資料2-1-5

東海第二発電所

確率論的リスク評価(PRA)について

(内部事象停止時レベル1 P R A)

平成 28 年 7 月 日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

本資料のうち, は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 事故シーケンスグループ等の選定に係るPRAの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」に基づく構成について・・・・・・ 2-1
3. レベル1 P R A
3.1 内部事象 P R A
3.1.1 出力運転時 P R A ····· 3.1.1-1
3.1.2 停止時 P R A ·································
3.1.2.1 対象プラント・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
3.1.2.2 起因事象
3.1.2.3 成功基準・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
3.1.2.4 事故シーケンス・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・3.1.2-21
3.1.2.5 システム信頼性・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・3.1.2-23
3.1.2.6 信頼性パラメータ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・3.1.2-26
3.1.2.7 人的過誤
3.1.2.8 炉心損傷頻度
3.2 外部事象 P R A
3.2.1 地震 P R A ······ 3.2.1-1
3.2.2 津波 P R A ······ 3.2.2-1
4. レベル1. 5 P R A
4.1 内部事象 P R A
4.1.1 出力運転時 P R A ·································
· 本日提示資料

目-1

1

- 別 紙
- 別紙 3.1.2.1-1 PRAにおいて期待する緩和設備の選定の考え方について
- 別紙 3.1.2.1-2 評価対象とした定期検査工程の代表性について
- 別紙 3.1.2.1-3 評価対象定期検査における特別な工程について
- 別紙 3.1.2.1-4 プラント状態の分類の考え方について
- 別紙 3.1.2.2-1 制御棒誤引き抜け事象の除外理由について
- 別紙 3.1.2.2-2 RHR運転中のLOCAを起因事象から除外する考え方 について
- 別紙 3.1.2.2-3 停止時のLOCAの発生頻度算出方法について
- 別紙 3.1.2.2-4 停止時のLOCA発生頻度算出時の人的過誤の設定について
- 別紙 3.1.2.3-1 炉心損傷条件について
- 別紙 3.1.2.3-2 崩壊熱除去機能喪失時の緩和操作のための余裕時間評価 の前提条件について
- 別紙 3.1.2.3-3 LOCAにおける余裕時間の評価について
- 別紙 3.1.2.3-4 炉心損傷防止に必要な安全機能の考え方について
- 別紙 3.1.2.5-1 システム信頼性解析の結果について
- 別紙 3.1.2.7-1 人的過誤に係わるストレスレベル及びストレスファクタの考え方について
- 別紙 3.1.2.7-2 起因事象発生前の人的過誤として評価した事象の抽出に ついて
- 別紙 3.1.2.7-3 人的過誤に係わる認知失敗確率の考え方について

- 第3.1.2.1-1表 PRAで考慮する主な設備
- 第 3.1.2.1-2 表 系統設備概要
- 第3.1.2.1-3表 東海第二発電所の定期検査の実績概要
- 第3.1.2.2-1 表 既往の停止時 P R A における起因事象との比較
- 第3.1.2.2-2表 停止時 PRAの評価対象とする起因事象
- 第 3.1.2.2-3 表 起因事象発生頻度一覧
- 第3.1.2.2-4表 POS別の起因事象発生頻度
- 第3.1.2.2-5表 RHR切替時のLOCAの発生頻度
- 第3.1.2.2-6表 CUWブロー時のLOCAの発生頻度
- 第3.1.2.3-1 表 各起因事象及び各プラント状態における成功基準
- 第 3.1.2.3-2 表 RHRS (A系, B系)の成功基準
- 第3.1.2.3-3表 空調機の成功基準
- 第3.1.2.3-4表 POS毎の余裕時間(除熱機能及び注水機能)
- 第3.1.2.5-1 表 フロントライン系とサポート系の依存性
- 第3.1.2.5-2表 サポート系同士の依存性
- 第3.1.2.5-3 表 代表的なフォールトツリーの評価結果
- 第3.1.2.5-4(a)表 HPCSフォールトツリーの主要なミニマルカットセット
- 第3.1.2.5-4(b)表 LPCSフォールトツリーの主要なミニマルカットセット
- 第3.1.2.5-4(c)表 LPCI-Aフォールトツリーの主要なミニマルカット セット

目-3

- 第 3.1.2.5-4(d)表 LPCI-Bフォールトツリーの主要なミニマルカット セット
- 第3.1.2.5-4(e)表 LPCI-Cフォールトツリーの主要なミニマルカット セット
- 第3.1.2.5-4(f)表 CST-Aフォールトツリーの主要なミニマルカットセット
- 第3.1.2.5-4(g)表 CST-Bフォールトツリーの主要なミニマルカットセ ット
- 第3.1.2.5-4(h)表 RHR-Aフォールトツリーの主要なミニマルカットセ ット
- 第3.1.2.5-4(i)表 RHR-Bフォールトツリーの主要なミニマルカットセ ット
- 第3.1.2.6-1表 同一システム内で共通要因故障を考慮した機器及び故障 モード
- 第3.1.2.6-2表 システム間で共通要因故障を考慮した機器及び故障モー ド
- 第3.1.2.6-3表 共通要因故障パラメータの一覧
- 第3.1.2.7-1 表 人的過誤の評価結果
- 第3.1.2.8-1表 起因事象别·POS别炉心損傷頻度内訳表
- 第3.1.2.8-2表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度の内訳と寄与割 合
- 第3.1.2.8-3 表 事故シーケンスグループの分析結果
- 第3.1.2.8-4表 緩和設備の基事象のFV重要度評価結果
- 第3.1.2.8-5表 緩和設備の基事象のRAW評価結果
- 第3.1.2.8-6表 不確実さ解析結果

目-4

第3.1.2.8-7表 起因事象別・POS別炉心損傷頻度内訳表(感度解析)

- 第3.1.2-1 図 内部事象停止時レベル1 P R A の評価フロー図
- 第3.1.2.1-1 図 東海第二発電所の主要な系統・設備の概要図
- 第3.1.2.1-2 図 プラント状態・主要パラメータとPOS分類
- 第3.1.2.1-3 図 第19 回定期検査工程のPOS分類結果
- 第3.1.2.2-1 図 マスターロジックダイアグラム抽出結果
- 第3.1.2.3-1 図 除熱能力と崩壊熱量の評価結果
- 第3.1.2.3-2 図 注水機能による注水量と崩壊熱による蒸発量の評価結果
- 第3.1.2.3-3 図 冷却材の保有水量
- 第3.1.2.4-1(a)図 残留熱除去系の故障に対するイベントツリー
- 第3.1.2.4-1(b)図 外部電源喪失に対するイベントツリー
- 第3.1.2.4-1(c)図 原子炉冷却材の流出に対するイベントツリー
- 第3.1.2.6-1 図 共通要因故障同定のフロー
- 第3.1.2.8-1 図 一日当たりの炉心損傷頻度の変化
- 第3.1.2.8-2図 起因事象別の全炉心損傷頻度への寄与割合
- 第3.1.2.8-3 図 POS別の全炉心損傷頻度への寄与割合
- 第3.1.2.8-4 図 事故シーケンスグループ別の全炉心損傷頻度の寄与割合
- 第 3.1.2.8-5 図 重要度解析結果
- 第3.1.2.8-6 図 感度解析とベースケースの比較結果

別添 3.1.2-1 内部事象停止時レベル1 P R A イベントツリー集

3.1.2 停止時PRA

停止時 P R A は一般社団法人日本原子力学会が発行した「原子力 発電所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」に基づいて評価を実施した。評価フロー 図を第 3.1.2-1 図に示す。

- 3.1.2.1 対象プラント
 - (1) 対象とするプラントの説明
 - a. 東海第二発電所の概要
 - ・出力 熱出力 3,293MW
 - 電気出力 1,100MW
 - ・プラント型式 沸騰水型軽水炉(BWR-5)
 - ・格納容器型式 圧力抑制形(Mark-Ⅱ)
 - b. PRAにおいて考慮する緩和設備(系統)の概要

PRAにおいて考慮する緩和設備(系統)を第 3.1.2.1-1 表に示す。また、東海第二発電所の系統構成の概要を第 3.1.2.1-1
図に、各系統設備概要を第 3.1.2.1-2 表に示す(別紙 3.1.2.1-1)。
(a) 原子炉停止機能に関する系統

プラント停止時には,試験時や点検時を除き原則として制 御棒(CR)が挿入状態にあり,また反応度投入事象を起因 事象から除外したことから,原子炉停止機能に関する系統は 考慮しない。

(b) 炉心冷却機能に関する系統

プラント停止時には,残留熱除去系(RHR)等により原 子炉の崩壊熱を除去する。異常時にあっては,非常用炉心冷 却系(ECCS)の注水機能等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(A DS)は、原子炉が低圧状態であることから、これらの系統 は考慮しない。

i) 残留熱除去系(RHR)(原子炉停止時冷却モード)

(第 3.1.1.1-7 図)

原子炉停止時冷却モードはRHRの1つの機能であり, 原子炉停止後の崩壊熱を原子炉から除去する。原子炉停止 時冷却モードは,原子炉冷却材を原子炉再循環ポンプ入口 側からRHRポンプ及び熱交換器を経由させ,原子炉再循 環ポンプ出口側に戻し,炉心を冷却する。

ii) 非常用炉心冷却系(ECCS)

プラント停止時には、ECCSとして高圧炉心スプレイ 系(HPCS)(第3.1.1.1-4図),低圧炉心スプレイ系(L PCS)(第3.1.1.1-6図)及び低圧注水系(LPCI)(第 3.1.1.1-7図)に期待できる。ただし、プラント停止時には、 自動起動信号に期待せず手動操作にて起動し、原子炉へ注 水する。なお、系統構成等については、運転時と同じであ る。

iii) 復水移送系(CST)

C S T は, プラント停止時に通常使用する系統であり,

ECCS水張りライン等から原子炉への注水が可能である。(c) 安全機能のサポートに関する機能

事故時に基本的な安全機能を果たす系統をサポートする系統である。本PRAでは、サポート系として補機冷却系と電源系を考慮している。なお、本PRAでは、タイラインによ 3.1.2-2 るサポート系の融通については期待していない。非常用補機 冷却系の系統概要図を第 3.1.1.1-9 図に示す。また,所内単 線結線図を第 3.1.1.1-10 図に,電源系統の概要図を第 3.1.1.1-11 図に示す。

i) 残留熱除去系海水系(RHRS)

RHRSは、LPCS及びRHRの補機に直接海水を供給することで、これらを冷却する。

ii) 非常用ディーゼル発電機海水系 (DGSW)

DGSWは, DG-2C/2Dの補機に直接海水を供給 することで, これらを冷却する。

 iii) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系(HPCS - DGSW)

HPCS-DGSWは, HPCS及びHPCS-DGの 補機に直接海水を供給することで, これらを冷却する。

iv) 電源系

プラント停止中は,起動変圧器から外部電源を受電する。 外部電源(275kV系)喪失時,非常用母線2D及びHPCS 母線は予備変圧器(154kV系)からの受電に切り替わる。な お,非常用母線2Cは後述のDG-2Cからの受電が優先 されるため,必要に応じ,手動操作にて予備変圧器からの 受電に切り替える。常用母線から非常用母線への給電がな い場合には,非常用母線の電圧低下を検知してDG-2C /2D及びHPCS-DGが自動起動し,非常用母線を介 して非常用機器に給電する。

直流電源系は、125V、250V、24V系に分離され、それぞれ

充電器,予備充電器及び蓄電池を備えている。本PRAに おいて考慮している125V系は,A系,B系及びHPCS系 があり,遮断器の開閉に必要な制御電源の供給やDGの起 動等にも用いられる。

- (2) 停止時のプラント状態の推移
 - a. 評価対象期間

原子炉停止過程においては、CR全挿入後に復水器真空破壊 が行われ、この時点で給復水系が使用できなくなる等、設備構 成が大きく変化する。一方、原子炉起動過程におけるCR引抜 開始の直前に復水器の真空度が上昇し、出力運転時とほぼ同等 の設備構成となる。以上のことから、停止時PRAの評価対象 期間は、図に示すように、原子炉停止過程における「復水器真 空破壊」の時点から原子炉起動過程における「CR引抜開始」 の時点までとする。



b. 停止時のプラント状態の推移

プラント停止中は、プラントの状態の変化に伴って、崩壊熱 除去等に対する成功基準、余裕時間、及び使用可能な設備の組 み合わせが変化するため、停止時PRAにおいては、このよう なプラント状態(POS: Plant Operational State)を適切に 分類して評価を行う必要がある。BWRプラントの代表的なP 3.1.2-4 OSの推移は、上述の観点から第 3.1.2.1-2 図に示すとおり、 次の 5 つに大きく分類できる。

- (a) 原子炉冷温停止への移行状態
- (b) PCV/原子炉圧力容器(RPV)開放への移行状態
- (c) 原子炉ウェル満水状態
- (d) PCV/RPV閉鎖への移行状態
- (e) 起動準備状態

各POSの考え方を以下に示す。

(a) 原子炉冷温停止への移行状態(POS-S)

通常のプラント停止では、RHRの原子炉停止時冷却モー ドで除熱可能な圧力に減圧するまでは、主蒸気系を介して、 復水器により原子炉は除熱される。RHRの原子炉停止時冷 却モード運転による除熱を開始した後、復水器の真空を破壊 し、復水器による除熱を停止する。プラント停止直後は崩壊 熱が大きく、原子炉冷却材インベントリも運転中と変わらな い。この期間は、運転中のRHR1系統のほかに、残りのRH R1系統が待機状態にある。復水器真空破壊から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。

(b) PCV/RPV開放への移行状態(POS-A)

RPVの開放開始から原子炉ウェル水張りまでの期間は, 崩壊熱がまだ比較的高く,原子炉冷却材インベントリも運転 中と大きく変わらない。この期間中は,運転中のRHR1系統 のほかに,残りのRHR1系統が待機状態にある。RPV開放 工程開始から原子炉ウェル水張り完了までの期間を「PCV

/ R P V 開放への移行状態」として分類する。

(c) 原子炉ウェル満水状態(POS-B)

RPV開放完了から原子炉ウェル水抜き開始までの期間は, 原子炉ウェルが満水の状態にある。この期間は,原子炉冷却 材インベントリが多く,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。

(d) PCV/RPV閉鎖への移行状態(POS-C)

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, 系統の保守点検は継続中であるが,原子炉冷却材インベント リは運転中とほぼ同じである。しかし,崩壊熱は,プラント 停止直後の約 1/10 程度に低下している。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を「PCV/RPV復 旧への移行状態」として分類する。

(e) 起動準備状態(POS-D)

PCV/RPV復旧が終了後,プラントの再起動までに系 統の機能確認等の起動準備が実施される。この期間中は,系 統の保守点検が終了しており,緩和系統の多くが待機状態と なっている。PCV/RPV復旧終了からCR引抜開始まで 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
 - a. 評価対象工程の選定

評価対象とする定期検査工程は,過去の運転実績を代表する ものとする必要があるため,過去の定期検査のうち,以下の観 点に基づいて選定した。

- ・通常の定期検査で実施される作業が含まれる標準的な定期 検査を選定する。
- ・大規模な工事やトラブル等による点検工程を含まない定期 検査を選定する。
- ・平成13年1月の保安規定全面改正以降の定期検査を選定する。

東海第二発電所の平成13年1月の保安規定全面改正以降の定 期検査の実績概要を第3.1.2.1-3表に示す。抽出の結果,特殊 工程が含まれていない標準的な定期検査工程である第19回定期 検査を選定した(別紙3.1.2.1-2,別紙3.1.2.1-3)。

b. プラント状態分類

上記a. で選定した評価対象工程について,「(2) 停止時のプ ラント状態の推移」に基づきPOSを分類した。また,定期検 査工程の進捗に伴う使用可能な緩和設備の組合せの変化を考慮 し,POS-B及びPOS-Cを,それぞれPOS-B1~B6 及びPOS-C1,C2 に細分化した。POSの分類結果を第 3.1.2.1-3 図に示す(別紙 3.1.2.1-4)。 3.1.2.2 起因事象

炉心損傷へ至る可能性のある事象を選定し,その発生頻度を評価した。

(1) 起因事象の選定

本プラントに適用する起因事象について,以下の手法により,検 討し選定を行った。

a. マスターロジックダイヤグラムに基づく分析

発生する可能性のある起因事象を網羅的に同定するため、マス ターロジックダイヤグラムを用いて分析・抽出を行った。抽出結 果については第3.1.2.2-1図に示す。

炉心損傷に至る可能性のある異常事象の要因は、大別して「燃料の熱的損傷」及び「燃料の機械的損傷」が考えられる。このうち、「燃料の熱的損傷」に至る要因としては、「燃料の過出力」及び「燃料の冷却不良」が考えられる。また、「燃料の冷却不良」は、「崩壊熱除去失敗」に起因した冷却材蒸発による燃料の露出及び「原子炉冷却材の流出」による燃料の露出が考えられる。

(a) 崩壞熱除去失敗

崩壊熱除去失敗に係る起因事象として、「残留熱除去系の故障」及び「外部電源喪失」を選定した。なお、「残留熱除去系の故障」としては、フロントライン系の故障による「RHR喪失」 及びRHRのサポート系であるRHRSの故障による「RHR S喪失」を起因事象として選定した。

(b) 原子炉冷却材の流出

原子炉冷却材の流出に係る起因事象は,運転操作や保守点検 の作業中に発生する操作ミス等の人的過誤に起因する原子炉冷

却材の流出事象と、配管や機器の破損等に起因する原子炉冷却 材の流出事象がある。配管や機器の破損等に起因する原子炉冷 却材の流出事象として「インターフェイスシステムLOCA」 及び「配管破断LOCA」が考えられるが、これらの事象につ いては後述する理由により評価対象から除外したため、停止時 PRAにおける原子炉冷却材の流出事象として、運転操作や保 守点検の作業中の人的過誤に起因する事象を対象とした。

停止中の作業を調査した結果,運転操作中の人的過誤に起因 する原子炉冷却材の流出事象として,「RHR切替時のLOC A」及び「CUWブロー(原子炉冷却材浄化系による原子炉水 位の下降操作)時のLOCA」を,保守点検中の人的過誤に起 因する原子炉冷却材の流出事象として,「制御棒駆動機構(CR D)点検時のLOCA」及び「局部出力領域計装(LPRM) 点検時のLOCA」を起因事象として選定した。

(c) 燃料の機械的損傷及び燃料の過出力

燃料の機械的損傷として「燃料集合体の落下事象」及び燃料 の過出力として「反応度投入事象」が考えられるが,後述する 理由により評価対象から除外した。

b. 原子力施設運転管理年報等による,本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

本プラント及び他の国内原子炉のトラブル事例について,原子 炉施設運転管理年報等により調査を行い,選定したいずれかの起 因事象に含まれることを確認している。

c. 国内外での既往のPRAによる知見の活用

既往のPRAで選定された起因事象について調査を実施した。

調査結果を第3.1.2.2-1表に示す。

(2) 評価対象外とした起因事象

以下の事象は,発生頻度やプラントへの影響等の観点から,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。

a. インターフェイスシステムLOCA

この事象は, R P V に接続する配管の高圧設計部分と低圧設計 部分のインターフェイスにおいて、隔離機能が喪失することによ って,低圧設計部分に設計圧を超える圧力がかかり機器破損を引 き起こし, 原子炉冷却材が P C V 外に流出する事象である。停止 時PRAの評価対象期間においては、長時間にわたりRPVが開 放されている。また,RPVが開放されていない期間においても, 原子炉冷却材圧力バウンダリ漏えい検査時を除いて、原子炉圧力 が高圧になることはなく、インターフェイスシステムLOCAが 発生する確率は通常運転時と比べ非常に小さい。検査時には、原 子炉圧力を通常運転圧力以上まで上昇させてこれを保持する。検 査の性質上, 原子炉冷却材バウンダリを構成する隔離弁を閉鎖し 加圧すること、また、その場合、隔離弁の多重故障を伴わないと 発生しないインターフェイスシステムLOCAが発生する確率は 非常に小さい。さらに、検査において原子炉が高圧に保持される 時間は数時間程度と短い。以上を考慮し、本事象は対象外とした。 b. 配管破断LOCA

停止時PRAの評価対象期間においては,長時間にわたりRP Vが開放されている。また, RPVが開放されていない期間にお いても,原子炉冷却材圧力バウンダリ漏えい検査時を除いて,原 子炉圧力が高圧になることはなく,原子炉冷却材圧力バウンダリ 3.1.2-10 配管は出力運転時の圧力等も考慮した設計であることから,原子 炉圧力が低い状態で配管が破断する確率は十分小さい。検査時に は,原子炉圧力を通常運転圧力以上まで上昇させてこれを保持す るが,原子炉が高圧に保持される時間は数時間程度と短い。以上 を考慮し,本事象は対象外とした。

c. 燃料集合体の落下事象

燃料取扱機器は,燃料集合体の総重量を十分に上回る強度に設 計しており,さらに,燃料取替作業中の燃料集合体落下防止対策 として,燃料つかみ機のワイヤの2重化を行っている。燃料つか み機は空気作動式であり,作動空気が供給されなければ燃料集合 体を外せないフェイル・セーフ設計になっている。こうした設計 上の配慮から,燃料取替中に燃料集合体が落下する確率は非常に 小さいと考えられる。

また,設置変更許可申請書添付書類十の事故解析において,燃料集合体の落下事象について評価が行われており,燃料取替作業中に,燃料集合体(1体)が炉心上に落下することが仮定されているが,破損した燃料棒から放出される核分裂生成物による外部への影響は,小さいものとなっている。以上を考慮し,本事象は対象外とした。

d. 反応度投入事象

プラント停止時には試験時や点検時を除き,原則として制御棒 が挿入されており,制御棒又は燃料に係る作業等においては,複 数の人的過誤又は機器故障が重畳しない限り反応度が投入される ことがないため,この事象が発生する可能性は十分に小さい。

また,万一反応度が投入される事象が発生した場合でも,作業 3.1.2-11 は制御棒又は燃料1体ごとに実施しており,影響は限定されるため,本事象は対象外とした。

また,近年,BWRにおいて停止中に制御棒が誤って引き抜け た事象が発生したが,本件への対応として,冷却水ヘッダ圧力上 昇時に制御棒駆動水ポンプを停止するインターロックの設置等に より,同様の事象発生は防止されている(別紙 3.1.2.2-1)。

e. RHR運転中のLOCA

本事象は、停止時冷却モードで運転中のRHRから、弁の故障 を要因として冷却材が流出する事象が考えられるが、人的過誤が 主な要因となるRHR切替時のLOCAと比較して、発生頻度は 十分小さくなる。また、RHR運転中のLOCAは、RHR切替 時のLOCAと同様に緩和設備の待機/待機除外状態によらず、 運転員の認知失敗が炉心損傷に至る主要な要因となるため、炉心 損傷頻度についてもRHR切替時のLOCAと比較して十分小さ い値となる。以上より、本事象は対象外とした(別紙 3.1.2.2-2)。

(3) 起因事象のグループ化

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際には, 事象シナリオの展開が類似しており,同一の緩和機能が必要とされる グループに分類する。つまり,同一グループについては必要とされる 緩和設備等が類似する起因事象であるため,同一のイベントツリー及 びフォールトツリーを用いることのできる起因事象をグループ化す ることとしている。

本 P R A で評価対象とした起因事象のうち, R H R S 喪失及び外部 電源喪失については, 従属性を有する起因事象であり, 他の起因事象

3. 1. 2-12

と同一のグループとしない。また,原子炉冷却材流出の各起因事象に ついても,必ずしも同じPOSで実施される作業ではないことから, 他の起因事象と同一のグループとしない。そのため,選定した起因事 象については,それぞれ単独で炉心損傷の評価を実施することとし, グループ化はしない。

以上により、本PRAで評価対象として選定した起因事象を第 3.1.2.2-2表に示す。

(4) 起因事象発生頻度の評価

選定した各起因事象の発生頻度を第3.1.2.2-3表に示す。また、P OS別の起因事象発生頻度を第3.1.2.2-4表に示す。各起因事象発生 頻度の評価方法は以下のとおり。

a. 残留熱除去系の故障の発生頻度

RHR喪失及びRHRS喪失の発生頻度は,利用可能な最新のデ ータである平成20年度(平成21年3月)末までの国内BWRプラン トの停止時運転実績から得られた起因事象の発生件数を総定期検 査日数で除して算出した。なお,RHRS喪失については,発生件 数がないため,発生件数を0.5件として算出した。

(a) RHR喪失の発生頻度

4/70822=5.6E-5/日

- RHR喪失の発生件数 :4件
- 総定期検査日数 : 70822日
- (b) RHRS喪失の発生頻度

 $0.5 \neq 70822 = 7.1E - 6 \neq \exists$

RHRS喪失の発生件数^{*}: 0.5件

総定期検査日数 : 70822日

3. 1. 2-13

※:発生経験がないため,発生件数を0.5件と仮定。

b. 外部電源喪失の発生頻度

外部電源喪失の発生頻度は、出力運転時と停止時に発生した3件 を暦年で除したものと、停止時特有(外部電源が1系列のみ利用可 能な状態)の外部電源喪失事象1件を総定期検査日数で除したもの を足し合わせて算出した。運転実績には、利用可能な最新のデータ である平成20年度(平成21年3月)末までの実績を用いている。

 $(3/706.1/365.25) + (1/70822) = 2.6E-5/ \exists$

外部電源喪失の発生件数	:3件
(停止時特有の事象を除く)	
外部電源喪失の発生件数	:1件
(停止時特有の事象)	
暦年	:706.1炉年
1年の平均日数	:365.25日
総定期検査日数	: 70822日

c. 原子炉冷却材の流出の発生頻度

原子炉冷却材の流出の起因事象発生頻度は,保守点検や運転操作 の作業中の人的過誤確率を人間信頼性解析により算出した(別紙 3.1.2.2-3,別紙3.1.2.2-4)。

(a) RHR切替時のLOCAの発生頻度

RHR切替時に,停止時冷却ライン調整弁の開操作失敗の人的 過誤によって,最低流量が確保されずミニフロー弁が開となり, LOCAが発生すると想定した。人的過誤確率を評価した結果, 発生頻度は2.9E-4/回となった。評価に用いた人的過誤確率を第 3.1.2.2-5表に示す

(b) CUWブロー時のLOCAの発生頻度

CUWによる原子炉水位の下降操作時に,CUWブロー弁の閉 め忘れの人的過誤により,LOCAが発生すると想定した。人的 過誤確率を評価した結果,発生頻度は1.3E-4/回となった。評価 に用いた人的過誤確率を第3.1.2.2-6表に示す。

(c) C R D 点検時の L O C A の 発生 頻度

原子炉ウェル満水時に実施されるCRDの点検作業における 人的過誤により、LOCAが発生すると想定した。原子炉冷却材 の流出が発生する可能性のある事象についてイベントツリーを 作成し評価した結果、CRD1本当たりの起因事象発生頻度は 1.1E-6/本となった。

(d) L P R M 点検時の L O C A の 発生 頻度

原子炉ウェル満水時に実施されるLPRMの点検作業におけ る人的過誤により、LOCAが発生すると想定した。原子炉冷却 材の流出が発生する可能性のある事象についてイベントツリー を作成し評価した結果、LPRM1本当たりの起因事象発生頻度 は5.4E-7/本となった。 3.1.2.3 成功基準

炉心損傷(燃料損傷)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,及びそれらの機能を達成するために必要な条 件を以下に定めた。

(1) 炉心損傷判定条件

炉心損傷の判定条件を次のとおり設定した。

- ・ 炉心燃料の有効燃料長頂部(TAF)が露出した状態(別紙
 3.1.2.3-1)
- (2) 起因事象ごとの成功基準の一覧表

各POSに対して想定した起因事象ごとに,炉心損傷防止に必要な緩和設備を設定した。設定した成功基準の一覧を第3.1.2.3-1 表に示す。また,RHRSの成功基準を第3.1.2.3-2表に,EC CSポンプ室等の空調機の成功基準を第3.1.2.3-3表に示す。

成功基準の設定に当たって使用した崩壊熱については、May-Wittの式を用いて評価した。なお、崩壊熱は時間とともに減少す るため、POS区間においても成功基準が変わることが考えられ るが、評価上は崩壊熱がそのPOS区間の初期で一定と仮定し、 成功基準を設定する。

a. 除熱機能に対する成功基準

除熱機能に対する各緩和設備の成功基準は,熱交換器の除熱 能力が崩壊熱量を上回ることとする。

除熱能力と崩壊熱量の評価結果を第 3.1.2.3-1 図に示す。評価結果より,全POSにわたり,RHR1系統にて,崩壊熱量を 上回る除熱能力がある。

b. 注水機能(残留熱除去系の故障時)に対する成功基準

残留熱除去系の故障時の注水機能に対する各緩和設備の成功 基準は,崩壊熱による蒸発量以上の注水能力を有することとす る。

注水機能による注水量と崩壊熱による蒸発量の評価結果を第 3.1.2.3-2 図に示す。評価結果より、全POSにわたり、LPC S、LPCI、HPCS及びCSTのいずれにおいても1系統 で、崩壊熱による蒸発量を上回る注水能力がある。

c. 注水機能(原子炉冷却材の流出時)に対する成功基準

原子炉冷却材の流出時の注水機能に対する各緩和設備の成功 基準は,原子炉冷却材の流出量以上の注水能力を有することと する。

LPCS, LPCI及びHPCSにて,全ての原子炉冷却材 の流出の起因事象に対して,流出量を上回る注水能力がある。 また,CSTにおいては,「CRD点検時のLOCA」の大規模 流出時以外の原子炉冷却材流出の起因事象に対して,流出量を 上回る注水能力がある。

- (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,起因事象ごとに各POSにおける余裕時間を以下のとおり評価した。評価に使用した冷却材の保有水量を第 3.1.2.3-3 図に示す。また,冷却材の初期水温は燃料交換作業や 原子炉周りの機器の保守が行える最高温度である 52℃と仮定した。

(a) 残留熱除去系の故障,外部電源喪失

原子炉水位がTAFに到達するまでに、除熱系緩和設備及

び注水系緩和設備の作動が必要となるため、TAFに到達す るまでの余裕時間を以下の式を使用して評価する。評価には 以下の式を使用した。各POSにおける余裕時間を第 3.1.2.3-4表に示す(別紙 3.1.2.3-2)。

なお,第3.1.2.3-4表に示すとおり,各POSにおける余 裕時間は最も短いPOS-Sでも4時間以上あり,TAFに 到達までに崩壊熱除去機能が喪失していることの認知に失敗 することは想定し難いため,本PRAでは認知失敗を考慮し ないこととする。

i) 冷却材温度が100℃に到達するまでの余裕時間

$$T_1 = \frac{\Delta T \times M_1 \times C}{Q}$$

T₁:冷却材温度が100℃に到達するまでの余裕時間(h)
 ΔT:差温(100℃-初期水温)(℃)

M₁ :保有水量 (m³)

C :比熱 (J/m³/℃)

Q :崩壊熱量 (J/h)

ii) 原子炉水位がTAFに到達するまでの余裕時間

$$\mathbf{T}_2 = \mathbf{T}_1 + \frac{\mathbf{M}_2 \times \mathbf{H}_{\mathrm{V}}}{\mathbf{Q}}$$

T₂: TAF 到達までの余裕時間(h)

 M_2 : TAFまでの水量 (m^3)

 H_v :蒸発潜熱(J/m³)

