（外部電源引込の開閉器・遮断器故障や母線事故、受電系統切替失敗など）での故障に起因した外部電源喪失事象であっても外部電源喪失と同一のグループとして評価を行う（ただし、国内BWRプラントでのプラント内部の故障に起因した外部電源喪失事象の過去の発生件数は0件である）。

なお、外部電源喪失やサポート系の故障は起因事象の従属性を有し、緩和設備のアンアベイラビリティに影響を及ぼすことから他の起因事象とグループ化しない。

##### (3) 選定した起因事象

(1)、(2)で示した方法を用いて起因事象として選定を行った。図3.1.2.b-1に分析に用いたマスターロジックダイアグラムを示す。なお、抽出された起因事象については先行停止時レベル1PRA及び国内外のプラント運転経験などを用いても見落としがないことを確認した（表3.1.2.b-1）。

炉心損傷に至る可能性のある異常事象の要因は、燃料の過熱破損と燃料の機械的破損に大別され、このうち燃料の過熱破損は燃料の熱的要因に伴う燃料被覆管破損で、燃料の冷却不良（冷却材喪失）による炉心損傷と燃料の過出力による炉心損傷の2つが考えられる。また、燃料の冷却不良は崩壊熱除去機能喪失に起因した冷却材蒸発が原因となる燃料の露出と、一次冷却材バウンダリ機能の喪失による冷却材流出が原因となる燃料の露出の2つが考えられる。

#### a. 原子炉冷却材蒸発

冷却材蒸発の起因事象として、プラント停止時の主要な除熱設備で

ある RHR (SHC モードで運転中の系統) が故障した場合の除熱失敗を想定した「RHR 機能喪失」、送電系統のトラブルにより駆動電源を喪失し除熱設備が運転停止する場合を想定した「外部電源喪失」、また定期検査中においては、RHR を待機設備として代替除熱設備 (FPC, CUW) にて除熱する場合もあるため、これら設備の故障による除熱失敗を想定した「代替除熱機能喪失」を起因事象として選定した。

除熱設備である RHR や代替除熱設備の機能喪失では、故障原因が当該系統の設備 (フロントライン) の故障かその関連系統となる補機冷却系 (サポート系) の故障かによって、炉心損傷に至る可能性に対する影響が異なる。補機冷却系はポンプの軸受やクーラー、また熱交換器に冷却水を供給しているため、複数の設備に対して従属性を有している。補機冷却系設備が故障した場合、これらを必要としている複数の設備全てが使用不能となり、フロントラインの故障と比べてその影響が大きいことから、フロントラインの故障と分けて考えることとし、補機冷却系の故障による除熱失敗を想定した「補機冷却系機能喪失」も同定し、起因事象従属性を有する事象として選定した。

b. 原子炉冷却材流出

燃料を冷却するために保有されている冷却材は、RPV のような一次冷却材バウンダリ内で維持されている。何らかの要因によりこのバウンダリが喪失すると、冷却材は一次冷却材バウンダリから系外に流れ出ていき、原子炉の水位は低下していく。バウンダリの喪失箇所 (燃料より低い位置など) によっては、水位低下が継続し、燃料が露出する場合が考えられるため、この水位低下を想定した一次冷却材バウンダリ機能喪失を起因事象として同定する。

一次冷却材バウンダリ機能喪失では、保守点検や運転操作の作業中に発生する操作ミスなどの人的過誤に起因する冷却材流出事象と、配管や機器の破損などに起因する冷却材流出事象がある。

配管や機器の破損などに起因する冷却材流出は、後述する理由により選定から除外されるため、停止時レベル 1PRA における一次冷却材バウンダリ機能喪失としては、保守点検や運転操作の作業中の人的過誤に起因する冷却材流出事象を対象とした。

プラントの系統構成の状態、設備の試験・保守点検手順書などを調査して、保守点検などの作業中の人的過誤に起因する事象がないかを分析した結果、CRD の点検、LPRM などの検出器の交換、RIP の点検の際に原子炉水が原子炉冷却材バウンダリ外に漏えい (一次冷却材バウンダリ機能喪失) する可能性があるため、「CRD 点検 (交換)」、「LPRM 点検 (交換)」、「RIP 点検」を起因事象として選定した。

また、原子炉ウェル満水状態から通常水位へ水位を下げる際には、CUW によるブローが実施され、冷却材が系外である液体廃棄物処理系の LCW 収集槽に移送される。CUW ブローを終了することを忘れた場合、燃料が露出する可能性があるため、「CUW ブロー」を起因事象として選定した。

c. 燃料の過出力及び燃料の機械的破損

後述する理由により評価対象から除外される。

(4) 起因事象選定の除外

同定した起因事象の内、発生の可能性が極めて低い場合、又は発生を仮定してもその影響が限定される場合にはリスク評価上の重要性は低いと考え、評価対象から除外した。除外した起因事象およびその除外理由について表 3.1.2.b-2 にまとめる。

なお、RHR ポンプの最小流量バイパス弁の閉め忘れによる冷却材流出事象については、BWR5 では冷却材が系統外に流出の可能性がある事象として起因事象に同定されるが、ABWR では RHR の SHC モードの吸込みノズルが炉心部 (TAF) より高い位置にあり、仮に系統の閉ループが喪失したとしても燃料露出には至らないため、起因事象としては同定していない (添付資料 3.1.2.b-2 参照)。

(5) 起因事象の発生頻度

選定された各起因事象グループの発生頻度を評価するため、国内 BWR プラントでの起因事象の発生経験について以下を対象に調査した。

- ・(独)原子力安全基盤機構発行の原子力施設運転管理年報
- ・原子力安全推進協会により運営されている NuCIA
- ・電気事業者によるプレスリリース

調査期間は、平成 21 年 3 月までとし、評価した発生頻度を表 3.1.2.b-3、表 3.1.2.b-4 に示す。また、起因事象発生頻度の算出方法の優先順位は添付資料 3.1.2.b-3 に示す考え方を使用している。

なお、本評価で挙げたいずれの起因事象も柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では発生していない。

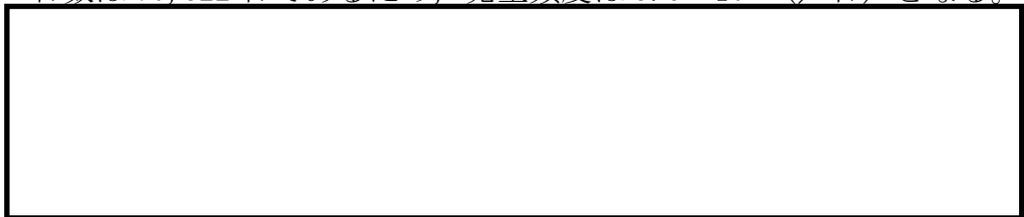
a. RHR 機能喪失 (フロントライン) の発生頻度

RHR 機能喪失の発生件数及び運転日数を国内 BWR プラントの運転実績に基づき抽出し、RHR 機能喪失の発生頻度を算出する。

停止時レベル 1PRA における 1 日当たりの RHR 機能喪失の発生頻度は、以下のとおり算出した。

$$\text{RHR 機能喪失発生頻度} = \frac{\text{発生件数}}{\text{総定検日数 (RHR 運転日数)}} \quad (\text{／日})$$

プラント停止時における RHR 機能喪失の発生件数は 4 件、総点検日数は 70,822 日であるため、発生頻度は  $5.6 \times 10^{-5}$  (／日) となる。



b. 代替除熱機能喪失 (フロントライン) の発生頻度

代替除熱機能喪失は、運転中の代替除熱設備が何らかの要因により除熱機能を満足できない状態となる事象である。





c. 補機冷却系機能喪失の発生頻度

補機冷却系機能喪失は、評価プラントの運転経験からだけでは発生頻度の評価に必要なデータが得られず、評価に活用可能な文献などがないことから、添付資料 3.1.2. b-3 ③の考え方にに基づき評価した。

補機冷却系機能喪失の発生件数及び運転日数を国内BWRプラントの運転実績に基づき抽出し、補機冷却系機能喪失の発生頻度を算出する。

停止時レベル 1PRA における 1 日当たりの補機冷却系機能喪失の発生頻度は、以下のとおり算出する。

$$\text{補機冷却系機能喪失発生頻度} = \frac{\text{発生件数}}{\text{総定検日数 (補機冷却系運転日数)}} \quad (\text{〳日})$$

プラント停止時における補機冷却系機能喪失の発生件数は 0 件、総定検日数は 70,822 日であった。運転日数のデータが十分ありかつ発生件数が無い事象であることを考慮し、0.5 件として算出した。

これにより、補機冷却系機能喪失の発生頻度は  $7.1 \times 10^{-6}$  (〳日) となる。

d. 外部電源喪失の発生頻度

外部電源喪失の発生件数及び運転日数を国内BWRプラントの運転実績に基づき抽出し、外部電源喪失の発生頻度を算出する。なお、停止時レベル 1PRA では、プラント停止時特有の保守作業が原因で外部電源喪失に至る事象(1 系列を計画作業により停電させるなど)があるため、出力運転時レベル 1PRA に用いる外部電源喪失発生件数に停止時特有の発生件数を加味して算出した。

(運転時) 外部電源喪失発生頻度 =

$$\frac{\text{外部電源喪失発生件数 (停止時特有の事象を除く)}}{\text{国内 BWR プラントの運転暦日 (日数) 合計}} \quad (\text{〳日})$$

これに、停止時においては、停止時特有の事象に対する発生件数を、停止日数で除して算出したものを加味する。

(停止時特有) 外部電源喪失発生頻度 =

$$\frac{\text{外部電源喪失発生件数 (停止時特有)}}{\text{総定検日数}} \quad (\text{〳日})$$

以上により、停止時レベル 1PRA における 1 日当たりの停止時レベル 1PRA の外部電源喪失の発生頻度は、以下のとおり算出する。

外部電源喪失発生頻度 =

$$\frac{\text{発生件数 (停止時特有を除く)}}{\text{運転暦日}} + \frac{\text{発生件数 (停止時特有)}}{\text{総定検日数}} \quad (\text{〳日})$$

プラント運転中や停止中といった状態に左右されずに発生する要因による外部電源喪失事象の発生件数は3件であった。国内BWRプラントの運転歴年は706.1炉年であり、停止時特有の事象の発生件数は1件、総点検日数は70,822日であった。

これにより、外部電源喪失の発生頻度は[ ]となる。

- e. 一次冷却材バウンダリ機能喪失（CRD点検（交換））の発生頻度

CRD点検（交換）時の冷却材流出事象は、添付資料3.1.2.b-3④の考え方にに基づき論理モデルによる信頼性解析により評価する。

当該事象は、点検・交換作業に関わる人的過誤に起因するものであり、カップリングシール及びCRDフランジのバウンダリ機能確保失敗による水位低下を伴う漏えいを想定する。

CRD1本当たりの起因事象発生頻度は[ ]となり、定期検査時における標準的なCRD点検本数は3本であるから、作業全体の起因事象発生頻度は、1本当たりの起因事象発生頻度に3本を掛け合わせ、[ ]となる。

なお、詳細な発生頻度の算出方法は添付資料3.1.2.b-4にて示す。

- f. 一次冷却材バウンダリ機能喪失（LPRM点検（交換））の発生頻度

LPRM点検（交換）時の冷却材流出事象は、添付資料3.1.2.b-3④の考え方にに基づき論理モデルによる信頼性解析により評価する。

当該事象は、点検・交換作業に関わる人的過誤に起因するものであり、LPRMシール（ドライチューブシール）確保失敗及びドレンライン取り付け失敗による水位低下を伴う漏えいを想定する。

LPRM1本当たりの起因事象発生頻度は[ ]となり、定期検査時における標準的なLPRM点検本数は10本であるから、[ ]となる。

なお、詳細な発生頻度の算出方法は添付資料3.1.2.b-4にて示す。

- g. 一次冷却材バウンダリ機能喪失（RIP点検）の発生頻度

RIP点検時の冷却材流出事象は、添付資料3.1.2.b-3④の考え方にに基づき論理モデルによる信頼性解析により評価する。

当該事象は、点検・交換作業に関わる人的過誤に起因するものであり、モータカバー取り外し及びポンプシャフトの引き抜きによる水位低下を伴う漏えいを想定する。

RIP1本当たりの起因事象発生頻度は[ ]となり、定期検査時における標準的なRIP点検本数は2本であるから、作業全体の起因事象発生頻度は、[ ]となる。

なお、詳細な発生頻度の算出方法は添付資料3.1.2.b-4にて示す。

- h. 一次冷却材バウンダリ機能喪失（CUWブロー）の発生頻度

CUWブロー時の冷却材流出事象は、添付資料3.1.2.b-3④の考え方にに基づき論理モデルによる信頼性解析により評価する。

CUWブロー時の冷却材流出は、操作に関わる人的過誤に起因するものであり、CUWによる水位低下操作時などでのCUWブロー弁の閉め忘れを想定している。

CUWブロー時の基本的な操作における冷却材流出の起因事象発生頻度は[ ]となる。

起因事象として選定される CUW ブローは燃料交換後の原子炉水の排水の 1 回のみであるため、作業全体の発生頻度は、となる。

なお、詳細な発生頻度の算出方法は添付資料 3.1.2.b-4 にて示す。

### 3.1.2.c. 成功基準

炉心損傷を防止するために必要な緩和設備や緩和操作の組合せがその機能を達成するために必要な条件を定めた。

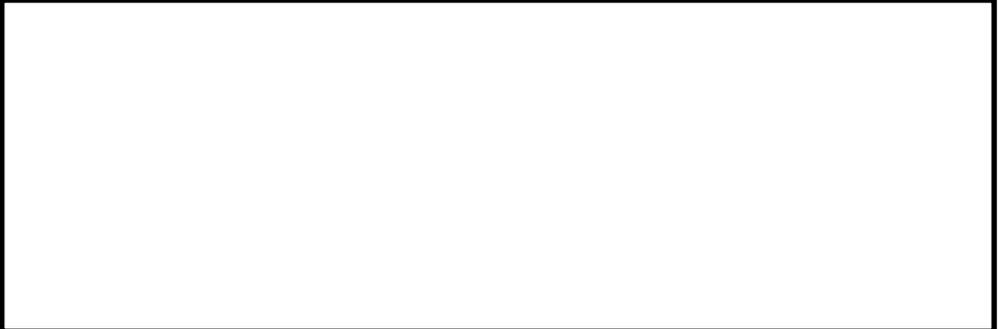
#### ① 成功基準の一覧表

##### (1) 炉心損傷判定条件

停止時 PRA では、炉心損傷の判定条件を“燃料集合体の露出”としている。このため、プラント状態によって対象とする燃料やその配置場所が異なるため、炉心損傷の判定条件を以下の 2 つに分類している(表 3.1.2.c-1)。

- a. 炉心燃料と SFP の使用済燃料がプールゲートで隔てられている場合  
炉心燃料と SFP の使用済燃料が使用済燃料プールゲート(以下、「プールゲート」という)で隔てられている場合は、炉心燃料のみ(SFP の使用済燃料はリスク評価の対象に含めない)を評価対象とし、有効燃料長頂部(TAF)が露出することを炉心損傷の判定条件とする。
- b. 炉心燃料と SFP の使用済燃料がプールゲートで隔てられていない場合(全ての炉心燃料が SFP に移されている場合を含む)

炉心燃料と SFP の使用済燃料がプールゲートで隔てられていない場合は、全炉心燃料の取り出しを想定して、炉心燃料と使用済燃料をリスク評価の対象とする。また、炉心損傷の判定条件となる水位は



##### (2) 各安全機能の成功基準

###### a. 注水機能に対する成功基準の設定

原子炉冷却材インベントリの確保のための安全機能として注水機能を同定しており、注水機能として期待できる緩和設備に対して、崩壊熱除去失敗時及び冷却材流出時の各起因事象における成功基準を設定する。

安全機能として期待できるか否かの判断基準は以下となる。

- ・ 蒸発量を補うだけの注水が可能か(崩壊熱除去失敗時)
- ・ 流出量を補うだけの注水が可能か(冷却材流出時)

このため、緩和設備のポンプ 1 台当たりの注水能力を機器設計仕様書、系統設計仕様書などから確認し、RPV 又は SFP に必要な注水量を供給するだけの注水能力を有しているかを確認し、安全機能として期待できるか否かを判断する。

設定にあたっては崩壊熱による蒸発量の変化と緩和設備の注水能力の関係図(図 3.1.3.c-1)を用いた。

上記の検討に加え、POS 毎の設備の待機除外などを考慮して設定し

た成功基準を表 3.1.2. c-2 に示す。

b. 除熱機能に対する成功基準の設定

炉心冷却（崩壊熱除去）のための安全機能として除熱機能を同定しており，崩壊熱除去機能喪失時及び外部電源喪失時における除熱機能として期待できる緩和設備の成功基準を設定する。

安全機能として期待できるか否かの判断基準は以下となる。

- ・熱交換器の除熱能力が崩壊熱を上回るか

設定にあたっては崩壊熱の変化と緩和設備の除熱能力の関係図（図 3.1.2. c-2）を用いた。

上記の検討に加え，POS 毎に設備の待機除外などを考慮して設定した成功基準を表 3.1.2. c-2 に示す。

c. 補機冷却系の除熱能力に対する成功基準

補機冷却系は多くの機器に対して冷却水を供給している。

補機冷却系の除熱能力の成功基準は，フロント側（各緩和設備の熱交換器など）の流量と除熱能力をパラメータとし，必要な除熱能力が確保できるか否かで判断する。

判断にあたっては，負荷の大きな RHR SHC モードの運転の有無により必要な除熱能力が異なるため，SHC 運転中とそれ以外の状況を考慮し，表 3.1.2. c-3 のように設定した。

なお，崩壊熱は「ORIGEN2 コード」による評価値を用いた。本評価コードは，核種毎に停止後の冷却期間に応じた崩壊熱の減衰計算が可能な崩壊熱評価手法である。その評価値はECCS性能評価指針においても使用が認められている日本原子力学会(AESJ)推奨値(JNDC FP核データライブラリ第2版に基づき評価された値)とほぼ同様の値を示すことが知られており，PRAの崩壊熱算出の評価コードとして妥当だと考える。

また，評価対象とした燃料取出前の炉心燃料は全照射燃料が装荷されている状態を，SFP内の使用済燃料は最大保管容量(全炉心の390%)から100%炉心相当分を除いたエリア全てに使用済燃料が保管されている状態(全炉心の290%)を設定した。

(3) 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間

a. 余裕時間

本評価では，炉心損傷防止のために必要な操作や緩和設備の動作までの余裕時間について，除熱機能を喪失した場合の余裕時間として短期余裕時間と長期余裕時間，冷却材流出事象が発生した場合の余裕時間をそれぞれ設定している。なお，設定値算出に用いる冷却材の保有水量と初期温度は“b. 冷却材の保有水量と初期温度”で示す。

1) 短期余裕時間（除熱機能を喪失した場合）

短期余裕時間は，除熱機能を喪失した場合に待機している除熱機能に期待出来る時間，及び緩和手段の確保や故障機器修理の起点となる事象認知までの時間であり，下記の2つのプラント状態によって65℃に到達するまでの時間と100℃に到達するまでの時間を使い分けて算出している。

- ① 炉心燃料と SFP の使用済燃料がプールゲートで隔てられている

場合（SFPの使用済燃料はリスク評価の対象に含めない場合）：  
起回事象発生から水温が100℃に達するまでの時間を短期余裕時間とする。

- ② 炉心燃料とSFPの使用済燃料がプールゲートで隔てられていない場合（全ての炉心燃料がSFPに移されている場合を含む）：  
起回事象発生から水温が保安規定におけるSFP水温の制限温度である65℃に達するまでの時間を短期余裕時間とする。

なお、外部電源喪失を起回事象とする場合については、即座に非常用D/Gの起動が要求され、事象認知が可能となることから、短期余裕時間を設定しない。

短期余裕時間の算出式を以下に、算出結果を表3.1.2.c-4に示す。

$$\text{短期余裕時間 (h)} = \frac{\text{事象発生後の温度上昇に必要なとなる熱量 (J)}}{\text{崩壊熱量 (J/h)}}$$

## 2) 長期余裕時間（除熱機能を喪失した場合）

長期余裕時間は、除熱機能を喪失した場合において、起因となる事象発生から炉心損傷の判定条件である「燃料集合体の露出」までの時間であり、注水設備に期待出来る時間である。また、長期余裕時間と短期余裕時間の差異を必要な操作や緩和設備の動作までの余裕時間として評価に用いる。

長期余裕時間の算出式を以下に、算出結果を表3.1.2.c-4に示す。

$$\text{長期余裕時間 (h)} = \frac{\text{事象発生後の温度上昇及び蒸発に必要なとなる熱量 (J)}}{\text{崩壊熱量 (J/h)}}$$

なお、現場作業を伴うSFPの注水作業（消火栓、給水栓を用いた注水）については水位の低下に伴い、現場環境（線量率）の悪化が考えられるため、この注水操作に関する余裕時間はこれらを考慮したものとした。詳細な考慮方法については添付資料3.1.2.c-1に示す。

## 3) 冷却材流出事象(CRD点検（交換）、LPRM点検（交換）、RIP点検時）が発生した場合の余裕時間

CRD点検（交換）、LPRM点検（交換）、RIP点検の作業は原子炉ウエル満水状態及びプールゲート開放時に実施され、

なお、詳細な流出量および余裕時間の算出方法については添付資料3.1.2.c-2に示す。

4) 冷却材流出事象(CUWブロー)が発生した場合の余裕時間

CUWブロー時における冷却材流出事象は、CUWブローによる原子炉水位の低下操作において操作完了後にブロー停止を忘れる人的過誤の発生を想定している。



なお、詳細な流出量および余裕時間の算出方法については添付資料 3.1.2. c-2 に示す。

b. 冷却材の保有水量と初期温度

燃料は通常十分な冷却材で満たされ冷却されていることから、余裕時間を評価する上で冷却材の保有水量は重要なパラメータとなる。

それぞれの POS で考慮する保有水量について図 3.1.2. c-3 を参照し、以下にまとめる。

なお、冷却材の初期温度は RHR の SHC モードの設計値である 52°C を用いて評価を実施した。

・全燃料装荷時

ー通常水位時:POS S, A, C1, C2, D

崩壊熱により水温が上昇する範囲 : b, c

崩壊熱により冷却材が蒸発・流出する範囲 : c

ー原子炉ウェル満水時 (プールゲート開放) :POS B1

崩壊熱により水温が上昇する範囲 : b, c, d1, d2, e, f

崩壊熱により冷却材が蒸発する範囲 : d2, f

・全燃料取出時

ー原子炉ウェル満水時 (プールゲート閉鎖) :POS B3

崩壊熱により水温が上昇する範囲 : e, f

崩壊熱により冷却材が蒸発する範囲 : f

ー原子炉ウェル満水時 (プールゲート開放) :POS B2, B4

崩壊熱により水温が上昇する範囲 : d2, e, f

崩壊熱により冷却材が蒸発・流出する範囲 : d2, f

※POS-B1は全燃料装荷状態から全燃料取出までの期間、POS-B4は全燃料取出状態から全燃料装荷までの期間を含むが、POS-B1を「全燃料装荷」、POS-B4を「全燃料取出」とする

c. 使命時間

成功基準の中で設定した緩和設備に対して、要求される安全機能を果たすために必要な運転時間である使命時間を設定する必要がある。使命時間は、以下の観点から 24 時間を適用した。

・事故シナリオの特性及び緩和設備の能力に基づいて、設定した使命時間中に安定したプラント状態をもたらすことが可能であること。

・内部事象においては、設備のランダム故障を取り扱っており、地震などの外的事象に比べて設備の復旧に期待しやすい。また、単独プラントの事象であることが想定されるため、同じサイト内

- からの支援（物的，人的）にも期待できること。
- (4) 熱水力解析などの解析結果，及び解析コードの検証性  
本評価において，熱水力学解析などは実施していない。

#### 3.1.2.d. 事故シーケンス

選定した起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能及び安全機能を達成するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シーケンスを展開した。

##### ① イベントツリー

イベントツリー法を用いて、各起因事象に対して炉心損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作を検討し、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。このとき、抽出された事故シーケンスを分析し、シーケンスが表3.1.2.d-1に示す運転停止中の審査ガイドの「必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」に含まれるか、それ以外の事故シーケンスグループであるかを確認すると共に、炉心損傷状態を分類した。

図3.1.2.d-1, 図3.1.2.d-2, 図3.1.2.d-3に各起因事象のイベントツリーの概要図, イベントツリー作成上の主要な仮定, イベントツリーの説明を示す。また、評価に用いた詳細なイベントツリーは添付資料3.1.2.d-1に示す。

評価の結果, 「必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」以外の新たな事故シーケンスグループが抽出されないことを確認した。

### 3.1.2.e. システム信頼性

イベントツリーのヘディングの分岐確率を算出するために、そのヘディングに対応するシステムの信頼性モデルを作成し、システムの非信頼度を求めた。

#### ① 評価対象としたシステムとその説明

フォールトツリー作成の対象となる系統設備は、大きく分けて以下の2つが挙げられる。

- ・フロントライン系 (ECCS, MUWC など)
- ・サポート系 (電源設備, 補機冷却系など)