- Q :崩壞熱量 (J/h)
- (b) 原子炉冷却材の流出

3. 1. 2-18

原子炉冷却材の流出時の余裕時間は,原子炉水位が通常水 位の場合と原子炉ウェル満水の場合に分けて設定する(別紙 3.1.2.3-3)。

i) 通常水位の場合

通常水位の場合で考慮する原子炉冷却材の流出の起因事 象は「RHR切替時のLOCA」及び「CUWブロー時の LOCA」がある。事象発生後の緩和操作を遂行するまで の余裕時間として,流出量とTAFまでの保有水量から 3 時間と設定した。

ii) 原子炉ウェル満水の場合

原子炉ウェル満水の場合で考慮する原子炉冷却材の流出 の起因事象は「CRD点検時のLOCA」、「LPRM点検 時のLOCA」及び「RHR切替時のLOCA」がある。 CRD点検及びLPRM点検は現場作業に伴う人的過誤で 発生する事象であるため作業員が必ず気づくことを考慮し、 本PRAでは認知失敗を考慮しないこととする。また、原 子炉ウェル満水時のRHR切替時のLOCAは、TAF到 達までに冷却材の流出を認知するには十分な時間があり、 認知に失敗することは想定し難いため、本PRAでは認知 失敗を考慮しないこととする。

b. 使命時間

緩和設備が要求される安全機能を果たすために必要な運転時間である使命時間については,以下の観点から24時間を適用している。

 24 時間あれば、プラントを安定した状態に移行させるこ 3.1.2-19 とが可能であり,機能喪失した設備の復旧や追加の運転員 操作に期待できる。

(4) 熱水力解析等の解析結果,及び解析コードの検証性 本評価において,熱水力解析等は実施していない。 3.1.2.4 事故シーケンス

事故シーケンスとは、炉心損傷等に至るまでの,起因事象の発生 及び各種安全機能喪失の組合せのことである。また、炉心損傷に至 る事故シーケンスを網羅的に展開するための体系的な分析と定量化 が可能である手法として、イベントツリー法を用いる。

(1) イベントツリー

各起因事象に対して, 炉心損傷を防止するために必要な緩和設 備又は緩和操作を検討し, 炉心損傷に至る事故シーケンスを展開 した。また,展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷状態 又は成功状態のいずれかに分類した。

各起因事象のイベントツリーの概要を第3.1.2.4-1(a)図~第 3.1.2.4-1(c)図に示す。

(2) 事故シーケンスの分類

事故シーケンスの最終状態については, 炉心損傷に至る主な要 因の観点から区別するために以下の事故シーケンスに分類してい る。

- a. 崩壞熱除去機能喪失
 - ・起因事象「残留熱除去系の故障」に対して,崩壊熱除去・炉
 心冷却に失敗し炉心損傷に至る事故シーケンス
 - ・起因事象「外部電源喪失」に対して、非常用DGによる交流 電源の確保に成功したが、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し炉 心損傷に至る事故シーケンス
- b. 全交流動力電源喪失

本 P R A では、区分 I 及び区分 II の非常用 D G による交流電 源の確保に失敗した場合を全交流動力電源喪失と定義している。

3. 1. 2-21

- ・起因事象「外部電源喪失」に対して、非常用DGによる交流 電源の確保に失敗し、後段のHPCSによる崩壊熱除去・炉 心冷却にも失敗することで炉心損傷に至る事故シーケンス
- ・起因事象「外部電源喪失」に対して、直流電源の確保に失敗し、後段のHPCSによる崩壊熱除去・炉心冷却にも失敗することで炉心損傷に至る事故シーケンス
- c. 原子炉冷却材の流出
 - ・起因事象「原子炉冷却材の流出」に対して,崩壊熱除去・炉
 心冷却に失敗し炉心損傷に至る事故シーケンス

3.1.2.5 システム信頼性

イベントツリーの定量化においては,展開したイベントツリーの 各分岐に対して成功・失敗確率を決めるため,システム信頼性解析 を実施する必要がある。この各分岐のシステム信頼性解析にはフォ ールトツリー法を用いた。本評価では,イベントツリーのヘディン グに対応する緩和設備について,その機能遂行に必要なサポート系 を含めたフォールトツリーを作成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

評価対象とした主要な緩和設備の一覧を以下に示す。それぞれ の緩和設備ごとに概要,機能,系統図,必要とするサポート系, 試験及びシステム信頼性解析上の主要な仮定を整理した。また, フロントライン系とサポート系の依存性を第3.1.2.5-1表に,サポ ート系同士の依存性を第3.1.2.5-2表に示す。システム間従属性は, イベントツリー,フォールトツリー及び両者の組合せによってモ デル化した。

<除熱機能>

•残留熱除去系(RHR)

<注水機能>

- ・高圧炉心スプレイ系(HPCS)
- ・低圧炉心スプレイ系(LPCS)
- ・低圧注水系(LPCI)
- ・復水移送系(CST)

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, 余裕時間が運転中に比べ長くなる等の停止時特有の特徴を考慮し,

システム信頼性評価においては下記の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等により期待できない ことも考えられるため、ポンプや電動弁等については、自動起 動信号はモデル化せず、手動操作のみモデル化する。なお、待 機中の非常用DG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、自動起動信号及び手動操作を モデル化する。

b. ポンプ室空調機, DG室空調機

運転時と同様にポンプ室空調機及びDG室空調機をモデル化 する。

c. 現場操作

電動弁や手動弁の現場での手動開閉操作には期待できないこ ととし、モデル化していない。

d. メンテナンス

停止時 P R A では,機器の待機除外状態はプラント状態分類 の中で直接考慮しているため,メンテナンスはモデル化してい ない。

(2) システム信頼性評価手法

システム信頼性解析では、フロントライン系と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(1)に示した緩和設備についてフォールトツリーを作成し,

定量化を実施した。

(3) システム信頼性評価の結果

各緩和設備の代表的なフォールトツリーの評価結果を第 3.1.2.5-3表に示す。また、起因事象「残留熱除去系の故障」にお ける各緩和設備の主要なミニマルカットセットを第3.1.2.5-4(a) 表~第3.1.2.5-4(i)表に示す(別紙3.1.2.5-1)。

(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 停止時PRAの評価に当たって、システム信頼性評価を実施せ ずに設定した非信頼度はない。 3.1.2.6 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,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,共通要因故障, 試験による待機除外,保守作業による待機除外,人的過誤(3.1.2.7 項)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

機器故障率は、原則として、NUCIAで公開されている国内 プラントの故障実績(1982年度~2002年度21ヵ年49基データ)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)」(以下「21ヵ年データ」という。)に 記載されているデータを使用する。また、NUCIAで公開され ている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率 論的安全評価用の機器故障率の算出(1982年度~1997年度16ヵ年 49基データ改訂版)(平成13年2月),電中研報告P00001,(財) 電力中央研究所」で定義した機器バウンダリに従っている。

なお、21ヵ年データに記載のない機器の故障率については、類 似性を考慮した工学的判断に基づき、21ヵ年データに記載された 他の機器の故障率を使用した。

上記の機器故障率を使用して以下の評価式により基事象発生確 率を算出した。

状態変更失敗確率

 $Q = Q_{d}$

Q₄:デマンド故障率

又は

 $Q = \lambda_s \times T_s / 2$

- λ : 起動(又は状態変更)失敗率(/時間)
- T。: 平均試験間隔(時間)
- 機能維持失敗確率

 $Q = \lambda_r \times T_m$

λ_r:機能維持失敗率(/時間)

- T_m:使命時間(時間)
- (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、故障した機器や外部電源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

本評価では,機器の待機除外状態は POS分類の中で直接考慮 しているため使用しない。

(5) 共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ

同一又は異なるシステムにおいて多重性を持たせるために用い られる機器については,共通要因故障を考慮する。共通要因故障 を考慮する機器と故障モードの同定フロー図を第3.1.2.6-1図に 示す。フロー図に従い,以下の3つの条件を同時に満たす場合に, 共通要因故障を考慮した。

- a. 冗長の機能を有する同種機器
- b. 起因事象発生前の運転状態が同一

c. 同一故障モード

動的機器と静的機器及びそれらの故障モードによって、共通要
因故障の起こりやすさの程度は異なると考えられる。動的機器の 動的故障モードについては,共通要因故障が発生する可能性が比 較的高いと考えられることから,上記条件を満たすものに対して は共通要因故障を考慮している。また,動的機器の静的故障モー ド及び静的機器の各故障モードについては,全炉心損傷頻度への 影響が大きいと想定されるものに対して共通要因故障を考慮した。 フロー図に従って同定した共通要因故障の対象機器と故障モード を第3.1.2.6-1表及び第3.1.2.6-2表に示す。

なお、本評価では、MGL (Multiple Greek Letter)法を用い て共通要因故障を考慮した。共通要因故障パラメータとしては、 米国で公開され、あるいはPRAでの使用実績がある文献等から、 妥当と考えられるβ、γファクタを使用した。本評価で使用した 共通要因故障パラメータの一覧を第3.1.2.6-3表に示す。 3.1.2.7 人的過誤

人的過誤は人間信頼性解析により評価する。人間信頼性解析とは, 炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間行動(タスク)に対し て,起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功又は失敗の確 率を評価するものである。

本作業では,起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象 として,それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し,そ の発生確率を算出した。

(1) 評価対象とした人的過誤及び評価結果

人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック(NURE G/CR-1278)のTHERP手法(Technique for Human Error Rate Prediction)を使用して評価した。なお、本評価では 過誤回復として、評価対象となる人的過誤の特徴を考慮し、他の 運転員によるバックアップをモデル化している。本評価で同定し た人的過誤及び過誤確率の評価結果を第3.1.2.7-1表に示す(別紙 3.1.2.7-1)。

a. 起因事象発生前の人的過誤

起因事象発生前に考慮すべき人的過誤として,試験・保守作業の終了後,対象系統あるいは機器の通常状態への復旧忘れを 考慮した。具体的には,手動弁の開閉忘れ等を評価した(別紙 3.1.2.7-2)。

b. 起因事象発生後の人的過誤

起因事象発生後の人的過誤としては,非常時運転手順書や事 象発生時に必要とされる緩和設備を調査・分析することにより, 運転員によって行われる緩和操作を同定している。具体的には,

3.1.2-29

起因事象発生後の各人的過誤の評価に対して,認知失敗と操作 失敗に分けて評価している。

(a) 認知失敗

認知失敗では,警報等により異常を検知して適切な運転手 順を選択することに失敗することをモデル化する。認知失敗 確率は,THERP手法に基づき,時間信頼性曲線を用いて おり,対象とする人的過誤の特徴を考慮したストレスレベル 等の補正係数を乗じて算出している。なお,時間信頼性曲線 を用いる際に必要な余裕時間は,3.1.2.3項で設定した余裕時 間を用いる。ただし,残留熱除去系の故障及び外部電源喪失 が発生した場合の認知失敗については,TAFが露出するま での時間を考慮し,認知失敗は考慮しない(別紙3.1.2.7-3)。

(b) 操作失敗

操作失敗では,認知成功後の対応操作に失敗することをモ デル化する。操作失敗確率は,THERP手法に基づき,運 転員のストレスレベルや操作の複雑性を考慮して算出する。 3.1.2.8 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 頻度を算出するとともに,主要な結果を分析した。停止時PRAに おける炉心損傷頻度は,分類された各POSの炉心損傷頻度を合算 することによって1回の停止当たりの炉心損傷頻度を算出しており その単位は「(/定期検査)」となる。また,POS当たりの炉心損 傷頻度の単位は「(/POS)」とする。

(1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

本評価では、計算コードSafety Watcherを用いて、フォールト ツリー結合法により事故シーケンスを定量化し、炉心損傷頻度を 算出した。

(2) 炉心損傷頻度(点推定值)

事故シーケンスの定量化を行った結果,全炉心損傷頻度は約 4.7E-6/定期検査となった。起因事象別及びPOS別の炉心損傷 頻度の内訳を第3.1.2.8-1表に,事故シーケンスグループ別の炉心 損傷頻度の内訳を第3.1.2.8-2表に,一日当たりの炉心損傷頻度の 変化を第3.1.2.8-1図に示す。また,起因事象別の炉心損傷頻度へ の寄与割合について第3.1.2.8-2図に,POS別の炉心損傷頻度へ の寄与割合について第3.1.2.8-3図に,事故シーケンスグループ別 の炉心損傷頻度への寄与割合について第3.1.2.8-4図に示す。

事故シーケンスグループに対する分析結果について第 3.1.2.8-3表に示す。

a. 評価結果の分析

起因事象別の炉心損傷頻度は,外部電源喪失の寄与割合が約 76.0%と最も大きく,次いで残留熱除去系の故障の寄与割合が

3.1.2-31

約24.0%と大きくなった。また、POS別の炉心損傷頻度は、 POS-B3が60.6%と最も寄与割合が大きく、次いでPOS -B1が21.8%、POS-B2が16.4%となった。また、事故 シーケンスグループ別の炉心損傷頻度は、全交流動力電源喪失 が約72.7%、崩壊熱除去機能喪失が約27.3%と寄与割合が大き くなった。POS-B1~B3の炉心損傷頻度が大きくなる理由 は以下のとおり。

【外部電源喪失】

POS-B1~B3 においては待機状態の非常用DGが 1 台のみであり,起因事象「外部電源喪失」発生後,待機状態 の非常DG1台が機能喪失した場合,全交流動力電源喪失と なるため。

【残留熱除去系の故障】

POS-B1~B3においては使用可能である除熱・注水設備がRHR1系統及びCST1系統のみであり,起因事象「残留熱除去系の故障」発生後,CSTが機能喪失した場合,崩 壊熱除去機能喪失となるため。

なお,特にPOS-B3の炉心損傷頻度の寄与割合が大きいのは, POSの日数が長いことによるものである。

(3) 重要度解析,不確実さ解析及び感度解析

a. 重要度解析

全 炉 心 損 傷 頻 度 へ の 寄 与 が 大 き い 因 子 を 分 析 す る た め, Fussell - Vesely (F V) 重 要 度 及 び Risk Achievement Worth (R A W) を評価した。それ ぞれの評価結果を第3.1.2.8-4表,第 3.1.2.8-5表及び第3.1.2.8-5図に示す。

3. 1. 2-32

FV重要度では,非常DG及びCSTに関する機器が上位を 占める結果となった。FV重要度において非常用DG及びCS Tに関する基事象が上位となったのは,上記(2)における評価結 果の分析と同じく,POS-B1~B3において,待機状態の非 常用DGが1台のみであること,及び残留熱除去系の故障が発生 した場合に,使用可能である除熱・注水設備がCST1系統のみ であることによる。

RAWの上位は軽油貯蔵タンク関連となっている。これは、 軽油貯蔵タンクがDG-2C, 2D, HPCS-DGそれぞれ のデイタンクへ燃料を供給する共通のタンクであること、また 軽油貯蔵タンクは静的機器であり信頼度が高いことによる。

b. 不確実さ解析

全炉心損傷頻度の 5%下限値,中央値,平均値,及び 95%上 限値を評価した。評価結果を第 3.1.2.8-6 表に示す。

全炉心損傷頻度の点推定値と平均値は概ね一致した。また, 全炉心損傷頻度のエラーファクタは約2.8となった。これは,各 パラメータの不確実さの影響により,95%上限値と5%下限値の 間に約8倍の不確実さ幅があることを意味する。

c. 感度解析

停止時PRAの炉心損傷頻度は,緩和設備(の保守点検に伴う待機除外の有無)に強く依存する。本PRAで評価対象とした第19回定期検査工程では,POS-B1~B3において待機状態の非常用DGが1台のみであること,及び残留熱除去系の故障が発生した場合に使用可能な除熱・注水設備がCST1系統のみであることにより,この期間の炉心損傷頻度が支配的となった。

3.1.2-33

しかしながら,現在の保安規定では,プラント停止期間中にお いて,2台以上の非常用発電設備が動作可能であることを運転上 の制限としていることから,POS-B1~B3の期間において 非常用DGが2台待機状態を仮定した場合の感度解析を実施し た。なお,非常用DG2台の待機に合わせ,除熱・注水設備とし てCST2系統が使用可能であると仮定した。感度解析の結果を 第3.1.2.8-7表に示す。また,ベースケースとの比較を第 3.1.2.8-6図に示す。

感度解析の結果,全炉心損傷頻度の値は約75%低減し,全炉 心損傷頻度に対する寄与が最も大きい起因事象が「外部電源喪 失」から「残留熱除去系の故障」に変わる結果となった。

	機能及び系統名*	系統の説明				
炉心	」冷却機能					
	残留熱除去系(RHR) (原子炉停止時冷却モード)	原子炉停止時冷却モードはRHRの機能の1つで あり,電動駆動のポンプを手動起動し,原子炉冷 却材中の保有熱を除去して原子炉の冷却を行う。				
	高圧炉心スプレイ系(HPCS)	電動駆動のポンプを手動起動し,高圧~低圧状態 の炉心に注水する。				
	低圧炉心スプレイ系(LPCS)	電動駆動のポンプを手動起動し,低圧状態の炉心 に注水する。				
	低圧注水系(LPCI) (残留熱除去系(RHR))	電動駆動のポンプを手動起動し,低圧状態の炉心 に注水する。				
	復水移送系(CST)	電動駆動のポンプを手動起動し、低圧状態の炉心 に注水する。				
安全	≧機能のサポート機能					
	 残留熱除去系海水系(RHRS) 非常用ディーゼル発電機海水系 (DGSW) 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電 機海水系 (HPCS-DGSW) 	直接海水を供給することで、各々の補機を冷却す る。 RHRS:LPCS,RHR DGSW:DG-2C/2D HPCS-DGSW:HPCS,HPCS-DG				
	非常用ディーゼル発電機(DG)	外部電源の喪失を受けて自動起動し,非常用機器 に給電する。				
	直流電源(DC)	DGの起動等に用いる。				

第3.1.2.1-1表 PRAで考慮する主な設備

※:外部電源が喪失した場合の復旧及び故障した機器の復旧は考慮していない

系統設備	概要
	電動ポンプ台数:3台,熱交換器台数:2台
	・ 原子炉停止時冷却モード :2 系統
残留熱除去糸(RHR)	 ・ 低圧注水系(LPCI) :3 系統
	ポンプ容量 : 約 1,690m ³ /h/台
	電動ポンプ台数:1台
高圧炉心スフレイ糸(HPCS)	ポンプ容量 : 約 1,440t/h
低圧にとっていくて(エカへの)	電動ポンプ台数:1台
	ポンプ容量 : 約 1,440t/h
海水极兴变(00万)	電動ポンプ:2台
復小杨达示(しち1)	ポンプ容量:約143m ³ /h/台
	電動ポンプ4台
	ポンプ容量:約886m ³ /h/台
	非常用ディーゼル発電機用:2台
非常用ディーゼル発電機海水系	ポンプ容量 : 約 273m ³ /h/台
(DGSW)	HPCSディーゼル発電機用:1台
	ポンプ容量 : 約 233m ³ /h
	非常用ディーゼル発電機台数:2台
北堂田ディーゼル登雷機(DG)	定格容量:約6,500KVA/台
	HPCSディーゼル発電機台数:1台
	定格容量:約3,500KVA
	所内蓄電池:2組
 直流電源(DC)	容量:A-約 3,500Ah,B-約 2,500Ah
	HPCS系用蓄電池:1組
	容量:約 900Ah

第 3.1.2.1-2 表 系統設備概要

		第3.1.2.1-3表	東海第二発電所の定	期検査の実績概要
定期検査	解列日~併列日	定期検査日数	燃料取出方法	備考 (大規模な工事やトラブル等)
第 18 回	H13. 3. 26∼ H13. 7. 23	119	全燃料取出	・中性子計測ハウジング取替
第 19 回	H14. 9. 16∼ H14. 12. 9	85	部分燃料取出	
第 20 回	H16. 2. 1∼ H16. 4. 26	86	全燃料取出	・ルースパーツ(HPCSデフレクタ)探査
第 21 回	H17. 4. 23∼ H17. 9. 30	161	全燃料取出	・原子炉再循環流量制御弁取替
第 22 回	H18. 11. 18∼ H. 19. 2. 12	87	全燃料取出	・炉内点検(ジェットポンプ流量計測管点検)
第 23 回	H20. 3. 18∼ H20. 7. 9	114	全燃料取出	 ・RPVバウンダリ弁点検(RPV水抜き) ・ECCSストレーナ改造
第 24 回	H21. 9. $7 \sim$ H22. 3. 31	206	全燃料取出	・原子炉再循環ポンプ分解点検

┗┛┛ :本評価において選定した定期検査工程

第 3.1.2.2-1	表 既往の停止時PRΑ	Aにおける起因事象との	比較
	Grand Gulf	TNEC ^{%2}	本言で任
	$(NUREG/CR-6143^{*1})$	CINC	全計価
RHR喪失	(C	C
(フロントライン紙)	\supset)	\supset
R H R S 喪失	(((
(サポート系)	\supset	\bigcirc	\bigcirc
外部電源喪失	0	0	0
配管破断LOCA	0	0	I
CUWブロー時のLOCA	I	I	0
RHR運転中のLOCA	0	0	I
RHR切替時のLOCA	0	0	0
C R D 点検時のL O C A	I		0
L P R M 点検時の L O C A			0
₩1 · NIIRFG/CR-6143 [Fvaluation	n of Dotantial Savara Acc	idants During Low Dowers	nd Shittdown Onerations

※1:NUKEG/CK-6143, |Evaluation of Potential Severe Accidents During Low Power and Shutdown Operations at Grand Gulf, Unit 1] 1994, ※2: P S A 評価手法の標準化に係る整備=停止時内的事象レベル1 P S A / 地震 P S A = 別冊1, 平成23年 1月 独立行政法人 原子力安全基盤機構

ź	起因事象	内容
残留熱除去	RHR喪失	RHRの弁やポンプの故障により運転中のR
系の故障		HRが機能喪失する事象
	RHRS喪失	RHRSの弁やポンプの故障により運転中の
		RHRSが機能喪失する事象
外部電源喪失	Ŕ	外部電源が喪失する事象
原子炉冷却	CUWブロー時の	原子炉水位の下降調整操作において,人的過誤
材の流出	LOCA	により原子炉冷却材が系統外に流出する事象
	RHR切替時の	RHRの系統切替え操作において,人的過誤に
	LOCA	より原子炉冷却材が系統外に流出する事象
	CRD点検時の	CRD点検作業時の人的過誤により原子炉冷
	LOCA	却材が系統外に流出する事象
		なお,CRD点検時のLOCAは流出規模に応
		じ、大規模流出と小規模流出に分類している
	LPRM点検時の	L P R M 点検作業時の人的過誤により原子炉
	LOCA	冷却材が系統外に流出する事象

第3.1.2.2-2表 停止時 PRAの評価対象とする起因事象

53.1.2.2-3 表 起		•) · RH) S 日数	・国内BW	· F O 3 L C 3 L) ・ 人間信頼性角	・ P O S ごとの)		
j 3. 1. 2.	調度		(⊣∕)	(Ⅲ∕)		(⊣∕)		(/回)	(一)	(/本)	(本/)
豣	発生		5.6E-05	7. 1E-06		2. 6E-05		2.9E-04	1. 3E-04	1. 1E-06	5.4E-07
	起因事象	熱除去機能喪失	RHR喪失	RHR S 喪失	電源喪失	外部電源喪失	炉冷却材の流出	RHR切替時のLOCA	CUWブロー時のLOCA	C R D 点検時のL O C A	LPRM点検時のLOCA

3.1.2-40

			第 3. 1. 2.	2-4 表 I	POS別の	起因事象。	発生頻度				
_	S	Y	B1	B2	B3	B4	B5	B6	C1	C 2	D
	1日間	2日間	5日間	3日間	14 日間	8日間	12 日間	13日間	8日間	9日間	7日間
RHR喪失	5. 6E-05	1. 1E-04	2.8E-04	1. 7E-04	7.9E-04	4. 5E-04	6. 8E-04	7. 3E-04	4. 5E-04	5. 1E-04	4. 0E-04
KHR S 喪失	7. 1E-06	1. 4E-05	3. 5E-05	2. 1E-05	9. 9E-05	5.6E-05	8. 5E-05	9. 2E-05	5.6E-05	6.4E-05	4. 9E-05
卜部電源喪失	2. 6E–05	5. 2E-05	1. 3E-04	7. 7E-05	3. 6E-04	2. 1E-04	3. 1E-04	3. 3E-04	2. 1E-04	2. 3E-04	1.8E-04
HR切替時の LOCA				2. 9E-04			2. 9E-04			2. 9E-04	2.9E-04
JWブロー時の LOCA									1.3E-04		1.3E-04
R D 点検時の L O C A				2.9E-05 (27 本)							
、RM点検時の LOCA				5.4E-07 (1 本)							

-H-2/
₩
発
袰
₩
K
围
6
ΞĒ
Ś
\bigcirc
Ъ.

第3.1.2.2-5表 RHR切替時のLOCAの発生頻度

項目	中央値	平均值	ΕF	備考
 ①運転員の弁 開操作忘れ 	1.0E-3	1.25E-3	3	NUREG/CR-1278 Table20-7(1)
②管理者の開 操作チェッ ク失敗	1.45E-1	2.34E-1	5	NUREG/CR-1278 Table20-22(1) 低従属を考慮
		2.93E-4	10	

運転員の弁開操作忘れ

手順書(10項以下)中の1項目を省いてしまう人的過誤率 ②管理者の開操作チェック失敗

手順書を用いて行う慣例的な点検(作業)の作業ミスを発見し損なう 人的過誤率を用い,これに低従属を考慮し評価

第3.1.2.2-6表 CUWブロー時のLOCAの発生頻度

項目	中央値	平均值	ΕF	備考
 ①運転員の弁 閉操作忘れ 	1.0E-4	8.48E-4	30	NUREG/CR-1278 を基に 工学的判断により設定
 ②管理者の閉 操作チェッ ク失敗 	9.75E-2	1.57E-1	5	NUREG/CR-1278 Table20-22(3) 低従属を考慮
		1.33E-4	10	

①運転員の弁閉操作忘れ

高度な管理下で実施される作業として、NUREG/CR-1278を基に工学的 判断により設定

②管理者の閉操作チェック失敗

日常的なものではなく特に要求された点検(作業)の作業ミスを発見し損なう人的過誤率を用い、これに低従属を考慮し評価

	D	RHR-B HPCS LPCS LPCI-B LPCI-C CST-A CST-B	RHR-B HPCS LPCI-B LPCI-C CST-A CST-A CST-B	RHR-A RHR-B HPCS LPCS LPCI-A LPCI-A LPCI-B LPCI-B LPCI-B CST-A CST-B	HPCS LPCS LPCI-A LPCI-B LPCI-C CST-A CST-A	HPCS LPCS LPCI-A LPCI-B LPCI-B LPCI-C CST-A CST-B		
-	C 2	HPCS LPCS LPCI-C CST-A CST-A CST-B	HPCS LPCS CST-A CST-B CST-B	RHR-B LPCS LPCI-B LPCI-C CST-A CST-A CST-B	HPCS LPCS LPCI-B LPCI-C CST-A CST-A			
-	C 1	RHR-B HPCS LPCS LPCI-B LPCI-C CST-A CST-A	RHR-B HPCS LPCI-B LPCI-C CST-A CST-A CST-B	RHR-A RHR-B HPCS LPCS LPCI-A LPCI-A LPCI-B LPCI-B LPCI-B CST-A CST-B		HPCS LPCS LPCI-A LPCI-B LPCI-C CST-A CST-A		
入切産牛	B 6	RHR-B HPCS LPCS LPCI-B LPCI-C CST-A CST-A	RHR-B HPCS LPCI-B LPCI-C CST-A CST-A CST-B	RHR-A RHR-B HPCS LPCS LPCS LPCI-A LPCI-A LPCI-B LPCI-B LPCI-B CST-A CST-B				
「下」 こうこうご	B 5	HPCS LPCS CST-A CST-B CST-B	HPCS CST-A CST-B CST-B	RHR-A HPCS LPCS LPCI-A CST-A CST-B	HPCS LPCS LPCI-A CST-A CST-B			
レ / / ト //	B 4	RHR-A HPCS LPCS LPCI-A CST-A CST-A	RHR-A HPCS LPCS LPCI-A CST-A CST-A	RHR-A RHR-B HPCS LPCS LPCI-A LPCI-A LPCI-B CST-A CST-A				
「口学家文し	B 3	CST-B	CST-B	LPCI-B CST-B				
0-1 次 TK	B 2	C S T – A	CST-A	LPCI-B	LPCI-B CST-A		LPCI-B CST-A*	LPCI-B CST-A 年でまたい
开 0.1.2.	B 1	C S T – A	CST-A	RHR-A LPCI-A CST-A				輝パモミナは
	А	RHR-B HPCS LPCS LPCI-B CST-A CST-A CST-B	RHR-B HPCS LPC1-B CST-A CST-B CST-B	RHR-A RHR-B HPCS LPCS LPCS LPCI-A LPCI-A LPCI-B CST-A CST-B				った 大相橋流井
	S	RHR-B HPCS LPCS LPCI-B LPCI-B LPCI-C CST-A CST-A	RHR-B HPCS LPCI-B LPCI-C CST-A CST-A CST-B	RHR-A RHR-B HPCS LPCS LPCS LPCI-A LPCI-A LPCI-C CST-A CST-A CST-A				陸のLOCAの:
	POS 起因事象	RHR喪失	RHR S 喪失	外部電源 喪失	RHR 切替時の LOCA	C U W ブロー時の L O C A	CRD 点検時の LOCA	L P R M 点検時の L O C A ※・C R D 占権

第3.1.2.3-1 表 各起因事象及び各プラント状態における成功基準

3. 1. 2-43

 機器名
 RHRSの成功基準

 RHRS ポンプ
 1/2

 RHRS 熱交換器
 1/1

第3.1.2.3-2表 RHRS (A系, B系)の成功基準

第3.1.2.3-3表 空調機の成功基準

系統名	空調機の成功基準
H P C S	2/2
LPCS	1/1
RHR - A	1/1
RHR-B	1/1
RHR-C	1/1
DG – 2C	2/2
DG - 2D	2/2
HPCS-DG	2/2

17回支4		POS別の	余裕時間
起囚争家	POS	代表時間	(h)
	S	6時間後	4.1
	А	1日後	6.0
	В1	3日後	54.7
	B2	8日後	92.4
RHR喪失	B 3	11 日後	109.3
RHRS喪失	B4	25 日後	157.7
外部電源喪失	B 5	33日後	177.3
	B6	45 日後	203.0
	C 1	58 日後	37.6
	C 2	66日後	40.1
	D	75日後	42.8

第3.1.2.3-4表 POSごとの余裕時間(除熱機能及び注水機能)

ポート系の依存性
系とサ
ザイン
ノコント
-1 表
3. 1. 2. 5
箫

铳	CI CST	3 C A B	 	0			- 0			- 0					@				
フロントライン系 (従属故障の可能性のある系統	I Dec	LPUS A B	0	0		0			0		-	-	- - ©	о О		1			
	RHR	B BHCO	- ©	- О	0	- ©	- ©	0 -		0	0 -	0 -			0				
		A	医分1 ◎	区分II —	医分皿 —	区分 I ◎	区分II (◎	医分皿 —	RHRS-A ©	RHRS-B –	HPCS-DGSW —	HPCSポンプ室	LPCSポンプ室	LPCI-A(RHR-A)ポンプ室	LPCI-B(RHR-B)ポンプ室	LPCI-Cポンプ室	D6-2C室	DG-2D室	HPCS-DG室
				交流電源			直流電源		(+ 障 非常用補機 ポメ 冷却※		→ · 上 「	出()		[小過後		I	I