フロントライン系とサポート系の境界を明確にした上で、サポート系も含めた評価対象範囲を設計図書に基づき明確にした。また、システムが複数の系列から構成されている場合には、それぞれの系列についてモデル化した。

以下に評価対象にした主要なフロントライン系及びサポート系を示す。

#### a. フロントライン系

- ・除熱機能  
RHR SHC モード及び燃料プール冷却モード(A,B,C), CUW(A,B), FPC(A,B)
- ・炉心冷却機能  
HPCF(B,C), LPFL(A,B,C), MUWC(A,B,C), FP(D/D,M/D)

#### b. サポート系

- ・補機冷却系, 海水系  
RCW(A,B,C), RSW(A,B,C)
- ・電源系

交流電源 (区分 C,D,E), 直流電源 (区分 1,2,3)

なお、フロントライン系とサポート系、及びサポート系同士など、異なるシステム間には表 3.1.2.e-1 に示す従属性が存在するため、それらをモデル化している。

#### ② システム信頼性評価手法

事故シーケンスの頻度を推定するために、展開したイベントツリーの各分岐に対して成功・失敗確率を評価する。この評価には、システムが機能喪失に至る要因の組合せを網羅的に展開でき、システムのアンアベイラビリティの定量化が可能な手法である、フォールトツリー法を用いた。

フォールトツリーの基事象は動的機器及び静的機器の故障、試験及び保守、人的過誤などを基に設定した。機器の故障については、原子力施設情報公開ライブラリー(NuCIA)で定義している故障率、故障モード及び機器バウンダリとの整合性を確保した上で基事象を作成した。

システム信頼性評価のイメージを図 3.1.2.e-1 に示す。

なお、プラント停止時は、原子炉は冷温停止状態にあること、余裕時間があり作業員や運転員による現場対応が可能であることなどの停止時特有の特徴を考慮し、システム信頼性評価の評価上では下記のa.～d.を仮定している。

#### a. 信号

機器の自動起動に対する信号系は点検などにより期待できないこと

も考えられるため、ポンプや電動弁などについては、当直員による手動操作を基事象としてフォールトツリーに組み込んだ。なお、待機中の非常用 D/G については、定期検査中においても自動起動できる状態で待機しているため、自動起動信号を基事象としてフォールトツリーに組み込んだ。

b. ポンプ室空調機

プラント停止時は、原子炉水の温度が出力運転時と比べて十分に低いこと、事象進展が出力運転時と比べて緩やかであり、蒸発などによる減少分を補給できればポンプの連続運転を必要としないことから、ポンプを運転することに伴うポンプ室温度の上昇は、ポンプに影響を及ぼすほどまでは上昇しないと考えられるため、ポンプ室の空調機はモデル化を省略し、フォールトツリーには組み込まなかった。

c. 現場操作

電動ポンプと電動弁の電源区分が異なる場合、電動弁側の電源のみが喪失している場合には、当該電動弁を手動にて開又は閉することにより注水のためのラインナップが可能となることから、電動弁の現場操作を基事象としてフォールトツリーに組み込んだ。

d. メンテナンス

出力運転時レベル 1PRA では、系統がメンテナンスにより使用不能となる事象を考慮しているが、停止時レベル 1PRA では、定期検査期間中に計画的に点検されることから、メンテナンスのモデル化は省略し、フォールトツリーには組み込まなかった。

③ システム信頼性評価の結果

(1) 起因事象毎のシステム信頼性評価結果

システム信頼性の解析モデルを基に、システムの非信頼度を定量化する。

代表的なシステム信頼性(フォールトツリー)の評価結果を表

3.1.2. e-2 に示す。

(2) 主要なミニマルカットセット

本評価では主要な事故シーケンスのミニマルカットセットを抽出した。抽出結果は、3.1.2. h 炉心損傷頻度の項に示す。

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

CRD 点検 (交換), LPRM 点検 (交換) 及び RIP 点検時における冷却材流出の認知失敗確率は極めて小さいと判断されるため、分岐確率としては  を適用する。適用における考え方の詳細については添付資料 3.1.2. e-1 にて示す。

### 3.1.2.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、機器故障の確率などのパラメータを作成した。

#### 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には、機器故障率、共通原因故障、人的過誤確率、機器の復旧失敗確率などがある。停止時 PRA においても出力運転時レベル 1 PRA の“3.1.1.f 信頼性パラメータ”と同様の評価式を用いてフォールトツリーの基事象を算出した。

#### ② 機器故障率パラメータの一覧

出力運転時レベル 1 PRA と同様に、機器故障率パラメータの設定は「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」(21 年 49 基データ(1982 年度～2002 年度))を、機器バウンダリについては「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 年 49 基データ 改訂版)」を用いて評価した。

#### ③ 機器復帰(復旧)の取扱い方法及び機器復帰(復旧)失敗確率

##### (1) 復旧に期待する機器

余裕時間の長さ、手順書整備、及び要員確保の状況を分析し、復旧に期待する機器の選定を検討した。その結果、外部電源、非常用 D/G(1 系統)及び注水系統復旧(1 系統)が選定された。

##### (2) 平均修復時間、復旧特性データ

注水設備に対する平均修復時間としては、システムを構成する機器のうち最も平均修復時間の長い電動駆動ポンプの 19 時間(参考文献 [ ] )を使用する。復旧に対する許容時間は、事象の認知及び故障原因の診断に時間を費やしていることから、長期余裕時間と短期余裕時間の差から求める。

非常用 D/G の平均修復時間は 20 時間(参考データ [ ] )である。故障機器を修理する時間に関しては、外部電源喪失事象が発生すると即座に非常用 D/G の起動が要求されるため、事象の認知及び故障原因の診断(D/G 起動失敗の診断)はその時点で可能となることから、長期余裕時間が故障機器を修理する時間となる。

なお、注水設備及び非常用 D/G の復旧失敗確率は以下の式を用いて評価した。

$$R = \exp(-T_a / T_r)$$

$T_a$  : 許容時間

$T_r$  : 平均修復時間

外部電源喪失事象において、外部電源の復旧に失敗する確率を評価する。復旧失敗確率の算出は、出力運転時レベル 1 PRA で用いた評価と同様、以下の評価式を用いて評価した。

$$\text{外部電源復旧失敗確率} = \exp(-2.535 \times t^{0.2})$$

$t$  = 復旧に対する余裕時間 (h)

#### ④ 待機除外確率

停止時 PRA においては、機器の待機除外状態は、プラント状態の分類の中で直接考慮しているため、不要とする。

⑤ 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ

共通要因故障のモデル化及び評価については出力運転時レベル 1PRA の“3.1.1.f ⑤共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ”と同様の方法で実施している。

### 3. 1. 2. g. 人的過誤

起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、これらを実行する過程で起こり得る人的過誤を、以下に示す項目を踏まえて同定し、その発生確率を求めた。

#### ① 評価対象とした人的過誤及び評価結果

##### (1) 人的過誤の評価に用いた手法

人的過誤の発生確率の分析においては出力運転時レベル 1 PRA の“3. 1. 1. g. 人的過誤”と同様、ヒューマンエラーハンドブック (NUREG /CR-1278) の THERP 手法を用いた。

##### (2) 人的過誤の分類及び評価結果

分析対象とする人的過誤の抽出にあたっては、プラントの運転、保守、点検など、炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間のタスクを分析し、タスクを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定した。

人間信頼性解析で評価対象とする人的過誤は、以下の a. , b. の通り、事象発生前と事象発生後の人的過誤に大別される。それぞれに対して、抽出された人的過誤を HRA ツリーでモデル化し、過誤確率を評価した。

なお、人的過誤による起因事象については、“3. 1. 2. b. 起因事象”に示す通りである。

##### a. 起因事象発生前作業の人的過誤

起因事象発生前作業は定期検査要領書、運転手順書などを調査・分析することによって、モデル化すべき保守、試験、及び校正を同定した。その人的過誤には、試験・保守作業終了後、その系統あるいは機器を正しい状態に復帰させる際の復旧エラーである手動弁の開け忘れや閉め忘れ、計測器の誤校正などを考慮した。

##### b. 起因事象発生後作業の人的過誤

起因事象発生後作業は事故時運転手順書、事故時に必要とされる緩和設備などを調査・分析することによって、運転員によって行われる緩和操作を同定した。その人的過誤には、緩和設備の手動操作や復旧操作である電動ポンプの手動起動操作や手動弁の現場開操作などの失敗などを考慮した。



また、診断失敗確率については表 3. 1. 2. g-1 に示す値を用いて評価した。

なお、ストレスファクタの設定の考え方の運転時と違いについては添付資料 3. 1. 2. g-1 にて示す。

##### (3) 人的操作に対する許容時間、過誤回復の取り扱い

人的操作に対する許容時間については“3. 1. 2. c. (3) 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間”で示した余裕時間を THERP の標準診断曲線に照らすことで失敗確率に反映している。また、起動スイッチ手動操作

失敗や手動弁現場操作失敗には，異なる運転員からの指示を得られ，比較的長い時間間隔が有ることから過誤回復を期待している。

(4) 人的過誤の評価に用いた主要な仮定

“3.1.2.e. 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”で示したとおり，点検時における冷却材流出の認知失敗確率は  を適用する。

### 3.1.2.h 炉心損傷頻度

炉心損傷に至る事故シーケンスの発生頻度を算出して全炉心損傷頻度を算出すると共に、主要な結果を分析した。

#### ① 炉心損傷頻度の算出に用いた手法

停止時 PRA では出力運転時レベル 1 PRA と同様、検証されたコードである Safety Watcher を用いて評価した。

#### ② 炉心損傷頻度

##### (1) 炉心損傷頻度とその分析

事故シーケンスの定量化の結果、全炉心損傷頻度は  $1.0 \times 10^{-8}$  [/定検] となった。

POS による分類別の炉心損傷頻度は、表 3.1.2.h-1、図 3.1.2.h-1 に示す通り、POS C1 (約 99%) が支配的であった。

起因事象及び事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度、一日当たりの炉心損傷頻度の変化は表 3.1.2.h-1、表 3.1.2.h-2、図 3.1.2.h-2、図 3.1.2.h-3、図 3.1.2.h-4 に示す通りである。支配的な起因事象は補機冷却系喪失 (約 97%) となり、事故シーケンスグループでは崩壊熱除去機能喪失 (約 99%) が支配的となった。

全炉心損傷頻度における主要なミニマルカットセットを、表 3.1.2.h-3 に示す。1 位となるミニマルカットセットは POS C1 補機冷却系機能喪失を起因事象とした事故シーケンスのカットセットとなった。これは POS C1 では取水路点検により使用可能な緩和機能が少なく、また原子炉水位が通常水位であるため注水系復旧の余裕時間が比較的短いことが要因と考えられる。

これらの結果より CDF の低減を図るための対策は、最終ヒートシンク機能や注水機能の多様化が考えられる。また、POS C1 のように保有水量が少ないプラント状態の時に緩和機能が少なくなる期間を出来るだけ短くする工程を作成することも重要となる。

#### ③ 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

##### (1) 重要度

##### a. Fussell-Vesely (FV) 重要度

全炉心損傷頻度における FV 重要度の評価結果を表 3.1.1.h-4 に示す。

1 位となった注水系復旧失敗は、崩壊熱除去機能喪失などの事故発生後に緩和機能を喪失した場合に期待している注水機能回復に失敗する基事象である。停止時は出力運転時と比べて、崩壊熱量の減衰や保有水量の増加による余裕時間の長期化や、角落としなどの点検により期待できる緩和設備の減少があり、注水系復旧失敗の重要度が高くなったと考えられる。

2~4 位は MUWC の注水に関する機器故障や操作失敗の基事象である。ドミナントとなる POS C1 の補機冷却系喪失が発生した場合、MUWC による注水のみを期待するため、その重要度が高くなったと考えられる。

これらより、停止時における有効な対策としては注水設備の多様化が考えられ、特に POS C1 のような水位が低く、注水設備が少なくなる場合に他系統との独立性を持つ注水設備を確保することが炉心損傷頻度の低減に非常に効果的である。

## b. Risk Achievement Worth (RAW)

全炉心損傷頻度における RAW の評価結果を表 3.1.1.h-5 に示す。

1 位は直流電源確保におけるバッテリー給電が失敗する共通原因故障 (CCF) の基事象, 2 位は CUW ブロー時に冷却材流出が発生し, 水位低下の認知に失敗する基事象であり,  $10^4 \sim 10^5$  程度の大きな値となった。これらは現状でも高い信頼性を有する操作・設備であり, 基事象の発生確率が低いため, 全炉心損傷頻度に大きく影響しないが, 発生した場合には全炉心損傷頻度に非常に寄与することになり, これらの操作・設備の信頼性を維持することが重要である。そのためにも, 引き続きバッテリーの適切な点検・保守や CUW ブロー時の水位監視についても確実に監視・操作を継続していくことが重要となる。

FV 重要度と RAW の相関図を図 3.1.2.h-5 に示す。MUWC の注水に関する機器故障や操作失敗の基事象が支配的となり, FV 重要度での評価結果と同様, 他系統との独立性を持つ注水設備を確保することが非常に炉心損傷頻度の低減に効果的であることが分かる。

### (3) 不確実さ解析

不確実さの解析結果を図 3.1.1.h-6 に示す。

評価の結果, 点推定値と平均値は概ね一致した。また, 上限値と下限値の間に約 50 倍の不確実さ幅 (EF=7) がある結果となった。これは炉心損傷頻度に支配的な影響のあった補機冷却系機能喪失やミニマルカットセット上位の基事象のパラメータの EF に極端に大きなものが見られなかったことによるものである。

なお, いずれの事故シーケンスも著しい不確実さ幅を持つものは見受けられなかった。

### (4) 感度解析

停止時は運転時と比べて余裕時間が長く, 事象進展も過酷にならないことから緩和機能の復旧を評価モデルに組み込むことは妥当と考えるが, POS によっては緩和設備が少なくなるため, (1) の FV 重要度で示すように設備の復旧の重要度が高くなる。そのため, 外部電源復旧, 高圧電源融通, 注水系の復旧, 非常用 D/G 復旧を期待する設備・運用から除外した場合について感度解析を実施し, その影響を調べた。

また, 消火栓を使用した補給については, 復旧と同様の理由より評価モデルに組み込むことは妥当と考えるが, オペフロでの消火ホースによる補給といった人間信頼性の不確実さを含む緩和手段であるため, 合わせて期待する設備・運用から除外した影響を調査した。

感度解析の結果を表 3.1.2.h-6, 表 3.1.2.h-7, 図 3.1.2.h-7, 図 3.1.2.h-8, 図 3.1.2.h-9, 図 3.1.2.h-10 に示す。

全炉心損傷頻度は  $1.2 \times 10^{-5}$  (/定検) と上昇した。POS 毎に見ると, 保有水量の多い POS B1~B4 までの期間の炉心損傷頻度 ( $1.1 \times 10^{-5}$  (/定検)) は従来の評価結果 ( $1.3 \times 10^{-11}$  (/定検)) と比べて大きく上昇し, 全炉心損傷頻度の約 90% と支配的になった。POS B1~B4 の期間において, 感度解析時に FP を用いた注水に期待しないことや, 従来の評価で余裕時間が長いために考慮していた復旧に期待しないことによる影響が見られた。

また, 事故シーケンスグループの評価結果では崩壊熱除去機能喪失

(73%) が、起因事象別では外部電源喪失 (65%) が支配的となり、こちらも D/G 復旧や給水設備の復旧に期待しないことによる影響だと考えられる。これらより、停止時において緩和機能の復旧のための人材、設備などを確保することが全定期検査期間において効果的であることが分かる。

表 3.1.2. a-1 停止時 L1PRA 評価に必要な情報を収集する際に参照した資料リスト

	評価作業	必要な情報	参照した資料の例
1	プラントの設計・ 運転管理の把握	プラント情報の調査	PRA 実施に関わる全体的な情報
2	停止期間中のプラ ントの状態調査	POS の分類	プラント停止期間をプラントの状態が類 似した期間ごとに分類するための情報 プラント停止中に使用可能な設備を POS ごとに整理するための情報
3	炉心損傷頻度の定 量化	起因事象の選定および 発生頻度の評価	崩壊熱除去機能喪失，原子炉冷却材の流 出，外部電源喪失などに関する事例
		成功基準の設定	・安全系などのシステム使用条件
		事故シーケンスの分析	・システムの現実的な性能 ・運転員による緩和操作 ・崩壊熱レベル，設備構成などを考慮した 各 POS における成功基準を設定するた めの情報
		システム信頼性解析	対象プラントに適用可能な機器故障モー ド，運転形態など
		・パラメータの作成（機 器故障率） ・システム信頼性解析 （共通原因故障） ・人間信頼性解析	対象プラントに適用可能なデータ
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・配管計装線図(P&amp;ID)</li> <li>・インターロックブロック線図(IBD)</li> <li>・電気展開接続図(ECWD)</li> <li>・系統設計仕様書(SS)/機器設計仕様書(ES)</li> <li>・電源一覧表/単線結線図</li> <li>・事故時運転操作手順書(事象ベース)(AOP)</li> <li>・事故時運転操作手順書(徴候ベース)(EOP)</li> <li>・設備別操作手順書</li> <li>・定例試験手順書</li> <li>・保守点検手入れ要領</li> <li>・ユニット操作手順書</li> <li>・原子炉設置許可申請書</li> <li>・原子炉施設保安規定</li> <li>・定例切替表</li> <li>・保有水量データ</li> <li>・定期検査に関する情報</li> <li>・先行停止時 PRA</li> <li>・国内外のプラント運転経験</li> </ul>

表 3.1.2. a-2 系統設備概要

系統設備	概要
制御棒および制御棒駆動系 (スクラム系)	原子炉保護系 (RPS) 2 out of 4 制御棒 205本
高圧炉心注入系 (HPCF)	電動ポンプ2台 ポンプ容量：約180m <sup>3</sup> /h/台～約730m <sup>3</sup> /h/台
原子炉隔離時冷却系 (RCIC)	タービン駆動ポンプ1台 ポンプ容量：約190m <sup>3</sup> /h
自動減圧系 (ADS)	弁数8弁
残留熱除去系 (RHR) 低圧注水 (LPFL) モード 停止時冷却モード 燃料プール冷却モード	電動ポンプ3台  ポンプ容量：約950m <sup>3</sup> /h/台
非常用ディーゼル発電機 (D/G)	発電機：3台 発電容量：約6,250kVA/台
直流電源設備 (DC)	所内蓄電池 4組 容量：約4,000Ah (1組), 約3,000Ah (2組), 約2,200Ah (1組)
原子炉補機冷却水系 (RCW)	電動ポンプ2台 (うち1台は通常運転時予備) ×3系統 ポンプ容量：約1,300m <sup>3</sup> /h/台 (区分Ⅲのみ6号炉約1,100m <sup>3</sup> /h/台, 7号炉約800m <sup>3</sup> /h/台)
原子炉補機冷却海水系 (RSW)	電動ポンプ2台 (うち1台は通常運転時予備) ×3系統 ポンプ容量：約1,800m <sup>3</sup> /h/台
消火系 (FP)	電動ポンプ1台, タービン駆動ポンプ1台 (5号, 6号および 7号炉共通) ポンプ容量：約180m <sup>3</sup> /h/台
復水補給水系 (MUWC)	電動ポンプ3台 ポンプ容量：約125m <sup>3</sup> /h/台
燃料プール冷却浄化系 (FPC)	電動ポンプ2台 ポンプ容量：約250m <sup>3</sup> /h/台
原子炉冷却材浄化系 (CUW)	電動ポンプ2台 ポンプ容量：約80m <sup>3</sup> /h/台

表 3.1.2. a-3 評価対象期間  
(a) 主要工程と作業日数

主要工程	作業日数
原子炉停止	1日
原子炉開放	4日
全燃料取出	12日
CR/LPRM/炉内点検・作業	23日
全燃料装荷	12日
炉心確認	1日
原子炉復旧	9日
RPV-L/T	2日
PCV 復旧	4日
PCV-L/T	3日
起動前試験	4日
系統構成	2日
起動準備	3日
評価対象期間	80日

(b) 柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号機定期検査の工程日数の比較

定期検査回数	6号機				7号機			
	解列日～併列日	停止日数	燃料の取出方法	主要な工事等	解列日～併列日	停止日数	燃料の取出方法	主要な工事等
第1回	H9.11.20 ~ H10.1.19	61	部分取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 燃料取替工事	H10.5.27 ~ H10.7.20	55	部分取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 燃料取替工事
第2回	H11.3.13 ~ H11.4.25	44	部分取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 燃料取替工事	H11.9.18 ~ H11.11.1	45	部分取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 燃料取替工事
第3回	H12.6.12 ~ H12.8.3	53	部分取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 主蒸気逃がし安全弁取替工事 燃料取替工事	H12.12.24 ~ H13.2.11	50	部分取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 主蒸気逃がし安全弁取替工事 燃料取替工事
第4回	H13.9.28 ~ H13.12.2	66	全数取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 水没弁点検 燃料取替工事	H14.4.9 ~ H14.7.28	111	全数取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 炉内点検 水没弁点検 燃料取替工事
第5回	H15.1.27 ~ H15.5.9	103	全数取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 炉内点検 蒸気タービン車室修理工事 燃料取替工事	H15.9.23 ~ H16.1.19	119	全数取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 炉内点検 燃料取替工事
第6回	H16.7.10 ~ H16.10.15	98	全数取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 炉内点検 燃料取替工事	H17.3.1 ~ H17.6.23	115	全数取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 炉内点検 燃料取替工事
第7回	H17.12.10 ~ H18.4.13	125	部分取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 ECCSストレーナ交換工事 燃料取替工事	H18.8.23 ~ H18.12.5	105	全数取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 炉内点検
第8回	H19.5.24 ~ H21.8.31	831	全数取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 炉内点検 燃料取替工事 地震後点検 耐震強化工事	H19.11.15 ~ H21.5.20	553	全数取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 炉内点検 燃料取替工事 地震後点検 耐震強化工事
第9回	H22.10.31 ~ H23.1.26	88	部分取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 主発電機修理工事 原子炉冷却材浄化系配管取替工事 燃料取替工事	H22.4.18 ~ H22.6.28	72	部分取出	出力領域計装修理工事 制御棒駆動機構取替工事 500kV電力ケーブル取替工事 燃料取替工事
第8回(新潟県中越沖地震発災後の点検(作業等を含む期間)を除く停止日数の平均)		80		-		84		-

表 3.1.2. b-1 既往の停止時 PRA における起回事象との比較

起回事象	NUREG/CR-6143 (Grand Gulf)	JNES検討*1	本評価
RHR機能喪失(フロントライン故障)	○	○	○
原子炉補機冷却系故障 (RHR機能喪失 サポート系故障)	○	○	○
代替除熱設備機能喪失	-	-	○
外部電源喪失	○	○	○
配管破断LOCA	○	○	- *2
RHR運転中のLOCA	○	○	- *3
RHR切替時のLOCA	○	○	- *3
CRD点検(交換)時冷却材流出	-	-	○
LPRM点検(交換)時冷却材流出	-	-	○
RIP点検時冷却材流出	-	-	○
CUWブロー時冷却材流出	-	-	○

- \*1 平成 21 年度 PSA 手法の標準化に係る整備 =停止時内の事象レベル 1PSA/地震 PSA=(別冊 1) 停止時内の事象レベル 1 PSA 実施手順書 平成 23 年 1 月 独立行政法人 原子炉安全基盤機構
- \*2 “表 3.1.2. b-2 起回事象から除外する事象” に記載する理由により選定から除外
- \*3 ABWR プラントでは有効燃料長頂部の高さ(T. M. S. L. 約 14.0m)より RHR の吸い込み配管の高さ(T. M. S. L. 約 15.7m)が高い位置にあることから冷却材流出による炉心損傷に至らないため、起回事象としては抽出しない(添付資料 3.1.2. b-2 参照)

表 3.1.2. b-2 起因事象から除外する事象

起因事象から除外する事象	除外理由
ISLOCA	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 停止時レベル 1PRA の評価対象期間においては、長期間にわたり RPV が開放されているか、開放されていない期間においても、RPV が高压に保持される期間は検査時のための数時間である。このため、隔離機能が喪失し、かつ低圧設計部分に設計圧を超える圧力がかかり機器破損を起こす確率は非常に小さい。</li> </ul>
配管破断事象	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ RPV 内の冷却材の圧力は低く、出力運転時の圧力で設計されている配管の破損確率は十分に小さい。</li> <li>・ 冷却材圧力バウンダリの配管は、供用期間中検査が行われており、減肉などによる破損も考えにくい。</li> <li>・ 通常は隔離弁操作による事象収束が期待できる。</li> </ul>
燃料集合体の落下	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替機は燃料取替作業中の燃料集合体落下防止対策がとられているため（フェイル・セーフ設計など）、燃料集合体の落下事故の発生確率が非常に小さく、さらにその発生を仮定した場合でも影響が限定される。</li> <li>・ 設置許可申請書添付十の事故解析において、破損した燃料からの放射性物質の放出量は僅かであり、外部への影響は小さいことが評価されている。</li> </ul>
反応度投入事象 (制御棒の誤引き抜き、制御棒取付忘れ、燃料誤挿入など) ※	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 制御棒又は燃料の取替作業においては、複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はない。</li> <li>・ 仮に反応度事故が起こり臨界に至った場合でも、燃料の著しい破損又は大規模な炉心損傷に至ることは考え難い。</li> <li>・ これらを踏まえると、その影響は局所的に限定される。</li> </ul>
交流電源母線故障事象	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 除熱を実施している系統の非常用電源母線系統が故障する事象</li> <li>・ 電源点検時に事前に仮設電源などにより受電出来る体制がとられていること、また余裕時間が長く、作業員や仮設ケーブルの確保が十分可能であることから、速やかに復旧できることが考えられ、従属性の影響は局所的に限定される。</li> </ul>

※ 反応度投入事象の詳細な除外理由については添付資料 3.1.2. b-1 参照

表 3.1.2.b-3 起因事象の発生頻度

起因事象		発生頻度	EF
崩壊熱除去機能喪失	RHR 機能喪失 (フロントライン)	$5.6 \times 10^{-5}$ (／日)	3
	代替除熱機能喪失 (フロントライン)		
	補機冷却系機能喪失	$7.1 \times 10^{-6}$ (／日)	3
外部電源喪失			
一次冷却材バウンダリ機能喪失	CRD 点検 (交換)		
		POS-B2	
	LPRM 点検 (交換)		
		POS-B2	
	RIP 点検		
		POS-B2	
	CUW ブロー		
		POS-C1	

表 3.1.2.b-4 CUW ブロー時冷却材流出発生頻度

①運転員の弁閉操作忘れ	
②管理者の弁操作チェック失敗	

表 3.1.2.c-1 炉心損傷の判定条件

No.	燃料状態※	原子炉水位	プールゲート	評価対象とする燃料	炉心損傷の判定条件	本 PRA で評価する POS
1	全燃料装荷	原子炉通常水位	—	炉心燃料	炉心燃料の有効燃料長頂部 (TAF) が露出する	POS-S,A,C1,C2,D
2		原子炉ウェル満水	閉			—
3			開	炉心燃料 + 使用済燃料	POS-B1	
4	全燃料取出	閉			POS-B3	
5		開			POS-B2,B4	

※POS-B1 は全燃料装荷状態から全燃料取出までの期間, POS-B4 は全燃料取出状態から全燃料装荷までの期間を含むが, POS-B1 を「全燃料装荷」, POS-B4 を「全燃料取出」とする。

表 3.1.2.c-2 停止時レベル 1PRA における各安全機能の成功基準(ポンプの必要台数)

POS 区分	崩壊熱除去機能喪失時 <sup>※1</sup> , 外部電源喪失時 <sup>※1</sup>		一次冷却材バウン ダリ機能喪失時 <sup>※2</sup>
	除熱機能	注水機能	注水機能
S	・ 2/3 RHR	・ 1/2 HPCF ・ 1/3 LPFL ・ 1/3 MUWC	
A	・ 1/3 RHR	・ 1/2 HPCF ・ 1/3 LPFL ・ 1/3 MUWC	
B1	・ 1/2 RHR	・ 1/1 HPCF      ・ 1/2 FP ・ 1/2 LPFL ・ 1/2 MUWC	
B2	・ 1/2 RHR	・ 1/2 LPFL      ・ 1/2 FP	・ 1/2 LPFL ・ 1/2 FP
B3	・ 1/1 RHR	・ 1/1 MUWC      ・ 1/2 FP	
B4	・ 1/1 RHR	・ 1/1 HPCF      ・ 1/2 FP ・ 1/1 LPFL ・ 1/3 MUWC	
C1	・ 1/1 RHR ・ 1/1 CUW	・ 1/1 HPCF ・ 1/1 LPFL ・ 1/3 MUWC	・ 1/1 HPCF ・ 1/1 LPFL ・ 1/3 MUWC
C2	・ 1/3 RHR ・ 1/2 CUW	・ 1/2 HPCF ・ 1/3 LPFL ・ 1/3 MUWC	
D	・ 1/3 RHR ・ 1/2 CUW	・ 1/2 HPCF ・ 1/3 LPFL ・ 1/3 MUWC	

注) 1/2 はポンプ 2 台の内の 1 台を意味する

※1: 起因事象と関連する設備は使用できないため, 成功基準が変わる場合がある。例えば, サポート系 B 系機能喪失の起因事象が発生した場合, サポート系 B に関連する RHR-B, LPFL-B, HPCF-B は使用できないため, 1/3RHR→1/2RHR, 1/3LPFL→1/2LPFL, 1/2HPCF→1/1HPCF のように成功基準が変わる。

※2: POS-B2 は CRD 点検, LPRM 点検及び RIP 点検時, POS-C1 は CUW ブロー時の冷却材流出を示す。

表 3.1.2.c-3 補機冷却系の除熱能力に対する成功基準

	SHC 運転中	SHC 運転中以外
RCW ポンプ	2/2 台	1/2 台
RCW 熱交換器	2/2 台	1/2 台
RSW ポンプ	2/2 台	1/2 台

表3.1.2.c-4 短期余裕時間及び長期余裕時間

POS	短期余裕時間 (h)	長期余裕時間 (h)
S		
A		
B1		
B2		
B3		
B4		
C1		
C2		
D		

\*現場操作を伴う SFP プールへの注水作業における時間余裕は現場環境の悪化を考慮して、40 時間とする。

表3.1.2.d-1 事故シーケンスの最終状態

運転停止中事故シーケ ンスグループ	分類の考え方	最終状態分 類の有無
崩壊熱除去機能喪失	機械的な故障又は電源や取水設備などのサポート系故障により、崩壊熱除去機能を喪失し、原子炉・燃料プールの注水にも失敗することで炉心損傷に至る事故シーケ ンスグループ	有
全交流電源喪失事象	全交流電源喪失により崩壊熱除去機能を喪失し、原子炉・燃料プールの注水にも失敗 することで炉心損傷に至る事故シーケンスグループ	有
原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の操作の誤り等によって原子炉冷却材 が系外に流出し、炉心損傷に至る事故シーケンスグループ	有
反応度誤投入事象	制御棒の誤引き抜き等によって、反応度が投入され、未臨界維持が出来なくなり炉心 損傷に至る事故シーケンスグループ(ただし、本PRAでは起因事象で示す通り選定除 外)	無
上記4項目以外の事故 シーケンスグループ	上記4項目に含まれない事故シーケンスグループ	無

表 3.1.2.e-1 各系統間の従属性

		注水機能						除熱機能				非常用電源			非常用サポート系								
		HPCF		LPFL		MUWC		RHR			CUW	FPC											
		HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	MUWC-A	MUWC-B	MUWC-C	FP	RHR-A	RHR-B	RHR-C	CUW-A	CUW-B	FPC-A	FPC-B	DG-A	DG-B	DG-C	RCW-A	RCW-B	RCW-C
機能喪失系統(サポート系)	非常用サポート系																						
	換気空調系																						
	交流電源																						
	直流電源																						

表 3.1.2.e-2 代表的なシステム信頼性(フォールトツリー)の非信頼度(平均値)

システム	非信頼度	備考
高压注水系		HPCF-B非信頼度
		HPCF-C非信頼度
低压注水系		LPFL-A非信頼度
		LPFL-B非信頼度
		LPFL-C非信頼度
復水補給水系		MUWC非信頼度
崩壊熱除去機系		RHR-A非信頼度
		RHR-B非信頼度
		RHR-C非信頼度
原子炉冷却材浄化系		CUW非信頼度 <sup>※1</sup>
消火系	FP非信頼度 <sup>※2</sup>	
非常用電源系	D/G-A非信頼度	
	D/G-B非信頼度	
	D/G-C非信頼度	

※1: CUWはPOS-C/Dで期待している。

※2: FPはPOS-Bで期待している。

表 3. 1. 2. g-1 人的過誤の評価結果 (例示：機器の現場操作)

内 容	過誤確率 (平均値)	EF (対数正規分布)
機器の現場操作		

表 3. 1. 2. g-2 人的過誤の評価結果 (診断失敗確率)

POS	短期余裕時間(h)	平均値	EF
S			
A			
B-1			
B-2			
B-3			
B-4			
C-1			
C-2			
D			

表 3. 1. 2. h-1 POS 別・起因事象別の炉心損傷頻度

事象区分	S:1日間 (1)	A:4日間 (2)	B1:12日間 (6)	B2:11日間 (18)	B3:12日間 (29)	B4:13日間 (41)	C1:5日間 (54)	C2:10日間 (59)	D:12日間 (69)	全体:80日間	起因事象毎 の寄与割合
RHRフロント	1.0E-12	1.9E-12	6.6E-17	2.2E-13	1.2E-12	5.3E-16	9.7E-11		1.7E-12	1.0E-10	1%
区分毎の寄与割合	2%	3%	0%	3%	36%	0%	1%		18%		
代替除熱フロント								1.5E-12		1.5E-12	0%
区分毎の寄与割合								19%			
除熱系サポート(補機)	1.6E-13	3.4E-13	1.3E-15	2.8E-14	1.7E-13	2.8E-14	1.0E-08	4.2E-13	2.3E-13	1.0E-08	97%
区分毎の寄与割合	0%	1%	0%	0%	5%	3%	98%	5%	2%		
外部電源喪失	4.7E-11	5.8E-11	8.5E-13	6.8E-13	1.9E-12	8.6E-13	6.6E-11	6.3E-12	7.4E-12	1.9E-10	2%
区分毎の寄与割合	98%	95%	100%	8%	59%	97%	1%	76%	80%		
RIP点検				7.2E-12						7.2E-12	0%
区分毎の寄与割合				88%							
CUWブロー							9.0E-13			9.0E-13	0%
区分毎の寄与割合							0%				
CRD点検				3.5E-15						3.5E-15	0%
区分毎の寄与割合				0%							
LPRM点検				2.3E-14						2.3E-14	0%
区分毎の寄与割合				0%							
合計	4.8E-11	6.1E-11	8.5E-13	8.2E-12	3.3E-12	8.9E-13	1.0E-08	8.3E-12	9.3E-12	1.0E-08	100%
区分毎の寄与割合	0%	1%	0%	0%	0%	0%	99%	0%	0%	100%	

表3. 1. 2. h-2 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンス グループ	主要シーケンス概要	炉心損傷頻度 (/定検)	全体の寄与割合
崩壊熱除去機能喪失	RHR機能喪失(フロントライン)+注水系失敗 補機冷却系喪失+注水系失敗 外部電源喪失+電源確保成功+注水系失敗 代替除熱設備機能喪失+注水系失敗	1.0E-08	99%
全交流電源喪失	外部電源喪失+電源確保失敗	8.2E-11	1%
原子炉冷却材の流出	RIP点検時誤り+注水系失敗 CUWブロー時誤り+注水系失敗 LPRM点検(交換)時誤り+注水系失敗 CRD点検(交換)時誤り+注水系失敗	8.2E-12	0%
合計		1.0E-08	100%

表 3. 1. 2. h-3 主要なミニマルカットセット

順位	POS	起因事象	事故シーケンス ※	カットセット	炉心損傷頻度 [/日]
1	C1	補機冷却系機能喪失	No. 12	MUWC系 T/B 積算流量計バイパス弁 手動弁 閉失敗 + 注水系復旧失敗	1.10E-09
2	S	外部電源喪失	No. 358	D/G運転継続失敗CCF + 外部電源(短期)復旧失敗 + 外部電源(長期)復旧失敗 + D/G(C)復旧失敗	1.80E-11
3	C1	RHR機能喪失(フロントライン)	No. 12	MUWC系 T/B 積算流量計バイパス弁 手動弁 閉失敗 + 補機冷却系(B)論理回路(SLU)廻り I, II系 の故障 + 注水系復旧失敗	4.90E-12

表 3.1.2.h-4 全炉心損傷頻度における FV 重要度の評価結果

順位	基事象	基事象の機能・操作成功に期待するPOS	FV
1	注水系復旧失敗	全POS	9.8E-01
2	MUWC系 T/B 積算流量計バイパス弁 手動弁閉失敗	B2以外のPOS	5.2E-01
3	MUWC系 T/B 積算流量計バイパス弁 手動弁現場操作失敗	B2以外のPOS	4.2E-01
4	MUWC系 供給ライン逆止弁 逆止弁開失敗	B2以外のPOS	3.1E-02
5	外部電源(短期)復旧失敗	全POS	1.4E-02
6	外部電源(長期)復旧失敗	全POS	1.4E-02
7	補機冷却系(B) 計算機又は信号伝達系の故障	B1,B2以外のPOS	1.0E-02
8	非常用母線(E) 高圧電源融通失敗	B4,C1以外のPOS	6.0E-03
9	D/G(C)復旧失敗	B3,B4,C1以外のPOS	5.3E-03
10	D/G運転継続失敗CCF	全POS	3.0E-03

表 3.1.2.h-5 全炉心損傷頻度における RAW の評価結果

順位	基事象	基事象の機能・操作成功に期待するPOS	RAW
1	バッテリー給電失敗CCF	全POS	9.1E+04
2	水位低下認知失敗	C1	1.6E+04
3	66KV-使命時間中の外部電源喪失	全POS	1.0E+03
4	MUWC系 T/B 積算流量計バイパス弁 手動弁閉失敗	B2以外のPOS	9.9E+02
5	MUWC系 TT/B 積算流量計バイパス弁 手動弁現場操作失敗	B2以外のPOS	9.9E+02
6	MUWCポンプ 電動ポンプ起動失敗CCF(常用-淡水)	B2以外のPOS	9.9E+02
7	MUWCポンプ 電動ポンプ運転継続失敗CCF(淡水)	B2以外のPOS	9.9E+02
8	MUWC系 供給ライン逆止弁 逆止弁開失敗	B2以外のPOS	9.9E+02
9	MUWC系 復水移送ポンプ吐出逆止弁 逆止弁開失敗CCF	B2以外のPOS	9.9E+02
10	CSP水位低誤信号	B2以外のPOS	9.9E+02

表 3.1.2.h-6 POS 別・起因事象別の炉心損傷頻度(感度解析)

起因事象	( )内は評価日										起因事象毎の寄与割合
	S:1日間 (1)	A:4日間 (2)	B1:12日間 (6)	B2:11日間 (18)	B3:12日間 (29)	B4:13日間 (41)	C1:5日間 (54)	C2:10日間 (59)	D:12日間 (69)	全体:80日間	
RHRフロント	1.3E-12	2.7E-12	4.2E-11	1.2E-06	2.2E-06	3.6E-09	4.2E-10		7.3E-12	3.5E-06	29%
区分毎の寄与割合	0%	0%	0%	83%	40%	0%	0%		0%		
代替除熱フロント								6.2E-12		6.2E-12	0%
区分毎の寄与割合								0%			
除熱系サポート(補機)	2.3E-13	5.2E-13	1.4E-09	1.6E-07	2.8E-07	2.2E-07	3.6E-08	1.9E-12	1.2E-12	6.9E-07	6%
区分毎の寄与割合	0%	0%	2%	11%	5%	6%	3%	0%	0%		
外部電源喪失	1.5E-09	6.1E-09	8.0E-08	8.3E-08	3.1E-06	3.3E-06	1.3E-06	1.5E-08	1.8E-08	7.9E-06	65%
区分毎の寄与割合	100%	100%	98%	6%	55%	94%	97%	100%	100%		
RIP点検				1.4E-08						1.4E-08	0%
区分毎の寄与割合				1%							
CUWブロー							9.0E-13			9.0E-13	0%
区分毎の寄与割合							0%				
CRD点検				6.7E-12						6.7E-12	0%
区分毎の寄与割合				0%							
LPRM点検				4.3E-11						4.3E-11	0%
区分毎の寄与割合				0%							
合計	1.5E-09	6.1E-09	8.2E-08	1.5E-06	5.6E-06	3.5E-06	1.3E-06	1.5E-08	1.8E-08	1.2E-05	100%
区分毎の寄与割合	0%	0%	1%	12%	46%	29%	11%	0%	0%	100%	

表 3.1.2.h-7 POS 別・起因事象別の炉心損傷頻度(感度解析)

事故シーケンスグループ	主要シーケンス概要	炉心損傷頻度(ノ定検)	全体の寄与割合
崩壊熱除去機能喪失	RHR機能喪失(フロントライン) + 注水系失敗 補機冷却系喪失 + 注水系失敗 外部電源喪失 + 電源確保成功 + 注水系失敗 代替除熱設備機能喪失 + 注水系失敗	8.8E-06	73%
全交流電源喪失	外部電源喪失 + 電源確保失敗	3.3E-06	27%
原子炉冷却材の喪失	RIP点検時誤り + 注水系失敗 CUWブロー時誤り + 注水系失敗 LPRM点検(交換)時誤り + 注水系失敗 CRD点検(交換)時誤り + 注水系失敗	1.4E-08	0%
合計		1.2E-05	100%