サポート系同士の依存性
第3.1.2.5-2 表

/	/											従属故	障の可能化	生のある系	統								
	/	/	残留熱 海7	探 去 杀 大 杀	事	常用交流電	源	非常,	用ディーセ 発電機	1	非常月 発電	ヨディーゼ 試験海水系	ź	重	流電源					間機			
		/	RH	IRS			王 〈 上		DG			DGSW			1 1 1	HI	CS LPC	LPCI-A	LPCI-B	LPCI-C	DG-2C	DG-2D	HPCS-DG
		/	A	В	⊠が I	ΣЙШ	Σtyπ.	2C	2D	HPCS	Α	В	HPCS	- 1 K√	сул I	な ポン	プ室 ポンフ	。室 ポンプ室	(KHK-B) (ポンプ室	ポンプ室	倒	室	承
	非常用	RHRS-A		Ι	Ι	Ι	I	I	I	I	T	I	T	I	1		© -	0	Ι	Ι	Ι	-	I
摧	捕機冷却系	RHRS-B		\square	I	I	I	I	1	I	1	I	I	I	1		1	I	0	0	I	Ι	I
		区分 I	0	Ι		I	I	I	I	I	0	I	I		I		© _	0	I	Ι	0	Ι	I
K1	非常用 交流電源	医分Ⅱ	I	0	I		I	I	I	I	I	0	I	I	\triangleleft		-	I	0	0	Ι	0	I
		医分Ⅲ	1	Ι	Ι	I		I	I	I	I	1	0	1		0	-	Ι	Ι	Ι	Ι	-	0
		D6-2C	0	Ι	0	Ι	Ι		I	I	I	I	I	I	I		-	Ι	Ι	-	Ι	—	I
		DG-2D	Ι	0	Ι	0	I			I	I	I	I	I	1		-	I	-	—	-	-	I
K)	交流電源	HPCS-DG	1	1		I	0	I			I	I	I	1	1		1	I	Ι	Ι	Ι	-	I
-	関連設備	DGSW-A		I	I	I	I	0	I				I					I	I	I	I	I	I
故		DGSW-B		I	I	I	I	I	0	I			I	I	1			I	I	I	I	Ι	I
障系站		HPCS- DGSW	I	I	Ι	I	I	I	I	0	I	1		I	1	-	-	I	Ι	Ι	Ι	Ι	Ι
い. 1919		区分I	0	I	I	I	I	0	I	I	I	I			I			I	Ι	-	Ι	—	I
	直流電源	医分Ⅱ	I	0	I	I	I	I	0	I	I	I	I				1	I	I	I	I	Ι	I
		区分Ⅲ	I	I	I	I	I	I	I	0	I	I	I	I	1		-	I	Ι	Ι	Ι	-	I
		HPCSポンプ室	Ι	Ι	Ι	Ι	I	I	I	I	I	I	I	I	1	-	-	Ι	Ι	_	Ι	—	Ι
		TbcSポンプ室	Ι	Ι	Ι	Ι	I	I		I	I		I				_		I	-	I	-	Ι
		LPCI-A(RHR-A)ポンプ室	Ι	Ι	I	Ι	I	I	I	I	I		I				-			_	I	Ι	Ι
	Abr all 166	LPCI-B(RHR-B)ポンプ室	Ι		I	I	I	I	I	I	I	I	I				-	I		_	Ι	-	I
	兌調(援	LPCIーCポンプ室	Ι	Ι	Ι	Ι	Ι	I	I	I	I		I			-	-	Ι	Ι		I	Ι	Ι
		DG-2C室	Ι	Ι	I	I	I	0	I	I	I	I	I	I	1		-	Ι	Ι	-		—	Ι
		DG-2D室	Ι	Ι	Ι	Ι	Ι	I	0	I	I		I				-		Ι	_	Ι		Ι
		HPCS-D6室	Ι	Ι	Ι	I	I	I	Ι	0	I	I	I	I	1		-	I	-	—	-	-	
	 © 0	系統の機能に必須であり、故障に 起因事象により必要になるケース	:より系統 があり, :	の機能喪失 事象によっ	ミとなる。 ・ては系統t	後能喪失と	たる。																
	 ⊲	故障により、冗長性のある機器等	約一部不見	動作となる	うため, 系	銃のモデル	で考慮す	2°															

の評価結果	(p/)[戽击]	外部電源喪失	9. 0E-03	2. 2E-03	2. 3E-03	2. 3E-03	2. 2E-03	1.8E-03	1.8E-03	6. 5E-03	6. 6E-03	
2.5-3 表 代表的なフォールトツリー0	非信頼度【	残留熱除去系の故障原子炉冷却材の流出	4. 1E-03	2. 0E-03	2. IE-03	2. IE-03	2. 1E-03	1. 8E-03	1.8E-03	5. 3E-03**	5. 4E-03**	待しない
第 3. 1.		ン人アム (米税)	HPCS	LPCS	L P C I – A	LPCI-B	LPCI-C	C S T – A	CST-B	RHR-A	RHR-B	※:起因事象「原子炉冷却材の流出」では期

	主要なミニマルカットセット	割合
1	HPCS原子炉水位制御操作失敗	約 34.0%
2	HPCSインジェクション弁手動操作失敗	約 10.5%
2	HPCSポンプ手動操作失敗	約 10.5%
4	HPCS-DGSW海水ストレーナ閉塞	約 3.2%
5	HPCS-DGSWポンプ起動失敗	約 2.5%
6	HPCSポンプ軸受シールクーラ海水入口弁1開け忘れ	約 1.6%
6	HPCSポンプ軸受シールクーラ海水入口弁2開け忘れ	約 1.6%
6	HPCSポンプ軸受シールクーラ海水出口弁開け忘れ	約 1.6%
6	HPCSポンプ室空調1冷却器入口弁開け忘れ	約 1.6%
6	HPCSポンプ室空調1冷却器出口弁開け忘れ	約 1.6%
6	HPCSポンプ室空調2冷却器入口弁開け忘れ	約 1.6%
6	HPCSポンプ室空調2冷却器出口弁開け忘れ	約 1.6%
6	HPCSポンプ/ポンプ室空調冷却器元弁開け忘れ	約 1.6%
6	HPCS-DGSWポンプ出口弁開け忘れ	約 1.6%
6	HPCS-DGSW放出ライン隔離弁開け忘れ	約 1.6%
6	HPCS-DGSW放出ライン排水弁(放水口B)開け忘れ	約 1.6%
6	HPCS-DGSW放出ライン排水弁(放水口C)開け忘れ	約 1.6%
6	HPCS-DGSWエンジンエアクーラ入口弁1開け忘れ	約 1.6%
6	HPCS-DGSWエンジンエアクーラ入口弁2開け忘れ	約 1.6%
6	HPCS-DGSW系統出口隔離弁開け忘れ	約 1.6%

第3.1.2.5-4(a)表 HPCSフォールトツリーの主要なミニマルカットセット

	主要なミニマルカットセット	割合
1	LPCSポンプ手動操作失敗	約 20.5%
1	LPCSインジェクション弁手動操作失敗	約 20.5%
3	RHRS-A海水ストレーナ閉塞	約 6.2%
4	LPCSポンプ軸受シールクーラ海水入口弁1開け忘れ	約 3.1%
4	LPCSポンプ軸受シールクーラ海水入口弁2開け忘れ	約 3.1%
4	LPCSポンプ軸受シールクーラ海水出口弁開け忘れ	約 3.1%
4	RHRS-A熱交換器入口弁開け忘れ	約 3.1%
4	RHRS-A熱交換器出口弁開け忘れ	約 3.1%
4	RHRS-A放出ライン隔離弁開け忘れ	約 3.1%
4	RHRS-A放出ライン排水弁(放水口B)開け忘れ	約 3.1%
4	LPCSポンプ室空調冷却器入口弁開け忘れ	約 3.1%
4	LPCSポンプ室空調冷却器出口弁開け忘れ	約 3.1%
13	LPCSポンプ起動失敗	約 2.2%
13	LPCSポンプ室空調ファン起動失敗	約 2.2%
15	LPCSインジェクション弁閉塞	約 2.0%
16	LPCS保修用隔離弁閉塞	約 1.8%
17	RHRS-A流量制御弁開失敗	約 1.4%
17	RHRS-A流量制御弁閉塞	約 1.4%
19	LPCSポンプ運転継続失敗	約 1.3%
20	LPCSポンプ室空調冷却器閉塞	約 1.2%

第3.1.2.5-4(b)表 LPCSフォールトツリーの主要なミニマルカットセット

	主要なミニマルカットセット	割合
1	RHR-Aポンプ手動操作失敗	約 19.7%
1	LPCI-Aインジェクション弁手動操作失敗	約 19.7%
3	RHRS-A海水ストレーナ閉塞	約 5.9%
4	RHRS-A熱交換器A入口弁開け忘れ	約 3.0%
4	RHRS-A熱交換器A出口弁開け忘れ	約 3.0%
4	RHRS-A放出ライン隔離弁開け忘れ	約 3.0%
4	RHRS-A放出ライン排水弁(放水口B)開け忘れ	約 3.0%
4	RHR-Aポンプ軸受シールクーラ海水入口弁1開け忘れ	約 3.0%
4	RHR-Aポンプ軸受シールクーラ海水入口弁2開け忘れ	約 3.0%
4	RHR-Aポンプ軸受シールクーラ海水出口弁開け忘れ	約 3.0%
4	RHR-Aポンプ出口手動弁開け忘れ	約 3.0%
4	RHR-Aポンプ室空調冷却器入口弁開け忘れ	約 3.0%
4	RHR-Aポンプ室空調冷却器出口弁開け忘れ	約 3.0%
14	RHR-Aポンプ起動失敗	約 2.1%
14	RHR-Aポンプ室空調ファン起動失敗	約 2.1%
16	RHR-Aインジェクション弁閉塞	約 1.9%
17	RHR-Aインジェクションライン手動弁閉塞	約 1.7%
18	RHRS-A流量制御弁開失敗	約1.3%
18	RHRS-A流量制御弁閉塞	約 1.3%
20	RHR-Aポンプ運転継続失敗	約 1.2%

第3.1.2.5-4(c)表 LPCI-Aフォールトツリーの主要なミニマルカットセット

	主要なミニマルカットセット	割合
1	RHR-Bポンプ手動操作失敗	約 19.7%
1	LPCI-Bインジェクション弁手動操作失敗	約 19.7%
3	RHRS-B海水ストレーナ閉塞	約 5.9%
4	RHRS-B熱交換器入口弁開け忘れ	約 3.0%
4	RHRS-B熱交換器出口弁開け忘れ	約 3.0%
4	RHRS-B放出ライン隔離弁開け忘れ	約 3.0%
4	RHRS-B放出ライン排水弁(放水口B)開け忘れ	約 3.0%
4	RHR-Bポンプ軸受シールクーラ海水入口弁1開け忘れ	約 3.0%
4	RHR-Bポンプ軸受シールクーラ海水入口弁2開け忘れ	約 3.0%
4	RHR-Bポンプ軸受シールクーラ海水出口弁開け忘れ	約 3.0%
4	RHR-Bポンプ出口手動弁開け忘れ	約 3.0%
4	RHR-Bポンプ室空調冷却器入口弁開け忘れ	約 3.0%
4	RHR-Bポンプ室空調冷却器出口弁開け忘れ	約 3.0%
14	RHR-Bポンプ起動失敗	約 2.1%
14	RHR-Bポンプ室空調ファン起動失敗	約 2.1%
16	RHR-Bインジェクション弁閉塞	約 1.9%
17	RHR-Bインジェクションライン手動弁閉塞	約 1.7%
18	RHRS-B流量制御弁開失敗	約 1.3%
18	RHRS-B流量制御弁閉塞	約1.3%
20	RHR-Bポンプ運転継続失敗	約 1.2%

第3.1.2.5-4(d)表 LPCI-Bフォールトツリーの主要なミニマルカットセット

	主要なミニマルカットセット	割合
1	RHR-Cポンプ手動操作失敗	約 19.7%
1	LPCI-Cインジェクション弁手動操作失敗	約 19.7%
3	RHRS-B海水ストレーナ閉塞	約 5.9%
4	RHRS-B熱交換器入口弁開け忘れ	約 3.0%
4	RHRS-B熱交換器出口弁開け忘れ	約 3.0%
4	RHRS-B放出ライン隔離弁開け忘れ	約 3.0%
4	RHRS-B放出ライン排水弁(放水口B)開け忘れ	約 3.0%
4	RHR-Cポンプ軸受シールクーラ海水入口弁1開け忘れ	約 3.0%
4	RHR-Cポンプ軸受シールクーラ海水入口弁2開け忘れ	約 3.0%
4	RHR-Cポンプ軸受シールクーラ海水出口弁開け忘れ	約 3.0%
4	RHR-Cポンプ出口手動弁開け忘れ	約 3.0%
4	RHR-Cポンプ室空調冷却器入口弁開け忘れ	約 3.0%
4	RHR-Cポンプ室空調冷却器出口開け忘れ	約 3.0%
14	RHR-Cポンプ起動失敗	約 2.1%
14	RHR-Cポンプ室空調ファン起動失敗	約 2.1%
16	RHR-Cインジェクション弁閉塞	約 1.9%
17	RHR-Cインジェクションライン手動弁閉塞	約 1.7%
18	RHRS-B流量制御弁開失敗	約 1.3%
18	RHRS-B流量制御弁閉塞	約 1.3%
20	RHR-Cポンプ運転継続失敗	約 1.2%

第3.1.2.5-4(e)表 LPCI-Cフォールトツリーの主要なミニマルカットセット

	主要なミニマルカットセット	割合
1	CST-Aポンプ手動操作失敗	約 23.5%
2	復水貯蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗	約 20.5%
2	復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	約 20.5%
4	CST-Aポンプ起動失敗	約 20.4%
5	CST-Aポンプ制御部故障	約 3.8%
6	CST-Aポンプ入口弁開け忘れ	約 3.6%
6	CST-Aポンプ出口弁開け忘れ	約 3.6%
8	CST-Aポンプ運転継続失敗	約 1.4%

第3.1.2.5-4(f)表 CST-Aフォールトツリーの主要なミニマルカットセット

第3.1.2.5-4(g)表 CST-Bフォールトツリーの主要なミニマルカットセット

-		
	主要なミニマルカットセット	割合
1	CST-Bポンプ手動操作失敗	約 23.5%
2	復水貯蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗	約 20.5%
2	復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	約 20.5%
4	CST-Bポンプ起動失敗	約 20.4%
5	CST-Bポンプ制御部故障	約 3.8%
6	CST-Bポンプロ弁開け忘れ	約 3.6%
6	CST-Bポンプ出口弁開け忘れ	約 3.6%
8	CST-Bポンプ運転継続失敗	約 1.4%

	主要なミニマルカットセット	割合
1	原子炉停止時冷却モードAライン調整弁手動操作失敗	約 8.3%
1	RHR-Aミニフローライン電動弁手動操作失敗	約 8.3%
1	RHR-Aポンプ入口弁(原子炉停止時冷却モード)手動操作失	約 8.3%
1	敗	
1	RHR-Aポンプ入口弁(サプレッション・プール)手動操作失	約 8.3%
1	敗	
1	RHR-Aポンプ手動操作失敗	約 8.3%
6	原子炉停止時冷却モードAライン調整弁開失敗	約 4.0%
6	原子炉停止時冷却モードAライン調整弁制御部故障	約 4.0%
6	RHR-Aポンプ入口弁(原子炉停止時冷却モード)開失敗	約 4.0%
6	RHR-Aポンプ入口弁(原子炉停止時冷却モード)制御部故障	約 4.0%
10	内側隔離弁(原子炉停止時冷却モード)隔離誤信号	約 3.5%
10	外側隔離弁(原子炉停止時冷却モード)隔離誤信号	約 3.5%
12	RHRS-A海水ストレーナ閉塞	約 2.5%
13	RHRS-A熱交換器A入口弁開け忘れ	約 1.3%
13	RHRS-A熱交換器A出口弁開け忘れ	約 1.3%
13	RHRS-A放出ライン隔離弁開け忘れ	約 1.3%
13	RHRS-A放出ライン排水弁(放水口B)開け忘れ	約 1.3%
13	RHR-Aポンプ軸受シールクーラ海水入口弁1開け忘れ	約 1.3%
13	RHR-Aポンプ軸受シールクーラ海水入口弁2開け忘れ	約 1.3%
13	RHR-Aポンプ軸受シールクーラ海水出口弁開け忘れ	約 1.3%
13	RHR-Aポンプ出口手動弁開け忘れ	約 1.3%
13	RHRーAポンプ室空調冷却器入口弁開け忘れ	約 1.3%
13	RHRーAポンプ室空調冷却器出口弁開け忘れ	約1.3%

第3.1.2.5-4(h)表 RHR-Aフォールトツリーの主要なミニマルカットセット

	主要なミニマルカットセット	割合
1	原子炉停止時冷却モードBライン調整弁手動操作失敗	約 8.3%
1	RHR-Bミニフローライン電動弁手動操作失敗	約 8.3%
1	RHR-Bポンプ入口弁(原子炉停止時冷却モード)手動操作失敗	約 8.3%
1	RHR-Bポンプ入口弁(サプレッション・プール)手動操作失敗	約 8.3%
1	RHR-Bポンプ手動操作失敗	約 8.3%
6	原子炉停止時冷却モードBライン調整弁開失敗	約4.0%
6	原子炉停止時冷却モードBライン調整弁制御部故障	約4.0%
6	RHR-Bポンプ入口弁(原子炉停止時冷却モード)開失敗	約4.0%
6	RHR-Bポンプ入口弁(原子炉停止時冷却モード)制御部故障	約4.0%
10	内側隔離弁(原子炉停止時冷却モード)隔離誤信号	約 3.5%
10	外側隔離弁(原子炉停止時冷却モード)隔離誤信号	約 3.5%
12	RHRS-B海水ストレーナ閉塞	約 2.5%
13	RHRS-B熱交換器入口弁開け忘れ	約 1.3%
13	RHRS-B熱交換器出口弁開け忘れ	約 1.3%
13	RHRS-B放出ライン隔離弁開け忘れ	約 1.3%
13	RHRS-B放出ライン排水弁(放水口B)開け忘れ	約 1.3%
13	RHR-Bポンプ軸受シールクーラ海水入口弁1開け忘れ	約 1.3%
13	RHR-Bポンプ軸受シールクーラ海水入口弁2開け忘れ	約 1.3%
13	RHR-Bポンプ軸受シールクーラ海水出口弁開け忘れ	約1.3%
13	RHR-Bポンプ出口手動弁開け忘れ	約 1.3%
13	RHR-Bポンプ室空調冷却器入口弁開け忘れ	約 1.3%
13	RHR-Bポンプ室空調冷却器出口弁開け忘れ	約 1.3%

第3.1.2.5-4(i)表 RHR-Bフォールトツリーの主要なミニマルカットセット

第3.1.2.6-1表 同一システム内で共通要因故障を考慮した機器及び故障モード

系統	機器タイプ	故障モード
	+2 > -2	起動失敗
RHRS		運転継続失敗
	逆止弁	開失敗
DG室空調	ダンパ	開失敗

第3.1.2.6-2表 システム間で共通要因故障を考慮した機器及び故障モード

系統	機器タイプ	故障モード
ECCS起動信号	検出器	作動失敗
(手動起動に必要な信号)	トリップユニット	作動失敗
CST = A / P	ポンプ	起動失敗 運転継続失敗
	弁 (手動弁は除く)	開失敗
	ポンプ	起動失敗 運転継続失敗
L P C I - A / B / C $(R H R - A / B)$	ファン	起動失敗 運転継続失敗
	弁(手動弁は除く)	開失敗 閉失敗
	ポンプ	起動失敗 運転継続失敗
RHRS-A/B	弁(手動弁は除く)	開失敗
	ストレーナ	閉塞(内部破損含む)
	非常用ディーゼル発電機	起動失敗 運転継続失敗
交流電源(区分Ⅰ, Ⅱ)	ポンプ	起動失敗 運転継続失敗
$(DG - 2C \swarrow 2D)$	ファン	起動失敗 運転継続失敗
	弁(手動弁は除く)	開失敗
	ストレーナ	閉塞(内部破損含む)
DGSW-A, B	ポンプ	起動失敗 運転継続失敗
	ストレーナ	閉塞(内部破損含む)
直流電源(区分 I , II)		

第3	3.1.2.6-3 表 🗦	共通要因故障パ	ラメータの一覧
機器タイプ	$\beta \mathcal{T} \mathcal{T} \mathcal{P} \mathcal{P}^{*1}$	$\gamma \mathcal{T} \mathcal{T} \mathcal{P} \mathcal{P}^{*2}$	備考
ポンプ、ファン	0. 039	0. 520	NUREG∕CR-1205 Rev.1,
弁、ダンパ	0. 130	0. 565	NUREG∕CR-1363 Rev.1,
DG	0. 021	I	NUREG-1150
検出器、トリップユニット	0. 082	Ι	NUREG/CR-2771
蕃電池	0. 008	I	NUREG-0666
ストレーナ	0. 133	I	NUREG∕CR−5497
※1:多重故障(2重以上)が発生※2:多重故障が発生した場合、	±する確率 それが 3 重以上の	故障である条件を	大羅率

NUREG/CR-4550に基づきッファクタを算出

	人的過誤	過誤確率 (平均値) [/d]	エラー ファクタ
起因事象	弁の開け忘れ・閉め忘れ	6.5E-05	10.0
発生前	DG試験時ガバナ操作後の復旧失敗	3.9E-03	3.0
	手動操作失敗	4.3E-04	10.0
	水源切替操作失敗 (CST→S/P)	1.4E-03	5.0
	原子炉水位制御操作失敗	1.4E-03	5.0
	DG燃料油補給操作失敗	8.9E-05	10.0
起因事象 発生後	運転員の認知失敗 (RHR切替時のLOCA)	1.1E-07	30.0
	運転員の認知失敗(CUWブロー時のLOCA)	1.5E-07	30.0
	隔離失敗 (CRD, LPRM点検時のLOCA)	2.7E-02	10.0
	隔離失敗 (RHR切替,CUWブロー時のLOC A)	2.7E-04	10.0

第3.1.2.7-1表 人的過誤の評価結果

	≠ F ≒ ヘ	前子剖口	24.0%	21.3%	2.7%	76.0%	<0. 1%	<0. 1%	<0. 1%	<0.1%	<0.1%	I	100.0%
	合計	(/定期検査)	1.1E-06	9.9E-07	1.2E-07	3.5E-06	1.1E-10	6.4E-11	3.9E-11	1. 1E-11	2.6E-14	4.7E-06	Ι
	D	7日間	2.9E-13 (4.1E-14)	1.4E-13 (2.1E-14)	1.4E-13 (2.0E-14)	2.5E-09 (3.5E-10)	5. 1E-11	3. 2E-11	2.0E-11	I	I	2.5E-09	<0.1%
尺表	C2	9日間	3. 0E-12 (3. 4E-13)	2. 2E-12 (2. 4E-13)	8.9E-13 (9.9E-14)	3. 7E-08 (4. 1E-09)	3. 2E-11	3. 2E-11	I	I	I	3. 7E-08	0.8%
頻度内記	C1	8日間	3. 2E-13 (4. 0E-14)	1. 6E-13 (2. 0E-14)	1. 6E-13 (2. 0E-14)	2.9E-09 (3.6E-10)	2. 0E-11	I	2. 0E-11	I	I	2. 9E-09	<0.1%
炉心損傷	B6	13日間	5. 2E-13 (4. 0E-14)	2. 6E-13 (2. 0E-14)	2. 6E-13 (2. 0E-14)	4. 5E-09 (3. 5E-10)	I	I	I	I	I	4. 5E-09	<0.1%
P O S 別	B5	12日間	3.9E-10 (3.3E-11)	5. 1E-12 (4. 3E-13)	3.9E-10 (3.2E-11)	4. 3E-09 (3. 5E-10)	3. 6E-17	3. 6E-17	I	I	I	4. 7E-09	<0.1%
事象別・	B4	8日間	1. 4E-12 (1. 8E-13)	1. 3E-12 (1. 6E-13)	1. 6E-13 (2. 0E-14)	2.9E-09 (3.6E-10)	l	I	I	I		2. 9E-09	<0.1%
: 起因	B3	14日間	7. 1E-07 (5. 1E-08)	6. 3E-07 (4. 5E-08)	7.9E-08 (5.6E-09)	2. 1E-06 (1. 5E-07)	I	I	Ι	I	I	2. 8E-06	60.6%
2.8-1 表	B2	3日間	1. 6E-07 (5. 3E-08)	1. 4E-07 (4. 7E-08)	1. 7E-08 (5. 8E-09)	6. 1E-07 (2. 0E-07)	1.2E-11	1. 4E-13	I	1. 1E-11	2. 6E-14	7. 7E-07	16.4%
第 3.1.	B1	5日間	2. 5E-07 (5. 0E-08)	2. 2E-07 (4. 5E-08)	2. 8E-08 (5. 6E-09)	7.6E-07 (1.5E-07)	I	I	I	I	I	1. 0E-06	21.8%
	А	2日間	1. 5E-13 (7. 4E-14)	4. 1E-14 (2. 0E-14)	1. 1E-13 (5. 3E-14)	7. 1E-10 (3. 5E-10)	I	I	Ι	I	I	7. 1E-10	<0.1%
	S	1日間	4. 0E-14 (4. 0E-14)	2. 0E-14 (2. 0E-14)	2. 0E-14 (2. 0E-14)	3. 5E-10 (3. 5E-10)	I	I	I	I	I	3. 5E-10	<0.1%
	POS	日数	熟除去系の故障	RHR喪失	RHRS喪失	電源喪失	戸冷却材の流出	RHR切替	С U W ブ п —	C K D 点検	L P RM点検	合計 (/POS)	寄与割合
			残留			外部	原子机						

上段:/POS, 下段()内:/日

3.1.2-60

67

	寄与割合	%G 2G	0.0.17)0L CL	0.1.71	<0.1%	I
創合	 事故シーケンス グループ別 炉心損傷頻度 (/定期検査) 	1 95-06	1. 35-00	90-97 6	0. 45-00	1. 1E-10	4. 7E-06
内訳と寄与	寄与割合	24.0%	3. 3%	72.7%	<0.1%	<0.1%	l
炉心損傷頻度の	炉心損傷頻度 (/定期検査)	1. 1E-06	1.6E-07	3.4E-06	1. 3E-10	1. 1E-10	4.7E-06
第3.1.2.8-2 表 事故シーケンスグループ別	事故シーケンス	残留熱除去系の故障+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	外部電源喪失+交流電源失敗+崩壞熟除去• / 何心 冷却失敗	外部電源喪失+直流電源失敗+崩壞熟除去• 炉心 冷却失敗	原子炉冷却材の流出+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	合計
	事故シーケンスグループ	监 庙 渤 咏 土 松岭的 뺍 什	胡婆惹陈五陵距天天	人大法朝士命活品中	土文伽剿刀甩你按天	原子炉冷却材の流出	

3.1.2-61

	事故シーケンス	炉心損傷頻度 (/定期検査)	寄与 割合 ^{※1}	主要なカットセット(上位3位)	POS	炉心損傷頻度 (/POS)	寄与 割合 ^{※2}
				 ①RHR喪失 +復水貯蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗 	В3	3.0E-07	26.6%
	残留熱除去系の故障	1 15-06	07 00/	 ①RHR喪失 +復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗 	В3	3.0E-07	26.6%
崩壊熱	+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1. 12-00	01.0/0	③RHR喪失 +復水貯蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗	В1	1.1E-07	9.4%
除去機				③RHR喪失 +復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	В1	1.1E-07	9.4%
能喪失				①外部電源喪失 + R H R - B ポンプ手動操作失敗	B 2	3.3E-08	21.2%
	外部電源喪失 +崩壞熱除去・炉心冷却失敗	1.6E-07	12.2%	①外部電源喪失 +LPCI-Bインジェクション弁手動操作失敗	B 2	3.3E-08	21.2%
				①外部電源喪失 + R H R - B ポンプ入口弁(サプレッション・ プール)手動操作失敗	B 2	3.3E-08	21.2%
				①外部電源喪失 +DG2D運転継続失敗	В3	8.2E-07	24.2%
全	外部電源喪失 +交流電源失敗 +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	3.4E-06	100.0%	②外部電源喪失 +DG2D起動失敗	В3	5.6E-07	16.5%
父流動力				③外部電源喪失 +DG2C運転継続失敗	В1	3.0E-07	8.8%
力電源				 ①外部電源喪失 +蓄電池−A/B給電失敗共通要因故障 	В3	6.0E-11	44.4%
失	外部電源喪失 +直流電源失敗 +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.3E-10	< 0.1%	②外部電源喪失 +蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障	C 2	3.8E-11	28.3%
				③外部電源喪失 +蓄電池-A/B給電失敗共通要因故障	В1	2.2E-11	16.0%
原				 ①RHR切替時のLOCA +運転員の認知失敗 	С2	3.2E-11	27.9%
十 炉 冷 却	原子炉冷却材の流出	1 15 10	100.0%	 ①RHR切替時のLOCA +運転員の認知失敗 	D	3.2E-11	27.9%
材の流	+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	1.12-10	100.0%	 ③CUWブロー時のLOCA +運転員の認知失敗 	С1	2.0E-11	17.1%
出				③CUWブロー時のLOCA +運転員の認知失敗	D	2.0E-11	17.1%

第3.1.2.8-3 表 事故シーケンスグループの分析結果

※1:事故シーケンスグループに対する寄与割合 ※2:事故シーケンスに対する寄与割合

	わ 9. 1. 2. 0 [−] 4. ∞ 74 円 加 い 巫 ず 豕 v 1 1 V 単 女 久 町 Ш 加 不	
順位	基事象名	F V重要度
1	DG-2D運転継続失敗	2. 1E-01
2	DG-2D起動失敗	1.4E-01
3	復水貯蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗	1. 1E-01
3	復水貯蔵タンクB真空逃がし弁作動失敗	1. 1E-01
5	DG-2C運転継続失敗	6.4E-02
9	DG-2C起動失敗	4. 3E-02
7	DG-2D受電遮断器開失敗	2. 0E-02
8	DG-2D起動信号故障	2. 0E-02
6	DG-2D海水ポンプ出口ストレーナ閉塞	1.2E-02
10	DG-2D海水ポンプ起動失敗	9.4E-03

第3.1.2.8-4 表 緩和設備の基事象のFV重要度評価結果
評価結果	RAW	4.5E+02	4.5E+02	3.0E+02	3.0E+02	3. 0E+02	3.0E+02	3. 0E+02				
第3.1.2.8-5表 緩和設備の基事象のRAW	基事象名	軽油貯蔵タンク閉塞	軽油貯蔵タンク破損	復水貯蔵タンクA真空逃がし弁作動失敗	復水貯蔵タンクB 真空逃がし弁作動失敗	復水貯蔵タンクA 破損	復水貯蔵タンクA 閉塞	復水貯蔵タンクB 破損	復水貯蔵タンクB 閉塞	C S T − A ∕ B ポンプ運転継続失敗共通要因故障	復水貯蔵タンクA CSTポンプ取出し元弁の閉塞	復水貯蔵タンクB CSTポンプ取出し元弁の閉塞
	順位	1	1	3	3	3	3	3	3	6	6	6

給
囲
È
1
Þ
\triangleleft
R
\sim
JIL
<i>位</i> 》
冊
基
6
遭
ξK
1412 HC
後
表
ц,
8
~i

		全炉心損傷頻度(/定期検査)					
点推;	定値	4.7E-06					
	平均值	4.7E-06					
	95%上限值	1.1E-05					
て確実と破垢	中央値	3.5E-06					
小唯夫さ胜如	5%下限值	1.4E-06					
	エラー	0.0					
	ファクタ	2.8					

第3.1.2.8-6表 不確実さ解析結果

	D0 C1 C2 D Cit 寄与割合 13日間 8日間 9日間 7日間 (//定期検査) 寄与割合	5. 2E-13 3. 2E-13 3. 0E-12 2. 9E-13 1. 1E-06 87. 4% (4. 0E-14) (4. 0E-14) (3. 4E-13) (4. 1E-14) 1. 1E-06 87. 4%	2. 6E-13 1. 6E-13 2. 2E-12 1. 4E-13 0. 4E-07 77. 6% (2. 0E-14) (2. 0E-14) (2. 4E-13) (2. 1E-14) 9. 4E-07 77. 6%	2. 6E-13 1. 6E-13 8. 9E-13 1. 4E-13 9. 7% (2. 0E-14) (2. 0E-14) (9. 9E-14) (2. 0E-14) 9. 7%	4. 5E-09 2. 9E-09 3. 7E-08 2. 5E-09 1. 5E-07 12. 6% (3. 5E-10) (3. 6E-10) (4. 1E-09) (3. 5E-10) 1. 5E-07 12. 6%	- 2.0E-11 3.2E-11 5.1E-11 1.1E-10 <0.1%	3.2E-11 3.2E-11 6.4E-11 <0.1%	- 2.0E-11 - 2.0E-11 3.9E-11 <0.1%	1.1E-11 <0.1%	2.1E-14 <0.1%	4. 5E-09 2. 9E-09 3. 7E-08 2. 5E-09 1. 2E-06	0.4% 0.2% 3.1% 0.2% 100.0%
۲ ۲	D4 E 8日間 12日	1. 4E-12 3. 91 (1. 8E-13) (3. 3I	1. 3E-12 5. 11 (1. 6E-13) (4. 3I	1. 6E-13 3. 91 (2. 0E-14) (3. 21	2. 9E-09 4. 3I (3. 6E-10) (3. 5F	- 3.61	- 3.61				2.9E-09 4.71	0. 2% 0.
	D3 14日間	6. 7E-07 (4. 8E-08)	6. 0E-07 (4. 3E-08)	7.5E-08 (5.4E-09)	6. 2E-08 (4. 4E-09)						7.4E-07	60. 8%
	3日間	1.4E-07 (4.8E-08)	1. 3E-07 (4. 3E-08)	1.6E-08 (5.3E-09)	1. 3E-08 (4. 4E-09)	1. 1E-11	1. 2E-13	I	1.1E-11	2. 1E-14	1.6E-07	13.0%
	DI 5日間	2.4E-07 (4.8E-08)	2. 1E-07 (4. 2E-08)	2.7E-08 (5.3E-09)	2.2E-08 (4.5E-09)	I	I	I	I	I	2.6E-07	21.6%
~	A 2日間	1. 5E-13 (7. 4E-14)	4. 1E-14 (2. 0E-14)	1. 1E-13 (5. 3E-14)	7. 1E-10 (3. 5E-10)						7. 1E-10	<0.1%
ŭ	1日間	4. 0E-14 (4. 0E-14)	2. 0E-14 (2. 0E-14)	2.0E-14 (2.0E-14)	3.5E-10 (3.5E-10)	I	I	I	I	I	3. 5E-10	<0.1%
с () С	LOS 田教	熟除去系の故障	RHR喪失	R H R S 喪失	電源喪失	戸冷却材の流出	RHR切替	СUWブロー	CRD点検	L P R M 点検	合計 (/POS)	寄与割合
		残留熱			外部價	原子火						