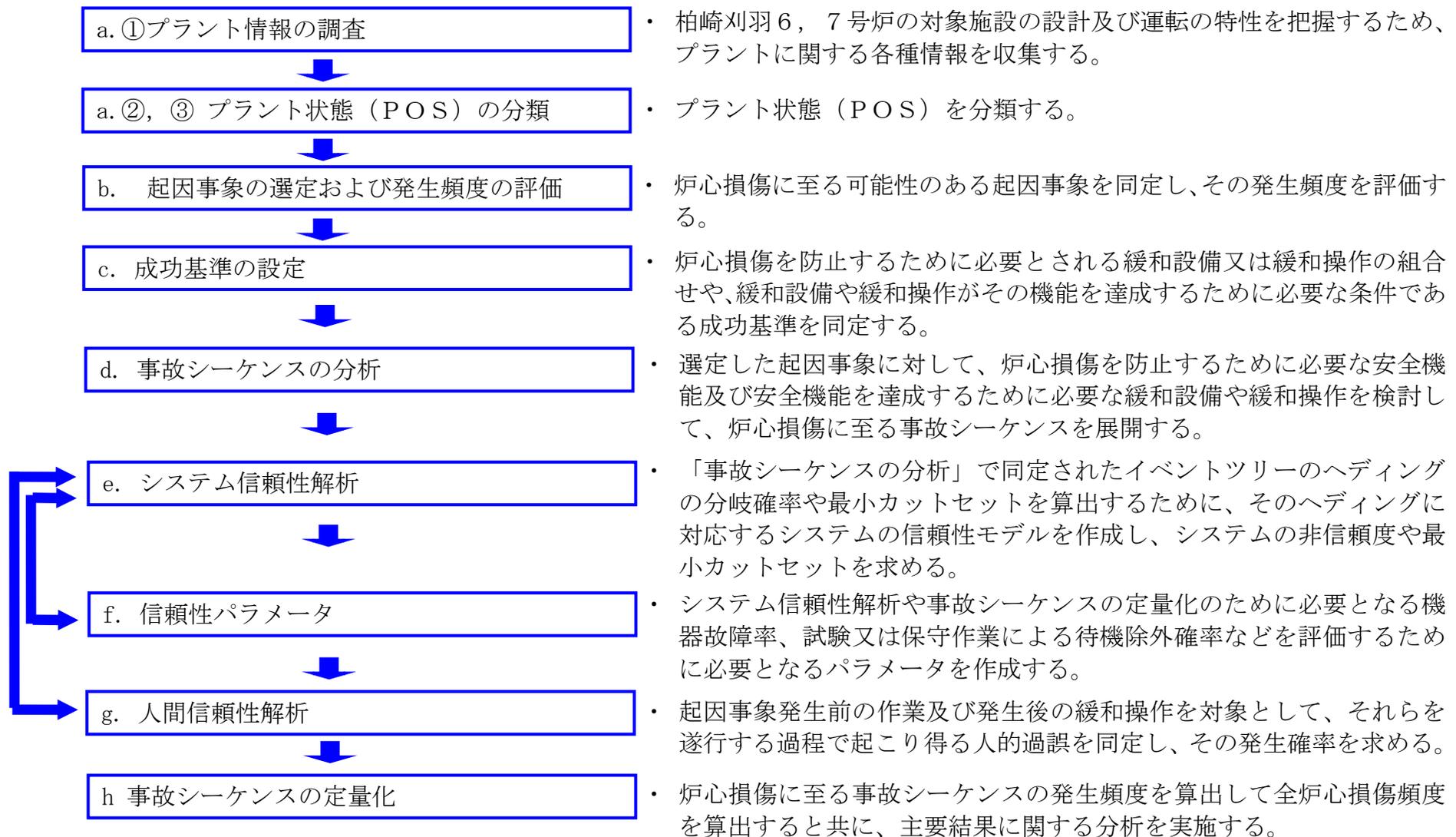


図3.1.2-1 内部事象停止時レベル1PRAの評価フロー

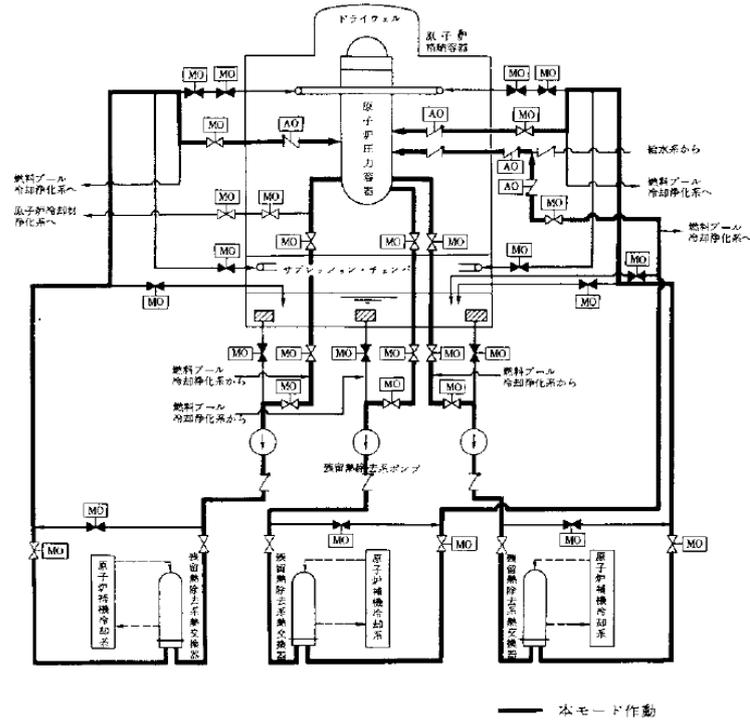


図3.1.2. a-1 残留熱除去系停止時冷却(SHC)モードの概要図

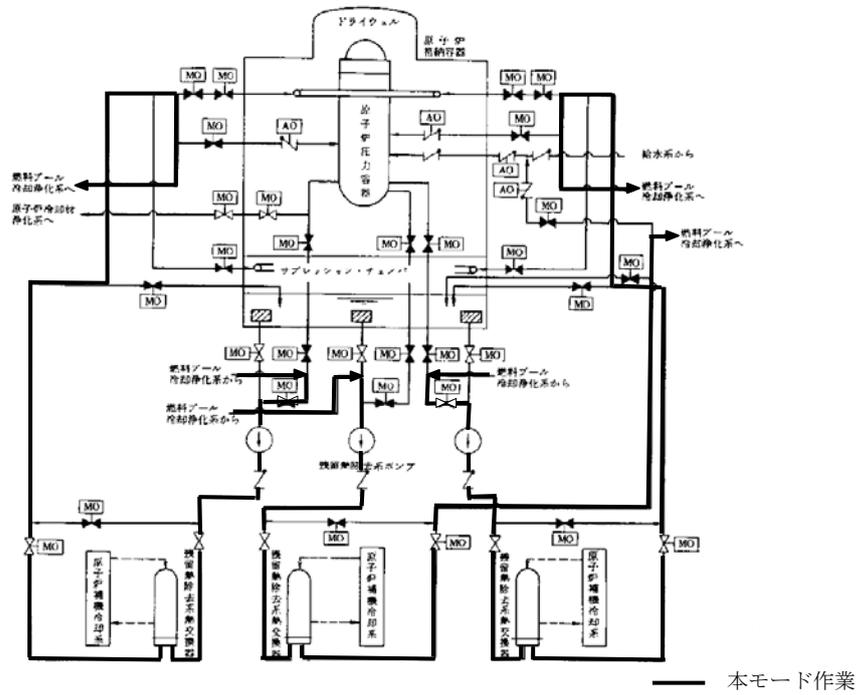


図3.1.2. a-2 残留熱除去系燃料プール冷却モードの概要図

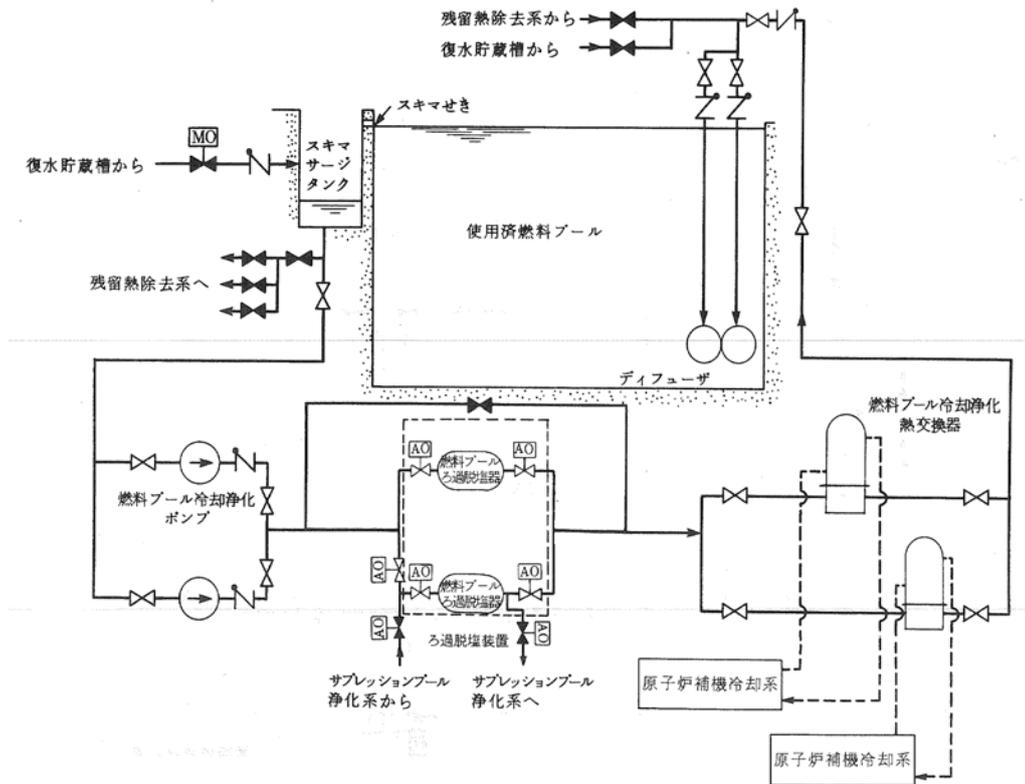


図3.1.2. a-3 燃料プール冷却浄化系 (FPC) の概要図

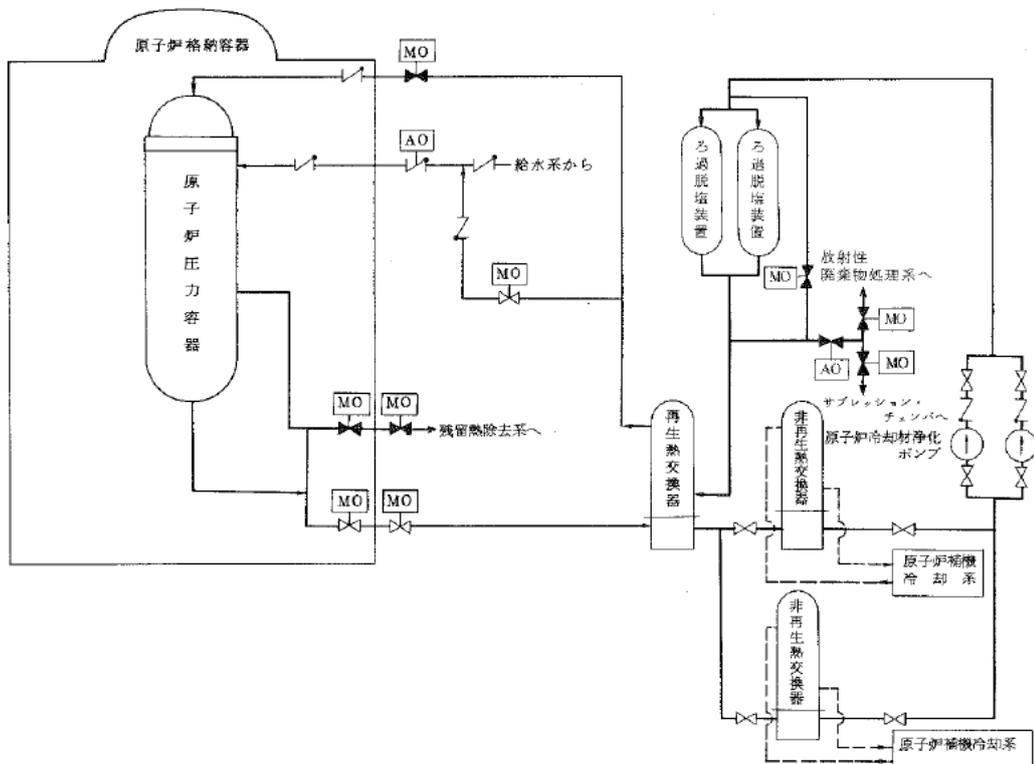


図 3.1.2. a-4 原子炉冷却材浄化系 (CUW) の概要図

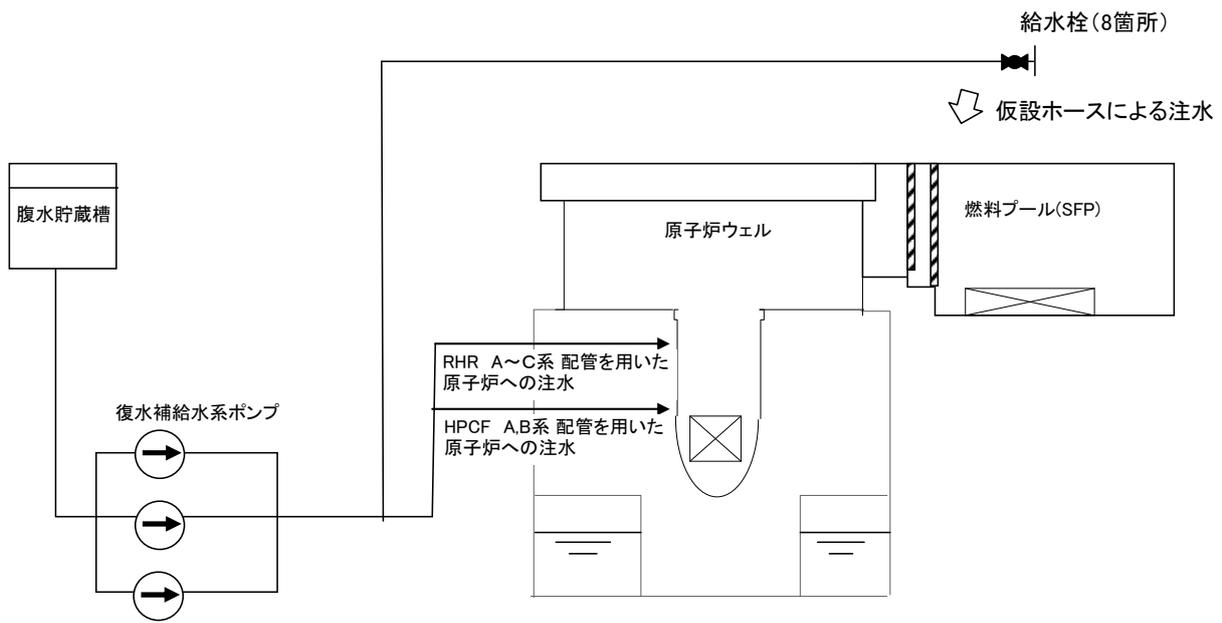


図 3. 1. 2. a-5 復水補給水系 (MUWC) の概要図

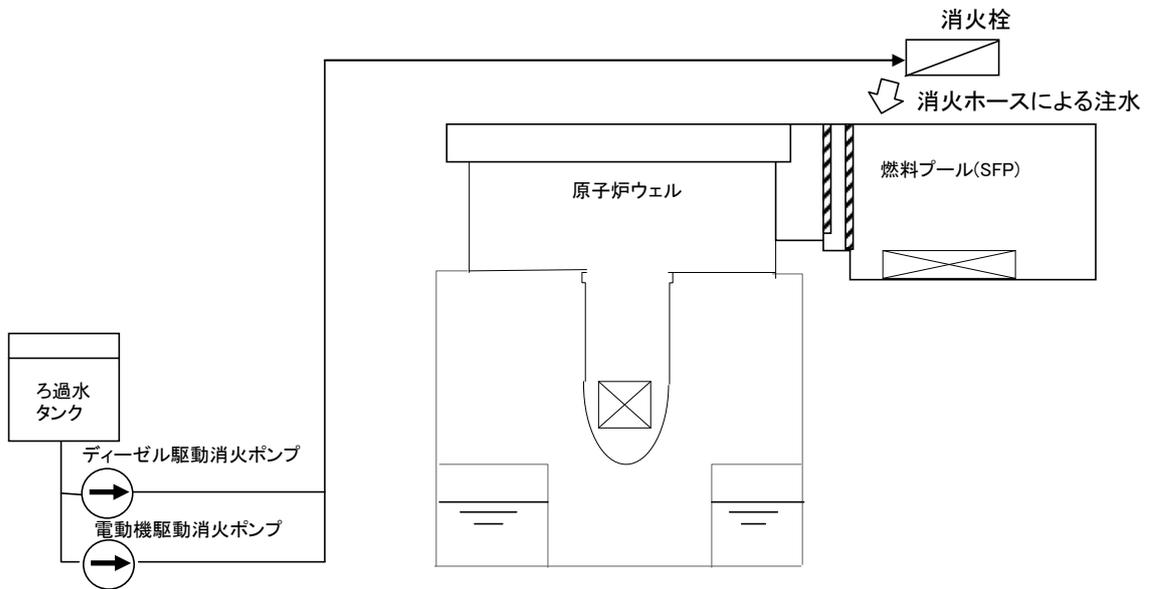
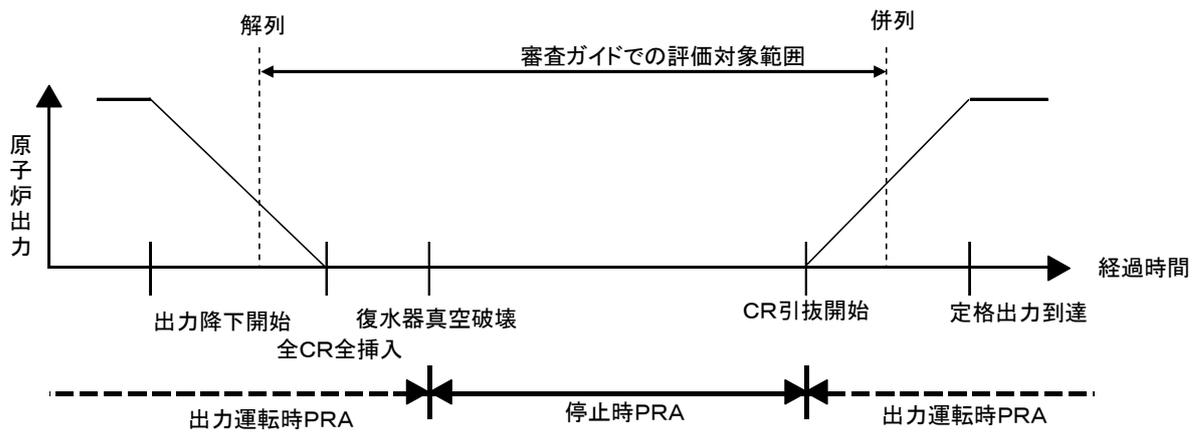
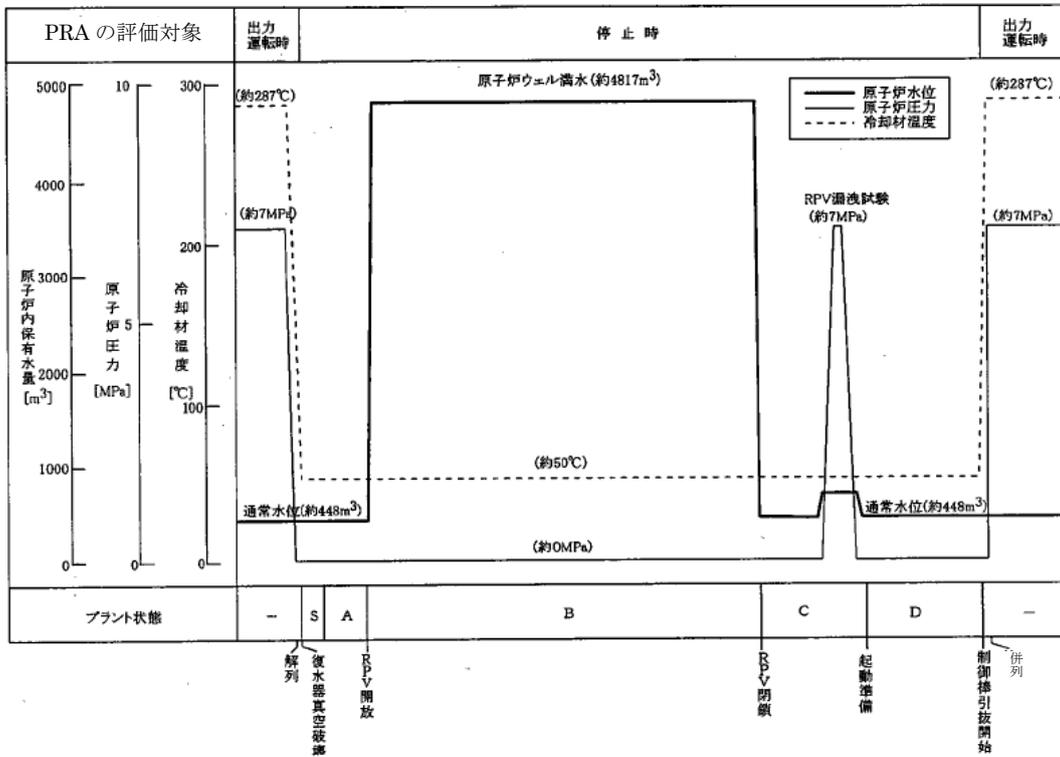


図 3. 1. 2. a-6 消火系 (FP) の概要図



(a)



(b)

図3.1.2. a-7 停止時L1PRAの評価対象期間の設定

プラントの状態 (POS)	原子炉冷温 停止への移 行状態	PCV/RPV開放及 び原子炉ウェル満 水への移行状態	原子炉ウェル満水状態				PCV/RPV閉鎖及び 起動準備への移行状態		起動準備状態
	S(1)	A(4)	B1(12)	B2(11)	B3(12)	B4(13)	C1(5)	C2(10)	D(12)
崩壊熱の大きさ	高		中				低		
PRA上考慮が必要な イベント			全燃料取出	CRD, LPRM, RIP 点検 MUWC全台停止	炉内点検 CUW全台停止 RHR切り替え	全燃料装荷	CUWブロー	RHR切り替え	RHR切り替え
取水路 D/G 非常用交流電源母線	ー		B系		A系 及び C系		ー		
原子炉水位	通常水位		ウェル満水				通常水位		
プールゲート	ー		開放		閉鎖	開放	ー		
評価する除熱対象	原子炉		原子炉+燃料プール		燃料プール	原子炉+燃料 プール	原子炉		
崩壊 熱除 去	RHR-A								
	RHR-B								
	RHR-C								
	CUW-A								
	CUW-B								
	FPC2台								
補給 水注 水	HPCF-B								
	HPCF-C								
	MUWC-A								
	MUWC-B								
	MUWC-C								
	FP								

崩壊熱除去に用いている設備  
 機能を期待出来る設備

図 3.1.2. a-8 停止時レベル 1PRA における POS の分類及び定期検査工程

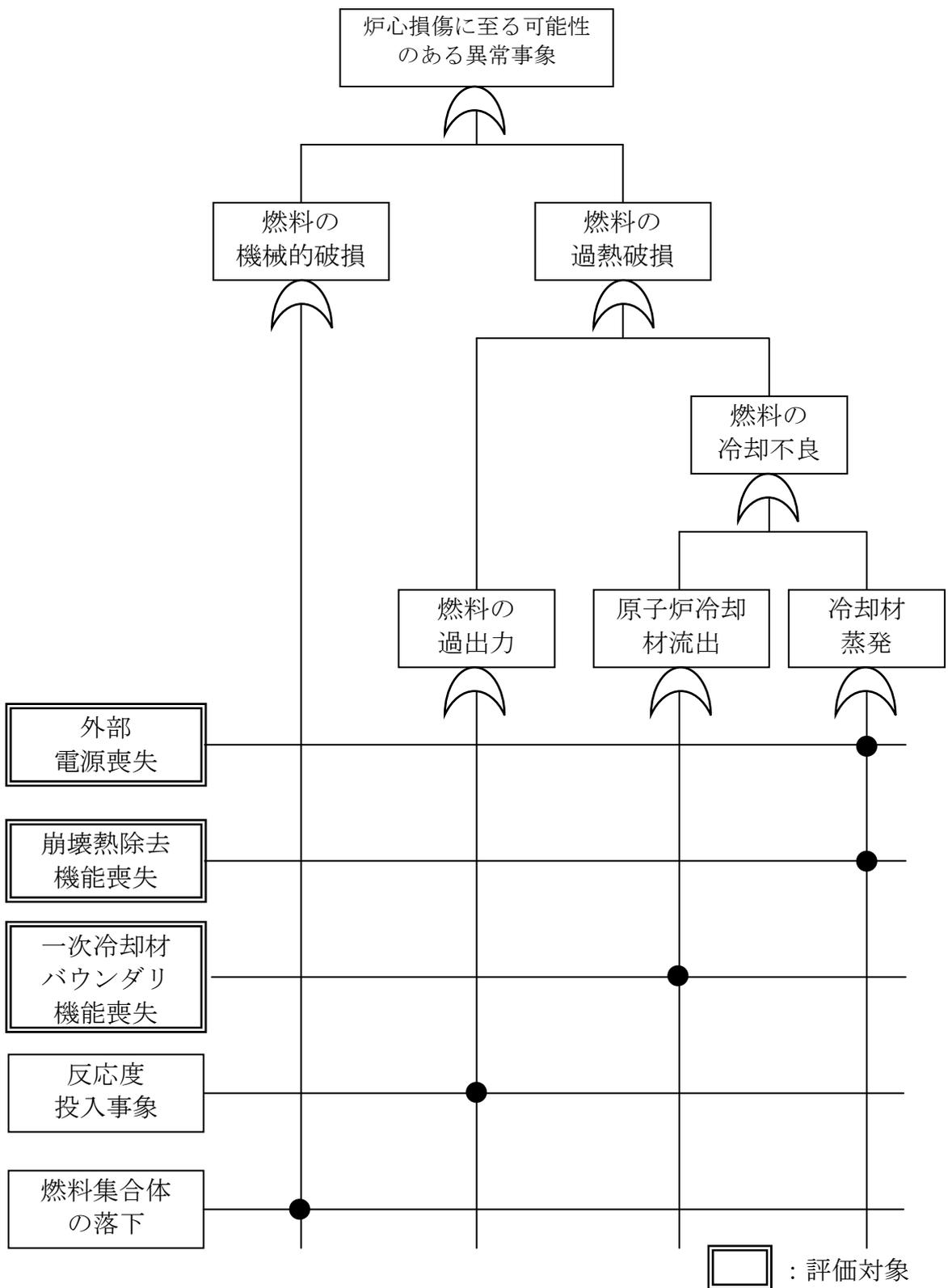


図 3. 1. 2. b-1 炉心損傷に至る可能性のある異常事象マスターロジックダイアグラム

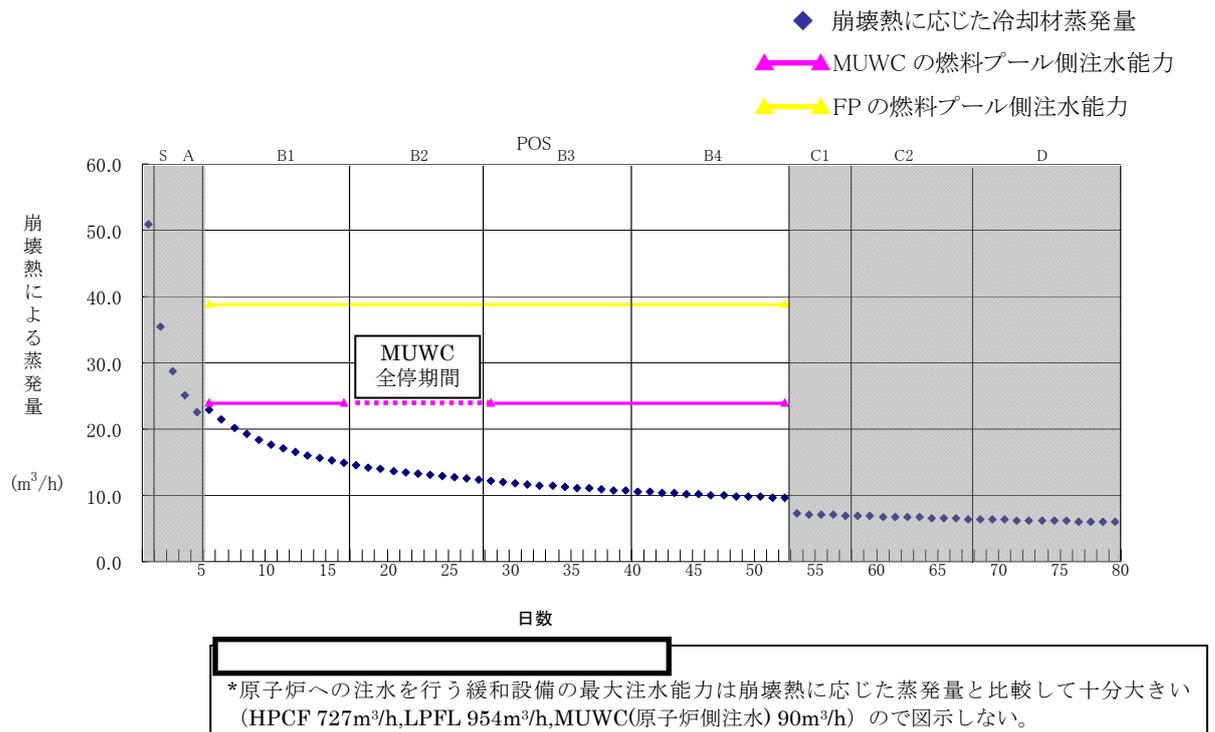


図 3.1.2. c-1 崩壊熱に応じた冷却材蒸発量の変化と燃料プール側の注水能力

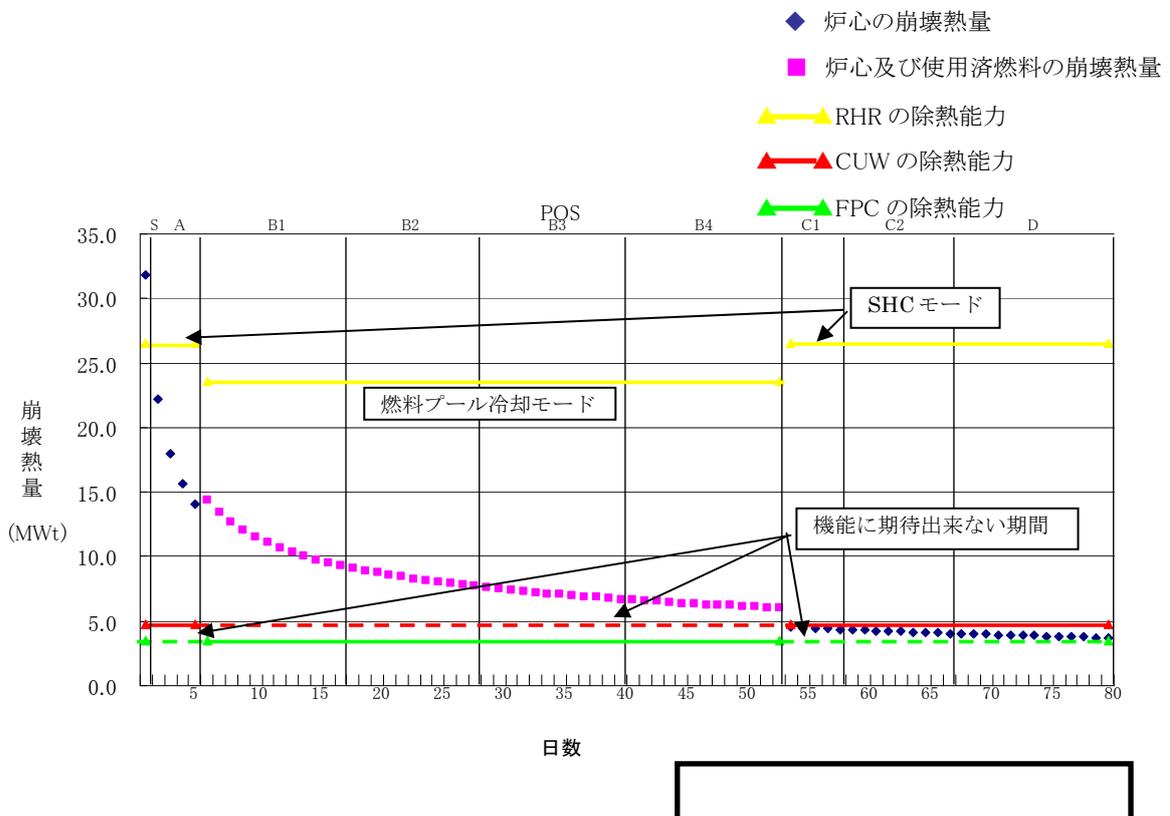
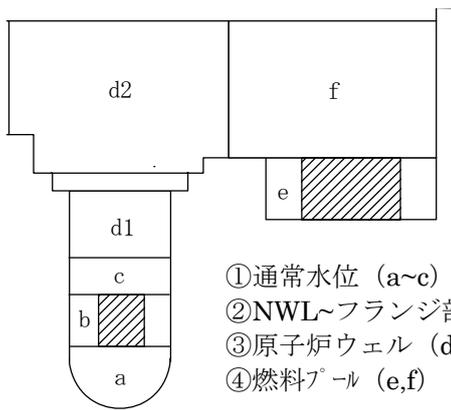


図 3.1.2. c-2 崩壊熱量の変化と緩和設備の除熱能力



エリア		KK 6号機及び7号機 保有水量(m3)
a	ダウンカマ	162
b	燃料有効部	113
c	NMLまで	173
d1	RPVフランジまで	144
d2	ウェルプール	1128
e	燃料プール下部	116
f	燃料プール上部	1571

図 3.1.2. c-3 保有水のエリア分割図と保有水量

崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス グループ
		燃料損傷なし
		(a)

(a) 崩壊熱除去機能喪失

図3.1.2. d-1 崩壊熱除去機能喪失を起因事象とするイベントツリー

**【仮定条件】**

短期余裕時間内に事象診断に成功した場合は炉心損傷までの余裕時間が長い  
ため、機能喪失した設備の復旧に期待する。

**【イベントツリーの説明】**

起因事象となる運転中の崩壊熱除去機能を有する設備の故障発生後、崩壊熱による冷却材温度の上昇を防ぐために待機している除熱機能を有する緩和設備の作動、又は冷却材の蒸発による水位低下を防ぐために注水機能を有する緩和設備の作動を行う。当該設備の作動にすべて失敗し、かつ長期余裕時間の中での注水系復旧（機能喪失した設備の内いずれかの設備の復旧による注水機能の回復）にも失敗した場合に燃料集合体の露出に至る。期待出来る緩和設備は POS に応じて設定する。

崩壊熱除去機能喪失の起因事象として、次の3つがあり、いずれも上記のイベントツリーで評価している。

- ・ RHR 機能喪失（フロントライン機能喪失）
- ・ 代替除熱機能喪失（フロントライン機能喪失）
- ・ 補機冷却系機能喪失

外部電源喪失	直流電源	交流電源	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンスグループ
				燃料損傷なし
				(a)
				(b)
				(b)

(a) 崩壊熱除去機能喪失 (b) 全交流動力電源喪失

図3.1.2. d-2 外部電源喪失を起因事象とするイベントツリー

**【仮定条件】**

炉心損傷までの余裕時間が長いため、機能喪失した設備の復旧に期待する。

**【イベントツリーの説明】**

外部電源が喪失した場合には非常用D/Gが自動起動する。非常用D/Gが正常に起動し交流電源が確保できた場合は、崩壊熱除去機能喪失のイベントツリーと同様に除熱機能又は注水機能の有無により、プラントの最終状態が決まる。非常用D/Gの起動や交流電源復旧操作に失敗した場合は全交流動力電源喪失となり、崩壊熱除去・炉心冷却が出来ず炉心損傷に至る。また、直流電源確保は交流電源確保に必要となるため、失敗すると全交流動力電源喪失となる。

原子炉冷却材の流出	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス グループ
		燃料損傷なし
		(c)

(c) 原子炉冷却材の流出

図3.1.2. d-3 原子炉冷却材の流出を起因事象とするイベントツリー

**【仮定条件】**

原子炉冷却材の流出が発生した場合、水位確保が最優先に実施されることから、除熱機能を持つ緩和設備に期待しない（RHR 燃料プール冷却モードなどの系統は水位が確保されなければ除熱機能を喪失するため、緩和設備に期待しない）。

また、冷却材流出の状態によって流出量や認知までの時間などが変化し、余裕時間が不明瞭であるため、設備の復旧には期待しない。

**【イベントツリーの説明】**

原子炉冷却材の流出が発生した場合、流出流量や蒸発量に相当する注水を実施し、炉心損傷を防止する。注水を実施し水位が確保できない場合は、原子炉冷却材の流出の事故シーケンスとなる。

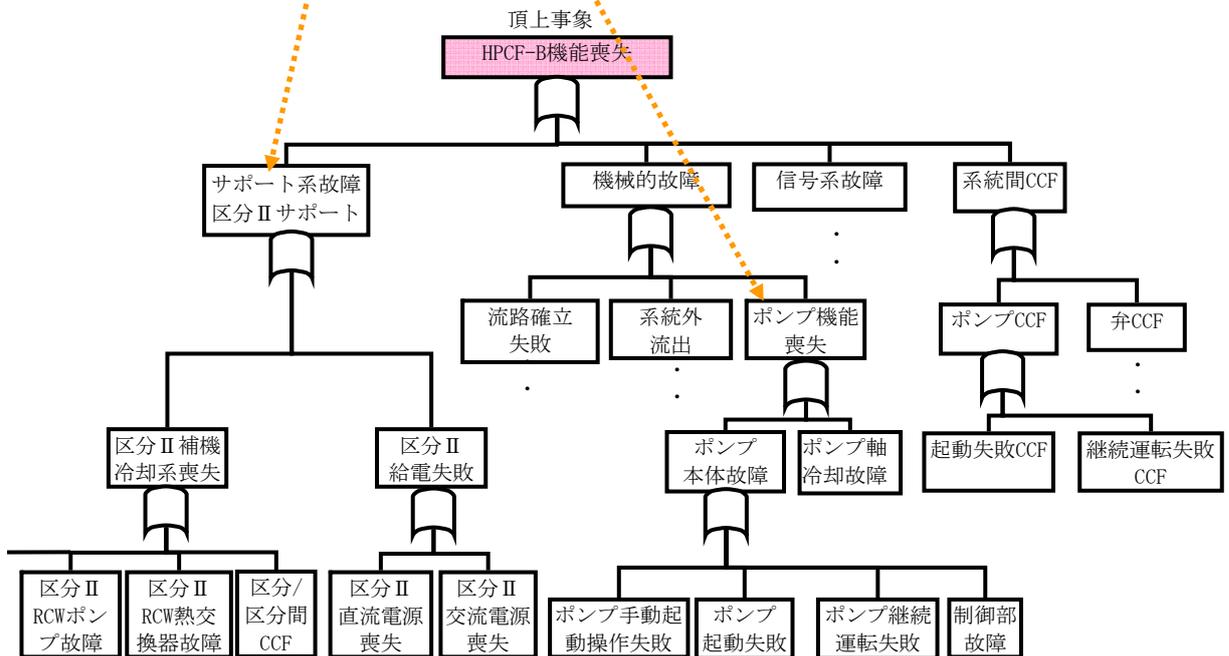
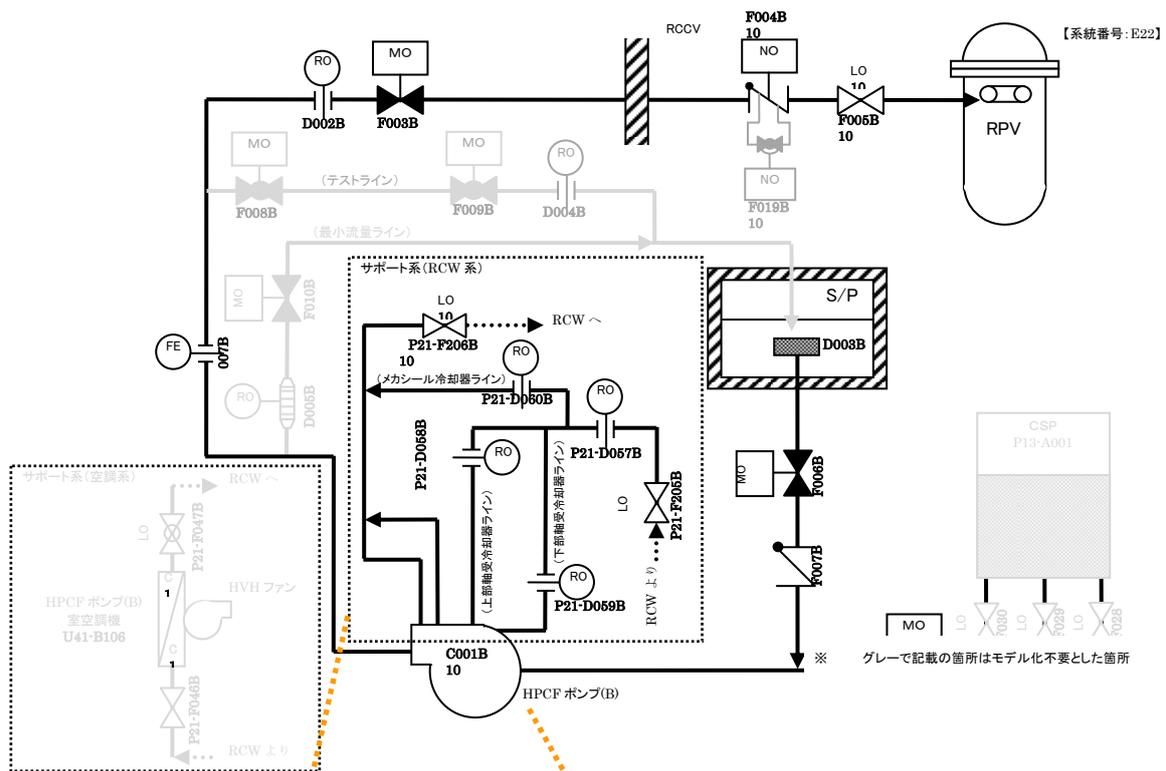


図 3.1.2. e-1 システム信頼性評価のイメージ(HPCF (B) を例示)

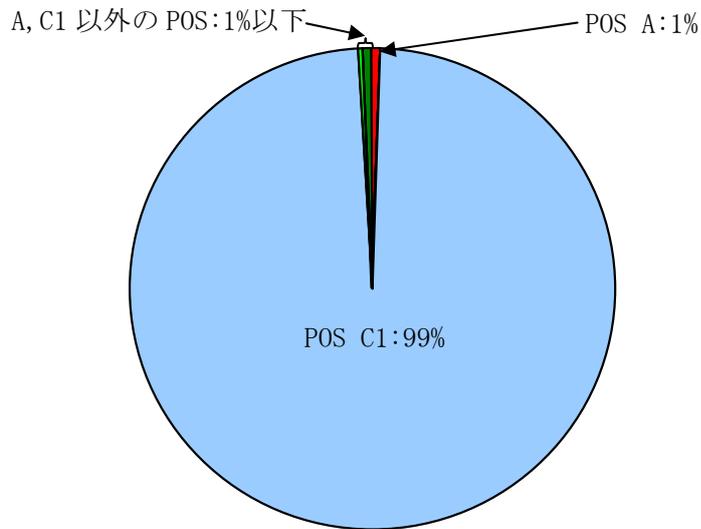


図 3.1.2. h-1 POS 別の炉心損傷頻度の割合

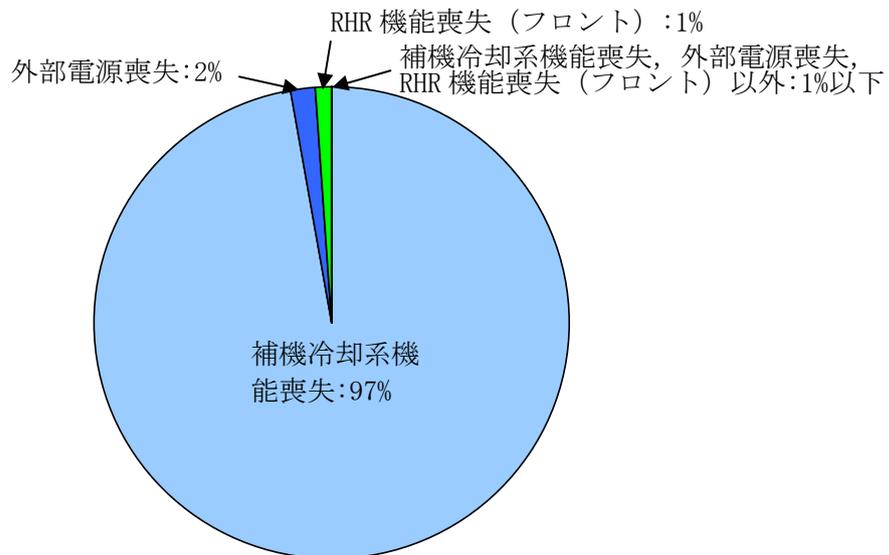


図 3.1.2. h-2 起因事象別の炉心損傷頻度の割合

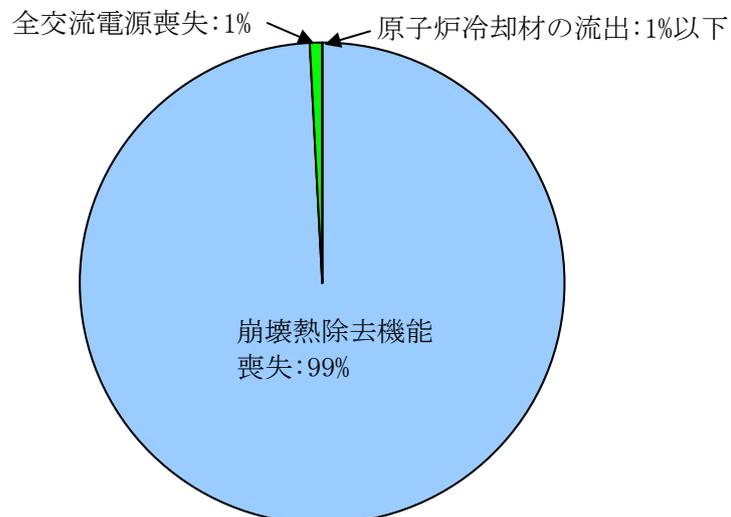
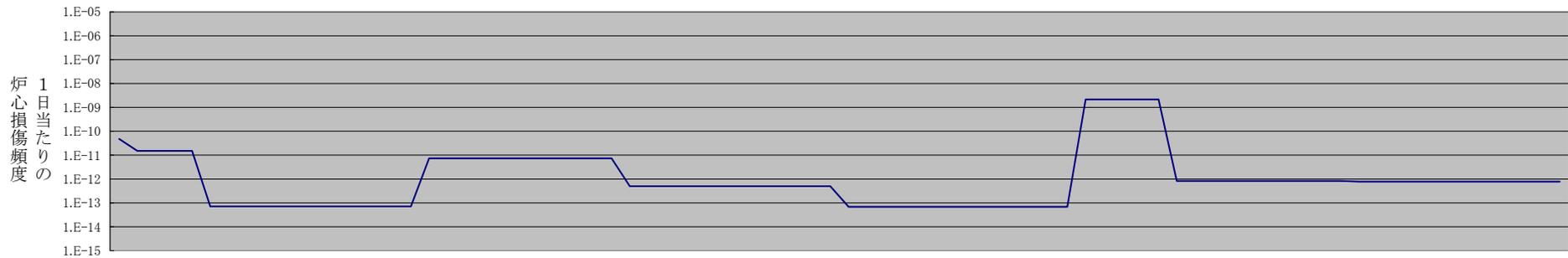


図 3.1.2. h-3 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度の割合



プラント状態 POS	S (1)	A(4)	B1(12)															B2(11)										B3(12)										B4(13)										C1(5)					C2(10)										D(12)																	
日数	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	79	80
崩壊熱の大きさ	高				中																																								低																																			
PRA上考慮が必要な イベント			全燃料取出															CRD, LPRM, RIP点検 MUWC全台停止										炉内点検 CUW全台停止 RHR切り替え										全燃料装荷										CUWブロー					RHR切り替え										RHR切り替え																	
取水路 D/G 非常用交流電源母線	-		B系															A系及びC系																																								-																						
原子炉水位	通常水位				ウェル満水																																								通常水位																																			
プールゲート	-		開放															閉鎖										開放										-																																										
評価する除熱対象	原子炉		原子炉+燃料プール															燃料プール										原子炉+燃料プール										原子炉																																										
崩壊 熱除 去	RHR-A	機能を得る設備																																								機能を得る設備																																						
	RHR-B	機能を得る設備																																								機能を得る設備																																						
	RHR-C	機能を得る設備																																								機能を得る設備																																						
	CUW-A	機能を得る設備																																								機能を得る設備																																						
	CUW-B	機能を得る設備																																								機能を得る設備																																						
補給 水注 水	FP	機能を得る設備																																								機能を得る設備																																						
	HECF-B	機能を得る設備																																								機能を得る設備																																						
	HECF-C	機能を得る設備																																								機能を得る設備																																						
	MLWC-A	機能を得る設備																																								機能を得る設備																																						
	MLWC-B	機能を得る設備																																								機能を得る設備																																						
MLWC-C	機能を得る設備																																								機能を得る設備																																							

■ 崩壊熱除去に用いている設備  
□ 機能を期待出来る設備

図 3.1.2.h-4 一日当たりの炉心損傷頻度の変化

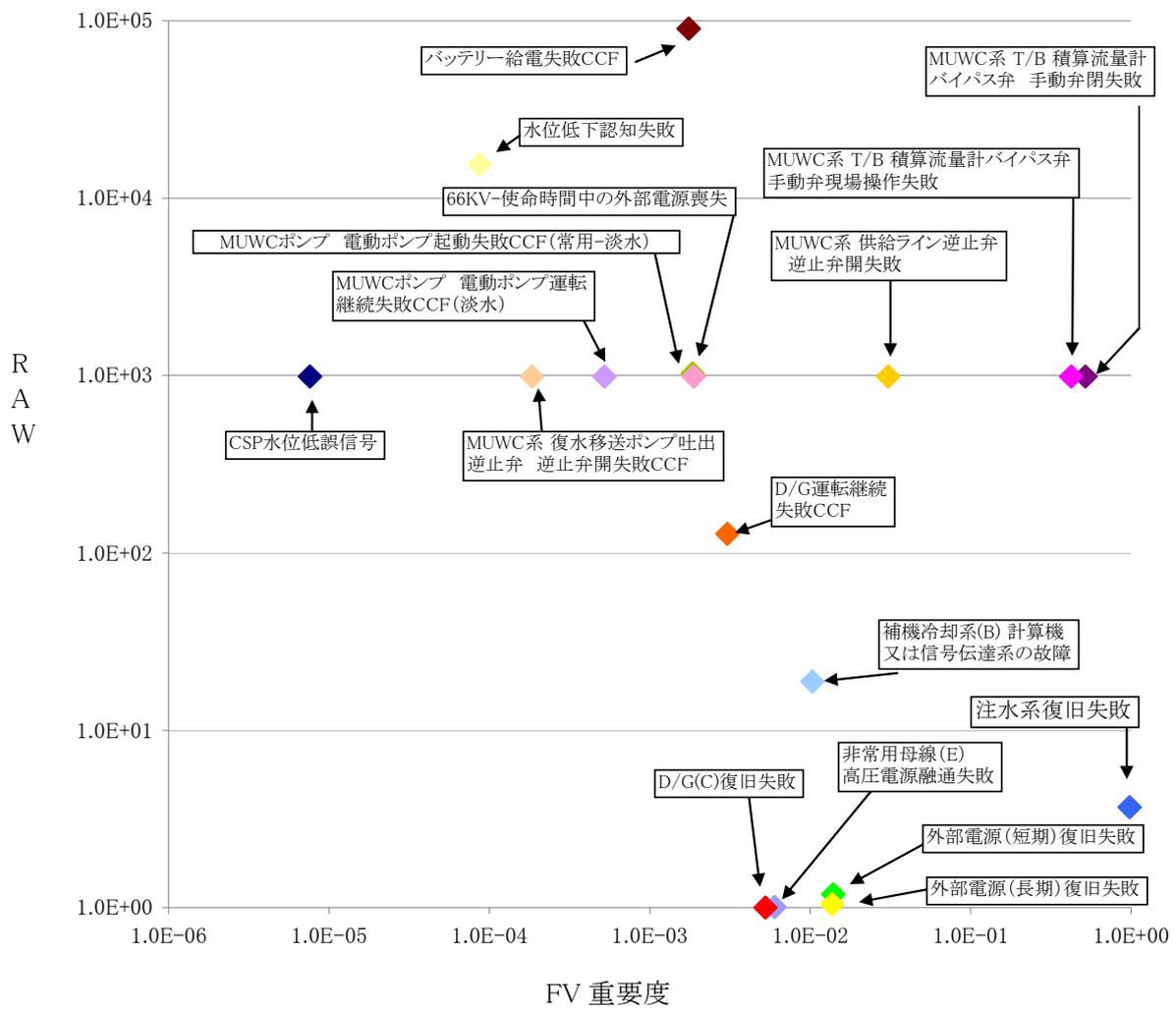
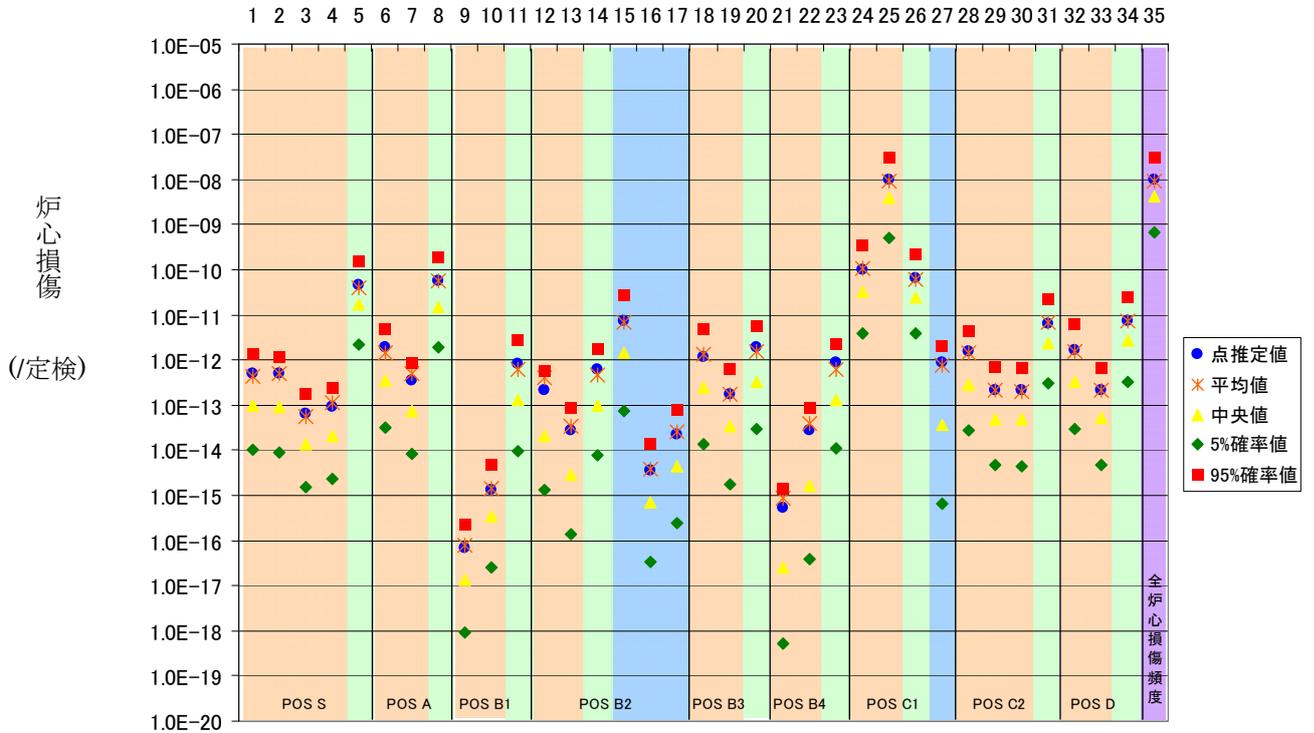


図 3. 1. 2. h-5 重要度解析結果(各重要度上位の基事象と安全機能の主な基事象)

各 POS の起回事象別事故シーケンス  
(各ナンバーに対応したシーケンスは横の表参照)



表の横軸	POS	起回事象
1	POS-S	崩壊熱除去機能喪失(フロントA系)
2		崩壊熱除去機能喪失(フロントC系)
3		崩壊熱除去機能喪失(サポートA系)
4		崩壊熱除去機能喪失(サポートC系)
5		外部電源喪失
6	POS-A	崩壊熱除去機能喪失(フロントC系)
7		崩壊熱除去機能喪失(サポートC系)
8		外部電源喪失
9	POS-B1	崩壊熱除去機能喪失(フロントC系)
10		崩壊熱除去機能喪失(サポートC系)
11		外部電源喪失
12	POS-B2	崩壊熱除去機能喪失(フロントC系)
13		崩壊熱除去機能喪失(サポートC系)
14		外部電源喪失
15		原子炉冷却材流出(RIP点検)
16		原子炉冷却材流出(GRD点検)
17		原子炉冷却材流出(LPRM点検)
18	POS-B3	崩壊熱除去機能喪失(フロントB系)
19		崩壊熱除去機能喪失(サポートB系)
20		外部電源喪失
21	POS-B4	崩壊熱除去機能喪失(フロントB系)
22		崩壊熱除去機能喪失(サポートB系)
23		外部電源喪失
24	POS-C1	崩壊熱除去機能喪失(フロントB系)
25		崩壊熱除去機能喪失(サポートB系)
26		外部電源喪失
27		原子炉冷却材流出(CUWブロー)
28	POS-C2	代替崩壊熱除去機能喪失(フロント)
29		崩壊熱除去機能喪失(サポートA系)
30		崩壊熱除去機能喪失(サポートB系)
31		外部電源喪失
32	POS-D	崩壊熱除去機能喪失(フロントA系)
33		崩壊熱除去機能喪失(サポートA系)
34		外部電源喪失
35		全炉心損傷頻度