3.1.2-66



第3.1.2-1図 内部事象停止時レベル1PRAの評価フロー図



第3.1.2.1-1図 東海第二発電所の主要な系統・設備の概要図



第3.1.2.1-2 図 プラント状態・主要パラメータとPOS分類

3.1.2-69

2 D	2 (水位				6	4				-	•			2						_		3		
C2	6	通常7				*	~						 		*						_		*		
C1	8					_	_		_		-		 			-	 		-	 _					
B6	13																								
B5	12							*1																19 19	魁泺 外
B4	8	エル満水																						¥ moc not±⊌	HFCS-DG行校
B3	14	原子炉 ウ:									-					-			-					詠外 JHR-A待機除タ 「粋のやず	点1円~2~~3~
B2	3																	-						, RHR-B待機 検のため, F メポンプク:	シュノノシン
B1	5																							着被 せのため 「早によるため」 「ノー・シック	く 、 、 、 、 マ
A	2	水位																						蒸気凝縮配备 -A系統圧力」 、 PGの通過M	シーリロック (国行行作
s	1	通常																						※1 : RHR ※2 : RHR- ※3 · HDC	NO 111 OF
S	数	水位)点検	M点検	ү — ан а	V VIIV	R H R - B		C S T - A		C S T - B	HPCS	LPCS	L P C I $-A$		LPCI-B	LPCI-C	RHRS-A	RHRS-B	DG - 2C	DG - 2D	H P C S - D G			
PO	Ш	代表:	CRD	L P R]		哈執巫	IN KAN			1			 注水系					站地 这中国	伸缓行动术		電源系				



マスターロジックダイアグラム抽出結果 第3.1.2.2-1 図



第3.1.2.3-1図 除熱能力と崩壊熱量の評価結果

3.1.2-72



3.1.2-73



第3.1.2.3-3図 冷却材の保有水量

残留熱除去系の故障	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス グループ
	成功 失敗	燃料損傷なし 崩壊熱除去機能喪失

第3.1.2.4-1(a)図 残留熱除去系の故障に対するイベントツリー

【仮定条件】

・運転中のRHR又はRHRSが機能喪失する場合を起因事象とする。

【イベントツリーの説明】

・崩壊熱除去及び炉心冷却に失敗する場合,「崩壊熱除去機能喪失」により炉心損 傷に至る。

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
	<u>成功</u> 失敗	成功 失敗	成功 失敗 成功 失敗 成功 失敗	燃料損傷なし 崩壊熱除去機能喪失 燃料損傷なし 全交流動力電源喪失 燃料損傷なし 全交流動力電源喪失

第3.1.2.4-1(b)図 外部電源喪失に対するイベントツリー

【仮定条件】

- ・外部電源喪失の発生により所内電源が喪失するため,崩壊熱除去及び炉心冷却系の起動に必要な非常用電源の確保が必要となる。
- ・非常用DGによる非常用交流電源確保のためには、直流電源が必要である。
- ・本へディングでの直流電源及び交流電源は、区分Ⅰ及びⅡを表す。

【イベントツリーの説明】

- ・起因事象発生後,直流電源確保及び交流電源確保に成功した場合は,崩壊熱除去 機能喪失のイベントツリーと同様の事象進展となる。
- ・直流電源又は交流電源の確保に失敗し, HPCSによる崩壊熱除去・炉心冷却に 失敗した場合,「全交流動力電源喪失」により炉心損傷に至る。ただし, HPC Sによる崩壊熱除去・炉心冷却に成功した場合は, 炉心損傷に至らない。

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
	成功 失敗	燃料損傷なし 原子炉冷却材の流出

第3.1.2.4-1(c)図 原子炉冷却材の流出に対するイベントツリー

【仮定条件】

 ・原子炉冷却材の流出(RHR切替時のLOCA, CUWブロー時のLOCA, C RD点検時のLOCA, LPRM点検時のLOCA)が発生する場合を起因事象 とする。

【イベントツリーの説明】

- ・起因事象発生後,冷却材流出の隔離又は注水系による崩壊熱除去・炉心冷却に成 功すれば,事象が収束する。
- ・崩壊熱除去及び炉心冷却に失敗する場合,「原子炉冷却材の流出」により炉心損 傷に至る。





3.1.2-78







第3.1.2.8-2図 起因事象別の全炉心損傷頻度への寄与割合



第3.1.2.8-3図 POS別の全炉心損傷頻度への寄与割合



第3.1.2.8-4図 事故シーケンスグループ別の全炉心損傷頻度の寄与割合







(承示\, ↓ 2 0 5 , ↓ 定 検)

PRAにおいて期待する緩和設備の選定の考え方について

停止時PRAにおいて期待する緩和設備については、出力運転時と 同様に以下の考えに基づき選定した。

- ・設計基準事故対処設備による対応を基本とし、これまでに整備した アクシデントマネジメント(AM)策には期待しない
- ・ただし、「ECCS手動起動」、「原子炉手動減圧」、「残留熱除去系の
 手動起動」等の設計基準事故対処設備の機能を作動させるための操
 作については考慮する

停止時 P R A において評価対象とする緩和設備の設定の考え方について,表1に示す。

緩和設備	評価対象	設定の考え方
R H R	\bigcirc	設計基準事故対処設備
		除熱能力の観点から崩壊熱除去に
燃料プール冷却浄化系	X	期待できるのは,原子炉ウェル満
(FPC)	X	水の一部期間のみであるため、考
		慮しない
		再生熱交換器のバイパス操作によ
		り原子炉の除熱機能に期待できる
CUW	×	が,バイパス操作は一般に出力運
		転時のAM策として位置付けられ
		る操作のため、考慮しない
HPCS	\bigcirc	設計基準事故対処設備
DCLC	V	停止時は駆動源である炉蒸気がな
K C I C	~	いため、考慮しない
LPCS	0	設計基準事故対処設備
LPCI	0	設計基準事故対処設備
		保安規定において非常用炉心冷却
СЅТ	\bigcirc	系として位置づけられているた
		め,考慮する
消火系		AM策として整備されている注水
(FP)	X	操作のため、考慮しない
C R D	×	注水能力不足のため、考慮しない
RHRS	0	設計基準事故対処設備
DG	0	設計基準事故対処設備

表1 評価対象とする緩和設備の設定の考え方

評価対象とした定期検査工程の代表性について

本 P R A で評価対象とする定期検査工程は,過去の定期検査のうち, 次の事項に該当する標準的な定期検査とした。

- ・通常の定期検査で実施される作業(燃料交換,緩和設備の点検に伴う待機除外,冷却材流出の可能性のある操作・点検)が含まれる定期検査
- ・原子炉内に燃料が配置された状態での冷却材流出の可能性のある操作・点検が含まれる定期検査(例えば,部分燃料取出時に制御棒駆動水圧系の点検を実施する定期検査)
- ・大規模な工事やトラブル等による点検工程(以下「特殊工程」という。)が含まれない定期検査
- ・平成13年1月の保安規定全面改正以降の定期検査
- (1) 特殊工程の除外理由

上記の特殊工程とは、例えば、原子炉再循環ポンプ分解点検や流 量制御弁の点検等、通常の定期検査では実施されない工程であり、 実施される場合は比較的長期間の定期検査となる。このため、停止 時のリスク変動の要因となる緩和設備の点検工程については、相対 的に通常の定期検査より多く待機状態に維持できる工程となる可能 性がある。したがって、特殊工程を含まない定期検査を代表工程の 候補対象とした。

(2) 平成13年1月の保安規定改正以降の定期検査について平成12年7月1日の改正原子炉等規制法の施行,平成12年6月

別紙 3.1.2.1-2-1

16日の原子力災害対策特別措置法の施行に伴い,標準保安規定の全体見直しが実施され,本プラントの保安規定を平成13年1月に改正した。

この改正により、「停止時を含む運転状態ごとの点検要求,運転上の制限,その逸脱時の措置と許容回復時間の追加」(米国技術仕様書 を参考)の内容が追加されたため、停止時における機器の管理基準 が変更されたことに伴い、保安規定改正前後で定期検査の工程管理 が変更された。

このため、停止時PRAを実施するに当たっては、平成 13 年 1 月以降の定期検査を代表工程の候補対象とした。

当該保安規定改正により追加された停止時の運転上の制限につい て表1に示す。

(3) 評価対象とする定期検査

東海第二発電所の定期検査の実績を表2に示す。平成13年1月の 保安規定全面改正以降の定期検査では,第19回定期検査を除いて, いずれも特殊工程が含まれている。

以上より,本PRAで評価対象とする定期検査は,第19回定期検 査を選定した。

なお,本PRAでは特殊工程を含む定期検査を対象としていないため, 特殊工程そのものによるリスクを評価していない。しかしながら,この ような工程がある場合においても,保安規定で要求される緩和設備が維 持されること,また,特殊工程に起因した異常事象の発生を防止するた めの措置を実施すること,さらには,その影響を受けないよう全燃料を 使用済燃料プールに取り出した状態(プールゲート閉)とするなどのリ スク管理上の措置が講じられるため,特殊工程によるリスク増加は抑制 されていると考えられる。

表1 保安規定改正により追加された停止時の運転上の制限

条番号	内容
第35条	原子炉の状態が冷温停止において,
原子炉停止時冷却系そ	(1)1系列が運転中であること及び原子炉で発生する
の 2	崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去で
	きると判断するまで、さらに1系列の原子炉停止
	時冷却系が動作可能であること
	又は
	(2)原子炉停止時冷却系が停止した場合においても,
	原子炉冷却材温度を 100℃未満に保つことができ
	ること
第36条	原子炉の状態が燃料交換において,
原子炉停止時冷却系そ	(1)1系列が運転中であること及び原子炉水位がオー
の 3	バーフロー水位となるまでの期間は、さらに1系
	列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること
	又は
	(2)原子炉停止時冷却系が停止した場合においても,
	原子炉冷却材温度を 65℃以下に保つことができ
	ること
第40条	原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において,
非常用炉心冷却系その	(1)非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く。) 2 系列
2	又は
	(2)非常用炉心冷却系(自動減圧系を除く。)1系列及
	び復水移送系1系列が動作可能であること
第61条	原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において
非常用ディーゼル発電	(1)計測及び制御設備,原子炉停止時冷却系及び非常
機その 2	用炉心冷却系で要求される設備の維持に必要な非
	常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼ
	ル発電機を含め2台の非常用発電設備が動作可能
	であること*
第64条	原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において
直流電源その2	(1)計測及び制御設備,原子炉停止時冷却系及び非常
	用炉心冷却系で要求される設備の維持に必要な直
	流電源が動作可能であること
第66条	原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において
所内電源系統その2	(1)計測及び制御設備,原子炉停止時冷却系及び非常
	用炉心冷却系で要求される設備の維持に必要な非
	常用交流高圧電源母線,直流電源母線及び原子炉
	保護系母線が受電されていること

上記,記載内容は,現行の保安規定に基づく(※については,平成13年1月時点から改正された内容になっている。)

定期検査	定期検査日数(日) (解列日~併入日)	燃料取出方法	備考(特殊工程)
第1回	$114 \\ ($54.9.6 \sim $54.12.28)$	部分燃料取出	
第 2 回	82 (S55.9.6~S55.11.26)	部分燃料取出	
第3回	97 (S56.9.12~S56.12.17)	部分燃料取出	
第4回	131 (S57. 6. 23 [*] ∼S57. 10. 31)	全燃料取出	 ・原子炉再循環ポンプ 出口弁修繕
第5回	94 (S58.9.17~S58.12.19)	部分燃料取出	
第6回	103 (S59.12.12~S60.3.24)	部分燃料取出	
第7回	136 (S61.1.20~S61.6.4)	部分燃料取出	
第8回	81 (S62.4.9~S62.6.28)	部分燃料取出	
第 9 回	122 (S63.8.1~S63.11.30)	全燃料取出	 ・炉内点検 ・ルースパーツ (燃料 チャンネルファスナ・ワッシャー) 探査
第 10 回	97 (H1.11.30~H2.3.6)	部分燃料取出	
第 11 回	87 (H3.4.20~H3.7.15)	部分燃料取出	
第 12 回	129 (H4.9.6~H5.1.12)	全燃料取出	・炉内点検
第 13 回	77 (H6.2.19~H6.5.6)	部分燃料取出	
第 14 回	96 (H7.4.14~H7.7.18)	全燃料取出	・炉内点検
第 15 回	65 (H8.9.10~H8.11.13)	部分燃料取出	
第 16 回	89 (H10.1.8∼H10.4.6)	全燃料取出	・炉内点検
第 17 回	353 (H11.4.4~H12.3.22)	全燃料取出	 ・中性子計測ハウジン グSCC対策
第 18 回	119 (H13.3.26∼H13.7.23)	全燃料取出	 ・中性子計測ハウジン グ取替
第 19 回	85 (H14.9.16~H14.12.9)	部分燃料取出	

表 2 東海第二発電所の定期検査の実績概要(1/2)

定期検査	定期検査日数(日) (解列日~併入日)	燃料取出方法	備考(特殊工程)
第 20 回	86 (H16.2.1∼H16.4.26)	全燃料取出	・ルースパーツ(HPCS デフレクタ)探査
第 21 回	161 (H17.4.23∼H17.9.30)	全燃料取出	 ・原子炉再循環流量制 御弁取替
第 22 回	87 (H18.11.18~H19.2.12)	全燃料取出	 ・炉内点検(ジェットポン プ流量計測管点検)
第 23 回	114 (H20.3.18∼H20.7.9)	全燃料取出	 ・RPVバウンダリ弁 点検(RPV水抜き) ・ECCSストレーナ 改造
第 24 回	206 (H21.9.7~H22.3.31)	全燃料取出	 ・原子炉再循環ポンプ 分解点検

表2 東海第二発電所の定期検査の実績概要(2/2)

:本評価において対象とする定期検査工程

※中間停止(S57.6.11 解列)時に原子炉再循環系ポンプ出口弁の不具合が発見され たため,引き続きS57.6.23より定期検査入りした。

評価対象定期検査における特別な工程について

本PRAで評価対象定期検査として選定した第19回定期検査では,P OS-B5においてRHR-Bを,POS-C2においてRHR-A及び HPCS-DGSWを待機除外としている。これらの理由を以下に示す。

POS-B5におけるRHR-Bの待機除外

浜岡原子力発電所1号機のRHR蒸気凝縮配管の水素爆発対応と して,RHRの機能の1つである蒸気凝縮系配管を撤去した。 このRHR-Bの待機除外は,定期検査開始前から計画されてい た工程であるが,待機除外期間が比較的短期間であることから、特

殊工程とはみなしていない。

(2) POS-C2におけるRHR-Aの待機除外

原子炉圧力容器の耐圧検査時において、RHR-Aの系統圧力上 昇が確認されたため、RHR-Aを待機除外して点検を行った。

このRHR-Aの待機除外は当初の計画から予定されていた工程 ではないこと、RHR-Aの待機除外期間は長期にわたるものでは ないことを考慮すると、他の緩和設備の待機除外工程への影響が小 さいと考えられることから、このRHR-Aの待機除外は特殊工程 とはみなしていない。

(3) POS-C2におけるHPCS-DGの待機除外

HPCS-DGの潤滑油プライミングポンプ・モータの絶縁抵抗 が低下したことにより,当該ポンプがトリップした。そのため,H PCS-DGを待機除外し,当該ポンプ・モータのコイルの巻き直 しを実施した。

このHPCS-DGの待機除外は当初の計画から予定されていた

工程ではないこと, HPCS-DGの待機除外期間は長期にわたるものではないことを考慮すると,他の緩和設備の待機除外工程への影響が小さいと考えられることから,このHPCS-DGの待機除外は特殊工程とはみなしていない。

プラント状態の分類の考え方について

プラント停止中は、プラントの状態の変化に伴って、崩壊熱除去等 に対する成功基準、余裕時間及び使用可能な設備の組合せが変化する ため、停止時PRAにおいては、このようなPOSを適切に分類して 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、 上述の観点から次の5つに大きく分類できる。

- (1) 原子炉冷温停止への移行状態(POS-S)
- (2) PCV/RPV開放への移行状態(POS-A)
- (3) 原子炉ウェル満水状態(POS-B)
- (4) PCV/RPV閉鎖への移行状態(POS-C)
- (5) 起動準備状態(POS-D)

東海第二発電所において評価対象とする定期検査工程をPOSごと に分類した結果を図1に示す。POSの分類に当たっては、上記5つ の分類から、本PRAで期待している緩和設備のフロントライン(R HR, HPCS, LPCS, LPCI, CST)及びそのサポート系 (RHRS, 非常用DG/DGSW)の運転/待機状態が変化する期 間について、POSを細分化している。なお、東海第二発電所では、 非常用補機冷却系のタイラインがないため、タイライン運用を考慮し たPOSの細分化はする必要はない。

以下に,上記の考え方に基づき実施した POS分類結果について述 べる。 (1) 原子炉冷温停止への移行状態(POS-S)

プラント停止直後は崩壊熱が大きく,原子炉冷却材インベントリ も運転中と変わらない。この期間は,運転中のRHR1系統のほか に,残りのRHR1系統が待機状態にある。復水器真空破壊からR PV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。

本 P R A では,全ての緩和設備が待機している定期検査初日を P O S - S と設定した。

(2) PCV/RPV開放への移行状態(POS-A)

RPVの開放開始から原子炉ウェル水張りまでの期間は,崩壊熱 がまだ比較的高く,原子炉冷却材インベントリも運転中と大きく変 わらない。この期間中は,運転中のRHR1系統のほかに,残りの RHR1系統が待機状態にある。RPV開放工程開始から原子炉ウ ェル水張り完了までの期間を「PCV/RPV開放への移行状態」 として分類する。

本PRAでは、定期検査2日目から原子炉ウェル満水到達までの 2日間をPOS-Aと設定した。この期間において緩和設備の状態 に変化はないため、POSの細分化は実施していない。

(3) 原子炉ウェル満水状態(POS-B)

R P V 開放完了から原子炉ウェル水抜き開始までの期間は,原子 炉ウェルが満水の状態にある。この期間は,原子炉冷却材インベン トリが多く,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。

本 P R A では, 原子 炉 ウェル 満水 期間の 定期 検査 4 日目 ~ 58 日目

別紙 3.1.2.1-4-2

の 55 日間をPOS-Bと設定した。POS-Bの期間においては、 保守点検に伴い使用可能な緩和設備等が変化するため、以下のとお り 6 つの POS に細分化した。

a. POS-B1 (4 $\exists \exists \sim 8 \exists \exists$)

RHR-B, RHRS-B及びDG-2Dが待機除外の期間(5
 日間)をPOS-B1と設定した。

b. POS-B2 (9日目~11日目)

RHR-A, RHRS-A及びDG-2Cが待機除外となり, かつCRD点検及びLPRM点検を実施している期間(3日間) をPOS-B2と設定した。

c. POS-B3 (12日目~25日目)

LPCI-Cを除く緩和設備の待機除外が終了するまでの期間
 (14日間)をPOS-B3と設定した。

d. POS-B4 (26 日目~33 日目)

RHRの蒸気凝縮配管廃止工事のため, RHR-Bが待機除外 となるまでの期間(8日間)をPOS-B4と設定した。

e. POS-B5 (34 日目~45 日目)

RHR−B及びLPCI−Cの待機除外が終了するまでの期間 (12日間)をPOS−B5と設定した。

f. POS-B6 (46 日目~58 日目)

RHR-B及びLPCI-Cの待機除外終了後,原子炉ウェル 水抜き開始までの期間(13日間)をPOS-B6と設定した。

(4) PCV/RPV閉鎖への移行状態(POS-C)

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,系統 の保守点検は継続中であるが,原子炉冷却材インベントリは運転中 とほぼ同じである。しかし、崩壊熱は、プラント停止直後の約 1/ 10程度に低下している。原子炉ウェル水抜き開始から起動準備に入 るまでの期間を「PCV/RPV復旧への移行状態」として分類す る。

本PRAでは,原子炉ウェル水抜き開始から全ての緩和設備の点 検が終了する 59 日目~75 日目の 17 日間をPOS-Cと設定した。 POS-Cの期間においては,保守点検に伴い使用可能な緩和設備 が変化するため,以下のとおり 2 つのPOSに細分化した。

a. POS-C1 (59日目~66日目)

原子炉ウェル水抜き開始から, RHR-A(系統圧力上昇のた め,インジェクション弁の分解点検を実施)及びHPCS-DG (潤滑油プライミングポンプトリップのため,モータコイルの巻 き直しを実施)が待機除外となるまでの期間(8日間)をPOS -C1と設定した。

b. POS-C2 (67 日目~75 日目)

RHR-A及びHPCS-DGの待機除外期間(9日間)をP
 OS-C2と設定する。

(5) 起動準備状態(POS-D)

PCV/RPV復旧が終了後,プラントの再起動までに系統の機 能確認等の起動準備が実施される。この期間中は,系統の保守点検 が終了しており,緩和設備の多くが待機状態となっている。PCV /RPV復旧終了からCR引抜開始までの期間を「起動準備状態」 として分類する。

本PRAでは、76日目~82日目の7日間をPOS-Dと設定した。 この期間において緩和設備の状態に変化はないため、POSの細分 化は実施していない。
	DAC	•	ā	¢0	8		14	ä	a	Ę	5	-
Ţ	100	4 ° °	0 L U I	20	19 19 14 15 16 17 19 10 90 91 9	0 00 01 02 02 00 00	20 00 01 00 00 00	UC 1 2E 2E 27 28 20 40 41 42 42 44 4E	46 47 40 40 50 51 59 53 54 55 50 50	E0 20 21 20 20 21 25 22	e7 e8 e0 70 71 79 79 71 75 7	00 10 UO UL 01 11 2
4	L 供 L 效 や 表 水 位	1 2 2 2		IT OT & C	7 17 07 61 01 11 01 61 11 61 71	17 07 07 17 07 77	ro ra an ar ar anla: 両子后ウェル猫犬	F OF IF OF 75 IF OF 20 00 10 D0 00 1	00 10 00 00 10 00 70 TO 00 21 01 11 01	nn nn ∓n nn 7n Tn nn en	101 00 03 10 11 17 13 14 10 1	70 TO NO 21 01 11 0
0	RD 点検											
LF	。RM点検											
100 ALL 100	R H R - A				_							
派烈杀	RHR-B					-						
	CST-A											
	CST-B											
	HPCS							-				
注水系	LPCS											
	L P C I – A	-						-				
	L P C I – B	-		555553			-					
	LPCI-C			_								
20-11十-127、18十年年	RHRS-A											
曲陵印起光	RHRS-B	-		100000								
電源系	DG-2C DG-2D											
	H P C S – D G	-					-					
	日数	1 2	LO LO	~	14		8	12	13	8	6	7
	除熱系	%1 RHR-A RHR-B	RHR-A	RHR-B	RHR-B		RHR-A RHR-B	RHR-A	RHR-A RHR-B	RHR-A RHR-B	RHR-B	RHR-A RHR-B
傸 錭 劀 郡 礎 備	注水系	HPCS LPCS LPCI-A M2 LPCI-B ST-A CST-A CST-B	LPCI-A CST-A	CST-A CST-A	1.PCT-B CST-B		HPCS LPCT=A LPCT=B LPCT=B CST-A CST-B	HPCS LPCL-A CST-A CST-B	HPCS LPCS A LPCCF-A LPCCF-B LPCCF-C SCTF-B SCTF-B SCTF-B	IPPCS LPPC-A LPCT-A LPCT-A CST-A CST-A CST-B	HPCS LIPET-A CSTP-A CSTP-A CSTP-A CSTP-A	HPCS LPCS-A LPCF-A LPCF-B LPCT-C CST-A CST-B
		%1 : RHR-A, %2 : HPCS, 1	RHR-B LPCS, LPCI-A, LPC	XI-B, LPCI-C,	, CST-A, CST-B	-						
				: 運転								

程
Н
査
検
惠
定
仒
玉
囲
붋
1111
Η
X

別紙 3.1.2.1-4-6

制御棒誤引き抜け事象の除外理由について

プラント停止時は,原則として,全制御棒が全挿入されており,厳 格な管理等により制御棒引き抜きは1本ごとにしか行えない。臨界近 傍において,万一,制御棒が何らかの原因で誤って一本引き抜かれた 場合でも,その影響は誤引き抜きされた制御棒周辺のみに限られ,過 大な炉心損傷には至らない。

近年, BWRプラントにおいて, 停止中に制御棒が誤引き抜けした 事象が発生した。この事象の発生防止対策として, 制御棒駆動水圧系 (以下「CRD」という。)ノンリターン運転時の水圧制御ユニット(以 下「HCU」という。)の隔離を行わない等の実効的な再発防止対策が とられている。

本 P R A において上記の制御棒誤引き抜け事象を起因事象から除外 した理由を以下に示す。

1. 制御棒誤引き抜け事象の防止対策

東海第二発電所では, BWRプラントで発生した制御棒誤引き抜け事象の防止対策として, 次の対策を講じている(図1参照)。

- HCU隔離時のCRDリターンライン運転手順の整備
- (2) 原子炉-CRD冷却水ヘッダ間差圧上昇時のCRDポンプ
 自動トリップインターロックの設置(図2参照)
- 2. 制御棒誤引き抜け事象の発生頻度
- (1) 制御棒誤引き抜きに至るシナリオ

HCU隔離時において、制御棒の誤引き抜きが発生するシナリ オを以下のとおり想定した。

別紙 3.1.2.2-1-1

- リターン運転を実施せずHCUを全数隔離
- ② 原子炉 冷却水ヘッダ間の差圧上昇時のCRDポンプ自動ト リップ失敗
- ③ 運転員による対応操作失敗
- (2) 制御棒誤引き抜け事象発生頻度算出モデル及び算出結果

上記シナリオに対して、制御棒誤引き抜け事象が発生する頻度 をイベントツリー及びフォールトツリーにより算出した(図3参 照)。その結果,HCU隔離操作1回当たりの制御棒誤引き抜け事 象の発生頻度は2.2E-10/回となった。

定期検査中において、HCU隔離操作が2回実施されるため、 定期検査当たりの制御棒誤引き抜け事象の発生頻度は、4.5E-10/ 定期検査となった。

以上より,制御棒誤引き抜け事象の発生頻度は十分小さいことから,本PRAでは起因事象から除外した。







※:いずれも警報有

図 2 C R D ポンプ自動トリップインターロック

HCU隔離	リターン 運転	悥警報 発報		^{含報時} 作	高高警報 発報	CRDポンプ 自動トリップ	高高警報発報 時の操作	No.	最終状態	発生頻度 (/回)
HCU	RE	ANN_HI	0PE_F	IE	ANN_HIHI	TRIP	OPE_HIHI			
								1	μ	1.0E+00
								2	I	1.3E-04
								3	I	3.2E-07
								4	I	1.4E-10
					ľ			5	CR誤引き抜け	6.5E-12
								9	CR誤引き抜け	5.9E-11
								7	I	2.4E-08
	I							8	CR誤引き抜け	1.8E-11
								6	CR誤引き抜け	1.4E-10
									∆ 斗庙	9 9E-10
									町日	2.45-10
く	* イング名	公司	支確率				説明			
Υ LÍ	「一ン運転	1.5	3E-04 U	ターン運	『転失敗の人	的過誤を評価し	、 分岐確率を設	定 (図 4 参	家 照)。	
車	警報発報	1. {	3E-04 差)	圧高※1着	警報発報失敗	女確率をフォール	トッリーにてモ	ミデル化。		
高警報	発報時の操作	乍 2. {	5E-03 差/	圧高※1着	警報発報時の	う対応操作失敗の	人的過誤を評価	「し、分岐	確率を設定(図5刻	家照)。
車車	i 警報 発 報	1. {	3E-04 差/	圧高高*	2 警報発報失	ミ敗をフォールト	ツリーにてモテ	ドル化。		
町 C 町 C	トロポンプ ゴトリップ	2. (3E-04 ☆、	圧画 * 1 / イモデル	言号及び差月~化。	E高高*2信号に	よるCRDポン	プ自動トリ	ップ失敗をフォー	バトッリー
■ 司 中 中 世 で の の の の の の の の の の の の の の の の の の	高警報発 成功時	≤報	5E-01 差/	压高*1 #	警報時の操作	∈ 失敗との従属性	、(中従属)を考	慮した人自	り過誤確率を設定(図5参照)。
光	高警報 先敗時	≥ → ^{- ;}	4E-04 差)	圧高高*	2 警報発報院	手の対応操作失敗	の人的過誤によ	こり分岐確	率を設定 (図 6 参)	爰)。

図 3 CR誤引き抜け事象発生頻度算出用イベントツリ

ļ

2: 高高警報: 原子炉 - 冷却水ヘッダ間差圧高高警報

*

※1:高警報:原子炉-冷却水ヘッダ間差圧高,

別紙 3.1.2.2-1-5



図4 HRAイベントツリー (リターン運転失敗)

表 4-1 過誤確率算出シート(リターン運転失敗:分岐 a)

過誤確率計算シート a

動作に失敗する確率: 機器操作の手順遵守に失敗する				
行動形成因一	子及び過誤確率	当該過誤確率での設定		
1. 利用可能な時間	利用可能な時間による ストレス要因として考 慮 停止時学会標準 表L.4	2.ストレス要因で考慮		
2. ストレス要因	作業負荷と運転員の熟 練度によるストレスの 影響 停止時学会標準 表L.4	停止時学会標準 表L.4No.2 定例の操作であり,特に高いストレスには至らな いため,ファクタ1とする		
3. 操作の複雑さ	5.操作の手順,又は(6.人間工学要因で考慮		
4. 訓練と経験	運転員の熟練度による ストレスの相違 停止時学会標準 表L.4	2. ストレス要因で考慮		
5. 操作の手順	オミッションエラーの 場合に,手順数の影響 等による過誤確率値で 考慮 停止時学会標準 表L.3	停止時学会標準 表L.3No.1 該当手順は特段長くはなく,記載も明確である (中央値0.001 EF3/平均値0.0012)		
6. 人間工学要因	コミッションエラーの 場合に, 個別状況によ る過誤確率値で考慮 停止時学会標準 表L.2	過誤確率計算シートb(コミッションエラー)で考		
7.健康状態	運転員の健康管理は十分なされていることから,影響は小さい			
8.業務の連携	運転員間・運転直間の は小さい	業務の連携は十分実施されていることから,影響		
当該過誤確率	² 値(平均値) =オミッシ =0.0012× 0.0012 対数正規	ョンエラー×ストレス要因 1] 分布 EF3		

表 4-2 過誤確率算出シート(リターン運転失敗:分岐 b)

過誤確率計算シート	b	
動作に失敗	☆する確率∶ <u>機器操作のた</u>	めの動作に失敗する
行動形成因子	及び過誤確率	当該過誤確率での設定
1. 利用可能な時間	利用可能な時間によるス トレス要因として考慮 停止時学会標準 表L.4	2.ストレス要因で考慮
2. ストレス要因	作業負荷と運転員の熟練 度によるストレスの影響 停止時学会標準 表L.4	停止時学会標準 表L.4No.2 定例の操作であり,特に高いストレスには至らな いため,ファクタ1とする
3.操作の複雑さ	5.操作の手順,又は6.	人間工学要因で考慮
4.訓練と経験	運転員の熟練度によるス トレスの相違 停止時学会標準 表L.4	2.ストレス要因で考慮
5. 操作の手順	オミッションエラーの場 合に, 手順数の影響等に よる過誤確率値で考慮 停止時学会標準 表L.3	過誤確率計算シートa(オミッションエラー)で 考慮
6. 人間工学要因	コミッションエラーの場 合に, 個別状況による過 誤確率値で考慮 停止時学会標準 表L.2	停止時学会標準 表L.2No.3 現場操作であるが,同様なコントロールを持つパ ネルで選択誤りの過誤確率で代表する (中央値0.001 EF3/平均値0.0012)
7.健康状態 運転員の健康管理は十分なされていることから,影響は小さい		
8.業務の連携	運転員間・運転直間の業績 小さい	務の連携は十分実施されていることから,影響は
当該過誤確率值	道(平均値) =コミッショ =0.0012×1 0.0012 対数正規分	ンエラー×ストレス要因] 布 <u>EF3</u>

表 4-3 過誤確率算出シート(リターン運転失敗:分岐 c)

過誤確率計算シート c	_
従属	性を有する場合の過誤確率
手順遵守又は動作に失敗する確率 従属性を考慮する動作失敗確率 合 計	4 <u>1.2E-03</u> <u>1.2E-03</u> <u>2.5E-03</u> (従属考慮前値)
<u>従属性の設定(停止時学会標</u> 事象発生前であり,時間余裕 <u>上位の運転員による過誤回復</u> 低従属とする。	準 表M.1) : は十分長く,担当運転員以外の当直長等の に期待できる。十分大きな余裕を有するため
(停止時学会標準 表L.5)	
完全従属	当該過誤確率值 = <u>1.0E+00</u>
高従属	当該過誤確率值 = $(1 + 従属考慮前値) / 2$ 5.0E-01
中従属	当該過誤確率值 = $(1 + 6 \times 従属考慮前値) / 7$ 1.4E-01
○ 低従属	当該過誤確率值 = $(1+19 \times \mathcal{X}$ 属考慮前值) $/ 20$ 5.2E-02
従属性なし	当該過誤確率值 = <u>従属考慮前値</u> 2.5E-03



図 5 HRAイベントツリー

(CRD冷却水差圧高/高高警報発報時の対応操作)

別紙 3.1.2.2-1-10

表 5-1 過誤確率算出シート

(CRD冷却水差圧高/高高警報発報時の対応操作:分岐a)

過誤確率計算シート а 動作に失敗する確率: <u>CRD冷却水差圧高警報発報時の対応(手順書の遵守)に失敗する</u> 行動形成因子及び過誤確率 当該過誤確率での設定 利用可能な時間によるス 1. 利用可能な時間 トレス要因として考慮 2. ストレス要因で考慮 停止時学会標準 表L.4 停止時学会標準 表L.4No.4 作業負荷と運転員の熟練 訓練内容と同等レベルであり,一般に高いストレス 2. ストレス要因 度によるストレスの影響 には至らないが,操作は事象進展の中で発生するこ とから、熟練者でのやや高いストレスファクタ2と 停止時学会標準 表L.4 する 3. 操作の複雑さ 5. 操作の手順,又は6. 人間工学要因で考慮 運転員の熟練度によるス 4. 訓練と経験 トレスの相違 2. ストレス要因で考慮 停止時学会標準 表L.4 オミッションエラーの場 停止時学会標準 表L. 3No. 1 合に,手順数の影響等に 5. 操作の手順 該当手順は特段長くはなく、記載も明確である よる過誤確率値で考慮 (中央値0.001 EF3/平均値0.0012) 停止時学会標準 表L.3 コミッションエラーの場 CRD冷却水差圧高発報時は、HCU隔離操作を中断する 合に, 個別状況による過 6. 人間工学要因 手順となっており、操作は発生しないことから、コ 誤確率値で考慮 ミッションエラーは考慮しない 停止時学会標準 表L.2 7. 健康状態 運転員の健康管理は十分なされていることから、影響は小さい 運転員間・運転直間の業務の連携は十分実施されていることから、影響は小 8.業務の連携 さい 当該過誤確率値(平均値) =オミッションエラー×ストレス要因 $= 0.0012 \times 2$ 0.0025 対数正規分布 EF3

表 5-2 過誤確率算出シート

(CRD冷却水差圧高/高高警報発報時の対応操作:分岐b1)

過誤確率計算シート	b1		
動作に失敗	てする確率: <u>CRD冷却水差F</u>	王高高警報発報時の対応(手順書の遵守)に失敗する	
行動形成因子	・及び過誤確率	当該過誤確率での設定	
1. 利用可能な時間	利用可能な時間によるス トレス要因として考慮 停止時学会標準 表L.4	2. ストレス要因で考慮	
2. ストレス要因	作業負荷と運転員の熟練 度によるストレスの影響 停止時学会標準 表L.4	停止時学会標準 表L. 4No. 4 訓練内容と同等レベルであり,一般に高いストレスに は至らないが,操作は事象進展の中で発生することか ら,熟練者でのやや高いストレスファクタ2とする	
 3.操作の複雑さ 	5.操作の手順,又は6.	. 人間工学要因で考慮	
4. 訓練と経験	運転員の熟練度によるス トレスの相違 停止時学会標準 表L.4	2. ストレス要因で考慮	
5. 操作の手順	オミッションエラーの場 合に, 手順数の影響等に よる過誤確率値で考慮 停止時学会標準 表L.3	停止時学会標準 表L.3No.1 該当手順は特段長くはなく,記載も明確である (中央値0.001 EF3/平均値0.0012)	
6. 人間工学要因	コミッションエラーの場 合に, 個別状況による過 誤確率値で考慮 停止時学会標準 表L.2	過誤確率計算シートc(コミッションエラー)で考慮	
7.健康状態	運転員の健康管理は十分なされていることから,影響は小さい		
8.業務の連携	運転員間・運転直間の業績 い	務の連携は十分実施されていることから,影響は小さ 	
当該過誤確率値	<u>〔</u> (平均値) =オミッショ =0.0012×2 0.0025 対数正規分	ンエラー×ストレス要因] ·布EF3	

表 5-3 過誤確率算出シート

(CRD冷却水差圧高/高高警報発報時の対応操作:分岐b2)

過誤確率計算シート b2	_	
従雇	諸性を有する場合の過 話	呉確率
手順遵守又は動作に失敗する確率 従属性を考慮する動作失敗確率 合 計	2.5E-03 	(従属考慮前値)
<u>従属性の設定(停止時学会標</u> 事象発生から時間余裕として 上位の運転員による過誤回復 とする。	[準 表M.1) : 5分以上を有し, 担当 [に期待できる。比較的	当運転員以外の当直長等の 約余裕を有するため中従属
(停止时子云停毕 衣L.3) 完全従属	当該過誤確率值 =	1. 0E+00
高従属	当該過誤確率值 =	<u>(1+従属考慮</u> 前値) / 2 5.0E-01
○ 中従属	当該過誤確率值 = [<u>(1+6×従属</u> 考慮前値) / 7 <u>1.4E-01</u>
低従属	当該過誤確率值 = [<u>(1+19×従</u> 属考慮前値) / 20 5.2E-02
従属性なし	当該過誤確率值 = [従属考慮前値 2.5E-03

表 5-4 過誤確率算出シート

(CRD冷却水差圧高/高高警報発報時の対応操作:分岐c1)

過誤確率計算シート c1

動作に失敗する確率: CRD冷却水差圧高高警報発報時の対応操作に失敗する

行動形成因子	及び過誤確率	当該過誤確率での設定	
1. 利用可能な時間	利用可能な時間によるス トレス要因として考慮 停止時学会標準 表L.4	2.ストレス要因で考慮	
2. ストレス要因	作業負荷と運転員の熟練 度によるストレスの影響 停止時学会標準 表L.4	停止時学会標準表L.4No.4 訓練内容と同等レベルであり,一般に高いストレ スには至らないが,操作は事象進展の中で発生す ることから,熟練者でのやや高いストレスファク タ2とする	
3. 操作の複雑さ	5. 操作の手順, 又は6	. 人間工学要因で考慮	
4. 訓練と経験	運転員の熟練度によるス トレスの相違 停止時学会標準 表L.4	2. ストレス要因で考慮	
5. 操作の手順	オミッションエラーの場 合に, 手順数の影響等に よる過誤確率値で考慮 停止時学会標準 表L.3	過誤確率計算シートb1(オミッションエラー)で 考慮	
6. 人間工学要因	コミッションエラーの場 合に, 個別状況による過 誤確率値で考慮 停止時学会標準 表L.2	停止時学会標準 表L.2No.3 操作方法は訓練されており,操作器具は機能別に 分類されているため,同様なコントロールを持つ パネルで選択誤り(機能別によく分類された配 置)の過誤確率で代表する (中央値0.001 EF3/平均値0.0012)	
7.健康状態	運転員の健康管理は十分なされていることから,影響は小さい		
8.業務の連携	運転員間・運転直間の業 小さい	務の連携は十分実施されていることから,影響は	
当該過誤確率値	I (平均値) =コミッショ =0.0012×2 0.0025 対数正規分	ンエラー×ストレス要因 布 EF3	

表 5-5 過誤確率算出シート

(CRD冷却水差圧高/高高警報発報時の対応操作:分岐c2)

過誤確率計算シート c2	
従属	性を有する場合の過誤確率
手順遵守又は動作に失敗する確率 従属性を考慮する動作失敗確率 合 計	
従属性の設定(停止時学会標 事象発生から時間余裕として 上位の運転員による過誤回復 とする。	 準 表M.1) : 5分以上を有し,担当運転員以外の当直長等の に期待できる。比較的余裕を有するため中従属
(停止時学会標準 表L.5)	
完全従属	当該過誤確率值 = <u>1.0E+00</u>
高従属	当該過誤確率值 = $(1 + 従属考慮前値) / 2$ 5.0E-01
○ 中従属	当該過誤確率值 = $(1 + 6 \times 従属考慮前値) / 7$ 1.4E-01
低従属	当該過誤確率值 = $(1+19 \times \mathcal{U}$ 属考慮前值) $/ 20$ 5.2E-02
従属性なし	当該過誤確率值 = 従属考慮前值 2.5E-03



図 6 HRAイベントツリー

(CRD冷却水差圧高高警報発報時の対応操作)

別紙 3.1.2.2-1-16

表 6-1 過誤確率算出シート

(CRD冷却水差圧高高警報発報時の対応操作:分岐a)

過誤確率計算シート	a		
動作に失敗	なする確率 : <u>CRD冷却水差</u> 月	王高高警報発報時の対応(手順書の遵守)に失敗する	
行動形成因子	- 及び過誤確率	当該過誤確率での設定	
1. 利用可能な時間	利用可能な時間によるス トレス要因として考慮 停止時学会標準 表L.4	2. ストレス要因で考慮	
2. ストレス要因	作業負荷と運転員の熟練 度によるストレスの影響 停止時学会標準 表L.4	停止時学会標準 表L.4No.4 訓練内容と同等レベルであり,一般に高いストレスに は至らないが,操作は事象進展の中で発生することか ら,熟練者でのやや高いストレスファクタ2とする	
3. 操作の複雑さ	5.操作の手順,又は6.	. 人間工学要因で考慮	
4. 訓練と経験	運転員の熟練度によるス トレスの相違 停止時学会標準 表L.4	2. ストレス要因で考慮	
5. 操作の手順	オミッションエラーの場 合に,手順数の影響等に よる過誤確率値で考慮 停止時学会標準表L.3	停止時学会標準 表L.3No.1 該当手順は特段長くはなく,記載も明確である (中央値0.001 EF3/平均値0.0012)	
6. 人間工学要因	コミッションエラーの場 合に,個別状況による過 誤確率値で考慮 停止時学会標準 表L.2	過誤確率計算シートb(コミッションエラー)で考慮	
7.健康状態	 7.健康状態 運転員の健康管理は十分なされていることから、影響は小さい 		
8.業務の連携	運転員間・運転直間の業 い	務の連携は十分実施されていることから,影響は小さ	
当該過誤確率値	「 「 「 「 」 (平均値) = カ ミッショ = 0.0012×2 0.0025 対数正規分	ンエラー×ストレス要因] 布 <u>EF3</u>	

表 6-2 過誤確率算出シート

(CRD冷却水差圧高高警報発報時の対応操作:分岐b)

過誤確率計算シート b

動作に失敗する確率:<u>CRD冷却水差圧高高警報発報時の対応操作に失敗する</u>

行動形成因子	及び過誤確率	当該過誤確率での設定	
1. 利用可能な時間	利用可能な時間によるス トレス要因として考慮 停止時学会標準 表L.4	2.ストレス要因で考慮	
2. ストレス要因	作業負荷と運転員の熟練 度によるストレスの影響 停止時学会標準 表L.4	停止時学会標準表L.4No.4 訓練内容と同等レベルであり,一般に高いストレ スには至らないが,操作は事象進展の中で発生す ることから,熟練者でのやや高いストレスファク タ2とする	
3. 操作の複雑さ	5. 操作の手順, 又は6	. 人間工学要因で考慮	
4.訓練と経験	運転員の熟練度によるス トレスの相違 停止時学会標準 表L.4	2. ストレス要因で考慮	
5. 操作の手順	オミッションエラーの場 合に, 手順数の影響等に よる過誤確率値で考慮 停止時学会標準 表L.3	過誤確率計算シートa(オミッションエラー)で 考慮	
6. 人間工学要因	コミッションエラーの場 合に,個別状況による過 誤確率値で考慮 停止時学会標準 表L.2	停止時学会標準 表L.2No.3 操作方法は訓練されており,操作器具は機能別に 分類されているため,同様なコントロールを持つ パネルで選択誤り(機能別によく分類された配 置)の過誤確率で代表する (中央値0.001 EF3/平均値0.0012)	
7.健康状態	運転員の健康管理は十分なされていることから,影響は小さい		
8.業務の連携	運転員間・運転直間の業 小さい	務の連携は十分実施されていることから,影響は	
当該過誤確率催	i(平均値) =コミッショ =0.0012×2 0.0025 対数正規分	ンエラー×ストレス要因] 布 EF3	

表 6-3 過誤確率算出シート

(CRD冷却水差圧高高警報発報時の対応操作:分岐c)

過誤確率計算シート c	-	
従属	性を有する場合の過調	具確率
手順遵守又は動作に失敗する確率 従属性を考慮する動作失敗確率 合 計	2.5E-03 2.5E-03 5.0E-03	(従属考慮前値)
<u>従属性の設定(停止時学会標</u> 事象発生から時間余裕として 上位の運転員による過誤回復 とする。 (停止時学会標準 表L.5)	準 <u>表M.1):</u> 5分以上を有し,担当 に期待できる。比較的	泊運転員以外の当直長等の 内余裕を有するため中従属
完全従属	当該過誤確率值 =	1.0E+00
高従属	当該過誤確率值 = [<u>(1+従属考慮</u> 前値) / 2 5.0E-01
○ 中従属	当該過誤確率值 = [<u>(1+6×従属</u> 考慮前値)/7 1.5E-01
低従属	当該過誤確率值 = [<u>(1 + 1 9 ×従</u> 属考慮前値)/2 0 <u>5.5E-02</u>
() 従属性なし	当該過誤確率值 = [従属考慮前値 5.0E-03

RHR運転中のLOCAを起因事象から除外する

<u>考え方について</u>

本PRAにおいて、RHR運転中のLOCAを起因事象から除外した理由を以下に示す。

(1) 冷却材流出経路及び要因の特定

RHR-A停止時冷却モードの系統概要図を図1に示す。冷却材 流出経路の特定に際しては,以下の選定条件を設定した。

- ・RHR停止時冷却モード運転中に冷却材バウンダリを構成 する弁の故障を対象とする。
- ・流出先が原子炉となる弁の故障を除く。
- ・発生頻度の観点から、1弁の故障により冷却材の流出が発 生するものを対象とする。
- ・弁の故障モードは誤開及び内部リークを対象とする。

上記の選定条件より,次の4事象を運転中RHRからの冷却材 流出経路をとして選定した。

- RHRミニフロー弁(F064A)の故障によるS/Cへの冷却材流出
- ・S/P側吸込弁(F004A)の故障によるS/Cへの冷却材
 流出
- ・テストライン弁(F024A)の故障によるS/Cへの冷却材
 流出
- ・S/Pスプレイライン弁(F027A)の故障によるS/Cへの冷却材流出
- (2) 発生頻度の算出

対象とした事象により、RHR運転中のLOCAが発生する確 率について、1日当たりのRHR運転中のLOCAの発生頻度を算 出した。

RHR運転中のLOCAの発生頻度(/日)

=4×(電動弁誤開の発生確率+電動弁内部リークの発生確率) =4×(2.5E-9×24+4.1E-9×24)

= 6.3E-7/日

電動弁誤開の故障率^{*1} : 2.5E-9/h

電動弁内部リークの故障率^{*1}:4.1E-9/h

※1:国内21ヶ年機器故障率データ「故障件数の不確実さを考慮した 国内一般機器故障率の推定(平成21年5月公表)」

よって、PRAで評価対象とした期間(82日間)におけるRH R運転中のLOCA発生頻度は以下により算出される。

RHR運転中のLOCAの発生頻度(/定期検査)

 $= 6.3E-7 \swarrow \exists \times 82 \exists$

= 5.2E-5 / 定期検査

RHR運転中のLOCAの発生頻度は 5.2E-5/定期検査となり, RHR切替時のLOCAの発生頻度 1.2E-3/定期検査と比較して +分小さい値となった。また, RHR運転中のLOCAは, RH R切替時のLOCAと同様に緩和設備の待機/待機除外状態に依 らず,運転員の認知失敗が炉心損傷に至る主要な要因となる。し たがって, RHR運転中のLOCAの炉心損傷頻度についてもR HR切替時のLOCAと比較して十分小さい値となる。

以上より、RHR運転中のLOCAは起因事象から除外した。



図1 RHR-A停止時冷却モードの系統概略図

停止時PRA起因事象で評価対象とした冷却材流出事象(RHR切 替時のLOCA, CUWブロー時のLOCA, CRD点検時のLOC A, LPRM点検時のLOCA)の発生頻度については,実績等を用 いた算出が困難であるため論理モデルにより算出している。以下にそ の算出方法を示す。

1. RHR 切替時のLOCAの発生頻度

RHR切替時のLOCAとして, RHRポンプ切替操作時にお けるミニフロー弁(F064A/B)からの冷却材流出を想定する(図 1)。 RHRを原子炉停止時冷却モード(SDCモード)で運転する場 合は, ミニフロー弁は閉の状態で停止時冷却ライン調整弁 (F053A/B)を開としてRHRポンプを起動する。この際,停止時 冷却ライン調整弁の開操作失敗により,最低流量が確保されない 場合,インターロックによりミニフロー弁が自動開となり冷却材 流出が発生する。よって,RHR切替時の冷却材流出の起因事象 発生頻度は,停止時冷却ライン調整弁に係る以下の人的過誤確率 を用いて評価する。

・運転員の弁開操作忘れ

手順書(10項以下)中の1項目を省いてしまう人的過誤確率
・管理者の開操作チェック失敗

手順書を用いて行う慣例的な点検(作業)の作業ミスを発見し そこなう人的過誤確率を用い,これに低従属を考慮し評価

別紙 3.1.2.2-3-1

項目	平均值	中央値	備考
運転員の弁開 操作忘れ	1.2E-03	1.0E-03	N U R E G ∕ C R − 1 2 7 8 T a b l e 2 0 − 7 (1)
管理者の開操 作チェック失 敗	2.3E-01	1.5E-01	NUREG/CR-1278 Table20-22(1)の人的過 誤確率 0.1に低従属を考慮
RHR切替 1 回当たりの冷 却材流出発生 頻度	2.9E-04	_	EF を 10 と設定 (工学的判断)

表1 RHR切替時のLOCAの発生頻度

RHR切替 1 回当たりのLOCA発生頻度は,各々の平均値を 乗じることにより算出した。

以上より, RHR切替1回当たりのLOCAの発生頻度は 2.9E-4/回となる。



図1 RHR停止時冷却モードの系統概略図

CUWブロー時のLOCAの発生頻度

CUWブロー時のLOCAとして、CUWによる水位低下操作 時のCUWブロー弁(F033)の閉め忘れを想定する(図 2)。起因 事象発生頻度は、以下に示す人的過誤確率を用いて評価する。

・運転員の弁の閉操作忘れ

CUWブローは厳重な管理の下で実施される作業であり,そ の作業過誤は,表3に示す「厳重な管理の下にある機器復旧に 対する過誤」に分類されるが,弁閉止操作はブロー開始から時 間が経過した後で実施される作業のため,保守的に「機器組立 /計器校正に対する過誤」の人的過誤確率を使用して評価

・管理者の閉操作チェック失敗

日常的なものではなく,特に要求された点検(作業)の作業 ミスを発見し損なう人的過誤確率を用い,これに低従属を考慮 して評価

項目	平均值	中央値	備考		
運転員の弁の		1 05 04	機器組立/計器校正に対する過誤		
閉操作忘れ	8.5E-04	1.0E-04	確率		
管理者の閉操			N U R E G / C R - 1 2 7 8		
作チェック失	1.6E-01	9.8E-02	Table20-22(1)の人的		
敗			過誤確率 0.05 に低従属を考慮		
ブロー操作 1					
回当たりの冷	1 25 04		FF た 10 に 乳 安 (工 労 的 如 紙)		
却材流出発生	1.3E-04	_	EF を 10 と 設 た (上 子 的 判 断)		
頻度					

表2 CUWブロー時のLOCAの発生頻度

ブロー操作1回当たりのLOCA発生頻度は,各々の人的過誤 確率の平均値を乗じることにより算出した。 以上より, CUWブロー1 回当たりのLOCAの発生頻度は 1.3E-4/回となる。



図 2 CUW系統概略図

3. C R D 点検時の L O C A の 発生 頻度

CRD点検時のLOCAの発生頻度は,以下の人的過誤を考慮し たイベントツリーを作成し,人的過誤確率を分岐確率として与えて 評価する。

a. C R D 取り外し時

- ・制御棒によるシール確保失敗
- ・シール確保失敗時の漏えい認知失敗
- ・漏えい認知成功時の復旧失敗

b. C R D 取り外し状態

別紙 3.1.2.2-3-4

・オペフロ側の操作誤りによる当該CRの誤取り外し

c. C R D 取り付け時

- ・フランジ取り付け忘れ
- ・フランジ取り付け忘れ時のオペフロ側の操作誤りによる当該 CRの誤取外し
- ・フランジ取り付け不十分

d. C R D 取り付け完了時

- ・フランジ取り付けが不十分な場合の漏えい認知失敗
- ・漏えい認知成功時の復旧失敗

CRD取り外し状態において,当該CRを誤って取り外す(オペ フロ側操作誤り)場合等,CRとCRDを同時に取り外した時に漏 えい量は大規模となる。それ以外の場合の漏えい量は小規模となる。

これらの冷却材流出流量の違いにより緩和設備の成功基準が異な るため、大規模漏えいと小規模漏えいを区別して評価する。CRD 点検時のLOCAの発生頻度を算出するためのイベントツリーを図 3に示す。

図 3 より、CRD点検時のLOCAの 1 本当たりの発生頻度は 1.1E-6/本(小規模:1.1E-06/本,大規模:7.1E-09/本)となる。

		CRD取外し		C R D 取外 し状態	C	RD取り付け	時	C R D 取り	付け完了時			改化医库	
CRD点検	シール確保 失敗	漏えい認知 失敗	復旧失敗	オペフロ側 操作誤り	フランジ 取り付け忘れ	オペフロ側 操作誤り	フランジ取り 付け不十分	漏えい 認知失敗	復旧失敗	No	状態	完生頻度 (/本)	備考
										1	-		
										2 3	- 漏えい	7.1E-08	小規模
										4	漏えい	7.1E-07	小規模
										6	漏えい	7.1E-09	大規模
										7	漏えい -	1.0E-20	大規模
								I	I	9	-		
										10	漏えい 漏えい	7.1E-12 7.1E-11	小規模
										12	-	1.12 11	11/0/10
										13	漏えい 漏えい	7.1E-13 1.0E-24	大規模
										15	漏えい	2.7E-08	小規模
										16	漏えい	2.7E-07	小規模
											合計	1.1E-06	

図3 CRD点検時のLOCA発生頻度算出用イベントツリー

4. L P R M 点検時の L O C A の 発生 頻度

LPRM点検時のLOCAの発生頻度は,以下の人的過誤を考慮 したイベントツリーを作成し,人的過誤確率を分岐確率として与え て評価する。

a. L P R M 取り外し時

・ドライチューブシール確保失敗

・ドライチューブシール確保失敗時の漏えい認知失敗

b. ドレンライン取り付け失敗

c. L P R M 装荷時

・ドライチューブシール確保失敗

・ドライチューブシール確保失敗時の漏えい認知失敗

d. オペフロ側操作誤り

LPRM点検時のLOCAの発生頻度を算出するためのイベント ツリーを図4に示す。

図 4 より, L P R M 点検時のL O C A の 1 本当たりの発生頻度は 5.4E-7/本となる。

	LPRM	M取外し	ドレンライ	L P R	M装荷				76.41.4元 古
LPRM交換	ドライ チューブ シール確保	シール 漏えい認知	ン 取り付け	ドライ チューブ シール確保	シール 漏えい認知	オペラロ側 操作誤り	No	状態	発生頻度 (/本)
							1	-	
							2	-	
							3	漏えい	2.7E-07
							4	-	
							5	漏えい	7.1E-09
							6	-	
							7	-	
							8	漏えい	2.7E-11
							9	-	
							10	漏えい	7.1E-13
							11	漏えい	2.7E-07
								合計	5.4E-07

図4 LPRM点検時のLOCA発生頻度算出用

イベントツリー

5. LOCAの発生頻度算出に使用する人的過誤

LOCAの発生頻度算出に使用する人的過誤の考え方及び人的過 誤確率を表3に示す。

冷却材流出の発生頻度算出に使用する人的過誤は, 定検時の作業 員の点検・検査時に特徴的な過誤で, 実績データは少ない。このた め,現在までの経験や知見を工学的に判断し, 作業員の過誤確率を 設定した。 LOCAの発生頻度算出に使用する人的過誤の考え方及び人的過誤確率 表 3

미운 빈 , 무선 기	1 서수·교육묘 ····		人的過誤	確率[/d]	
人的過誤 No	人的過時の項目	人的過誤の特徴	10 ⁻¹ 10 ⁻² 10 ⁻³	10 ⁻⁴ 10 ⁻⁵ 10 ⁻⁶	適用例
	·····································	故障や誤操作との組合せ	w V	M:1.0E-02	MCC 電源の遮断失敗
1	女王佰闾/ 女王刈 筮/2 牡ナ 7 酒部	でトラブルに至るために,		A:2.7E-02	電動弁のラインナップ失
	束に刈り つ週段	過誤が摘出されにくい。		EF:10	敗
		トラブルの摘出を念頭に	M V	M:1 OF 09	
c	点検/確認/試験に	実施される作業であるた		A:9.7E-03	機器漏えいの認知失敗
1	対する過誤	めに、過誤が見逃される可		EF: 10	漏えい試験の確認失敗
		能性がある。	-	7	
	罪한 집합 가동기 수수 비슷 집합 敎社	系統や機器の機能回復に	M:1.0E-04 A	M I	隔離弁の復旧失敗
က	(秋台)时 (五/ 三 台)书 (古) (古) (五) (1)	係るために,過誤は発生し	A:2.7E-04		流出部の隔離失敗
	以らりっしい	いてくい。	EF:10	_	安全弁の設定ミス
		第11日を見ていた。		, 21 2	隔離弁の開閉操作忘れ
	厳重な管理の下に	※	M:1.0E-05	A M -	リフトの復旧忘れ
4	ある機器復旧に対	人はトノノアに出るため、、、、「開設がた」	A:2.7E-05		ポンプの復旧失敗
	する過誤	し、画駅が先任しないよう	EF:10		C R D/L P R M の 復旧
		十分は息されている。			失敗
					M:メディアン値
					A:平均值
					EF:エラーファクター

停止時のLOCA発生頻度算出時の人的過誤の設定について

停止時のLOCA発生頻度算出において対象となる人的過誤の確率 については、THERP手法(NUREG/CR-1278)を参考 にして以下のとおり設定した。

(1) 対象となる人的過誤の分類

停止時のLOCA発生頻度算出において対象となる人的過誤を, 人的過誤の特徴により以下の4つに分類した。

a. 安全措置/安全対策に対する過誤

当該作業の失敗のみではトラブルに至らない作業における過 誤であり、下記のb. ~d. に比べて過誤が見逃される可能性 が高いと考えられる。

例: M C C 電源の遮断失敗, 電動弁のラインナップ失敗 b. 点検/確認/試験に対する過誤

トラブルや不具合を確認する作業における過誤であり,下記のc.~d.に比べて過誤が見逃される可能性が高いと考えられる。

例:機器漏えいの認知失敗,漏えい試験の確認失敗

c. 機器組立/計器校正に対する過誤

系統や機器の機能回復を確認する作業における過誤であり,

上記のa.~b.に比べて機器の状態確認が注意深く行われる。

例:隔離弁の復旧失敗,安全弁の設定ミス

d. 厳重な管理下における機器復旧に対する過誤

復旧作業の失敗が直接過大なトラブルに至る作業における過

別紙 3.1.2.2-4-1

誤であり, 厳重に管理されている。

例:隔離弁の開閉操作忘れ、リフトの復旧忘れ、ポンプの復

旧失敗, CRD/LPRMの復旧失敗

- (2) 人的過誤確率の設定
 - a. 厳重な管理下における機器復旧に対する人的過誤確率

人的過誤が直接トラブルに至る作業での(1)d.「厳重な管理 下における機器復旧に対する過誤」に対して, THERP手法 を参考とし,表1に示すとおり人的過誤確率を設定した。

作業者の人的過誤確率については,(1)d.の作業は厳重な管 理体制とした上での作業となるため,NUREG/CR-12 78のTable20-6(表3)における(2)「特別な定期的なチェッ ク又は検査機能を開始した状態」の人的過誤確率 1×10⁻³を適 用した。

チェック者による作業者のミスの検出失敗確率については、 NUREG/CR-1278のTable20-22(表 4)における(4) 「計器による測定等の、積極的な関与を伴うチェック」のチェ ック者のミス検出失敗確率1×10⁻²を適用した。

b. その他の人的過誤確率

(1) a. ~ c. については、(1) d. で厳重な管理がなされる
 として設定した表3における(2)の人的過誤確率1×10⁻³に対し
 て,表3における(1)「定期的な試験や点検を実施する場合」の
 人的過誤確率1×10⁻²が1桁高くなっていることを参考に、そ
 れぞれ1桁ずつ高い人的過誤確率を設定した。

c. エラーファクタ

エラーファクタについては,これらの人的過誤確率の持つ不

確実性を考慮し、10を設定した。

上記のとおり評価した結果を表2に示す。

表1 厳重な管理下における機器復旧に対する過誤

No	項目	中央値	備考
а	特別な管理方法における作業者 の人的過誤	1.0×10 ⁻³ (a)	表 3 における(2)「特別な定期的なチェッ ク又は検査機能を開始した状態」の人的過 誤確率を設定
b	チェック者による作業者のミス の検出失敗	1.0×10 ⁻² (b)	表 4 における(4)「計器による測定等の, 積極的な関与を伴うチェック」のチェック 者のミス検出失敗確率を設定
с	厳重な管理下における機器復旧 に対する過誤確率	1.0×10 ⁻⁵ (a×b)	a 及び b より算出

表 2 停止時のLOCA時に適用する人的過誤

No.	人的過誤の 項目	人的過誤の特徴	中央値	EF	適 用 例
а	安全措置/安全 対策に対する過 誤	当該作業の失敗のみではト ラブルに至らない作業にお ける過誤であり,下記のb. ~d.に比べて過誤が見逃 される可能性が高いと考え られる。	1.0×10 ⁻²	10	MCC 電源の遮断失敗 電動弁のラインナッ プ失敗
b	点検 / 確認/試 験に対する過誤	トラブルや不具合を確認す る作業における過誤であ り、下記のc. ~d. に比 べて過誤が見逃される可能 性が高いと考えられる。	1.0×10^{-3}	10	機器漏えいの認知失 敗 漏えい試験の確認失 敗
С	機器組立/計器 校正に対する過 誤	系統や機器の機能回復を確 認する作業における過誤で あり,上記のa.~b.に 比べて機器の状態確認が注 意深く行われる。	1.0×10^{-4}	10	隔離弁の復旧失敗 安全弁の設定ミス
d	厳重な管理下に おける機器復旧 に対する過誤	復旧作業の失敗が直接過大 なトラブルに至る作業にお ける過誤であり,厳重に管 理されている。	1.0×10 ⁻⁵	10	隔離弁の開閉操作忘 れ リフトの復旧忘れ ポンプの復旧失敗 CRD/LPRMの復旧失敗

Table	20-6	Estimated HEP	s related	to failure of
		administrativ	e control	(from Table 16-1)

Item	Task	HEP	EF
(1)	Carry out a plant policy or scheduled tasks such as periodic tests or maintenance per-	.01	5
63	formed weekly, monthly, or at longer intervals	9 Q	
(2)	Initiate a scheduled shiftly checking or	.001	3
	inspection function*	28	1.4.
	Use written operations procedures under		~
(3)	normal operating conditions	.01	3
(4)	abnormal operating conditions	.005	10
(5)	Use a valve change or restoration list	.01	3
(6)	Use written test or calibration procedures	.05	5
(7)	Use written maintenance procedures	.3	5
(8)	Use a checklist properly**	.5	5

*Assumptions for the periodicity and type of control room scans are discussed in Chapter 11 in the section, "A General Display Scanning Model." Assumptions for the periodicity of the basic walk-around inspection are discussed in Chapter 19 in the section, "Basic Walk-Around Inspection."