図 3.1.2. h-6 不確かさの解析

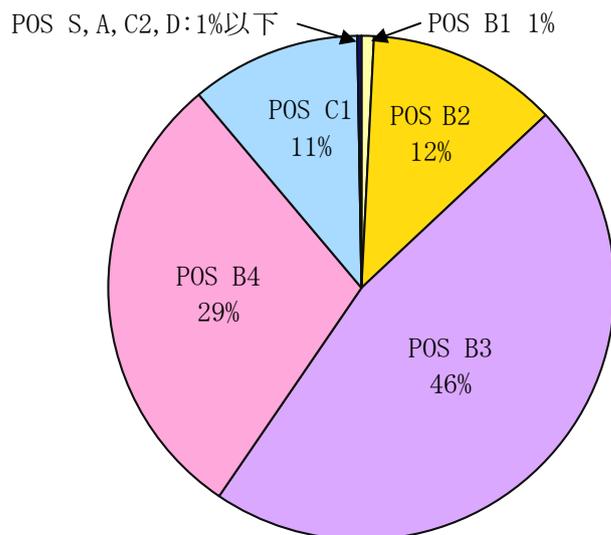


図 3.1.2.h-7 POS 別の炉心損傷頻度の割合(感度解析)

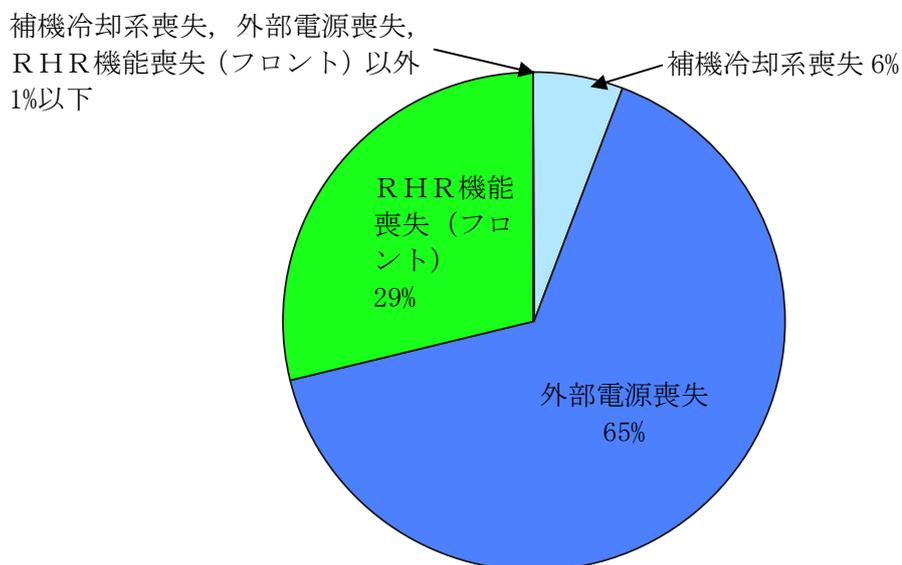


図 3.1.2.h-8 起因事象別の炉心損傷頻度の割合(感度解析)

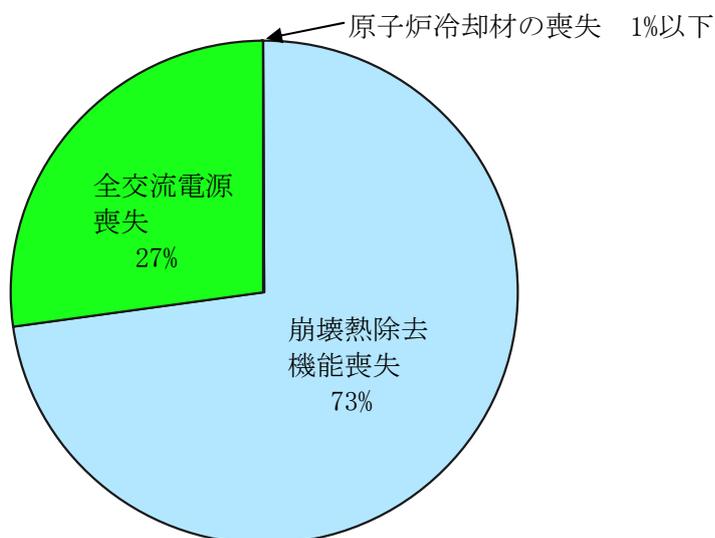
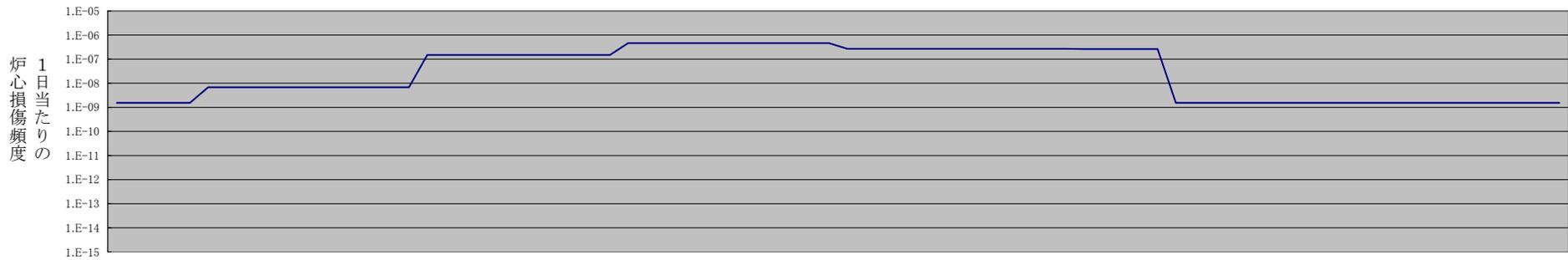


図 3.1.2.h-9 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度の割合(感度解析)



プラント状態 POS	S (1)	A(4)	B1(12)	B2(11)	B3(12)	B4(13)	C1(5)	C2(10)	D(12)																																																																							
目数		2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	79	80
崩壊熱の大きさ		高		中																																		低																																										
PRA上考慮が必要な イベント			全燃料取出				CRD, LPRM, RIP点検 MUWC全台停止				炉内点検 CUW全台停止 RHR切り替え				全燃料装荷				CUWブロー					RHR切り替え					RHR切り替え																																																			
取水路 D/G 非常用交流電源母線		-		B系				A系 及び C系																																		-																																						
原子炉水位		通常水位		ウェル満水																																		通常水位																																										
プールゲート		-		開放				閉鎖				開放				-																																																																
詳細する除熱対象		原子炉		原子炉+燃料プール				燃料プール				原子炉+燃料プール				原子炉																																																																
崩壊 熱除 去	RHR-A	-		-																																		-																																										
	RHR-B	-		-																																		-																																										
	RHR-C	-		-																																		-																																										
	CUW-A	-		-																																		-																																										
補給 水注 水	CUW-B	-		-																																		-																																										
	HPC2台	-		-																																		-																																										
	HPCF-B	-		-																																		-																																										
	HPCF-C	-		-																																		-																																										
補給 水注 水	MUWC-A	-		-																																		-																																										
	MUWC-B	-		-																																		-																																										
	MUWC-C	-		-																																		-																																										
	EP	-		-																																		-																																										

崩壊熱除去に用いている設備  
 機能を期待出来る設備

図 3.1.2.h-10 一日当たりの炉心損傷頻度の変化(感度解析)

## 評価した工程の代表性及び成功基準の選定の考え方，燃料取り出しの考え方について

本 PRA で用いた定期検査工程は，報告書 3.1.2.a.③ プラント状態分類の考え方に記載の通り，炉心損傷リスクの影響を与える可能性のある作業を抽出し，過去の作業実績を考慮した定期検査工程を新規に代表工程として設定し，評価を実施している。

また，評価に用いた工程における燃料の配置等を考慮し，成功基準の選定を実施した。それらについて以下にまとめる。

### (1) 定期検査工程・燃料取り出しの代表性

#### a. 定検日数に対する代表性

実績を考慮して主要な作業期間を設定し，それらの作業期間積み上げにより評価対象期間(80 日)を設定した。また，この定検工程の期間については過去の実績と比較しても大きな差異がない期間である。

#### b. 使用する除熱設備に対する代表性

リスクの抽出のため，RHR だけでなく，代替除熱設備である FPC，CUW についても使用を検討した。検討の結果，FPC については評価期間において必要となる除熱能力が不足しているため，CUW を用いた崩壊熱除去を考慮した工程を設定した。

#### c. 点検等の作業に対する代表性

リスクのある作業抽出のため，毎定検実施される点検・作業だけでなく，毎定検ではないが比較的实施される可能性のある点検・検査等についても抽出を行い，評価工程に考慮した。その際，緩和設備の待機除外などの設定は保安規定が遵守されていることを前提として実施した。

##### ● これまでの実績等の情報

- ・水路点検の期間は概ね 25 日程度に設定する。
- ・RSW-A 系及び RSW-C 系水路は同時に点検する。
- ・最初の水路点検（角落とし）は POS-B の初日から開始し，点検終了（角上げ）後，連続して他系統の水路点検（角落とし）を実施する。（角切替えのための期間は設定しない）
- ・ECCS 及び非常用 D/G の点検を実施する。これらの設備は水路点検（角落とし）に合わせて同区分の点検が実施され，点検期間は水路点検（角落とし）と同じとする。
- ・CRD，LPRM，RIP 点検を実施する（点検本数，台数は実績を参考）。
- ・保安規定の遵守を前提に，緩和設備の全停止期間は，特定の期間に集中させないものとする。

##### ● 毎定検ではないが比較的实施される可能性のある点検・検査等の情報

- ・MUWC，CUW，FPC 点検の全停止を設定する。
- ・水路点検（角落とし）の期間中において，非常用交流電源母線の本格点検が実施されるものとする。
- ・全燃料取出しを実施する。

- ・炉内点検などにより使用済み燃料プールゲートを閉鎖する場合を考慮する。
- ・FPC, CUW 又はその組み合わせ(以下「代替除熱設備」という。)による除熱の運転を考慮する。

d. 評価で想定している作業以外のリスクのある作業について

本PRAでは, 過去の実績から特有のリスクを持つ比較的实施する作業を抽出し, 定検工程を設定している。しかし, 評価した作業以外にも停止時においてはスポット的に発生する作業による特有のリスクが存在する。

このようなリスクに対して, リスクモニタ等を用いたリスク管理が実施されており, リスク低減を考慮した工程調整や対策が実施される。

e. 炉心燃料取り出し・プールゲートの開閉に対する代表制

原子炉停止中において炉心燃料は, 通常原子炉内に格納されているが, 炉内点検や水没弁点検などの作業を実施する場合, 全炉心燃料を使用済み燃料プールへ移動させ, プールゲートを閉鎖する。全炉心燃料取出を伴う作業は定検毎に行う作業ではないが, 燃料プール側の燃料の崩壊熱量が大きくなり, また原子炉側の冷却機能や注水機能に期待できないため, 特有のリスクが存在する。そのため, 本評価では全炉心燃料取り出しを考慮した工程を設定した。

(2) 成功基準の選定

炉心損傷の判定条件は“燃料集合体の露出”とした。

設定した代表工程におけるプラント状態(炉心燃料取り出し・プールゲートの開閉)によって対象とする燃料やその配置場所が異なるため, 炉心損傷の判定条件は2ケースに分類してそれぞれに燃料集合体の露出の水位を設定した。

- ・炉心燃料と SFP の使用済み燃料がプールゲートで隔てられている場合
- ・炉心燃料と SFP の使用済み燃料がプールゲートで隔てられていない場合

## 反応度投入事象を起因事象から除外した考え方について

本PRAでは、炉心損傷の恐れのある事象として抽出した反応度投入事象（制御棒引き抜き事象を含む）について、リスク評価上の重要性は低い（発生の可能性が極めて低い事象，又は発生を仮定してもその影響が限定される事象）と判断し、評価対象の起因事象から除外した。除外の考え方について以下にまとめる。

出力運転時以外の反応度投入事象としては、1. 出力降下時及び起動時における反応度投入事象と 2. 原子炉停止中の期間における反応度投入事象が考えられる。

### 1. 出力降下時及び起動時における反応度投入事象

臨界又は臨界近傍時に急激に反応度が投入される事象については、設置許可申請書添付書類十\*1でRWMの許容する最大価値の制御棒を連続引き抜きした場合や制御棒駆動機構からRWMの許容する最大価値制御棒が分離して落下する等の仮想的かつ過酷な状況を考慮しており、判断基準を満足すること\*2を確認している。そのため、発生を仮定しても影響が限定される事象に分類されると判断した。

### 2. 原子炉停止中の期間における反応度投入事象

炉心損傷の恐れのある反応度投入事象について、図1のフォールトツリーを用いて要因分析を行った。炉心損傷は、臨界到達後にスクラム作動前に大きな反応度が投入されることで急激な出力上昇が発生し炉心損傷に至る場合、又は臨界到達後にスクラムに失敗して継続的に反応度が投入されることで出力上昇を抑えられずに炉心損傷に至る場合が考えられる。

a. 臨界に至るおそれがある事象と b. 大きな反応度投入又は継続的な反応度の投入事象の発生頻度について、以下に示す。

#### a. 臨界に至るおそれがある事象

臨界に至るおそれのある事象としては、①燃料の誤装荷、②機械的故障による制御棒の引抜け、および③人的過誤による誤引抜きが考えられる。

##### ① 燃料の誤装荷

燃料の誤装荷は誤配置や燃料・制御棒の装荷順序の誤りにより、想定以上の反応度が投入されることが考えられる。これらは燃料交換が燃料取替機(FHM)により自動で装荷位置まで移動され、かつ作業員による配置の確認や燃料移動監視装置による確認や運転員による出力の監視も行われる。この事象による反応度の急激な投入は考えられないことから、これらの検知機能にも十分期待でき、発生頻度は極めて小さいものになると考える。

##### ② 機械的故障による制御棒の引抜け

機械的故障による引抜けについては、過去に志賀1号機において制御棒の引き抜けにより臨界に至った事象がある（詳細は“\*3 過去の反応度投入事象例とその対策について”に示す）。この事象についてはABWRである柏崎刈羽(KK)6, 7号機については志賀1号機と制御棒駆動機構が異なり(ABWRではFMCRD)、物理的に同様の引き抜け事象は発生しない構造となっている。

なお、志賀1号機と同じBWR-5プラントにおいても対策として、CRDポンプのインターロックの改造（ハード面）、HCU隔離時にノンリターン運転を実施しな

いことなどの安全措置の見直しや作業手順の見直し（ソフト面）を実施することにより、再発防止を図っている。

さらに、仮に志賀と同様の事象が起きた場合についても、炉心挙動解析により炉心は損傷しないことが確認されている。

以上より、機械的故障による制御棒の引抜けによる炉心損傷の可能性は極めて小さい。

### ③ 人的過誤による誤引抜き

制御棒の引き抜きにより臨界に至るには、燃料の誤装荷と重畳しない場合において、隣接する制御棒を2本以上引き抜く必要がある。原子炉モードスイッチの「起動」以外のモードについては、1本制御棒引抜インターロックにより2本目の制御棒(ABWRの場合異なるHCUの制御棒)引き抜きが阻止される。停止時において「起動」モードとし制御棒を2本以上引き抜く操作は「原子炉停止余裕検査」と「停止時冷温臨界試験」の場合のみである。これらの試験における過誤事象は、操作する制御棒の本数は異なるものの、その失敗確率はいずれも図2のHRAツリーで表すことができる。

#### (1) 原子炉停止余裕検査

原子炉停止余裕検査とは、最大価値制御棒を全引き抜きし、反応度を補正した状態(補正位置Nまで挿入)で、斜め隣接の制御棒を補正位置Nまで引き抜き、原子炉が臨界未満であることを確認する試験である。

#### (2) 停止時冷温臨界試験

停止時冷温臨界試験とは、炉心核熱水力学解析コードの精度向上のためのデータ蓄積を目的とする試験で、臨界判定が行われるまで、制御棒の引き抜きを行い、臨界後データ収集する。

なお、過去にKK6号機試運転時において人的過誤による制御棒の引き抜き事象が発生しているが(詳細は“\*3 過去の反応度投入事象例とその対策について”に示す)、この事例に対して対策が実施されている。

### b. 大きな反応度投入又は継続的な反応度の投入事象

スクラム作動前に大きな反応度が投入される事象については、反応度価値の大きな制御棒の連続引き抜きが要因として考えられるが、これらを考慮しても炉心損傷に至らないことは今回申請した設置許可申請書の反応度投入事象において評価されている。この評価においてはスクラム機能が健全であることが前提となり、スクラムに失敗する確率は図3のようになる。

### c. 炉心損傷

a及びbで示したように炉心損傷のおそれのある反応度投入事象は極めて起こりにくく、その発生確率は「原子炉停止余裕検査」と「停止時冷温臨界試験」のそれぞれの場合において[ ]/定期検査]程度となる。また、これらの反応度投入事象が発生した場合においても、その多くは緩和機能に期待出来るため、炉心損傷には至らない、または炉心損傷するものの、影響が限定的となる。

そのため、原子炉停止中の期間における反応度投入事象についてもリスク評価上の重要性は低いと判断できる。

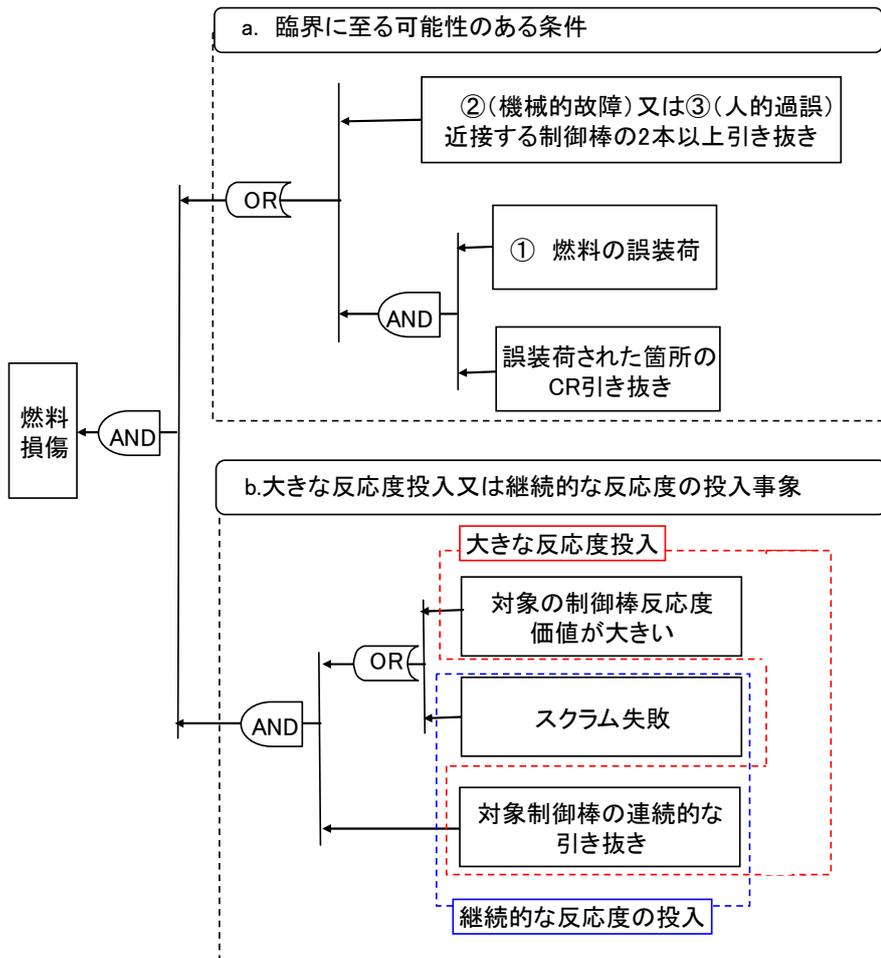


図1. 炉心燃料損傷に至る恐れのある反応度投入事象のフォールトツリー

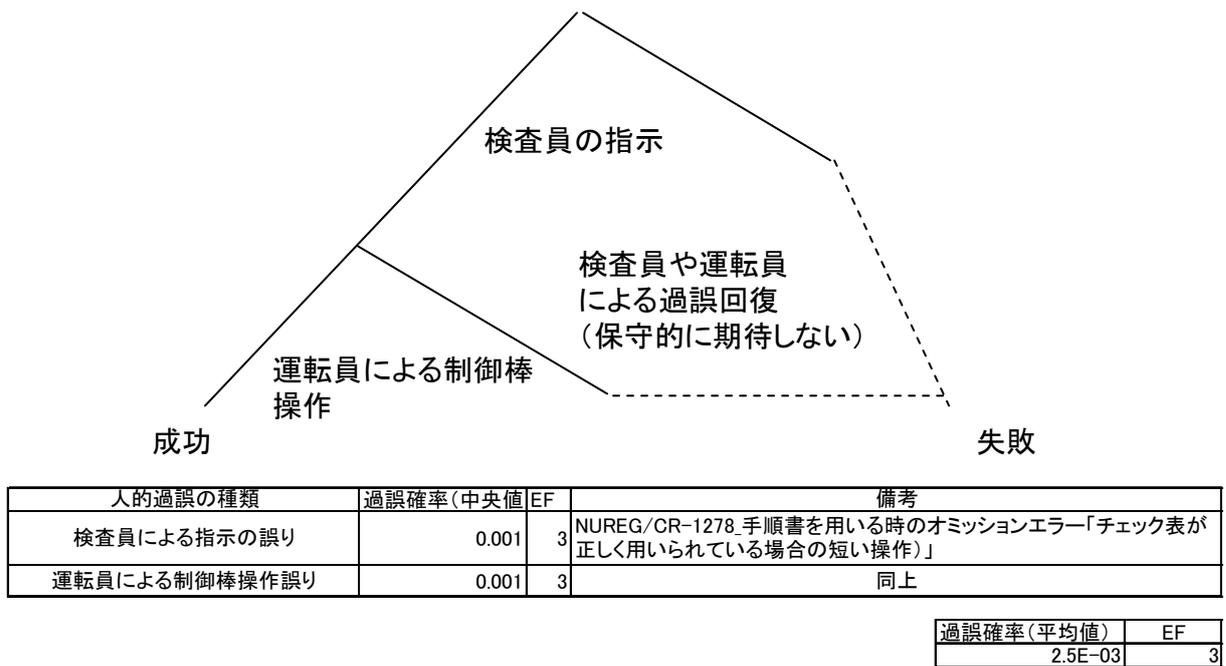


図2. 制御棒引き抜き操作時の人的過誤

スクラム失敗				確率
	機械的なスクラム失敗*	核計装不良によるスクラム失敗	スクラム回路制御不良等によるスクラム失敗	
			合計	

\* 冷温未臨界試験を考慮して、複数本ある制御棒(実績を考慮して10本)が1本でも挿入されないと失敗とする保守的な想定

図 3. スクラム失敗の故障確率

\*1 設置許可申請書添付10号 2.3.1.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き（過渡）及び3.3.1制御棒落下（事故）

\*2 過渡：原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.1 倍の圧力以下であること及び燃料エンタルピが許容設計限界値を越えないこと

事故：燃料エンタルピは、「反応度投入事象評価指針」に示された制限値を超えないこと及び原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.2 倍の圧力以下であること、公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと

\*3 過去の反応度投入事象例とその対策について

・H8年 KK 6 号機 FMC RD 試運転時 CR 引き抜き事象（当社）

6号機試運転中（建設段階）FMC RD 制御盤改造及び試験の準備のため、FMC RD の安全処置（アイソレ）による隔離を実施し、シミュレータにて制御棒位置を模擬的に引き抜きする試験を実施。この時、アイソレミスにより一部の電源アイソレが実施されておらず、実際の4本の制御棒が128ステップの位置まで引き抜かれた（この間、未臨界であることは確認されている）。

制御盤改造及び試験時特有の事象であること、再発防止策（制御棒の駆動電源 OFF と制御電源 OFF の安全処置の多重化）が実施されていることから対策済みであると考え。また、この事象では核計装系により監視・安全系が機能していることから炉心損傷には至らない。

・H11年 志賀原子力発電所 1 号機 原子炉緊急停止事故（北陸）

原子炉停止機能強化工事の機能確認試験時にアイソレ誤り及び弁のシートパスにより制御棒が引き抜かれ、アキュームレータに圧力が充填されていなかったことで、ただちに制御棒が挿入されず、臨界に至った。