** Read a single item, perform the task, check off the item on the list. For any item in which a display reading or other entry must be written, assume correct use of the checklist for that item.

表 4 NUREG/CR-1278 Table20-22

Table 20-22 Estimated probabilities that a checker will fail to detect errors made by others* (from Table 19-1)

Item	' ' Checking Operation	HEP	EF
(1)	Checking routine tasks, checker using written materials (includes over-the-shoulder inspections, verifying position of locally operated valves, switches, circuit breakers, connectors, etc., and checking written lists, tags, or procedures for accuracy)	.1	5
(2)	Same as above, but without written materials	.2	5
(3)	Special short-term, one-of-a-kind checking with alerting factors	.05	5
(4)	Checking that involves active participation, such as special measurements	.01	5
1	Given that the position of a locally operated valve is checked (item 1 above), noticing that it is not completely opened or closed:	.5	5
(5)	Position indicator** only	.1	5
(6)	Position indicator** and a rising stem	.5	5
(7)	Neither a position indicator** nor a rising stem	.9	5
(8)	Checking by reader/checker of the task performer in a two-man team, <u>or</u> checking by a <u>second</u> checker, routine task (no credit for more than 2 checkers)	.5	5
(9)	Checking the status of equipment if that status affects one's safety when performing his tasks	.001	5
(10)	An operator checks change or restoration tasks performed by a maintainer	Above HEPs + 2	5

*This table applies to cases during normal operating conditions in which a person is directed to check the work performed by others either as the work is being performed or after its completion.

** A position indicator incorporates a scale that indicates the position of the valve relative to a fully opened or fully closed position. A rising stem qualifies as a position indicator if there is a scale associated with it.
<u>炉心損傷条件について</u>

1. 炉心損傷の判定条件及び評価条件

(1) 炉心損傷の判定条件

本評価では炉心損傷の判定条件を次のとおり設定した。

・炉心燃料の燃料有効長頂部(TAF)が露出した状態

(2) 炉心損傷の評価条件

炉心損傷の判定条件となるTAFの露出までの余裕時間は,保 有水量や崩壊熱に依存する。POSごとの評価条件について,表1 に示す。

POS	原子炉水位	プール ゲート	保有水量	評 価 対 象 燃 料	崩壊熱を考 慮する燃料
POS-S, A,C1,C2, D	原子炉通常水位	閉		炉心燃料	炉心燃料
РОЅ-В1 ~Вб	原子炉ウェル満水	開		炉心燃料	炉心燃料 + SFP内の 使用済燃料

表1 炉心損傷判定の評価条件

2. 冷却材の保有水量

1. の評価条件における保有水量は,以下のとおり設定した。なお,保有水量の設定に使用した保有水量のエリア分割の概要は図 1 に示すとおりである。

(1) 原子炉通常水位(POS-S, A, C1, C2, D)

通常水位の場合の保有水量は,原子炉圧力容器底部から原子炉 通常水位までの水量(a+b+c)とした。また,崩壊熱により蒸発す る水量はTAFから通常水位までの水量(c)を考慮した。

別紙 3.1.2.3-1-1

(2) 原子炉ウェル満水(POS-B1~B6)

原子炉ウェル満水時の場合の保有水量は,原子炉圧力容器底部 から原子炉ウェル満水までの水量(a+b+c+d1+d2)とした。また, 崩壊熱により蒸発する水量はTAFから原子炉ウェル満水までの 水量(c+d1+d2)を考慮した。

上記の水量の設定は,評価対象を炉心またはSFPいずれの燃料 とした場合にも,表2に示すとおり保守的な条件となっている。

	۱	新作う住田中で	評価は	こ使用する水量	· ·	現実的な水量
原于炉 水位	ゲート	評価に使用する水量の範囲	対象 燃料	保有水量 (保有水工リア)	対 象 燃 料	保有水量 (保有水エリア)
通常	日日	崩壊熱により水 温が上昇する範 囲	炉心		炉心	
水位	(H)	崩壊熱により冷 却材が蒸発・流出 する範囲	炉心		炉心	
原子炉		崩壊熱により水 温が上昇する範 囲	炉心		炉心 SFP	
ウェル 満水	開	崩 壊 熱 に よ り 冷 却材 が 蒸発・流 出 す る 範 囲	炉心		炉心 SFP	

表 2 設定した保有水量



エリア分割保有水量

	エリア	水量(m ³)
a	原子炉圧力容器底部から燃料有効長底部まで	
b	燃料有効長底部から燃料有効長頂部まで	
с	燃料有効長頂部から通常水位まで	e Anno 1997 - Pris
d 1	通常水位から原子炉圧力容器フランジまで	
d 2	原子炉圧力容器フランジから原子炉ウェル満 水水位まで	
e .	燃料プール底部から燃料有効長頂部まで	
f' f''	燃料有効長頂部から燃料プール通常水位まで	

図1 保有水のエリア分割概要図

別紙 3.1.2.3-1-3

崩壊熱除去機能喪失時の緩和操作のための余裕時間評価の

前提条件について

崩壊熱除去機能喪失時の緩和操作のための余裕時間は, 炉心及び使 用済燃料プールで発生する崩壊熱及び冷却材の保有水量を基に評価し ている。余裕時間評価の前提条件を以下に示す。

(1) 崩壊熱

炉心及び使用済燃料プールで発生する崩壊熱は、「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」指定の May-Witt の式を使用し評価した。各POS における崩壊熱は、各POSの開始時点を代表時間として評価し、 POS期間中における崩壊熱の減衰は考慮していない。各POSの 代表時間における崩壊熱の評価結果を表1に示す。また、崩壊熱の 評価においては、炉心及び使用済燃料プール内の燃料を以下のとお り想定している。

a. 炉心

炉心の燃料 764 体(100% 炉心)は,通常1回の定検で約20~ 25% 炉心の燃料が交換され,発電機解列時点では照射時間約1年 ~4年の燃料がそれぞれ約20~25% 炉心ずつ装荷されているが, 本PRAでは,保守的に全ての炉心燃料の照射時間を4年として いる。また,燃料取替による照射燃料の燃料プールへの取出し及 び新燃料の装荷は考慮していない。

b. 使用済燃料プール

使用済燃料プールの使用済燃料貯蔵容量は 295% 炉心(2250 体)

別紙 3.1.2.3-2-1

である。本PRAでは、1 炉心分の燃料を除いた 195% 炉心分の燃料が使用済燃料プールに保管されているものとしている。また、 定期検査ごとに約 20~25% 炉心分の燃料が交換されることを考 慮し、使用済燃料プールには冷却期間の異なる 25% 炉心ずつの使 用済燃料(照射時間4年)が保管されているとする(冷却期間1 年~7年:各 25% 炉心,冷却期間8年:20% 炉心)。

(2) 冷却材初期温度

冷却材の初期水温は燃料交換作業や原子炉周りの機器の保守が行 える最高温度である 52℃としている。

(3) 冷却材の保有水量

冷却材の保有水量は、別紙 3.1.2.3-1 に示すとおりである。

POS	崩壊熱評価の 代表時間	崩壊熱 (MW)
S	6時間後	30.5
А	1日後	20.8
B 1	3日後	14.4
B 2	8日後	8.9
В З	11 日後	7.7
B 4	25 日後	5.6
В 5	33 日後	5.0
В 6	45 日後	4.5
C 1	58日後	3.3
C 2	66日後	3.1
D	75 日後	2.9

表1 各POSの代表時間における崩壊熱

LOCAにおける余裕時間の評価について

本PRAでは,冷却材流出に係る起因事象としてRHR切替時のL OCA, CUWブロー時のLOCA, CRD点検時のLOCA及びL PRM点検時のLOCAを選定している。このうち, CRD点検時の LOCA及びLPRM点検時のLOCAについては,現場作業に伴う 人的過誤により発生する事象であるため,作業員が冷却材流出の認知 に失敗することは想定し難いことから,認知失敗を評価するための余 裕時間は設定していない。

RHR切替時のLOCA及びCUWブロー時のLOCA各事象にお ける余裕時間を表1に示す。停止時のLOCAにおける余裕時間は, 冷却材の流出流量及び保有水量から,炉心内の燃料が露出するまでの 時間としている。

表1より,通常水位状態におけるRHR切替時のLOCA及びCU Wブロー時のLOCAにおいては,燃料が露出するまでの時間は3.6 時間あることから,緩和設備作動までの余裕時間を3時間としている。 また,ウェル満水状態におけるRHR切替時のLOCAにおいては, 原子炉ウェル満水状態では保有水量が多いため,燃料露出までに十分 な時間があり,冷却材流出の認知に失敗することは想像し難いことか ら,認知失敗を評価するための余裕時間は設定していない。

起因事象	TAFまで ´の保有水量 (m ³)	冷却材流出 流量 (m ³ ∠h)	燃料露出まで の時間(h)	備考
R H R 切替時 のL O C A		• • •	3.6	通常水位
			22.8	原子炉ウェル満水
C U W ブロー時 の L O C A	•		3.6	通常水位

表1 冷却材流出時の燃料露出までの時間

炉心損傷防止に必要な安全機能の考え方について

(1) 炉心損傷の判定条件

本PRAでは、炉心損傷の判定条件を次のとおり設定している。

・炉心燃料の燃料有効長頂部(TAF)が露出した状態

(2) 炉心損傷防止に必要な安全機能

各起因事象において炉心損傷防止に必要な安全機能は以下のとおりであ る。

a. 崩壊熱除去失敗(残留熱除去系の故障及び外部電源喪失)

崩壊熱除去失敗に係る起因事象に対して,炉心損傷防止に必要な安全 機能を表1に示す。

POS	S	А	В	С	D
RPV の状態	閉鎖	閉鎖~開放	開放	開放~閉鎖	閉鎖
PCV の状態	開放	開放	開放	開放*1	閉鎖
	除熱機能	除熱機能	除熱機能	除熱機能	除熱機能
必要な 安全機能	注水機能 減圧機能	注水機能 減圧機能 ^{※2}	注水機能	注水機能 減圧機能 ^{※2}	注水機能 減圧機能 PCV 除熱機能

表1 炉心損傷防止に必要な安全機能(崩壊熱除去失敗)

※1:格納容器漏えい率検査のため、PCVは一時的に閉鎖されるが、この期間は短期 間であり、崩壊熱量も小さいため、PCV開放状態で代表させた。 ※2:RPVが閉鎖されている期間のみ。

RPVが閉鎖されている状態(POS-S, POS-A, POS-C 及びPOS-D)においては、崩壊熱除去失敗時に冷却材温度が 100℃ に到達後、水蒸気によりRPVが加圧されると、原子炉減圧が必要とな る。

原子炉減圧に失敗する要因として,SRVの機械的故障と運転員によるSRV開操作失敗があるが,SRVの機械的故障については18弁の全

別紙 3.1.2.3-4-1

弁が作動に失敗する確率は無視できるほど小さい。また,原子炉水位が TAFに到達するまでの余裕時間が出力運転時に比べて十分長い(PO S-Sの大気圧条件におけるTAF到達までの余裕時間は4.1時間)こ とを踏まえると,運転員によるSRV開操作失敗確率は十分小さい。

そのため、本PRAでは、RPVが閉鎖されている期間においても、 減圧機能はモデル化していない。

また, PCVが閉鎖されている状態(POS-D)においては, 崩壊 熱除去失敗時にSRVを介してS/Cに流入した蒸気によりS/P温 度が上昇する。

しかし, POS-Dでは崩壊熱が停止直後の1/10以下まで低下して おり, S/P水温の上昇が緩やかであるため,除熱操作までの時間余裕 は十分長いことから,運転員による操作失敗確率は十分小さい。

そのため、本PRAではPCVが閉鎖されている期間においても、P CV除熱機能はモデル化していない。

以上より,崩壊熱除去失敗時の炉心損傷防止に必要な安全機能として, 除熱機能又は注水機能のみをモデル化している。

b. 原子炉冷却材の流出

原子炉冷却材喪失に係る起因事象に対して,炉心損傷防止に必要な安 全機能を表2に示す。

表2 炉心損傷防止に必要な安全機能(原子炉冷却材喪失)

POS	S	А	В	С	D
RPV の状態	閉鎖	閉鎖~開放	開放	開放~閉鎖	閉鎖
PCV の状態	開放	開放	開放	開放 ^{※1}	閉鎖
必要な安全機能	注水機能	注水機能	注水機能	注水機能	注水機能 除熱機能

※1:格納容器漏えい率検査のため、PCVは一時的に閉鎖されるが、この期間は短期 間であり、崩壊熱量も小さいため、PCV開放状態で代表させた。 プラント停止期間においては,原子炉冷却材の圧力・温度は低いため, PCVが閉鎖されている期間においても,原子炉冷却材の流出によるP CV圧力・温度の上昇は限定的である。そのため、本PRAでは原子炉 冷却材流出時の炉心損傷防止に必要な安全機能として,注水機能のみを モデル化している。

システム信頼性解析の結果について

各緩和設備の代表的なフォールトツリー(FT)のモデル化内容 を表 1~表 5 に示す。また,各緩和設備のシステム信頼性解析結果 を表 6 に示す。

- (1) HPCS
 - 「残留熱除去系の故障」,「原子炉冷却材の流出」

外部電源が健全であるため,外部電源及びHPCS-DG からの受電失敗をモデル化している。

②「外部電源喪失」

外部電源喪失により, HPCS-DGからの受電失敗のみ をモデル化している。

HPCSの電源として、②ではHPCS-DGのみに期待する ことになるため、電源の喪失によりHPCSが機能喪失に至る確 率が高くなり、①と比較して②の場合の非信頼度は高くなる。

- (2) L P C S , L P C I -A / B / C
 - ①「残留熱除去系の故障」,「原子炉冷却材の流出」

外部電源が健全であるため,外部電源及び非常用DGから の受電失敗をモデル化している。

②「外部電源喪失」

外部電源喪失後の非常用DGからの受電失敗は,別途イベントツリー上で考慮しているため,FTでは非常用DGから

別紙 3.1.2.5-1-1

の受電成功時を想定し,受電失敗による機能喪失はモデル化 していない。

②では受電失敗をモデル化していないが、①においても外部電 源及び非常用DG両方からの受電に失敗する確率は小さく、非信 頼度に対する寄与が小さいため、非信頼度の点推定値に差は現れ なかった。なお、上記の電源に対する想定については、「(3) R HR-A/B」も同様の想定としている。

- (3) R H R A \checkmark B
 - 「残留熱除去系の故障」

起因事象発生により,運転中のRHRが機能喪失した際の 待機中RHRの起動失敗をモデル化しており,ポンプの起動 や必要な弁操作を考慮している。

②「外部電源喪失」

待機中RHRの起動失敗をモデル化している点では①と同様だか,外部電源喪失により,当該系統の格納容器隔離弁が 閉止されるため,格納容器隔離弁の開操作が必要となる。

②では①の操作に加えて格納容器隔離弁の開操作が必要となる ため、①と比較して②の場合の非信頼度は高くなる。

- (4) C S T $A \swarrow B$
 - ①「残留熱除去系の故障」,「原子炉冷却材の流出」

待機中CSTの起動失敗をモデル化しており、ポンプの起 動や必要な弁操作を考慮している。

②「外部電源喪失」

電源の状態については、事故シーケンスの定量化時に別途 イベントツリー内で考慮しているため、①と同じFTを用い て評価している。

表1 HPCSの代表的なFTのモデル化範囲

	7 1 1	サポート系			
起因事象	ライン	空調機	補機冷却系 (HPCS-DGSW)	交流電源	直流電源
残留熱除去系の故障 原子炉冷却材の流出	0	0	0	$\bigcirc \ ^{\ast 1}$	0
外部電源喪失	0	0	0	○ * 2	0

※1:外部電源及びHPCS-DGからの受電失敗をモデル化

※2: HPCS-DGからの受電失敗のみをモデル化

表2 LPCSの代表的なFTのモデル化範囲

	7 1 1		サポー	ト系	
起因事象	フロント ライン	空調機	補機冷却系 (RHRS)	交流電源	直流電源
残留熱除去系の故障 原子炉冷却材の流出	0	0	○ * 1 (起動モード)	$\bigcirc \ ^{st \ 2}$	0
外部電源喪失	0	0	○ ^{※1} (起動モード)	% 3	_ % 3

※1:待機中RHRSの起動失敗をモデル化

※2:外部電源及び非常用DGからの受電失敗をモデル化

※3:非常用DGからの受電成功時を想定しているため、モデル化していない

表3 LPCI-A/B/Cの代表的なFTのモデル化範囲

	7 1 1	サポート系			
起因事象	ライン	空調機	補機冷却系 (RHRS)	交流電源	直流電源
残留熱除去系の故障 原子炉冷却材の流出	0	0	○ ^{※1} (起動モード)	$\bigcirc \ ^{st \ 2}$	0
外部電源喪失	0	0	○ ^{※1} (起動モード)	_ % 3	_ % 3

※1:待機中RHRSの起動失敗をモデル化

※2:外部電源及び非常用DGからの受電失敗をモデル化

※3:非常用DGからの受電成功時を想定しているため、モデル化していない

表4 RHR-A/Bの代表的なFTのモデル化範囲

	7 1 1	サポート系			
起因事象	ライン	空調機	補機冷却系 (RHRS)	交流電源	直流電源
残留熱除去系の故障 原子炉冷却材の流出	○ ^{※1} (起動モード)	0	○ ^{※3} (起動モード)	○ ** 4	0
外部電源喪失	○ ^{※1※2} (起動モード)	0	○ ^{※3} (起動モード)	_ % 5	_ % 5

※1:待機中RHRの起動失敗をモデル化

※2:外部電源喪失によりPCV隔離弁が閉止するため, PCV隔離弁開操作をモ デル化

※3:待機中RHRSの起動失敗をモデル化

※4:外部電源及び非常用DGからの受電失敗をモデル化

※5:非常用DGからの受電成功時を想定しているため、モデル化していない

表5 CST-A/Bの代表的なFTのモデル化範囲

却田声色	フロントライン	サポート系	
起囚爭家	ノロントワイン	交流電源	
残留熱除去系の故障 原子炉冷却材の流出	○ ^{※1} (起動モード)	○ ** ²	
外部電源喪失	○ ^{※1} (起動モード)	○ ^{**} ²	

※1:待機中CSTの起動失敗をモデル化

※2:外部電源及び非常用DGからの受電失敗をモデル化

ム信頼性評価結果		備考		電源として外部電源及び HPCS-D6 に期待									電源として HPCS-DG のみに期待							外部電源喪失により、閉止した当該系統の	PCV 隔離弁の開操作が必要	
は表的なシステ	非信頼度	平均値	(p 🗸)	4.1 $E - 0.3$	2.0E-03	2.1E-03	2.1E-03	2.1E-03	1.8E-03	1.8E-03	5.3E-03	5.4 $E - 0.3$	9.0E-03	2.2E-03	2.3E-03	2.3E-03	2.2E-03	1.8E-03	1.8E-03	6.5E - 03	6.6E-03	
RAにおける代	非信頼度	点推定値	(/ d)	4.1E-03	2.1E-03	2.2E-03	2.2E-03	2.2E-03	1.8E-03	1.8E-03	5.2E-03	5.2E-03	9.1E-03	2.1E-03	2.2E-03	2.2E-03	2.2E-03	1.8E-03	1.8E-03	6.9E-03	6.9E-03	は期待しない
表 6 停止時 P		緩和設備		H P C S	LPCS	L P C I - A	L P C I - B	L P C I – C	C S T - A	C S T - B	$R H R - A^{*}$	R H R - B *	H P C S	LPCS	L P C I - A	L P C I – B	L P C I – C	C S T - A	C S T - B	R H R - A	R H R - B	冷却材の流出」で
		起因事象					書字の ギト 含森 5 身	残留熱係大米の政庫面子后冷却材の流出									外部電源喪失					※:起国事象「原子炉

停止時 D K A における代表的なシステム信頼性評価結果

別紙 3.1.2.5-1-6

人的過誤に係わるストレスレベル及びストレスファクタの

<u>考え方について</u>

停止時 P R A における起因事象発生前後の人的過誤確率をストレ スレベル及びストレスファクタとともに表 1 及び表 2 に示す。

停止時PRAにおけるストレスレベル及びストレスファクタについては、出力運転時と同様の考え方に基づき以下のとおり設定している。

(1) ストレスレベルの分類

本PRAでは、ヒューマンエラーハンドブック(NUREG/ CR-1278)のTHERP手法(Technique for Human Error Rate Prediction)を使用しており、作業負荷等に応じて7つのス トレスレベルを分類し、それらに対応した補正係数(ストレスフ ァクタ)を評価している。その詳細については、表3に示す。

作業負荷が低い場合は注意力が散漫になり,逆に作業負荷が高 い場合には人間の通常業務遂行能力の限界に近づいている又は超 えているため,タスク遂行の妨害となることから,その作業に対 する増倍係数を設定している。また,極端にストレスレベルが高 い場合は,情緒的反応が生じる等タスク遂行に非常に妨害となる ことから,固定値を用いて評価する。

なお、本PRAでは、運転員による異常時の事象の認知や操作 方法は訓練されているため、補正係数は「熟練者」の値を選択す る。また、運転員の操作内容は手順書に従った段階的操作である ことから、各ストレスレベルの「段階的操作」を選択する。

- (2) ストレスレベルの設定の考え方
 - a. 起因事象発生前(表1)

事故が発生していないときの操作であり,特に高いストレス には至らないため,ストレスレベル「【No.2】作業負荷が適度 (段階的操作)」のストレスファクタ1を設定した。

b. 起因事象発生後(表2)

停止時は余裕時間が長いことを考慮し,特に高いストレスに は至らないことから,ストレスレベル「【No.2】作業負荷が適 度(段階的操作)」のストレスファクタ1を設定した。

ただし,出力運転時と停止時で同様の操作である人的過誤(原 子炉水位制御操作失敗,水源切替操作失敗及びDG燃料油補給操 作失敗)については,保守的に出力運転時と同じストレスレベル 及びストレスファクタを設定した。

選定理由	事故が発生していないときの操作であり、特に 高いストレスには至らないため、ストレスレベ ル「【No.2】作業負荷が適度(段階的操作)	のストレスファクタ1を設定した。
EF	10.0	3.0
過誤確率 (平均値)	6. 5E-05	3. 9E–03
(<i>をくよし</i> とイイと) <i>バ</i> シイとイイと	適度 【No. 2】 (×1)	適度 [No. 2] (×1)
人的過誤	弁の開け忘れ・閉め忘れ	DG試験時ガバナ操作後の 復旧失敗

表1 起因事象発生前の人的過誤のストレスレベル及びストレスファクタ

			-		
提 密: ゆ Y	$(\lambda + V \lambda)$	スレベル (ファクタ)	過誤確率	ਸ ਸ	ストレスレベル ストレスファクタの選定抽由
	認知失敗	操作失敗	(平均値)	1	
運転員の認知失敗 (RHR切替時のLOCA)	適度 【No. 2】 (×1)	1	1. 1E-07	30.0	○認知失敗及び操作失敗 余裕時間が長いことを考慮し,特に高いストレスには至らな いことから,ストレスレベル「【No.2】作業負荷が適度(段
運転員の認知失敗 (CUWブロー時のLOCA)	適度 【 <u>No.2</u> 】 (×1)	1	1. 5E-07	30.0	階的操作)」のストレスファクタ 1 を設定した。
隔離失敗 (CRD, LPRM点検時のLOCA)	I	適度 [No. 2] (×1)	2. 7E-02	10.0	
隔離失敗 (RHR切替, CUWブロー時のLOCA)	I	適度 [No. 2] (×1)	2. 7E-04	10.0	
手動操作失敗	I	適度 [No. 2] (×1)	4. 3E-04	10.0	
用工作也能量	やや高い 【No. 4】	適度 [No.2]	1 AE-02	ے س	出力運転時と同様の操作であるため、保守的に出力運転時と 同じストレスレベル及びストレスファクタを設定した。
	$(\times 2)$	$(\times 1)$	1. 4E-00	0.0	【出力運転時における想定】 〇部64-84
小面子口转起来	やや高い 【No. 4】	適度 [No.2]	1 AF-03	ے بی	●ERATEXX 訓練内容と同等レベルであり,一般に高いストレスには至ら オシいが、塩化ドトゥアは車坊進展の由で発生オストレえます。
	$(\times 2)$	$(\times 1)$	1.4E-00	0.0	ないが, 深下により こは事以頃成の上に活出 りゅうこ ちちんもれるにとから, ストレスレベル「【No.4】 作業負荷がややずい、(miniteticate)、 そうし、 ユノート たいききどうそ
日の業業である	やや高い 【No. 4】	適度 [No.2]	0 <u>05</u> -05	0 0 1	高い(段階的操作)」のストレスノアクタ2を設たした。 ○操作失敗 認知に成功すれば特に高いストレスには至らないためスト
	$(\times 2)$	$(\times 1)$	0.95-00	0.01	レスレベル「【No.2】作業負荷が適度(段階的操作)」のストレスファクタ1を設定した。

表2 起因事象発生後の人的過誤のストレスレベル及びストレスファクタ

別紙 3.1.2.7-1-4

		HEPsの	増倍係数
項日		熟練者	熟練度の低い者
1.	作業負荷が大変低い	$\times 2$	$\times 2$
2.	作業負荷が適度 (段階的操作)	$\times 1$	$\times 1$
3.	作業負荷が適度 (動的操作)	$\times 1$	$\times 2$
4.	作業負荷がやや高い (段階的操作)	$\times 2$	$\times 4$
5.	作業負荷がやや高い (動的操作)	$\times 5$	imes 10
6.	作業負荷が極度に高い (段階的操作)	$\times 5$	imes 10
7.	作業負荷が極度に高い (動的操作又は診断操作)	0.25(EF=5)	0.50(EF=5)
		極度にストレスレベル 数ではなく,複数のク 値を用いる	レが高い場合は,増倍係 ハルーを対象とした固定

表3 ストレス及び熟練度による人的過誤率(HEP)への補正係数

注:日本原子力学会標準「原子力発電所の停止除外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」の表 L.4 から転記 起因事象発生前の人的過誤として評価した事象の抽出について

停止時PRAにおける起因事象発生前の人的過誤は,出力運転時と 同様の方法で抽出している。本PRAで評価対象とした起因事象発生 前の人的過誤の抽出過程を以下に示す。ここで,起因事象発生前の人 的過誤は運転員による試験・操作及びその後の状態復旧を対象として おり,保修員による保全作業時の人的過誤(計装機器の校正エラーを 含む。)については機器故障率に含まれているとして,ここでは取り扱 っていない。

(1) 操作・作業の同定

フォールトツリーでモデル化している全ての機器を対象に,プラ ント運転中及び停止中における操作・作業等を手順書類(定期試験 手順書,設備別運転手順書等)から抽出する。なお,プラント停止 中の作業として,緩和設備の点検作業があるが,点検作業終了前に プラント運転中の定期試験と同様の試運転を実施し,系統・機器の 健全性を確認している。

(2) スクリーニング

抽出した操作・作業等に対し、日本原子力学会標準「原子力発電 所の停止状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準(レ ベル 1PSA 編): 2010」(以下「学会標準」という。)に基づき、以下 に示すスクリーニング基準を設け、スクリーニングできない操作・ 作業等について、起因事象発生前の人的過誤として定義する。

- a. 系統の要求に対して機器の調整が自動的に行われるもの。
- b. 中央制御室にて機器の状態表示が確認でき,その状態が日常的 に確認されており,かつ調整が可能なもの。
- c. 実施されている保守後の機能試験により, 誤調整が明らかにな

るもの。

- d. 当初の操作の後、チェックリストに基づく独立した機器の状態
 確認があるもの(NUREG-1792を参考に設定*)。
 - ※:学会標準に本スクリーニング基準に関する記載はないが、 NUREG-1792を参考に、従属性のない独立した確認が別途実施されている場合においては、起因事象発生前の人的過誤を除外できるものとして設定している。
- e. 機器の状態確認が頻繁に実施されているもの。

本 P R A で評価対象とした全ての系統について検討した結果,停 止時特有の起因事象発生前の人的過誤は抽出されず,出力運転時と 同様に以下の人的過誤が抽出された。なお,スクリーニング基準 d. のみで除外した起因事象発生前の人的過誤はなかった。

- ・手動弁に対する開け忘れ/閉め忘れ
- ・定期試験において非常用DGを母線に並列させる際に手動でガバナ類の調整を行うが、試験後の待機状態(自動投入可能な設定)への復旧に失敗する。

起因事象発生前の人的過誤の抽出結果のうち,非常用DGの例を 表1に示す。 表1 起因事象発生前の人的過誤の抽出結果(非常用DGの例)

		対象と	:した操作・作業等	等とスクリーニング結果	_1/	
起因事象発生前の人的	り過誤の抽出結果	運転中の試験等に伴	う操作等に起因	プラント停止中の扌	操作等に起因	モデル化の
		(定期試験手	戶順等)	(設備別手順書, 定)	朔試験手順等)	要否
機器種類	人的過誤のモード	操作・作業等	除外理由	操作・作業等	除外理由	
非常用DG本体	待機(自動) への復 旧失敗	試験時の運転操作	除外ルール b.	試験時の運転操作	除外 ルール b.	还
非常用DGガバナ	通常状態への復旧 失敗	試験時の手動操作	除外ルールに該当しない	試験時の手動操作	除外 イー ん に談当しない	嬱
非常用DG 燃料油移送ポンプ	待機への復旧失敗	試験時の運転操作	除外ルール b.	試験時の運転操作	除外 ルール b.	Řī
非常用DG空調機	待機への復旧失敗	試験時の運転操作	除外ルール b.	試験時の運転操作	除外 ルール b.	还
非常用DG 冷却水ライン手動弁	待機(弁開) への復 旧失敗	なし	-	点検後の待機状態 への復旧操作	除外ルールに該当しない	瘷

別紙 3.1.2.7-2-3

人的過誤に係わる認知失敗の考え方について

- (1) 本 P R A における認知失敗の設定の考え方について
 - a. 残留熱除去系の故障,外部電源喪失

残留熱除去系の故障及び外部電源喪失が発生した場合の認知失 敗については、TAFが露出するまでの余裕時間が最も短いPO S-Sでも4時間以上あり,崩壊熱除去機能が喪失していることの 認知に失敗することは想定し難いため,認知失敗は考慮していない。

- b. 原子炉冷却材の流出
- (a) RHR切替時のLOCA

RHR切替はウェル満水時に実施される場合と通常水位で実施される場合が考えられる。ウェル満水時の場合は、TAF露出までの余裕時間が長く、冷却材流出の認知に失敗する可能性は極めて低いと考えられることから、冷却材流出の認知失敗は考慮していない。通常水位の場合は、余裕時間をTAF到達までの3時間として、以下の人的過誤を考慮し、認知失敗確率を1.1E-7/dと設定した。

- ・RHR切替操作時のプラント状態の確認失敗
 手順書(10項目以下)中の1項目を省いてしまう人的過誤
 確率
- ・管理者のプラント状態チェック失敗
 手順書を用いて行う慣例的な点検(作業)の作業ミスを発見しそこなう人的過誤確率を用い、これに低従属を考慮し評価

·原子炉水位認知失敗

運転員がプラント異常として原子炉水位低下を認知することを想定し,3時間の余裕時間に対する認知失敗確率を評価

項目	平均值	中央値	備考
 R H R 切替操作時の プラント状態の確認 失敗 	1.2E-03	1.0E-03	NUREG∕CR−1278 Table20−7(1)
管理者のプラント状 態チェック失敗	2.3E-01	1.5E-01	NUREG/CR-1278 Table20-22(1)の人 的過誤確率 0.1に低従属を考慮
原子炉水位認知失敗 (3時間)	3.9E-04	4.6E-05	NUREG∕CR−1278 Table20−3
RHR切替時のLO CAにおける運転員 認知失敗確率	1.1E-07	_	EF を 30 と設定

(b) CUWブロー時のLOCA

CUWブロー時のLOCAが発生した場合の認知失敗につい ては、中央制御室の運転員による原子炉水位低下の認知失敗の 他に、ブロー先である廃棄物処理設備(NR/W)制御室の運 転員による認知失敗をモデル化している。CUWブロー時の認 知に対する余裕時間をTAF到達までの3時間として、以下の 人的過誤を考慮し、認知失敗確率を1.5E-7/dと設定した。

·中央制御室運転員認知失敗

中央制御室運転員がプラントの異常として原子炉水位低下 を認知することを想定し,3時間の余裕時間に対する認知失 敗確率を評価

•NR/W制御室運転員認知失敗

NR/W制御室運転員がプラントの異常として廃棄収集タンク等の水位高を認知することを想定し,3時間の余裕時間 に対する認知失敗確率を評価

項目	平均值	中央値	備考
中央制御室 運転員認知失敗 (3時間)	3.9E-04	4.6E-05	N U R E G ∕ C R − 1 2 7 8 T a b l e 2 0 − 3
N R / W制御室運転 員認知失敗 (3 時間)	3.9E-04	4.6E-05	NUREG∕CR−1278 Table20−3
 C U W ブロー時の L O C A における運転 員認知失敗確率 	1.5E-07	_	EF を 30 と設定

(c) CRD点検時のLOCA, LPRM点検時のLOCA

CRD点検時のLOCA及びLPRM点検時のLOCAが発 生した場合の認知失敗については,現場作業に伴う人的過誤で 発生する事象であるため作業員が必ず気づくことを考慮し,本 PRAでは認知失敗を考慮していない。

- (2) 認知失敗確率に対する感度解析
 - a. 残留熱除去系の故障,外部電源喪失

(1)で述べたとおり、本PRAにおいては、残留熱除去系の故障 及び外部電源喪失が発生した場合の認知失敗については、TAF 到達までとした余裕時間が十分長いことから考慮していない。こ の認知失敗について、除熱系緩和設備に対する余裕時間を100℃ 到達までの時間とし、注水系緩和設備に対する余裕時間をTAF 到達までの時間として評価した結果を表1に示す。なお、表1に

別紙 3.1.2.7-3-3

おける注水認知失敗確率は除熱認知に失敗する条件付き確率とし て設定している。また,余裕時間が1500分を超える認知失敗につ いては,多数の警報,定時のパラメータチェック,巡視点検,直 交代等の過誤回復手段があるため,必ず認知できるとした。

- b. 原子炉冷却材の流出
- (a) RHR 切替時のLOCA

(1)で述べたとおり、本PRAにおいては、RHR切替時のL OCAが発生した場合の認知失敗については、RHR切替操作 後の確認段階における操作運転員による認知及び管理者の過誤 回復、その後の余裕時間内における運転員認知について期待で きるものとして評価している。ただし、前者の操作後の認知及 びその過誤回復については、起因事象発生頻度を評価する際に 考慮した人的過誤との従属性に対する不確かさが考えられるた め、保守的に期待しないとして評価した場合、認知失敗確率は 3.9E-4/dとなった。

○通常水位

項目	平均值	中央値	備考
原子炉水位認知失敗	3.9E-04	4.6E-05	N U R E G ∕ C R − 1 2 7 8
(3時間)			T a b l e 2 0 - 3
RHR切替時のLO	3.9E-04		EFを30と設定
CAにおける運転員			
認知失敗確率			

また、ウェル満水時のRHR切替時のLOCAの認知失敗確率についても同様に評価した場合、TAF到達までの余裕時間(22時間)内における認知失敗確率は9.3E-5/dとなった。

別紙 3.1.2.7-3-4

○ウェル満水

項目	平均值	中央値	備考
原子炉水位認知失敗	9.3E-05	1.1E-05	N U R E G ∕ C R − 1 2 7 8
(22時間)			T a b l e 2 0 - 3
RHR切替時のLO	9.3E-05		EFを30と設定
CAにおける運転員			
認知失敗確率			

(3) 感度解析ケースの炉心損傷頻度

(2)で算出した各認知失敗確率を用いて炉心損傷頻度を評価した 結果を表 2,図1及び図2に示す。また、ベースケースの炉心損傷 頻度を表3に示す。感度解析ケースの全炉心損傷頻度は、約5.0E-6 /炉年であり、ベースケースの約1.1倍となった。これは主に、R HR切替時のLOCAの認知失敗確率が増加したことの影響による もので、全炉心損傷頻度に対するRHR切替時のLOCAの寄与割 合も0.1%未満から約5.6%へ増加した。なお、本PRAではモデル 化していないが、冷却材流出時のRHR自動隔離信号に期待できる 期間もあることから、本信号を考慮することでRHR切替時のLO CAの炉心損傷頻度の低減が期待できる。

なお,残留熱除去系の故障及び外部電源喪失が発生した場合の除 熱認知失敗及び注水認知失敗を考慮した影響は,崩壊熱除去機能喪 失(「RHR喪失」,「RHRS喪失」)及び外部電源喪失の炉心損傷 頻度が微増した程度であり,全炉心損傷頻度に対する大きな影響は なかった。

「重くしたた	く す す う 声 り す く	
፪ 源喪失」)	(「残留熱除去系の故障」及び「外部、	余裕時間の評価結果

表1

Γ

性に対する 女確率 ^{※2}	ΕF	1	1	_ **3	_ **3	_ %3	_ **3	_ %3	_ %3	_ **3	_ %3	.*3	
注水の必要 認知失風	平均値 [/d]	1.5E-01	3. 2E-01	Ι	Ι	I	I	I	I	I	I		
生に対する 收確率	ΕF	10	30	30	30	30	30	30	30	30	30	30	
除熱の必要 ⁽ 認知失f	平均値 [/d]	2. 7E-03	8. 5E-04	8. 5E-04	5.2E-04	3. 9E-04	3. 1E-04	2. 7E-04	2. 7E-04	2.4E-04	2.4E-04	2. 1E-04	
目	注水認知 ^{※1} (TAF到達) [/h]	3	5	54	92	109	157	177	203	37	40	42	
余裕!	除熱認知 (100℃到達) [/h]	0.5	1	1	2	3	4	5	5	9	9	7	分を考慮
	POS	S	А	B 1	B 2	B 3	B 4	B 5	B 6	C 1	C 2	D	※1:操作時間30

※2:除熱認知に失敗する条件付き確率 ※3:25 時間以上の時間余裕がある場合は,多数の警報,定時のパラメーターチェック,巡視点検,直交代等の 過誤回復手段あるため,認知失敗を考慮しない

別紙 3.1.2.7-3-6

	★□□□	前子割百	23.4%	20.8%	2.6%	71.0%	5.6%	5.6%	<0.1%	<0.1%	<0.1%	I	100.0%	
	合計	(/定期検査)	1.2E-06	1.0E-06	1.3E-07	3.6E-06	2.8E-07	2.8E-07	3.9E-11	1.1E-11	2.6E-14	5.0E-06	Ι	
	D	7日間	2. 9E-13 (4. 1E-14)	1.4E-13 (2.1E-14)	1.4E-13 (2.0E-14)	2. 5E-09 (3. 5E-10)	1. 1E-07	1.1E-07	2. 0E-11	I	I	1.2E-07	2.3%	内:/日
折)	C 2	9日間	3.0E-12 (3.4E-13)	2.2E-12 (2.4E-13)	8.9E-13 (9.9E-14)	3. 7E-08 (4. 1E-09)	1.1E-07	1.1E-07	Ι		-	1.5E-07	3.0%	OS, 下段(
(感度解	C 1	8日間	3.2E-13 (4.0E-14)	1.6E-13 (2.0E-14)	1.6E-13 (2.0E-14)	2.9E-09 (3.6E-10)	2. 0E-11	-	2.0E-11		-	2. 9E-09	<0.1%	上段:/P
内訳表	B 6	13日間	5.2E-13 (4.0E-14)	2.6E-13 (2.0E-14)	2.6E-13 (2.0E-14)	4.5E-09 (3.5E-10)		Ι	l	-	Ι	4. 5E-09	<0.1%	
因事象別・POS別炉心損傷頻度	B5	12日間	3.9E-10 (3.3E-11)	5. 1E-12 (4. 3E-13)	3.9E-10 (3.2E-11)	4.3E-09 (3.5E-10)	2.7E-08	2.7E-08	l	-	Ι	3.2E-08	0.6%	
	B4	8日間	1.4E-12 (1.8E-13)	1. 3E-12 (1. 6E-13)	1.6E-13 (2.0E-14)	2.9E-09 (3.6E-10)	Ι	-	-		—	2. 9E-09	<0.1%	
	B3	14日間	7.1E-07 (5.1E-08)	6.3E-07 (4.5E-08)	7.9E-08 (5.6E-09)	2. 1E-06 (1. 5E-07)	Ι	Ι	I	I	Ι	2.8E-06	56. 2%	
	B2	3日間	1.6E-07 (5.3E-08)	1.4E-07 (4.7E-08)	1.7E-08 (5.8E-09)	6.1E-07 (2.0E-07)	2.7E-08	2.7E-08	I	1.1E-11	2.6E-14	7.9E-07	15.8%	
表2	B1	5日間	2. 5E-07 (5. 0E-08)	2. 2E-07 (4. 5E-08)	2. 8E-08 (5. 6E-09)	7.6E-07 (1.5E-07)	Ι	-	l	I	Ι	1.0E-06	20.2%	
	Y	2日間	3.4E-08 (1.7E-08)	3.0E-08 (1.5E-08)	3.8E-09 (1.9E-09)	1.5E-08 (7.4E-09)	-	-	-	Ι	Ι	4. 9E-08	1.0%	
	S	1日間	2.6E-08 (2.6E-08)	2.3E-08 (2.3E-08)	2.9E-09 (2.9E-09)	1. 1E-08 (1. 1E-08)	Ι	Ι	Ι	-	Ι	3.6E-08	0.7%	
	POS	日数	熱除去系の故障	RHR喪失	RHRS喪失	這源喪失	言冷却材の流出	RHR切替	C UWブロー	CRD点検	LPRM点検	合計 (/POS)	寄与割合	
			残留熱			外部霍	原子炉					_		

起因事象別・POS別炉心損傷頻度内訳表(感度解析)

別紙 3.1.2.7-3-7

起因事象別・POS別炉心損傷頻度内訳表(ベースケース)

表 3

また動人	取子剤ロ	24.0%	21. 3%	2.7%	76. 0%	<0.1%	<0. 1%	<0. 1%	<0. 1%	<0. 1%	I	100.0%	
合計	(/定期検査)	1. 1E-06	9. 9E-07	1.2E-07	3. 5E-06	1.1E-10	6.4E-11	3. 9E-11	1. 1E-11	2. 6E-14	4. 7E-06	I	
D	7日間	2. 9E-13 (4. 1E-14)	1. 4E-13 (2. 1E-14)	1. 4E-13 (2. 0E-14)	2. 5E-09 (3. 5E-10)	5. 1E-11	3. 2E-11	2. 0E-11	I	I	2. 5E-09	< 0.1%)内:/日
C 2	9日間	3. 0E-12 (3. 4E-13)	2. 2E-12 (2. 4E-13)	8.9E-13 (9.9E-14)	3. 7E-08 (4. 1E-09)	3. 2E-11	3. 2E-11	I	Ι	I	3. 7E-08	0.8%	JS , 下段(
C1	8日間	3. 2E-13 (4. 0E-14)	1.6E-13 (2.0E-14)	1. 6E-13 (2. 0E-14)	2.9E-09 (3.6E-10)	2. 0E-11	I	2. 0E-11	l	I	2. 9E-09	<0.1%	上段://b(
B6	13日間	5.2E-13 (4.0E-14)	2. 6E-13 (2. 0E-14)	2. 6E-13 (2. 0E-14)	4. 5E-09 (3. 5E-10)	Ι	I	I	I	I	4. 5E-09	<0.1%	
B5	12日間	3.9E-10 (3.3E-11)	5.1E-12 (4.3E-13)	3.9E-10 (3.2E-11)	4.3E-09 (3.5E-10)	3. 6E-17	3. 6E-17	I	l	I	4. 7E-09	<0.1%	
B4	8日間	1.4E-12 (1.8E-13)	1.3E-12 (1.6E-13)	1.6E-13 (2.0E-14)	2.9E-09 (3.6E-10)		-	l	l	l	2. 9E-09	<0.1%	
B 3	14日間	7. 1E-07 (5. 1E-08)	6. 3E-07 (4. 5E-08)	7.9E-08 (5.6E-09)	2. 1E-06 (1. 5E-07)	-	Ι	I	Ι	I	2. 8E-06	60.6%	
B 2	3日間	1.6E-07 (5.3E-08)	1.4E-07 (4.7E-08)	1. 7E-08 (5. 8E-09)	6.1E-07 (2.0E-07)	1.2E-11	1.4E-13	I	1.1E-11	2.6E-14	7.7E-07	16.4%	
B 1	5日間	2. 5E-07 (5. 0E-08)	2. 2E-07 (4. 5E-08)	2.8E-08 (5.6E-09)	7.6E-07 (1.5E-07)	I	I	I	I	I	1. 0E-06	21.8%	
Α	2日間	1.5E-13 (7.4E-14)	4. 1E-14 (2. 0E-14)	1. 1E-13 (5. 3E-14)	7. 1E-10 (3. 5E-10)	I	I	I	I	I	7. 1E-10	<0.1%	
S	1日間	4. 0E-14 (4. 0E-14)	2.0E-14 (2.0E-14)	2.0E-14 (2.0E-14)	3. 5E-10 (3. 5E-10)	I	I	I	I	I	3. 5E-10	<0.1%	
POS	日数	除去系の故障	RHR喪失	RHR S 喪失	源喪失	冷却材の流出	RHR切替	CUWブロー	CRD点検	L P R M 点検	合計 /POS)	寄与割合	
		残留熟			外部電	原子炉)		

別紙 3.1.2.7-3-8



別紙 3.1.2.7-3-9



別紙 3.1.2.7-3-10

内部事象停止時レベル1 P R A

イベントツリー集

目 次

1.	. RHR喪失に対するイベントツリー				
	図 1-1	P O S – S	別添 3.1.2-	1	
	図 1-2	P O S – A	別添 3.1.2-	1	
	図 1-3	P O S – B 1 ·····	別添 3.1.2-	2	
	図 1-4	P O S – B 2 ·····	別添 3.1.2-	2	
	図 1-5	P O S – B 3 ·····	別添 3.1.2-	3	
	図 1-6	P O S – B 4 ·····	別添 3.1.2-	3	
	図 1-7	P O S – B 5 ·····	別添 3.1.2-	4	
	図 1-8	P O S – B 6 ·····	別添 3.1.2-	4	
	図 1-9	P O S – C 1	別添 3.1.2-	5	
	図 1-10	P O S – C 2 ·····	別添 3.1.2-	5	
	図 1-11	P O S – D	別添 3.1.2-	6	

2.	RHRS	S喪失に対するイベントツリー		
	図 2-1	P O S – S	別添 3.1.2-	7
	⊠ 2-2	P O S – A	別添 3.1.2-	7
	⊠ 2-3	P O S – B 1 ·····	別添 3.1.2-	8
	⊠ 2-4	P O S – B 2 ·····	別添 3.1.2-	8
	図 2-5	P O S – B 3 ·····	別添 3.1.2-	9
	図 2-6	P O S – B 4 ·····	別添 3.1.2-	9
	図 2-7	P O S – B 5 ·····	別添 3.1.2-2	10
	⊠ 2-8	P O S – B 6 ·····	別添 3.1.2-2	10
		目-1		
図 2-9	P O S – C 1	別添 3.1.2-11		
--------	-------------------	-------------		
図 2-10	P O S – C 2 ·····	別添 3.1.2-11		
図 2-11	P O S – D	別添 3.1.2-12		

- 3. 外部電源喪失に対するイベントツリー
 - 3.1 POS-S
 - 図 3. 1-1 POS-S ······ 別添 3. 1. 2-13
 図 3. 1-2 POS-S (DG-2C, 2D確保) ····· 別添 3. 1. 2-13
 図 3. 1-3 POS-S (DG-2C確保, 2D失敗) ···· 別添 3. 1. 2-14
 図 3. 1-4 POS-S (DG-2C失敗, 2D確保) ···· 別添 3. 1. 2-14
 図 3. 1-5 POS-S (DG-2C, 2D失敗) ····· 別添 3. 1. 2-15
 図 3. 1-6 POS-S (直流電源喪失) ····· 別添 3. 1. 2-15
 - 3.2 POS-A
 - 図 3. 2-1 POS-A ······ 別添 3. 1. 2-16
 図 3. 2-2 POS-A (DG-2C, 2D確保) ····· 別添 3. 1. 2-16
 図 3. 2-3 POS-A (DG-2C確保, 2D失敗) ···· 別添 3. 1. 2-17
 図 3. 2-4 POS-A (DG-2C失敗, 2D確保) ···· 別添 3. 1. 2-17
 図 3. 2-5 POS-A (DG-2C, 2D失敗) ····· 別添 3. 1. 2-18
 図 3. 2-6 POS-A (直流電源喪失) ····· 別添 3. 1. 2-18
 3. 3 POS-B1

図 3. 3-1 POS-B1 ······ 別添 3. 1. 2-19
図 3. 3-2 POS-B1 (DG-2C, 2D確保) ····· 別添 3. 1. 2-19
図 3. 3-3 POS-B1 (DG-2C確保, 2D失敗) ·· 別添 3. 1. 2-20
図 3. 3-4 POS-B1 (DG-2C失敗, 2D確保) ·· 別添 3. 1. 2-20
図 3. 3-5 POS-B1 (DG-2C, 2D失敗) ····· 別添 3. 1. 2-21

図 3.3-6 POS-B1 (直流電源喪失) ······ 別添 3.1.2-21 3.4 POS-B2

図 3. 4-1 POS-B2 ······ 別添 3. 1. 2-22
図 3. 4-2 POS-B2 (DG-2C, 2D確保) ····· 別添 3. 1. 2-22
図 3. 4-3 POS-B2 (DG-2C確保, 2D失敗) ·· 別添 3. 1. 2-23
図 3. 4-4 POS-B2 (DG-2C失敗, 2D確保) ·· 別添 3. 1. 2-23
図 3. 4-5 POS-B2 (DG-2C, 2D失敗) ····· 別添 3. 1. 2-24
図 3. 4-6 POS-B2 (直流電源喪失) ····· 別添 3. 1. 2-24

3.5 POS - B3

図 3.5-1 POS-B3 ······ 別添 3.1.2-25
図 3.5-2 POS-B3 (DG-2C, 2D確保) ····· 別添 3.1.2-25
図 3.5-3 POS-B3 (DG-2C確保, 2D失敗) ·· 別添 3.1.2-26
図 3.5-4 POS-B3 (DG-2C失敗, 2D確保) ·· 別添 3.1.2-26
図 3.5-5 POS-B3 (DG-2C, 2D失敗) ····· 別添 3.1.2-27
図 3.5-6 POS-B3 (直流電源喪失) ····· 別添 3.1.2-27

3.6 POS-B4

図 3. 6-1 POS-B4 ······ 別添 3. 1. 2-28
図 3. 6-2 POS-B4 (DG-2C, 2D確保) ····· 別添 3. 1. 2-28
図 3. 6-3 POS-B4 (DG-2C確保, 2D失敗) ·· 別添 3. 1. 2-29
図 3. 6-4 POS-B4 (DG-2C失敗, 2D確保) ·· 別添 3. 1. 2-29
図 3. 6-5 POS-B4 (DG-2C, 2D失敗) ····· 別添 3. 1. 2-30
図 3. 6-6 POS-B4 (直流電源喪失) ····· 別添 3. 1. 2-30
3. 7 POS-B5

図 3.7-1 POS-B5 ······ 別添 3.1.2-31 図 3.7-2 POS-B5 (DG-2C, 2D確保) ····· 別添 3.1.2-31

目-3

図 3.7-3 POS-B5 (DG-2C確保, 2D失敗) ··· 別添 3.1.2-32
図 3.7-4 POS-B5 (DG-2C失敗, 2D確保) ··· 別添 3.1.2-32
図 3.7-5 POS-B5 (DG-2C, 2D失敗) ······ 別添 3.1.2-33
図 3.7-6 POS-B5 (直流電源喪失) ······ 別添 3.1.2-33
3.8 POS-B6

図 3.8-1 POS-B6 ······ 別添 3.1.2-34
図 3.8-2 POS-B6 (DG-2C, 2D確保) ····· 別添 3.1.2-34
図 3.8-3 POS-B6 (DG-2C確保, 2D失敗) ·· 別添 3.1.2-35
図 3.8-4 POS-B6 (DG-2C失敗, 2D確保) ·· 別添 3.1.2-35
図 3.8-5 POS-B6 (DG-2C, 2D失敗) ····· 別添 3.1.2-36
図 3.8-6 POS-B6 (直流電源喪失) ······ 別添 3.1.2-36

- 3.9 POS-C1
- 図 3.9-1 POS-C1 ······ 別添 3.1.2-37
 図 3.9-2 POS-C1 (DG-2C, 2D確保) ····· 別添 3.1.2-37
 図 3.9-3 POS-C1 (DG-2C確保, 2D失敗) ·· 別添 3.1.2-38
 図 3.9-4 POS-C1 (DG-2C失敗, 2D確保) ·· 別添 3.1.2-38
 図 3.9-5 POS-C1 (DG-2C, 2D失敗) ····· 別添 3.1.2-39
 図 3.9-6 POS-C1 (直流電源喪失) ······ 別添 3.1.2-39
- 3.10 POS-C2

図 3. 10-1 POS-C2 ······ 別添 3. 1. 2-40
図 3. 10-2 POS-C2 (DG-2C, 2D確保) ····· 別添 3. 1. 2-40
図 3. 10-3 POS-C2 (DG-2C確保, 2D失敗) · 別添 3. 1. 2-41
図 3. 10-4 POS-C2 (DG-2C失敗, 2D確保) · 別添 3. 1. 2-41
図 3. 10-5 POS-C2 (DG-2C, 2D失敗) ····· 別添 3. 1. 2-42
図 3. 10-6 POS-C2 (直流電源喪失) ······ 別添 3. 1. 2-42

3.11 POS-D

図 3.11-1 POS-D ······ 別添 3.1.2-43
図 3.11-2 POS-D (DG-2C, 2D確保) ···· 別添 3.1.2-43
図 3.11-3 POS-D (DG-2C確保, 2D失敗) ··· 別添 3.1.2-44
図 3.11-4 POS-D (DG-2C失敗, 2D確保) ··· 別添 3.1.2-44
図 3.11-5 POS-D (DG-2C, 2D失敗) ···· 別添 3.1.2-45
図 3.11-6 POS-D (直流電源喪失) ····· 別添 3.1.2-45

4. 原子炉冷却材の喪失に対するイベントツリー

図 4-1 RHR切替時のLOCA (POS-B2) ····· 別添 3.1.2-46
図 4-2 RHR切替時のLOCA (POS-B5) ····· 別添 3.1.2-47
図 4-3 RHR切替時のLOCA (POS-C2) ····· 別添 3.1.2-48
図 4-4 RHR切替時のLOCA (POS-D) ····· 別添 3.1.2-49
図 4-5 CUWブロー時のLOCA (POS-C1) ···· 別添 3.1.2-50
図 4-6 CUWブロー時のLOCA (POS-D) ···· 別添 3.1.2-51
図 4-7 CRD点検時のLOCA (POS-B2) ···· 別添 3.1.2-52
図 4-8 LPRM点検時のLOCA (POS-B2) ···· 別添 3.1.2-53

備考									
発生頻度 [/POS]		5.6E-05	2.9E-07	6.3E-10	1.0E-12	2.2E-15	9.0E-18	2.0E-14	2 0F-14
最終状態		1	I	I	I	I	I	ΤW	合計値
No.		1	2	ę	4	5	9	7	
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS								
LPCI-C	LPCIC							-	
LPCS	LPCS						-		
待機LPCI起動	IDdl					•			
待機RHR起動	RHR								
RHR喪失 (POS-S)	ERH								



備考									
発生頻度 [/POS]		1.1E-04	5.7E-07	1.2E-09	0.0E+00	2.0E-12	8.1E-15	4.0E-14	4.0E-14
最終状態		I	I	I	I	I	I	ΤW	合計値
No.		-	2	ო	4	5	9	7	
MUWC	DWUMC								
HPCS	HPCS								
LPCI-C	LPCIC							-	
LPCS	LPCS								
待機LPCI起動	LPCI								
待機RHR起動	RHR				-				
RHR喪失 (POS-A)	ERH								

図 1-2 RHR 喪失に対するイベントツリー(POS-A)

	_									_
備考										
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.8E-04	2.2E-07		2 2F-07
最終状態		-	I	I	I	I	I	ΤW		合計値
No.		1	2	ę	4	5	9	7		
MUWC	MUWC									
HPCS	HPCS								-	
LPCI-C	LPCIC									
LPCS	LPCS									
待機LPCI起動	IDdl					•				
待機RHR起動	RHR									
RHR喪失 (POS-B1)	ERH									





図 1-4 RHR喪失に対するイベントツリー(POS-B2)

備考									
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	7.9E-04	6.3E-07	6.3E-07
最終状態		-	I	I	I	I	I	ΤW	合計值
No.		1	2	ę	4	S	9	7	
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS								
LPCI-C	LPCIC							-	
LPCS	LPCS						-		
待機LPCI起動	LPCI								
待機RHR起動	RHR				•				
RHR喪失 (POS-B3)	ERH			_					



備考									
発生頻度 [/POS]		4.5E-04	2.3E-06	5.1E-09	0.0E+00	1.1E-11	4.4E-14	1.3E-12	1.3E-12
最終状態		I	I	I	I	I	I	ΤW	合計値
No.		-	2	ę	4	5	9	7	
MUWC	DWUMC								
HPCS	HPCS								
D-ID41	LPCIC								
LPCS	LPCS						-		
待機LPCI起動	IDdl								
待機RHR起動	RHR				-				
RHR喪失 (POS-B4)	ERH			_					

図 1-6 RHR喪失に対するイベントツリー(POS-B4)

	_	_							 _
備考									
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	0.0E+00	6.8E-04	0.0E+00	1.1E-06	4.4E-09	5.1E-12	5.1E-12
最終状態		I	I	I	I	I	I	ΤW	合計値
No.		ļ	2	ი	4	5	9	7	
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS								
LPCI-C	LPCIC								
LPCS	LPCS								
待機LPCI起動	LPCI					•			
待機RHR起動	RHR				•				
RHR喪失 (POS-B5)	ERH								





図 1-8 RHR 喪失に対するイベントツリー(POS-B6)

別添 3.1.2-4

-	_				_				_
備考									
発生頻度 [/POS]		4.5E-04	2.3E-06	5.1E-09	8.0E-12	1.8E-14	7.2E-17	1.6E-13	1.6E-13
最終状態		-	I	I	I	1	I	ΤW	合計値
No.		ļ	2	ო	4	5	9	7	
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS								
LPCI-C	LPCIC								
LPCS	LPCS								
待機LPCI起動	LPCI					•			
待機RHR起動	RHR								
RHR喪失 (POS-C1)	ERH								





図 1-10 RHR 喪失に対するイベントツリー(POS-C2)

別添 3.1.2-5

備考									
発生頻度 [/POS]		4.0E-04	2.1E-06	4.5E-09	7.1E-12	1.6E-14	6.4E-17	1.4E-13	1.4E-13
最終状態		1	I	I	ı	I	I	ΤW	合計値
No.		-	2	ო	4	5	9	7	
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS								
LPCI-C	LPCIC								
LPCS	LPCS								
待機LPCI起動	LPCI								
待機RHR起動	RHR				•				
RHR喪失 (POS-D)	ERH								

図 1-11 RHR喪失に対するイベントツリー(POS-D)

									 _
龍									
発生頻度 [/POS]		7.1E-06	3.7E-08	0.0E+00	8.0E-11	1.8E-13	7.2E-16	2.0E-14	2.0E-14
最終状態		I	I	I	I	I	I	ΤW	合計値
No.		1	2	ი	4	5	9	7	
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS								
LPCI-C	LPCIC								
LPCS	LPCS								
待機LPCI起動	LPCI								
待機RHR起動	RHR								
RHRS喪失 (POS-S)	ERS								





図 2-2 RHRS 喪失に対するイベントツリー(POS-A)

別添 3.1.2-7

備考									
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	3.5E-05	2.8E-08	2.8E-08
最終状態		1	I	I	I	I	I	Ψ	合計値
No.		-	2	ო	4	5	9	7	
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS								
LPCI-C	LPCIC								
LPCS	LPCS						-		
待機LPCI起動	LPCI					•			
待機RHR起動	RHR				•				
RHRS喪失 (POS-B1)	ERS			-					

図 2-3 RHRS 喪失に対するイベントツリー(POS-B1)

備考									
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	2.1E-05	1.7E-08	1.7E-08
最終状態		I	I	I	I	I	I	ΜT	合計値
No.		ļ	2	က	4	5	9	7	
MUWC	DWUMC								
HPCS	HPCS								
D-ID41	LPCIC							-	
LPCS	LPCS								
待機LPCI起動	LPCI					8			
待機RHR起動	RHR				•				
RHRS喪失 (POS-B2)	ERS								

図 2-4 RHR S 喪失に対するイベントツリー (POS-B2)

備考									
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	9.9E-05	7.9E-08	7 9F-08
最終状態		I	I	I	I	I	I	Ψ	心計値
No.		1	2	ო	4	5	9	7	
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS								
LPCI-C	LPCIC								
LPCS	LPCS								
待機LPCI起動	LPCI					•			
待機RHR起動	RHR								
RHRS喪失 (POS-B3)	ERS								





図 2-6 RHR S 喪失に対するイベントツリー(POS-B4)

備考									
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.5E-05	3.5E-07	3.9E-10	3.9E-10
最終状態		I	I	I	I	1	I	ΤW	合計値
No.		1	2	ę	4	5	9	7	
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS								
LPCI-C	LPCIC								
LPCS	LPCS						-		
待機LPCI起動	LPCI					•			
待機RHR起動	RHR				•				
RHRS喪失 (POS-B5)	ERS								





図 2-8 RHRS 喪失に対するイベントツリー(POS-B6)

別添 3.1.2-10

	_								
備考									
発生頻度 [/POS]		5.6E-05	2.9E-07	0.0E+00	6.3E-10	1.4E-12	5.7E-15	1.6E-13	1.6E-13
最終状態		ı	I	I	I	I	I	ΤW	合計値
No.		-	2	က	4	5	9	7	
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS								
LPCI-C	LPCIC								
LPCS	LPCS								
待機LPCI起動	IDdl					•			
待機RHR起動	RHR				-				
RHRS喪失 (POS-C1)	ERS								





図 2-10 RHRS 喪失に対するイベントツリー(POS-C2)