この事象は当社の KK6, 7号炉の制御棒駆動機構が異なるため、発生しない（FMC RD の HCU では物理的に引き抜けが起こらない）。

また、仮に同様の事象が起きた場合についての炉心挙動解析が実施されており、即発臨界に至る可能性はあるものの、炉心は損傷しないことが確認されている（参考文献 日本原子力学会誌 Vol. 49, No. 10 (2007) 671-675 北陸電力(株)志賀原子力発電所 1 号機で発生した臨界時の炉心挙動解析）。

## 起因事象における RHR の機能喪失および冷却材流出事象の取扱について

RHR 運転中の除熱機能喪失については、本 PRA でも起因事象として選定している（報告書 3.1.2.b 参照）。

また、RHR 切り替え時の人的過誤による冷却材流出事象や RHR 運転中のバウンダリ機能喪失については、報告書 3.1.2.b.起因事象に記載の通り、ABWR では事象発生しても燃料集合体の露出に至らないため（ABWR プラントでは有効燃料長頂部の高さ（T.M.S.L. 約 14.0m）より RHR の吸い込み配管の高さ（T.M.S.L. 約 15.7m）が高い位置にあり、冷却材流出が吸い込み配管の高さで停止するため）、起因事象としては選定していない。

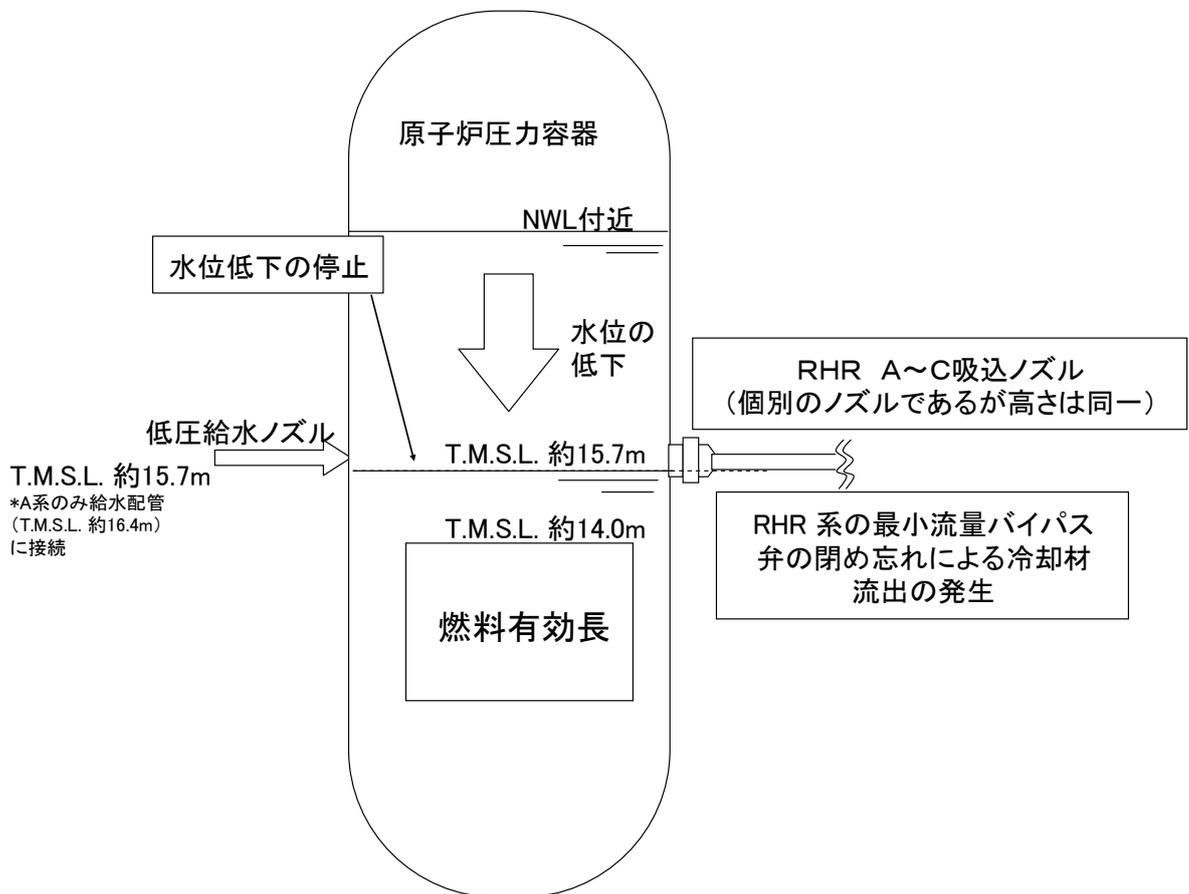


図 RHR 吸い込み配管のノズルの高さ と燃料有効長頂部の高さ

## 起回事象発生頻度の評価における考え方

内部事象停止時レベル 1PRA に用いる起回事象の発生頻度の評価方法は①～④の優先順位に基づいて評価している。

内部事象運転時レベル 1PRA の考え方（添付資料 3.1.1.b-5 参照）と基本的に同様であるが、運転日数や総点検回数、トラブル事例等の適切なデータの入手が困難である場合は④に示す論理モデルを用いた評価等を使用する。

- ①国内の運転経験データを確認し、発生が報告されている事象については、発生件数を国内プラントの総運転炉年等で除した値とした。

【対象事象】 RHR 機能喪失（フロントライン）、外部電源喪失の発生頻度

- ②国内の運転経験データを確認し、発生が報告されていない事象であっても、発生頻度について十分検討が行われており評価に活用可能な文献等が参照できる事象については、それらを参照・検討し、値を設定した。

【対象事象】 本 PRA での対象なし

- ③国内の運転経験データでは発生が報告されておらず、発生頻度の評価に活用可能な文献等が確認できない事象については、運転日数等のデータが十分に収集されていることを確認後、国内での発生件数を 0.5 件とし、これを国内プラントの総運転炉年等で除した値として評価に用いた。

【対象事象】 補機冷却系機能喪失の発生頻度

- ④運転日数や総点検回数、トラブル事例等の適切なデータの入手が困難であり、②、③による算出が出来ない場合は、イベントツリーを用いた論理モデルによる信頼性解析を行い、値を設定した。

なお、イベントツリーを用いた論理モデルでは保守性を持つ仮定等により発生頻度が大きく、また故障率の不確かさが大きくなる傾向がある。そのため、その他の適切な推定手段がある場合にはそちらを用いる。

【対象事象】 一時冷却材バウンダリ機能喪失、代替除熱機能喪失（フロントライン）の発生頻度

## 冷却材流出事象の発生頻度の算出方法について

冷却材流出事象の発生頻度については、実績等を用いた算出方法が困難であるため論理モデルによる信頼性解析により評価している。

以下にその算出方法を示す。

### a. CRD 点検（交換）の発生頻度

CRD 点検（交換）時の冷却材流出事象は、点検・交換作業に関わる人的過誤に起因するものであり、カップリングシール確保失敗及びCRD フランジ取付失敗などによる水位低下を伴う漏えいを想定し、これらの人的過誤を分岐確率として発生頻度を評価している。

CRD1 本当たりの起因事象発生頻度は図 1 のイベントツリーに示すように [ ] となり、定期検査時における標準的な CRD 点検本数は 3 本であるから、作業全体の起因事象発生頻度は、1 本当たりの起因事象発生頻度に 3 本を掛け合わせ、 [ ] となる。

### b. LPRM 点検（交換）の発生頻度

LPRM 点検（交換）時の冷却材流出事象は、点検・交換作業に関わる人的過誤に起因するものであり、LPRM の取り外し前／装荷後のシール確保失敗及びドレン装置取付け失敗などによる漏えいを想定し、これらの人的過誤を分岐確率として発生頻度を評価している。

LPRM1 本当たりの起因事象発生頻度は図 2 に示すように [ ] となり、定期検査時における標準的な LPRM 点検本数は 10 本であるから、作業全体の起因事象発生頻度は、1 本当たりの起因事象発生頻度に 10 本を掛け合わせ、 [ ] となる。

### c. RIP 点検の発生頻度

RIP 点検時の冷却材流出事象は、点検・交換作業に関わる人的過誤に起因するものであり、モータカバー取付失敗及びRIP 上部シール確保失敗や誤ったタイミングでのポンプシャフト引き抜きなどによる漏えいを想定し、これらの人的過誤を分岐確率として発生頻度を評価している。

RIP1 本当たりの起因事象発生頻度は図 3 に示すように [ ] となり、定期検査時における標準的な RIP 点検本数は 2 本であるから、作業全体の起因事象発生頻度は、 [ ] となる。

### d. CUW ブローの発生頻度

炉水位低下作業において、CUW ブローにより目標水位まで水位を低下した後、CUW ブロー弁の閉め忘れによる冷却材流出を想定している。運転員の弁操作忘れ及び管理者の弁操作チェック失敗の重畳により発生するため、人間信頼性解析を用いて [ ] と評価される。

起因事象として選定される CUW ブローは燃料交換後の原子炉水の排水の 1 回のみであるため、CUW ブロー時の冷却材流出の発生頻度は、 [ ]

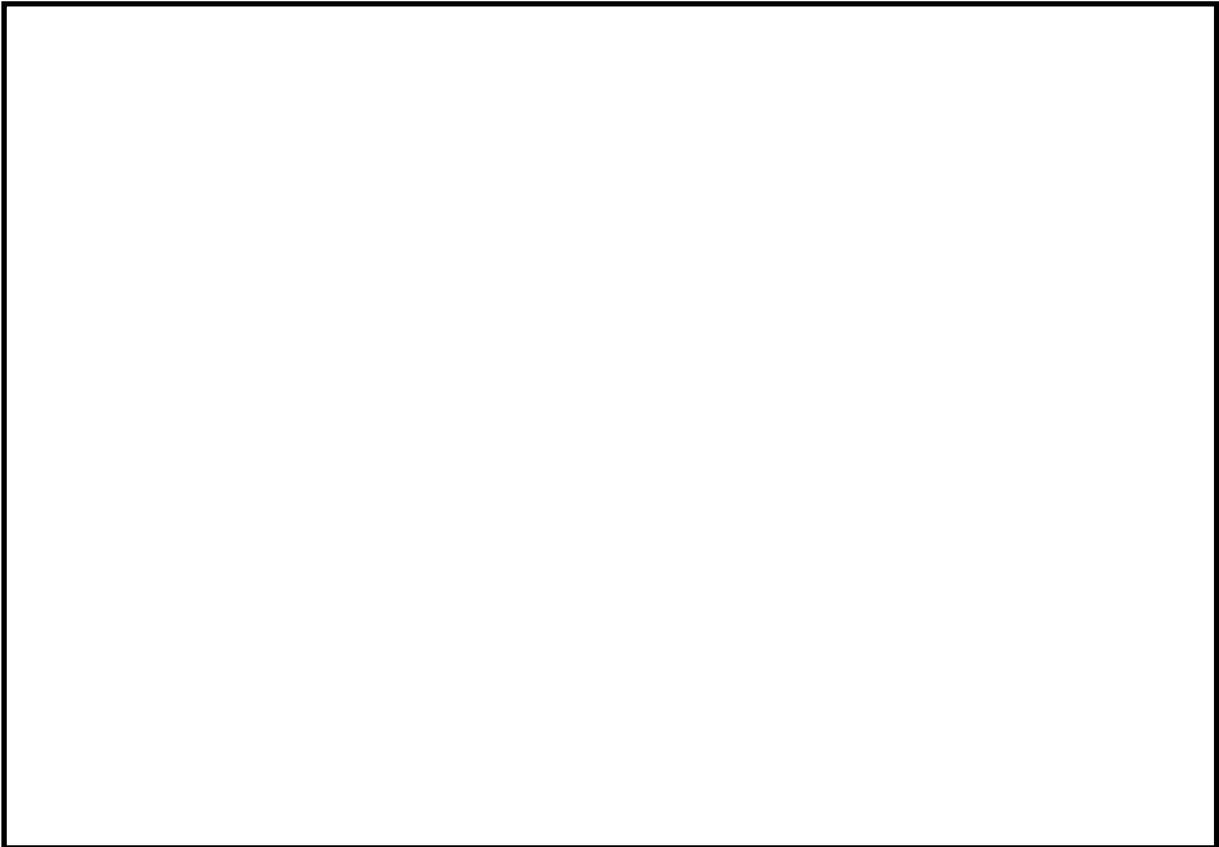


図1 CRD点検（交換）時冷却材流出を評価するためのイベントツリー

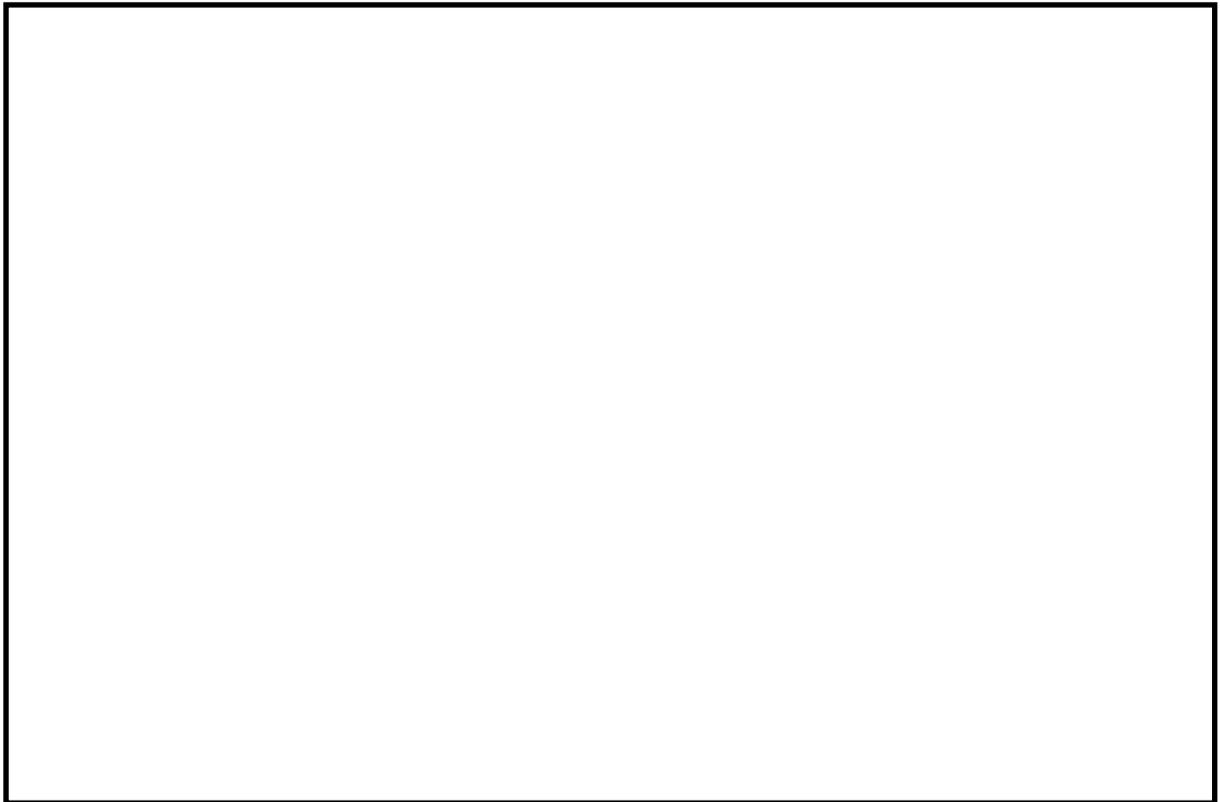


図2 LPRM点検（交換）時冷却材流出を評価するためのイベントツリー

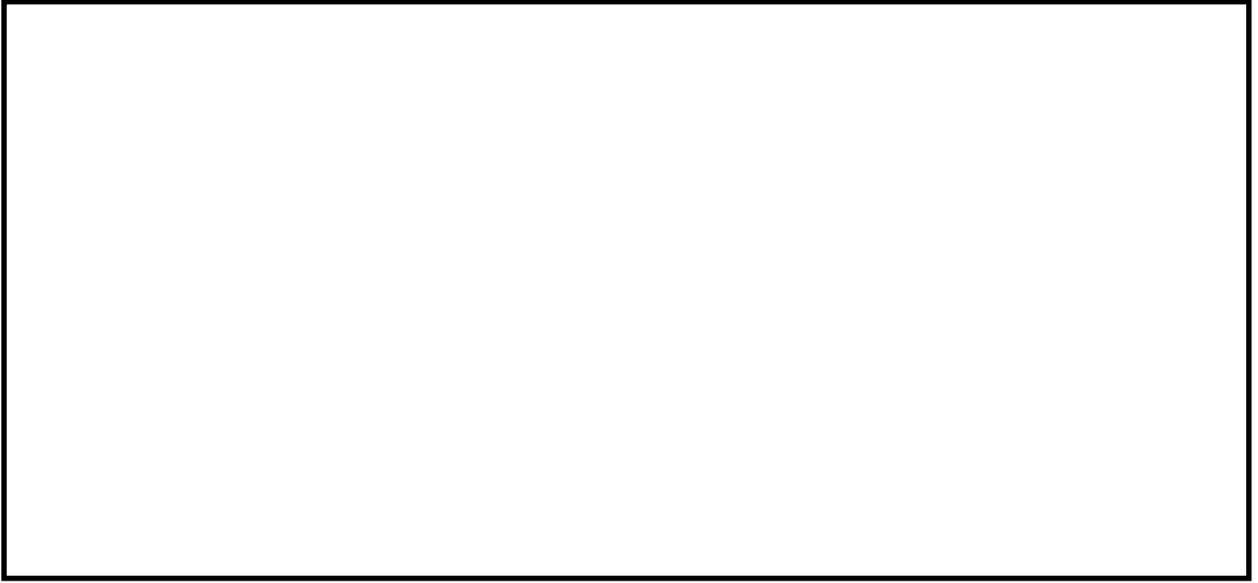


図 3 RIP 点検時冷却材流出を評価するためのイベントツリー

## 燃料プールの水位低下に伴うプール付近の線量率上昇と接近作業について

本 PRA 評価における燃料の損傷防止策の一つとして、運転員が直接現場（燃料プール付近）に赴き、消火栓や給水栓からホースを用いて注水を行う作業がある。水位の低下に伴い使用済燃料に対する遮蔽効果が低減すると、燃料プール付近の線量率が上昇し、運転員の操作の妨げになるおそれがあるが、評価で用いている余裕時間ではこのような影響は考慮せず、までとなっている。そこで、これらの影響を考慮した場合について検討した。

この期間における冷却材流出事象は「3.1.2.c① (3) a.余裕時間」で示すように作業員や運転員による認知が容易であり、現場作業の線量率が厳しくなるまで認知に失敗することは考え難い。そこで崩壊熱除去機能が喪失した場合について、最も時間余裕が厳しくなる POS B1 と、保有水量が厳しくなる POS B3 について検討を行い、その結果を表にまとめた。表より、d. 燃料プール付近で接近作業が可能な時間（a.+b.+c.-作業準備時間）は 40 時間以上期待でき、評価結果に影響しないことが確認された。

表. 余裕時間の評価に用いる条件

評価条件とプラント状態	POS B1	POS B3
崩壊熱 [MWt]	14.4	7.6
温度上昇を考慮する保有水量[m3]	3,245	1,687
燃料有効長頂部付近までの水位低下に考慮する保有水の蒸発量[m3]	2,699	1,571
a. 短期余裕時間[hour]*1	<input type="text"/>	<input type="text"/>
b. 65℃から100℃になるまでの時間[hour]	8.7	8.6
c. 沸騰開始から現場の線量率が $1.0 \times 10^1$ mSv/hになるまでの時間	29	36
d 燃料プール付近で接近作業が可能な時間[hour]*2	40以上*3	40以上*3
長期余裕時間[hour]*4	<input type="text"/>	<input type="text"/>
診断失敗の評価に用いる時間[hour]	<input type="text"/>	<input type="text"/>

\*1 保有水が保安規定の「制限温度」65℃に到達する時間

\*2 燃料プール接近作業の余裕時間( $1 \times 10^1$  mSv/hまで線量率の上昇)

\*3 注水に掛かる作業時間を考慮した時間

\*4 炉心損傷するまでの時間

- a. 短期余裕時間（燃料プールの保有水量が保安規定の制限温度 65℃になるまでの時間）

温度上昇の評価に用いる保有水量に変更はないことから、従来評価と同様の  となる。

b. 燃料プール水温度が 65℃から 100℃になるまでの時間

POS B1 における炉心燃料と使用済燃料の崩壊熱の総量は 14.4MWt であるため、下の式より保有水が 65℃から 100℃になり沸騰するまでの時間は約 8.7 時間となる。同様に下の式を用い、POS B3 における炉心燃料と使用済燃料の崩壊熱の総量は 7.6MWt であるため、保有水が 65℃から 100℃になり沸騰するまでの時間は約 8.6 時間となる。

沸騰までの時間[h] =

$$\frac{(100[^\circ\text{C}]-65[^\circ\text{C}]) \times \text{プール保有水の比熱}[\text{kJ}/\text{kg}/^\circ\text{C}] \times (\text{燃料プールの保有水}[\text{m}^3] \times \text{プール保有水密度}[\text{kg}/\text{m}^3])}{\text{炉心燃料及び使用済燃料の崩壊熱}[\text{MWt}] \times 10^3 \times 3600}$$

プール保有水の比熱(最小となる 65℃の値) : 4.185[kJ/kg/℃]

燃料プールの保有水 : 3245[m3] (POS B1 プールゲート閉鎖時)

1687[m3] (POS B3 プールゲート閉鎖時)

プール保有水密度(最小となる 100℃の値) : 958[kg/m3]

c. 沸騰開始から現場の線量率が  $1.0 \times 10^1 \text{mSv/h}$  になるまでの時間

「設置許可申請書添付書類十 4.5 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価」(図参照)にも示すように燃料プールの水位が 2m 程度低下すると線量率は  $1.0 \times 10^1 \text{mSv/h}$  程度となる。仮にこの水位を現場作業が可能な最低水位とすると沸騰後にこの水位まで低下する時間は POS B1 では約 29 時間、POS B3 では約 36 時間である\*。

\*時間の算出には下の式で求めた水位の低下速度を用いた。

POS B1 における崩壊熱相当の冷却材の蒸発量は下の式より約  $24.0 \text{m}^3/\text{h}$  となり、プールと原子炉ウエルの表面積の和は約  $350 \text{m}^2$  であるため、水位の低下速度は  $0.069 \text{m}/\text{h}$  程度となる。

同様に下の式を用いると POS B3 における崩壊熱相当の冷却材の蒸発量は約  $12.7 \text{m}^3/\text{h}$  となり、プールの表面積は約  $230 \text{m}^2$  であるため、水位の低下速度は  $0.056 \text{m}/\text{h}$  程度となる。

$$\text{沸騰による蒸発量}[\text{m}^3] = \frac{\text{使用済燃料の崩壊熱}[\text{MWt}] \times 10^3 \times 3600}{\text{プール保有水密度}[\text{kg}/\text{m}^3] \times \text{蒸発潜熱}[\text{kJ}/\text{kg}]}$$

蒸発潜熱: 2256.47[kJ/kg]

d. 燃料プール付近で接近作業が可能な時間

注水操作を実施するための作業準備時間が 1 時間であった場合でも、余裕時間は POS B1, B3 とともに 40 時間を超過する。

現場作業を伴う注水作業の余裕時間[h]

$$= \text{短期余裕時間} + \text{沸騰までの時間} + 2\text{mまで水位が低下する時間} - \text{作業準備の時間}$$

e. 診断失敗の確率

崩壊熱除去機能が喪失した場合、

現場操作の余裕時間は現場の線量率上昇を考慮しない場合の評価では POS B1 の長期余裕時間が POS B3 が を使用しており、現場の線量率上昇を考慮すると余裕時間が短くなるが、以上より、現場の線量

率上昇を考慮した場合においても評価結果に影響しない。

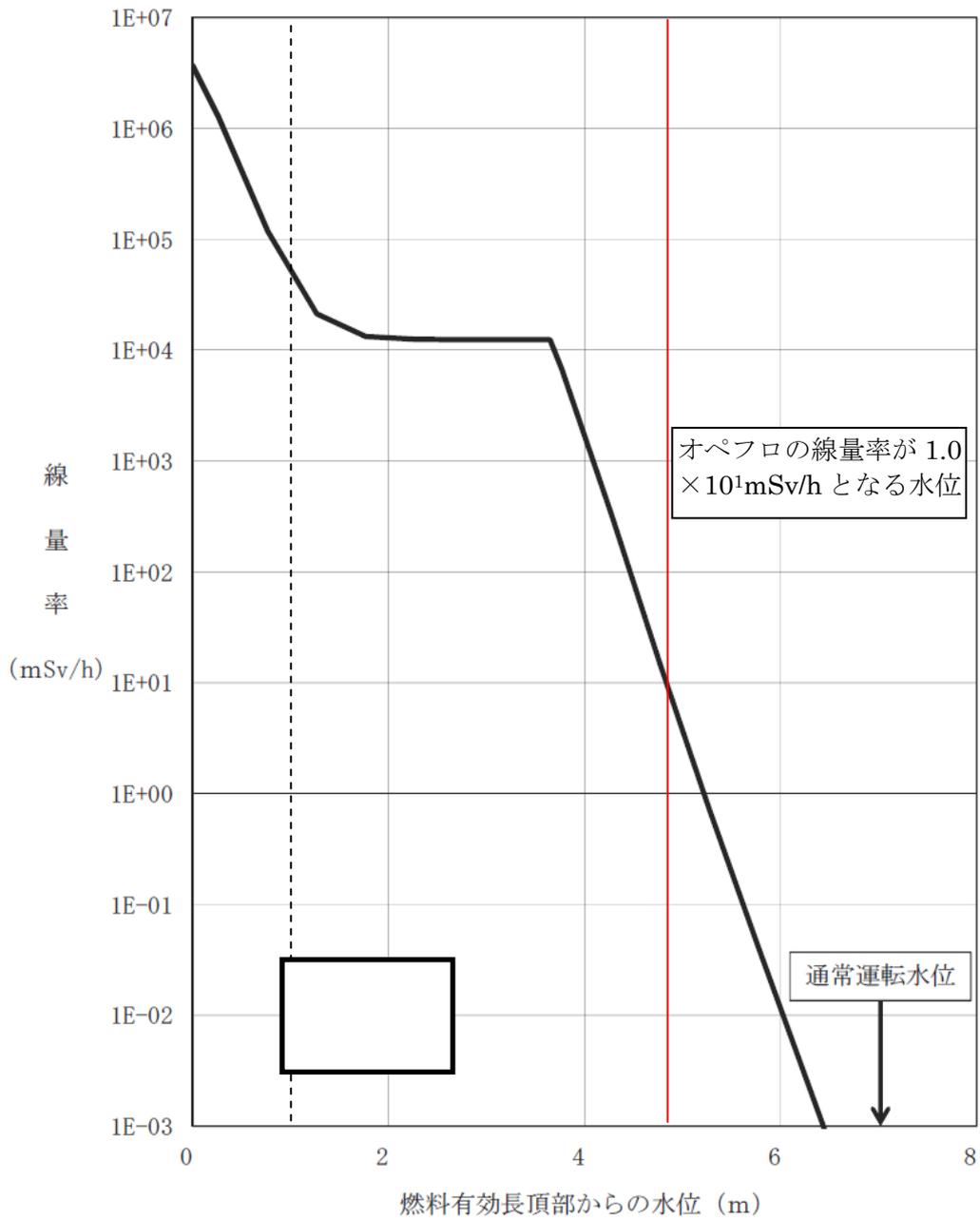


図. 燃料プール水位と線量率

## 冷却材流出事象の流出量及び余裕時間の算出方法について

3.1.2.c.(3)で示す冷却材流出時事象(CUW ブロー)が発生した場合の余裕時間は保有水量と冷却材流出量の関係より算出される。

なお, CRD 点検(交換), LPRM 点検(交換), RIP 点検時が発生した場合, 下の表に示すように炉心損傷まで十分時間があり, 作業員や運転員が認知に失敗することは考え難いため, 不要とした。

a. CRD 点検時の冷却材流出量

--

b. LPRM 点検時の冷却材流出量

--

c. RIP 点検時の冷却材流出量

--

d. CUW ブロー時の冷却材流出量

--

表. 冷却材流出事象が発生した場合の余裕時間

冷却材流出事象	CRD点検	LPRM点検	RIP点検	CUWブロー
POS	B2			C1
炉心損傷に至る流出量(m3)	2699			173
冷却材流出量(m3/h)				
余裕時間				

柏崎刈羽原子力発電所 6,7 号機  
内の事象停止時レベル 1PRA イベントツリー

## 目 次

○ 崩壊熱除去機能喪失_フロントライン_NWL(POS-S,A,C1,C2,D)·····	図 1-1
○ 崩壊熱除去機能喪失_フロントライン_NWL(POS-B1,B2,B4)·····	図 1-2
○ 崩壊熱除去機能喪失_フロントライン_NWL(POS-B3)·····	図 1-3
○ 崩壊熱除去機能喪失_補機冷却系_NWL(POS-S,A,C1,C2,D)·····	図 2-1
○ 崩壊熱除去機能喪失_補機冷却系_NWL(POS-B1,B2,B4)·····	図 2-2
○ 崩壊熱除去機能喪失_補機冷却系_NWL(POS-B3)·····	図 2-3
○ 外部電源喪失_NWL(LOP1)(POS-S,A,C1,C2,D)·····	図 3-1
・ 外部電源喪失_NWL(TE1)(POS-S,A,C1,C2,D)·····	図 3-2
・ 外部電源喪失_NWL(TE2)(POS-S,A,C1,C2,D)·····	図 3-3
・ 外部電源喪失_NWL(TE8)(POS-S,A,C1,C2,D)·····	図 3-4
○ 外部電源喪失_ウエル満水,(LOP1)(POS-B1,B2,B4)·····	図 4-1
・ 外部電源喪失_ウエル満水,(TE1)(POS-B1,B2,B4)·····	図 4-2
・ 外部電源喪失_ウエル満水,(TE2)(POS-B1,B2,B4)·····	図 4-3
・ 外部電源喪失_ウエル満水,(TE8)(POS-B1,B2,B4)·····	図 4-4
・ 外部電源喪失_ウエル満水,(TE9)(POS-B1,B2,B4)·····	図 4-5
○ 外部電源喪失_ウエル満水,PG 閉,(LOP1)(POS-B3)·····	図 5-1
・ 外部電源喪失_ウエル満水,PG 閉,(TE1)(POS-B3)·····	図 5-2
・ 外部電源喪失_ウエル満水,PG 閉,(TE2)(POS-B3)·····	図 5-3
・ 外部電源喪失_ウエル満水,PG 閉,(TE8)(POS-B3)·····	図 5-4
・ 外部電源喪失_ウエル満水,PG 閉,(TE9)(POS-B3)·····	図 5-5
○ RIP 点検·····	図 6-1
○ CRD 点検·····	図 7-1
○ LPRM 点検·····	図 8-1
○ CUW ブロー·····	図 9-1

崩壊熱除去機能喪失 (RHR/代替除熱フロントライン)	短時間診断	RHR-A	RHR-B	RHR-C	CUW	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系復旧	消火ポンプ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
																	1	-	
																	2	-	
																	3	-	
																	4	-	
																	5	-	
																	6	-	
																	7	-	
																	8	-	
																	9	-	
																	10	-	
																	11	-	
																	12	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																	13	-	
																	14	-	
																	15	-	
																	16	-	
																	17	-	
																	18	-	
																	19	-	
																	20	-	
																	21	-	
																	22	-	
																	23	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失

図1-1 崩壊熱除去機能喪失\_フロントライン\_NWL(POS-S,A,C1,C2,D)

崩壊熱除去機能喪失 (RHR/代替除熱フロントライン)	短時間診断	RHR-A	RHR-B	RHR-C	FPC, CUW	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系復旧	消火ポンプ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
																	1	-	
																	2	-	
																	3	-	
																	4	-	
																	5	-	
																	6	-	
																	7	-	
																	8	-	
																	9	-	
																	10	-	
																	11	-	
																	12	-	
																	13	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																	14	-	
																	15	-	
																	16	-	
																	17	-	
																	18	-	
																	19	-	
																	20	-	
																	21	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失

図1-2 崩壊熱除去機能喪失\_フロントライン\_NWL(POS-B1,B2,B4)

崩壊熱除去機能喪失(RHR/代替除熱フロントライン)	短時間診断	RHR-A	RHR-B	RHR-C	FPC	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系復旧	消火ポンプ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
																	1	-	
																	2	-	
																	3	-	
																	4	-	
																	5	-	
																	6	-	
																	7	-	
																	8	燃料損傷	
																	9	-	
																	10	-	
																	11	燃料損傷	

図1-3 崩壊熱除去機能喪失\_フロントライン\_NWL(POS-B3)

崩壊熱除去機能喪失(補機冷却系)	短時間診断	RHR-A	RHR-B	RHR-C	CUW	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系復旧	消火ポンプ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
																	1	-	
																	2	-	
																	3	-	
																	4	-	
																	5	-	
																	6	-	
																	7	-	
																	8	-	
																	9	-	
																	10	-	
																	11	-	
																	12	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																	13	-	
																	14	-	
																	15	-	
																	16	-	
																	17	-	
																	18	-	
																	19	-	
																	20	-	
																	21	-	
																	22	-	
																	23	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失

図2-1 崩壊熱除去機能喪失\_補機冷却系\_NWL(POS-S,A,C1,C2,D)

崩壊熱除去機能喪失(補機冷却系)	短時間診断	RHR-A	RHR-B	RHR-C	FPC, CUW	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系復旧	消火ポンプ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
																	1	-	
																	2	-	
																	3	-	
																	4	-	
																	5	-	
																	6	-	
																	7	-	
																	8	-	
																	9	-	
																	10	-	
																	11	-	
																	12	-	
																	13	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																	14	-	
																	15	-	
																	16	-	
																	17	-	
																	18	-	
																	19	-	
																	20	-	
																	21	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失

図2-2 崩壊熱除去機能喪失\_補機冷却系\_NWL(POS-B1,B2,B4)

崩壊熱除去機能喪失(補機冷却系)	短時間診断	RHR-A	RHR-B	RHR-C	FPC	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系復旧	消火ポンプ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
																	1	-	
																	2	-	
																	3	-	
																	4	-	
																	5	-	
																	6	-	
																	7	-	
																	8	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																	9	-	
																	10	-	
																	11	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失

図2-3 崩壊熱除去機能喪失\_補機冷却系\_NWL(POS-B3)

外部電源喪失	直流電源	DG-A 起動	DG-B 起動	DG-C 起動	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
					1-24	TE1へ	全交流電源喪失
					25-72	TE2へ	
					73-120	TE3へ	
					121-168	TE4へ	
					169-216	TE5へ	
					217-264	TE6へ	
					265-312	TE7へ	
					313-358	TE8へ	
					359	燃料損傷	

図3-1 外部電源喪失\_NWL(LOP1)(POS-S,A,C1,C2,D)

DG全台 起動成功 (TE1)	外電復旧	RHR-A	RHR-B	RHR-C	CUW	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系復 旧	消火ポン プ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
																	1	-	
																	2	-	
																	3	-	
																	4	-	
																	5	-	
																	6	-	
																	7	-	
																	8	-	
																	9	-	
																	10	-	
																	11	-	
																	12	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																	13	-	
																	14	-	
																	15	-	
																	16	-	
																	17	-	
																	18	-	
																	19	-	
																	20	-	
																	21	-	
																	22	-	
																	23	-	
																	24	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失

図3-2 外部電源喪失\_NWL(TE1)(POS-S,A,C1,C2,D)

DG1~2台 起動成功 (TE2~7)	外電復旧	高圧電源 融通	DG復旧 (1台)	RHR-A	RHR-B	RHR-C	CUW	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系復 旧	消火ポン プ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
																			25	-	
																			26	-	
																			27	-	
																			28	-	
																			29	-	
																			30	-	
																			31	-	
																			32	-	
																			33	-	
																			34	-	
																			35	-	
																			36	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																			37	-	
																			38	-	
																			39	-	
																			40	-	
																			41	-	
																			42	-	
																			43	-	
																			44	-	
																			45	-	
																			46	-	
																			47	-	
																			48	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																			49	-	
																			50	-	
																			51	-	
																			52	-	
																			53	-	
																			54	-	
																			55	-	
																			56	-	
																			57	-	
																			58	-	
																			59	-	
																			60	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																			61	-	
																			62	-	
																			63	-	
																			64	-	
																			65	-	
																			66	-	
																			67	-	
																			68	-	
																			69	-	
																			70	-	
																			71	-	
																			72	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失

※ TE3~7はTE2と同様

図3-3 外部電源喪失\_NWL(TE2)(POS-S,A,C1,C2,D)

DG-A, B 及びC 起 動 失 敗 (TE8)	外電復旧 (短期)	外電復旧 (長期)	高圧電源 融通	DG復旧 (1台)	GTG, 緊急用 M/C, 電源車	RHR-A	RHR-B	RHR-C	CUW	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系復 旧	消火ポン プ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ		
																						313	-		
																							314	-	
																							315	-	
																							316	-	
																							317	-	
																							318	-	
																							319	-	
																							320	-	
																							321	-	
																							322	-	
																							323	-	
																							324	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																							325	-	
																							326	-	
																							327	-	
																							328	-	
																							329	-	
																							330	-	
																							331	-	
																							332	-	
																							333	-	
																							334	-	
																							335	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																							336	-	
																							337	-	
																							338	-	
																							339	-	
																							340	-	
																							341	-	
																							342	-	
																							343	-	
																							344	-	
																							345	-	
																							346	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																							347	-	
																							348	-	
																							349	-	
																							350	-	
																							351	-	
																							352	-	
																							353	-	
																							354	-	
																							355	-	
																							356	-	
																							357	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																							358	燃料損傷	全交流電源喪失

図3-4 外部電源喪失\_NWL(TE8)(POS-S,A,C1,C2,D)

外部電源 喪失	直流電源	DG-A 起動	DG-B 起動	DG-C 起動	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
					1-26	TE1へ	
					27-78	TE2へ	
					79-130	TE3へ	
					131-182	TE4へ	
					183-234	TE5へ	
					235-286	TE6へ	
					287-338	TE7へ	
					339-376	TE8へ	
					377-378	TE9へ	

図4-1 外部電源喪失\_ウエル満水,(LOP1)(POS-B1,B2,B4)

DG全台 起動成功 (TE1)	外電復旧	RHR-A	RHR-B	RHR-C	FPC. CUW	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系復 旧	消火ポン プ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
																	1	-	
																	2	-	
																	3	-	
																	4	-	
																	5	-	
																	6	-	
																	7	-	
																	8	-	
																	9	-	
																	10	-	
																	11	-	
																	12	-	
																	13	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																	14	-	
																	15	-	
																	16	-	
																	17	-	
																	18	-	
																	19	-	
																	20	-	
																	21	-	
																	22	-	
																	23	-	
																	24	-	
																	25	-	
																	26	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失

図4-2 外部電源喪失\_ウェル満水,(TE1)(POS-B1,B2,B4)

DG1~2台 起動成功 (TE2~7)	外電復旧	高圧電源 融通	DG復旧 (1台)	RHR-A	RHR-B	RHR-C	FPC. CUW	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系復 旧	消火ポン プ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
																			27	-	
																			28	-	
																			29	-	
																			30	-	
																			31	-	
																			32	-	
																			33	-	
																			34	-	
																			35	-	
																			36	-	
																			37	-	
																			38	-	
																			39	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																			40	-	
																			41	-	
																			42	-	
																			43	-	
																			44	-	
																			45	-	
																			46	-	
																			47	-	
																			48	-	
																			49	-	
																			50	-	
																			51	-	
																			52	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																			53	-	
																			54	-	
																			55	-	
																			56	-	
																			57	-	
																			58	-	
																			59	-	
																			60	-	
																			61	-	
																			62	-	
																			63	-	
																			64	-	
																			65	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																			66	-	
																			67	-	
																			68	-	
																			69	-	
																			70	-	
																			71	-	
																			72	-	
																			73	-	
																			74	-	
																			75	-	
																			76	-	
																			77	-	
																			78	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失

※ TE3~7はTE2と同様

図4-3 外部電源喪失\_ウエル満水,(TE2)(POS-B1,B2,B4)

DG-A, B 及びC起 動失敗 (TE8)	外電復旧 (短期)	外電復旧 (長期)	高圧電源 融通	DG復旧 (1台)	GTG, 緊急用 M/C, 電源車	RHR-A	RHR-B	RHR-C	FPC, CUW	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系復 旧	消火ポン プ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ		
																						339	-		
																							340	-	
																							341	-	
																							342	-	
																							343	-	
																							344	-	
																							345	-	
																							346	-	
																							347	-	
																							348	-	
																							349	-	
																							350	-	
																							351	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																							352	-	
																							353	-	
																							354	-	
																							355	-	
																							356	-	
																							357	-	
																							358	-	
																							359	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																							360	-	
																							361	-	
																							362	-	
																							363	-	
																							364	-	
																							365	-	
																							366	-	
																							367	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																							368	-	
																							369	-	
																							370	-	
																							371	-	
																							372	-	
																							373	-	
																							374	-	
																							375	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																							376	燃料損傷	全交流電源喪失

図4-4 外部電源喪失\_ウエル満水,(TE8)(POS-B1,B2,B4)

直流電源 確保失敗 (TE9)	低圧電源 融通(短期)	DG起動 (短期)	低圧電源 融通(長期)	外電復旧 (長期)	DG起動 (長期)	GTG 緊急用 M/C 電源車	RHR-A	RHR-B	RHR-C	CUW	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系統 旧	消火ポン プ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
																						377 378	燃料損傷	全交流電源喪失

図4-5 外部電源喪失\_ウエル満水,(TE9)(POS-B1,B2,B4)

外部電源喪失	直流電源	DG-A 起動	DG-B 起動	DG-C 起動	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
					1-16	TE1へ	
					17-48	TE2へ	
					49-80	TE3へ	
					81-112	TE4へ	
					113-144	TE5へ	
					145-176	TE6へ	
					177-208	TE7へ	
					209-227	TE8へ	
					228-229	TE9へ	

図5-1 外部電源喪失\_ウエル満水,PG閉,(LOP1)(POS-B3)

DG全 台起 動成 功 (TE1)	外電復 旧	RHR-A	RHR-B	RHR-C	FPC	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系復 旧	消火ポン プ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
																	1	-	
																	2	-	
																	3	-	
																	4	-	
																	5	-	
																	6	-	
																	7	-	
																	8	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																	9	-	
																	10	-	
																	11	-	
																	12	-	
																	13	-	
																	14	-	
																	15	-	
																	16	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失

図5-2 外部電源喪失\_ウェル満水,PG閉,(TE1)(POS-B3)

DG1~2台 起動成功 (TE2~7)	外電復旧	高圧電源 融通	DG復旧 (1台)	RHR-A	RHR-B	RHR-C	FPC	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系復 旧	消火ポン プ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
																			17	-	
																			18	-	
																			19	-	
																			20	-	
																			21	-	
																			22	-	
																			23	-	
																			24	燃料損傷	前壊熱除去機能喪失
																			25	-	
																			26	-	
																			27	-	
																			28	-	
																			29	-	
																			30	-	
																			31	-	
																			32	燃料損傷	前壊熱除去機能喪失
																			33	-	
																			34	-	
																			35	-	
																			36	-	
																			37	-	
																			38	-	
																			39	-	
																			40	燃料損傷	前壊熱除去機能喪失
																			41	-	
																			42	-	
																			43	-	
																			44	-	
																			45	-	
																			46	-	
																			47	-	
																			48	燃料損傷	前壊熱除去機能喪失

※ TE3~7はTE2と同様

図5-3 外部電源喪失\_ウェル満水,PG閉,(TE2)(POS-B3)

DG-A, B 及びC起 動失敗 (TE8)	外電復旧 (短期)	外電復旧 (長期)	高圧電源 融通	DG復旧 (1台)	GTG, 緊急用 M/C, 電源車	RHR-A	RHR-B	RHR-C	FPC	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系復 旧	消火ポン プ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ		
																						209	-		
																							210	-	
																							211	-	
																							212	-	
																							213	-	
																							214	-	
																							215	-	
																							216	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																							217	-	
																							218	-	
																							219	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																							220	-	
																							221	-	
																							222	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																							223	-	
																							224	-	
																							225	燃料損傷	崩壊熱除去機能喪失
																							226	-	
																							227	燃料損傷	全交流電源喪失喪失

図5-4 外部電源喪失\_ウエル満水,PG閉,(TE8)(POS-B3)

直流電源 確保失敗 (TE9)	低圧電源 融通(短 期)	DG起動 (短期)	低圧電源 融通(長 期)	外電復旧 (長期)	DG起動 (長期)	GTG 緊急用 M/C 電源喪	RHR-A	RHR-B	RHR-C	CUW	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	注水系復 旧	消火ポン プ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
																						228 229	燃料損傷	全交流電源喪失

図5-5 外部電源喪失\_ウエル満水,PG閉,(TE9)(POS-B3)

冷却材流出(RIP点検時)	水位降下認知	漏洩箇所隔離	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	消火ポンプ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
													1	-	
													2	-	
													3	-	
													4	-	
													5	-	
													6	-	
													7	-	
													8	燃料損傷	原子炉冷却材の流出
													9	-	
													10	-	
													11	-	
													12	-	
													13	-	
													14	-	
													15	-	
													16	燃料損傷	原子炉冷却材の流出
													17	燃料損傷	原子炉冷却材の流出

図6-1 RIP点検

冷却材流出(CRD点検時)	水位降下認知	漏洩箇所隔離	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	消火ポンプ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ	
													1	-		
													2	-		
													3	-		
													4	-		
													5	-		
													6	-		
													7	-		
													8	燃料損傷		原子炉冷却材の流出
													9	-		
													10	-		
													11	-		
													12	-		
													13	-		
													14	-		
													15	-		
													16	燃料損傷		原子炉冷却材の流出
													17	燃料損傷		原子炉冷却材の流出

図7-1 CRD点検

冷却材流出(LPRM点検時)	水位降下認知	漏洩箇所隔離	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	消火ポンプ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
													1	-	
													2	-	
													3	-	
													4	-	
													5	-	
													6	-	
													7	-	
													8	燃料損傷	原子炉冷却材の流出
													9	-	
													10	-	
													11	-	
													12	-	
													13	-	
													14	-	
													15	-	
													16	燃料損傷	原子炉冷却材の流出
													17	燃料損傷	原子炉冷却材の流出

図8-1 LPRM点検

冷却材流出(CUWブロー)	水位降下認知	漏洩箇所隔離	MUWC	SPCU	HPCF-B	HPCF-C	LPFL-A	LPFL-B	LPFL-C	消火ポンプ	MUWP	消防車	No.	最終状態	事故シーケンスグループ
													1	-	
													2	-	
													3	-	
													4	-	
													5	-	
													6	-	
													7	-	
													8	燃料損傷	原子炉冷却材の流出
													9	燃料損傷	原子炉冷却材の流出

図9-1 CUWブロー

## 停止時 PRA 及び出力運転時 PRA における余裕時間を考慮した診断操作失敗確率の設定について

停止時 PRA において、原子炉ウェル満水時の点検に伴う冷却材流出事象の認知失敗確率はその診断が容易であり認知に失敗することが考え難い\*ことから、ほぼ無視出来るものとして分岐確率  を適用している。

停止時 PRA における他の診断操作や出力運転時 PRA における診断操作は余裕時間が比較的長いものも存在するが、必ずしも認知が確実に行われるとは言い難いため、THERP の標準診断曲線を参照して失敗確率を設定している。



## 停止時 PRA と出力運転時 PRA とのストレスファクタ設定の考え方の違い

停止時 PRA で評価した人的過誤の項目及び評価結果を表 1 に示す。  
 いずれの操作もアクセス性が困難になるほどの現場環境となることは考えにくく、余裕時間が比較的長い。

なお、ストレスファクタは表 2 に示すストレスレベルによる補正係数 (NUREG / CR-1278 Table 20-16) の値を用いて評価した。

一方、出力運転時 PRA では“添付資料 3.1.1.g-1 ストレスファクタの適用の考え方とその影響”で示すように事象進展が過酷となる ATWS 時の操作や LOCA 時の診断においては運転員にかかる作業負荷が高くなるため、ストレスファクタ  を設定している。

表 1 起回事象発生前後の人的過誤のストレスファクタ

起回事象発生前／ 起回事象発生後	説明	ストレスファクタ	平均値	EF
起回事象発生前	手動弁開／開忘れ			
起回事象発生後	機器の現場操作			
	CUWブローによる冷却材流出事象発生時の水位低下認知失敗			
	CRD点検(交換), LPRM点検(交換), RIP点検による冷却材流出事象発生時の水位低下認知失敗			
	CUWブローによる冷却材流出事象発生時の隔離失敗			
	CRD点検(交換), LPRM点検(交換), RIP点検による冷却材流出事象発生時の隔離			

表 2 ストレスレベルによる補正係数 (NUREG / CR-1278 Table 20-16)

Table 20-16 Modifications of estimated HEPs for the effects of stress and experience levels (from Table 18-1)

Stress Level	Modifiers for Nominal HEPs*	
	Skilled**	Novice**
<u>Item</u>	<u>(a)</u>	<u>(b)</u>
(1) Very low (Very low task load)	x2	x2
Optimum (Optimum task load):		
(2) Step-by-step <sup>†</sup>	x1	x1
(3) Dynamic <sup>†</sup>	x1	x2
Moderately high (Heavy task load):		
(4) Step-by-step <sup>†</sup>	x2	x4
(5) Dynamic <sup>†</sup>	x5	x10
Extremely High (Threat stress):		
(6) Step-by-step <sup>†</sup>	x5	x10
(7) Dynamic <sup>†</sup> Diagnosis <sup>††</sup>	.25 (EF = 5)	.50 (EF = 5)

These are the actual HEPs to use with dynamic tasks or diagnosis-- they are NOT modifiers.