別添 3.1.2-11

備考									
発生頻度 [/POS]		4.9E-05	2.5E-07	0.0E+00	5.6E-10	1.2E-12	5.0E-15	1.4E-13	1.4E-13
最終状態		ı	I	I	I	I	I	ΤW	合計値
No.		-	2	ო	4	5	9	7	
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS								
LPCI-C	LPCIC							-	
LPCS	LPCS								
待機LPCI起動	LPCI					•			
待機RHR起動	RHR				•				
RHRS喪失 (POS-D)	ERS								

図 2-11 RHRS喪失に対するイベントツリー(POS-D)

備考								
発生頻度 [/POS]		I	I	I	I	I	2.5E-14	2.5E-14
最終状態		TE2 🔨	TE3 🔨	TE4 🗸	TE5 🔨	TE6∧	TB	合計値
No.		1 – 9	10 - 15	16 - 21	22 - 23	24 – 25	26	
D/G-2D起動	DGD							
D/G-2C起動	DGC					•		
DG-HPCSから の受電失敗	DGH				•			
DC喪失 BT- CCF	DC							
外部電源喪失 (POS-S)	ELOP						-	

図 3.1-1 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-S)

備考												
発生頻度 [/POS]		2.6E-05	1.2E-07	8.6E-10	1.6E-12	3.2E-15	6.8E-18	1.5E-20	1.4E-22	5.1E-15		5.1E-15
最終状態		I	I	I	I	I	I	I	I	ΜL		合計値
No.		-	2	ო	4	ъ	9	7	8	6		
MUWC	MUWC											
HPCS	HPCS										•	
LPCI-C	LPCICPD									•		
LPCI-B	LPCIB								•			
LPCI-A	LPCIA							•				
LPCS	LPCSPD											
RHR-B	WBPD											
RHR-A	WAPD				•							
DG-2C及び DG-2D確保 (POS-S)	TE2			•								

2 D 確保) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-S)(DG-2C, 図 3.1-2

備考									
発生頻度 [/POS]		1.5E-07	5.8E-10	1.1E-12	2.1E-15	1.9E-17	6.6E-16		6.6E-16
最終状態		I	I	I	I	I	ΤW		合計値
No.		10	11	12	13	14	15		
MUWC	DWUMC								
HPCS	SOdH							-	
LPCI-A	LPCIA						-		
LPCS	LPCSPD					•			
RHR-A	WAPD				-				
DG-2C確保 (POS-S)	TE3								

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-S)(DG-2C確保, 図 3.1-3

備考								
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	1.5E-07	3.3E-10	7.1E-13	6.5E-15	1.4E-15	1.4E-15
最終状態		I	I	I	I	I	ΤW	合計値
No.		16	17	18	19	20	21	
MUWC	MUWC							
HPCS	HPCS							
LPCI-C	LPCICPD							
LPCI-B	LPCIB							
RHR-B	WBPD							
DG-2D確保 (POS-S)	TE4			-				

2 D確保) 図 3.1-4 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-S)(DG-2C失敗,

	3.5E-10	合計値			
	3.5E-10	TB	23		
	8.9E-10	-	22		
				HPCS	TE5
調わ	[/POS]	取形化恐	140.	0010	(POS-S)
伟老	発生頻度		۷I	SUGN	JttoA

図 3.1-5 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-S)(DG-2C, 2D失敗)

	_			
備考				
発生頻度 [/POS]		4.3E-12	1.4E-14	1.4E-14
最終状態		I	TΒ	合計値
No.		24	25	
HPCS	HPCS			
AC及びDCなし (POS-S)	TE6			

図3.1-6 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-S)(直流電源喪失)

備考								
発生頻度 [/POS]		I	I	I	I	I	5.0E-14	5.0E-14
最終状態		TE2 ∕	TE3 🔨	TE4 ∕	TE5 🔨	TE6∧	TB	合計値
No.		1 – 9	10 - 15	16 - 21	22 - 23	24 - 25	26	
D/G-2D起動	DGD							
D/G-2C起動	DGC			-				
DG-HPCSから の受電失敗	DGH							
DC喪失 BT- CCF	DC							
外部電源喪失 (POS-A)	ELOP						-	

図 3. 2-1 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-A)

備考													
発生頻度 [/POS]		5.1E-05	2.5E-07	1.7E-09	3.1E-12	6.3E-15	0.0E+00	1.4E-17	1.2E-19	1.0E-14		1.0E-14	
最終状態		I	I	I	I	I	I	I	ı	ΛT		合計値	
No.		-	2	ო	4	ŋ	9	7	8	6			
MUWC	MUWC												
HPCS	HPCS										-		
LPCI-C	LPCICPD									•			
LPCI-B	LPCIB								•				
LPCI-A	LPCIA							•					
LPCS	LPCSPD						I						
RHR-B	WBPD					I							
RHR-A	WAPD												
DG-2C及び DG-2D確保 (POS-A)	TE2			•									



備考									
発生頻度 [/POS]		3.0E-07	1.2E-09	2.1E-12	4.2E-15	3.9E-17	1.3E-15		1.3E-15
最終状態		Ι	I	I	I	I	ΤW		合計値
No.		10	11	12	13	14	15		
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS							•	
LPCI-A	LPCIA								
LPCS	LPCSPD								
A-AHA	DAAN								
DG-2C確保 (POS-A)	TE3								

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-A)(DG-2C確保, ¥ 3.2−3

備考									
発生頻度 [/POS]		00+30'0	3.0E-07	0.0E+00	6.5E-10	6.0E-12	1.2E-14		1.2E-14
最終状態		ļ	I	I	I	I	ΤW		合計値
No.		16	17	18	19	20	21		
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS							•	
LPCI-C	LPCICPD						•		
LPCI-B	LPCIB					•			
RHR-B	WBPD								
DG-2D確保 (POS-A)	TE4								

2 D確保) 図 3.2-4 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-A)(DG-2C失敗,

	7 0F-10	合計値		
	7.0E-10	TB	23	
	1.8E-09	I	22	
備考	発生頻度 [/POS]	最終状態	No.	

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-A)(DG-2C, 図 3.2-5

備考				
発生頻度 [/POS]		8.5E-12	2.9E-14	2.9E-14
最終状態		I	TΒ	合計値
No.		24	25	
HPCS	HPCS			
AC及びDCなし (POS-A)	TE6			

外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-A)(直流電源喪失) 図 3.2-6

備考								
発生頻度 [/POS]		I	I	I	I	I	2.2E-11	2.2E-11
最終状態		TE2∽	TE3 >	TE4 <	TE5 <	TE6∧	TB	合計値
.oN		1 – 9	10 - 15	16 - 21	22 - 23	24 - 25	26	
D/G-2D起動	DGD							
D/G-2C起動	DGC							
DG-HPCSから の受電失敗	DGH				-			
DC喪失 BT- CCF	DC							
外部電源喪失 (POS-B1)	ELOP						-	

図 3.3-1 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B1)

備考												
発生頻度 [/POS]		0.0E+00		0.0E+00								
最終状態		I	I	I	I	I	I	I	I	ΜL		合計値
No.		-	2	ო	4	ъ	9	7	8	6		
MUWC	MUWC											
HPCS	HPCS										•	
LPCI-C	LPCICPD									I		
LPCI-B	LPCIB								•			
LPCI-A	LPCIA							-				
LPCS	LPCSPD						I					
RHR-B	WBPD											
RHR-A	WAPD				•							
DG-2C及び DG-2D確保 (POS-B1)	TE2			•								

2 D 確保) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B1)(DG-2C, 図 3.3-2

備考									
発生頻度 [/POS]		1.3E-04	0.0E+00	5.0E-07	0.0E+00	1.0E-09	2.1E-10		2.1E-10
最終状態		I	I	I	I	ı	ΤW		合計値
No.		10	11	12	13	14	15		
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS							•	
LPCI-A	LPCIA								
LPCS	LPCSPD								
RHR-A	WAPD				-				
DG-2C確保 (POS-B1)	TE3								

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B1)(DG-2C確保, ¥ 3.3−3

備考									
発生頻度 [/POS]		00+30'0	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00		0.0E+00
最終状態		I	I	I	I	I	ΤW		合計値
No.		16	17	18	19	20	21		
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS							-	
LPCI-C	LPCICPD						•		
LPCI-B	LPCIB					•			
RHR-B	WBPD								
DG-2D確保 (POS-B1)	TE4								

2 D確保) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B1)(DG-2C失敗, 図 3.3-4

	7.6E-07	合計値			
	7.6E-07	TB	23		
	0.0E+00	I	22		
				HPCS	TE5
浦 ち	[/POS]	取於认影	NO.	NPC S	(POS-B1)
<u>朱</u> 荆	発生頻度	得计你首	۸I	300n	ACTL

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B1)(DG-2C, ¥ 3.3−5

外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B1)(直流電源喪失) 図 3.3-6

備考								
発生頻度 [/POS]		I	I	I	I	I	1.3E-11	1.3E-11
最終状態		TE2 ∕	TE3 🔨	TE4 ∕	TE5 🔨	TE6∧	TB	合計値
No.		1 – 9	10 - 15	16 – 21	22 - 23	24 - 25	26	
D/G-2D起動	DGD							
D/G-2C起動	DGC							
DG-HPCSから の受電失敗	DGH				-			
DC喪失 BT- CCF	DC							
外部電源喪失 (POS-B2)	ELOP						-	

図 3.4-1 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B2)

備考												
発生頻度 [/POS]		0.0E+00		0.0E+00								
最終状態		ı	I	I	Ι	I	I	I	I	Ψ		合計値
No.		-	2	ო	4	5	9	7	8	6		
MUWC	MUWC											
HPCS	HPCS										•	
LPCI-C	LPCICPD											
LPCI-B	LPCIB								•			
LPCI-A	LPCIA											
LPCS	LPCSPD											
RHR-B	WBPD					-						
RHR-A	WAPD				•							
DG-2C及び DG-2D確保 (POS-B2)	TE2			•								

2 D 確保) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B2)(DG-2C, 図 3.4-2

備考									
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00		0.0E+00
最終状態		I	I	I	I	I	ΤW		合計値
No.		10	=	12	13	14	15		
DWUMC	DWUMC								
HPCS	HPCS							-	
LPCI-A	LPCIA								
LPCS	LPCSPD					•			
A-AHA	DAAN				-				
DG-2C確保 (POS-B2)	TE3								

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B2)(DG-2C確保, 図 3.4-3

備考									
発生頻度 [/POS]		00+30'0	7.6E-05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.5E-07		1.5E-07
最終状態		I	I	I	I	I	ΤW		合計値
No.		16	17	18	19	20	21		
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS							-	
LPCI-C	LPCICPD						•		
LPCI-B	LPCIB								
RHR-B	WBPD				-				
DG-2D確保 (POS-B2)	TE4								

2 D確保) 図 3.4-4 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B2)(DG-2C失敗,

	4 5E-07	合計値			
					-
	4.5E-07	TΒ	23		
	0.0E+00	I	22		
				HPCS	TE5
備考	発生頻度 [/POS]	最終状態	No.	HPCS	ACなし (POS-B2)

2 D 失敗) 図3.4-2 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B2)(DG-2C,

		_		_	_
備考					
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	0.0E+00		0.0E+00
最終状態		I	TB		무計値
No.		24	25		
HPCS	HPCS				
AC及びDCなし (POS-B2)	TE6				

図 3.4-6 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B2)(直流電源喪失)

備考								
発生頻度 [/POS]		I	I	I	I	1	6.0E-11	6.0E-11
最終状態		TE2 🔨	TE3 🔨	TE4 ∕	TE5 🔨	TE6∧	TB	合計値
No.		1 – 9	10 - 15	16 – 21	22 - 23	24 - 25	26	
D/G-2D起動	DGD							
D/G-2C起動	DGC							
DG-HPCSから の受電失敗	DGH				•			
DC喪失 BT- CCF	DC							
外部電源喪失 (POS-B3)	ELOP						-	

図 3.5-1 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B3)

備考												
発生頻度 [/POS]		0.0E+00		0.0E+00								
最終状態		I	I	I	I	I	I	I	I	ΜL		合計値
No.		-	2	ო	4	5	9	7	∞	6		
MUWC	MUWC											
HPCS	HPCS										•	
LPCI-C	LPCICPD									I		
LPCI-B	LPCIB								•			
LPCI-A	LPCIA							-				
LPCS	LPCSPD											
RHR-B	WBPD					-						
RHR-A	WAPD				•							
DG-2C及び DG-2D確保 (POS-B3)	TE2			•								

2 D 確保) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B3)(DG-2C, 図 3.5-2

				_				
備考								
発生頻度 [/POS]		0.0E+00						
最終状態		I	I	I	I	I	ΜL	合計値
No.		10	11	12	13	14	15	
MUWC	DWUMC							
HPCS	HPCS							
LPCI-A	LPCIA						•	
LPCS	LPCSPD					•		
RHR-A	MAPD				•			
DG-2C確保 (POS-B3)	TE3							

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B3)(DG-2C確保, 図 3.5-3

備考									
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	3.6E-04	0.0E+00	0.0E+00	7.2E-07	1.2E-09		1.2E-09
最終状態		ļ	ļ	I	I	I	ΤW		合計値
No.		16	17	18	19	20	21		
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS							•	
D-IDd-I	LPCICPD						•		
LPCI-B	LPCIB								
RHR-B	WBPD				_				
DG-2D確保 (POS-B3)	TE4								

2 D確保) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B3)(DG-2C失敗, 図 3.5-4

	2.1E-06	合計値			
	2.1E-06	TB	23		
	0.0E+00	I	22		
				HPCS	TE5
備考	発生頻度 [/POS]	最終状態	No.	HPCS	ACなし (POS-B3)
	부감구				1170 1

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B3)(DG-2C, 図 3.5-5

	_	_		_	_
備考					
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	0.0E+00		0.0E+00
最終状態		I	TB		승計値
.oN		24	25		
HPCS	HPCS				
AC及びDCなし (POS-B3)	TE6				

外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B3)(直流電源喪失) 図 3.5-6

「備考								
発生頻度 [/POS]		I	I	ı	I	I	2.0E-13	2.0E-13
最終状態		TE2 ∕	TE3 >	TE4 <	TE5 <	TE6 <	TB	合計値
.oN		1 – 9	10 - 15	16 - 21	22 - 23	24 - 25	26	
D/G-2D起動	DGD							
D/G-2C起動	DGC							
DG-HPCSから の受電失敗	DGH							
DC喪失 BT- CCF	DC							
外部電源喪失 (POS-B4)	ELOP						-	

図 3. 6-1 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B4)

備考												
発生頻度 [/POS]		2.1E-04	1.4E-06	6.9E-09	1.4E-11	3.1E-14	0.0E+00	6.3E-17	5.7E-19	4.2E-14		4.2E-14
最終状態		1	I	I	I	I	I	I	I	ΨT		合計値
No.		-	2	ო	4	ъ 2	9	L	8	6		
MUWC	MUWC											
HPCS	HPCS										•	
D-IDd-I	LPCICPD									•		
LPCI-B	LPCIB								•			
LPCI-A	LPCIA											
LPCS	LPCSPD						1					
RHR-B	WBPD											
RHR-A	WAPD				•							
DG-2C及び DG-2D確保 (POS-B4)	TE2											

2 D 確保) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B4)(DG-2C, 図 3.6-2

備考									
発生頻度 [/POS]		1.2E-06	7.1E-09	1.5E-11	3.2E-14	2.9E-16	1.1E-14		1.1E-14
最終状態		-	I	I	I	I	ΤW		合計値
No.		10	11	12	13	14	15		
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS							•	
LPCI-A	LPCIA						•		
LPCS	LPCSPD					•			
RHR-A	WAPD								
DG-2C確保 (POS-B4)	TE3			- 					

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B4)(DG-2C確保, 図 3.6-3

備考									
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	1.2E-06	0.0E+00	2.4E-09	2.2E-11	4.0E-14		4.0E-14
最終状態		I	I	I	I	I	ΤW		合計値
No.		16	17	18	19	20	21		
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS							-	
LPCI-C	LPCICPD						•		
LPCI-B	LPCIB					-			
RHR-B	WBPD								
DG-2D確保 (POS-B4)	TE4			_					

2 D確保) 図 3.6-4 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B4)(DG-2C失敗,

	2.8E-09	合計値			
	2.8E-09	TB	23		
	7.2E-09	I	22		
				HPCS	TE5
傭朽	[/POS]	冣矝뀫愳	No.	HPCS	(POS-B4)
キギ	発生頻度	得 计 邻 目			ACtrL

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B4)(DG-2C, 図 3.6-5

	_			_	
備考					
発生頻度 [/POS]		3.4E-11	1.2E-13		1.2E-13
最終状態		I	TB		合計値
No.		24	25		
HPCS	HPCS				
AC	TE6				

外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B4)(直流電源喪失) 図 3.6-6

	_	_		_	_	_		 _
備考								
発生頻度 [/POS]		1	I	I	I	I	3.0E-13	3.0E-13
最終状態		TE2 🔨	TE3 >	TE4 <	TE5 🔨	TE6∧	TB	合計値
No.		1 – 9	10 - 15	16 – 21	22 - 23	24 - 25	26	
D/G-2D起動	DGD							
D/G-2C起動	DGC			-				
DG-HPCSから の受電失敗	DGH				•			
DC喪失 BT- CCF	DC							
外部電源喪失 (POS-B5)	ELOP						-	

図 3.7-1 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B5)

前 老											
発生頻度 [/POS]		3.0E-04	0.0E+00	1.5E-06	2.7E-09	0.0E+00	0.0E+00	5.4E-12	5.0E-14	6.8E-13	6.8E-13
最終状態		ı	I	I	1	I	I	I	I	ΜL	合計値
No.		-	2	ო	4	5	9	Г	ω	6	
MUWC	MUWC										
HPCS	HPCS										
LPCI-C	LPCICPD									1	
LPCI-B	LPCIB										
LPCI-A	LPCIA							•			
LPCS	LPCSPD						•				
RHR-B	WBPD					-					
RHR-A	WAPD				•						
DG-2C及び DG-2D確保 (POS-B5)	TE2										

2 D 確保) (DG - 2C,)外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B5) 図 3.7-2

備考									
発生頻度 [/POS]		1.8E-06	6.9E-09	1.3E-11	2.5E-14	2.3E-16	8.4E-15		8.4E-15
最終状態		I	I	I	I	I	ΤW		合計値
No.		10	11	12	13	14	15		
MUWC	MUWC								
SDAH	HPCS							•	
LPCI-A	LPCIA						-		
SOAT	LPCSPD					•			
∀–аня	DAAN				-				
DG-2C確保 (POS-B5)	TE3								

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B5)(DG-2C確保, ¥ 3.7−3

備考									
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.8E-06	1.6E-08	3.0E-11		3.0E-11
最終状態		I	I	I	I	I	ΤW		合計値
No.		16	17	18	19	20	21		
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS							•	
LPCI-C	LPCICPD						•		
LPCI-B	LPCIB					•			
RHR-B	WBPD				-				
DG-2D確保 (POS-B5)	TE4								

2 D確保) 図 3.7-4 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B5)(DG-2C失敗,
	4.2E-09	수計値			
	4.2E-09	TB	23		
	1.1E-08	I	22		
				HPCS	TE5
调朽	[/POS]	取耏小恐	INO.	0010	(POS-B5)
<u>本</u> 刑	発生頻度	得 計 称 首	۷I×	SUUN	Jttok

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B5)(DG-2C, 図 3.7-5

備考					
発生頻度 [/POS]		5.1E-11	1.7E-13		1.7E-13
最終状態		I	TB		合計値
No.		24	25		
HPCS	HPCS				
AC及びDCなし (POS-B5)	TE6			•	

外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B5)(直流電源喪失) 図 3.7-6

備考								
発生頻度 [/POS]		I	I	I	I	I	3.2E-13	3.2E-13
最終状態		TE2 ∕	TE3 🔨	TE4 🔨	TE5 🔨	TE6∧	TB	合計値
No.		1 – 9	10 - 15	16 - 21	22 - 23	24 - 25	26	
D/G-2D起動	DGD							
D/G-2C起動	DGC					•		
DG-HPCSから の受電失敗	DGH				•			
DC喪失 BT- CCF	DC							
外部電源喪失 (POS-B6)	ELOP						-	

図 3.8-1 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B6)

備考												
発生頻度 [/POS]		3.2E-04	1.6E-06	1.1E-08	2.0E-11	4.0E-14	8.7E-17	1.9E-19	1.7E-21	6.5E-14		6.5E-14
最終状態		1	I	I	I	I	I	I	I	ΜL		合計値
No.		-	2	ო	4	5	9	Γ	8	6		
MUWC	MUWC											
HPCS	HPCS										•	
LPCI-C	LPCICPD									1		
LPCI-B	LPCIB								•			
LPCI-A	LPCIA							•				
LPCS	LPCSPD						•					
RHR-B	WBPD					•						
RHR-A	WAPD				-							
DG-2C及び DG-2D確保 (POS-B6)	TE2											

2 D 確保) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B6)(DG-2C, 図 3.8-2

備考								
発生頻度 [/POS]		1.9E-06	7.4E-09	1.3E-11	2.7E-14	2.5E-16	8.3E-15	8.3E-15
最終状態		I	I	I	I	I	ΤW	合計値
No.		10	11	12	13	14	15	
MUWC	MUWC							
SDAH	HPCS							
LPCI-A	LPCIA						-	
SDAT	LPCSPD							
RHR-A	WAPD							
DG-2C確保 (POS-B6)	TE3			_				

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B6)(DG-2C確保, ¥ 3.8−3

備考									
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	1.9E-06	4.2E-09	9.0E-12	8.2E-14	1.8E-14		1.8E-14
最終状態		I	I	I	I	I	ΤW		合計値
No.		16	17	18	19	20	21		
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS							•	
LPCI-C	LPCICPD						•		
LPCI-B	LPCIB								
RHR-B	WBPD				-				
DG-2D確保 (POS-B6)	TE4			•					

2 D確保) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B6)(DG-2C失敗, 図 3.8-4

ACなし (POS-B6) HPCS No. 最終状態 発生頻度 備考 TE5 HPCS No. 最終状態 [/POS] 備考 TE5 HPCS 22 - 1.1E-08 23 TB 4.5E-09		4.5E-09	合計値			
ACなし (POS-B6) HPCS No. 最終状態 発生頻度 備考 TE5 HPCS No. 最終状態 [/POS] 備考 TE5 HPCS 22 - 1.1E-08 23 TB 4.5E-09						_
ACなじ HPCS No. 最終状態 発生頻度 備考 (POS-B6) HPCS No. 最終状態 [/POS] 備考 TE5 HPCS 22 - 1.1E-08		4.5E-09	TB	23		
ACなし HPCS No. 最終状態 発生頻度 備考 (POS-B6) HPCS No. 最終状態 [/POS] 備考 TE5 HPCS		1.1E-08	I	22		
ACなし HPCS No. 最終状態 発生頻度 備考 (POS-B6) HPCS No. 最終状態 [/POS] 備考					HPCS	TE5
	備考	発生頻度 [/POS]	最終状態	No.	HPCS	ACなし (POS-B6)

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B6)(DG-2C, 図 3.8-5

備考				
発生頻度 [/POS]		5.4E-11	1.8E-13	1.8E-13
最終状態		I	TB	合計値
No.		24	25	
HPCS	HPCS			
AC及びDCなし (POS-B6)	TE6			

外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-B6)(直流電源喪失) 図 3.8-6

備考									
発生頻度 [/POS]		1	I	I	I	I	2.0E-13		2.0E-13
最終状態		TE2 ∕	TE3 🔨	TE4 🔨	TE5 🔨	TE6∧	TB		톚냼믕
No.		1 – 9	10 - 15	16 - 21	22 - 23	24 - 25	26		
D/G-2D起動	DGD								
D/G-2C起動	DGC			-					
DG-HPCSから の受電失敗	DGH				•				
DC喪失 BT- CCF	DC							-	
外部電源喪失 (POS-C1)	ELOP						-		

図 3.9-1 外部電源喪失に対するイベントツリー (POS-C1)



2 D 確保) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-C1)(DG-2C, 図 3.9-2

備考									
発生頻度 [/POS]		1.2E-06	4.7E-09	8.6E-12	1.7E-14	1.6E-16	5.3E-15		5.3E-15
最終状態		1	I	I	ı	I	ΤW		合計値
No.		10	11	12	13	14	15		
MUWC	MUWC								
SDdH	SOdH							-	
K -IDGI-A	LPCIA						-		
SDAT	LPCSPD					•			
RHR-A	WAPD								
DG-2C確保 (POS-C1)	TE3			-					

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-C1)(DG-2C確保, 図 3.9-3

備考									
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	1.2E-06	2.7E-09	5.7E-12	5.2E-14	1.2E-14		1.2E-14
最終状態		I	ļ	I	I	I	ΤW		合計値
No.		16	17	18	19	20	21		
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS							•	
LPCI-C	LPCICPD						•		
LPCI-B	LPCIB					•			
RHR-B	WBPD								
DG-2D確保 (POS-C1)	TE4								

2 D確保) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-C1)(DG-2C失敗, 図 3.9-4

	2 8F-09	合計値			
	2.8E-09	TB	23		
	7.2E-09	I	22		
				HPCS	TE5
调伤	[/POS]	取於小恐	INO.	2010	(POS-C1)
午刊	発生頻度	得计称言	۷I	SUUN	ACtrL

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-C1)(DG-2C, 図 3.9-5

備考				
発生頻度 [/POS]		3.4E-11	1.2E-13	1.2E-13
最終状態		I	TB	合計値
.oN		24	25	
HPCS	HPCS			
AC及びDCなし (POS-C1)	TE6			

外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-C1)(直流電源喪失) 図 3.9-6

i度 S] 備考							11	11
発生頻 [/P0(1	I	I	I	1	3.8E-	3.8E-
最終状態		TE2 🔨	TE3 <	TE4 <	TE5 <	TE6∧	TB	合計値
No.		1 – 9	10 - 15	16 – 21	22 - 23	24 - 25	26	
D/G-2D起動	DGD							
D/G-2C起動	DGC							
DG-HPCSから の受電失敗	DGH				-			
DC喪失 BT- CCF	DC							
外部電源喪失 (POS-C2)	ELOP						_	

図 3.10-1 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-C2)

備考												
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	2.3E-04	1.1E-06	0.0E+00	2.3E-09	4.6E-12	0.0E+00	8.9E-15	4.2E-12		4.2E-12
最終状態		I	I	I	I	I	I	1	I	ΜL		合計値
No.		-	2	ო	4	5	9	7	8	6		
MUWC	MUWC											
HPCS	HPCS										•	
LPCI-C	LPCICPD									•		
LPCI-B	LPCIB								•			
LPCI-A	LPCIA							1				
LPCS	LPCSPD						I					
RHR-B	WBPD											
RHR-A	WAPD											
DG-2C及び DG-2D確保 (POS-C2)	TE2											

2 D 確保) 図 3.10-2 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-C2)(DG-2C,

	-	_		_	_	_	_	_	_
備考									
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	1.3E-06	0.0E+00	0.0E+00	2.8E-09	5.0E-12		5.0E-12
最終状態		I	I	1	I	I	Ψ		合計値
No.		10	11	12	13	14	15		
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS							•	
LPCI-A	LPCIA								
SDAT	LPCSPD					•			
RHR-A	WAPD								
DG-2C確保 (POS-C2)	TE3			_					

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-C2)(DG-2C確保, 図 3.10-3

備考								
発生頻度 [/POS]		0.0E+00	1.3E-06	2.7E-09	0.0E+00	5.2E-12	6.2E-13	6.2E-13
最終状態		I	l	I	I	I	ΤW	合計値
No.		16	17	18	19	20	21	
MUWC	MUWC							
HPCS	HPCS							
LPCI-C	LPCICPD						•	
LPCI-B	LPCIB					2		
RHR-B	WBPD				-			
DG-2D確保 (POS-C2)	TE4							

2 D 確保) 図 3.10-4 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-C2)(DG-2C失敗,

	3.5E-08	수計値			
					-
	3.5E-08	TB	23		
	0.0E+00	I	22		
				HPCS	TE5
调气	[/POS]	取於小恐	NO.	0010	(POS-C2)
本刊	発生頻度	<u> </u>	VI.	SUUT	Act

2 D 失敗) 図 3.10-5 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-C2)(DG-2C,

1						
	備考					
	発生頻度 [/POS]		0.0E+00	0.0E+00		0.0E+00
	最終状態		I	TB		合計値
	No.		24	25		
	HPCS	HPCS				
	AC及びDCなし (POS-C2)	TE6			I	

図 3.10-6 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-C2)(直流電源喪失)

備考								
発生頻度 [/POS]		I	I	I	I	I	1.7E-13	1.7E-13
最終状態		TE2 🔨	TE3 🔨	TE4 ∕	TE5 🔨	TE6∧	TB	見信合
No.		1 – 9	10 - 15	16 - 21	22 - 23	24 - 25	26	
D/G-2D起動	DGD							
D/G-2C起動	DGC							
DG-HPCSから の受電失敗	DGH							
DC喪失 BT- CCF	DC							
外部電源喪失 (POS-D)	ELOP						-	

図 3.11-1 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-D)

備考												
発生頻度 [/POS]		1.8E-04	8.6E-07	5.9E-09	1.1E-11	2.2E-14	4.7E-17	1.0E-19	9.4E-22	3.5E-14		3.5E-14
最終状態		I	I	I	I	I	I	I	I	TW		合計値
No.		-	2	ო	4	5	9	L	8	6		
MUWC	MUWC											
HPCS	HPCS										•	
LPCI-C	LPCICPD									I		
LPCI-B	LPCIB								•			
LPCI-A	LPCIA							•				
LPCS	LPCSPD											
RHR-B	WBPD											
RHR-A	WAPD				•							
DG-2C及び DG-2D確保 (POS-D)	TE2											



備考									
発生頻度 [/POS]		1.0E-06	4.0E-09	7.3E-12	1.5E-14	1.3E-16	4.9E-15		4.9E-15
最終状態		I	I	1	I	I	ΜT		合計値
No.		10	11	12	13	14	15		
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS							•	
LPCI-A	LPCIA						•		
LPCS	LPCSPD					•			
RHR-A	WAPD				•				
DG-2C確保 (POS-D)	TE3			_					

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-D)(DG-2C確保, 図 3.11-3

備考									
発生頻度 [/POS]		00+30.0	1.0E-06	2.3E-09	4.9E-12	4.5E-14	9.3E-15		9.3E-15
最終状態		I	I	I	I	I	ΤW		合計値
No.		16	17	18	19	20	21		
MUWC	MUWC								
HPCS	HPCS							•	
LPCI-C	LPCICPD						•		
LPCI-B	LPCIB					•			
RHR-B	WBPD				-				
DG-2D確保 (POS-D)	TE4								

2 D 確保) 図 3.11-4 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-D)(DG-2C失敗,

	2 4F-09	合計値			
	2.4E-09	TB	23		
	6.1E-09	I	22		
				HPCS	TE5
備考	[/POS]	最終状態	No.	HPCS	(D-SOA)
~~ ㅠ	発生頻度	得 计 邻 目			ACTL

2 D 失敗) 外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-D)(DG-2C, 図 3.11-5

	_	-		_	_
備考					
発生頻度 [/POS]		2.9E-11	9.9E-14		9.9E-14
最終状態		I	TB		合計値
No.		24	25		
HPCS	HPCS				
AC及びDCなし (POS-D)	TE6				

外部電源喪失に対するイベントツリー(POS-D)(直流電源喪失) 図 3.11-6

備考												
発生頻度 [/POS]		2.9E-04	0.0E+00	0.0E+00	7.8E-08	0.0E+00	0.0E+00	1.5E-10	1.4E-13	2.9E-24		1.4E-13
最終状態		I	I	I	I	I	I	I	LOCA	LOCA		合計値
No.		-	2	ო	4	5	9	L	8	6		
MUWC	DWUMC											
HPCS	HPCS											
LPCI-C	LPCIC								-			
LPCI-B	LPCIB											
LPCI-A	LPCIA											
LPCS	LPCS					-						
漏洩箇所 隔離	IS				•							
水位降下 認知	НВ											
RHR切替時の 冷却材流出 (POS-B2)	ELCR										-	

図 4-1 RHR 切替時のLOCA (POS-B2)

備考												
発生頻度 [/POS]		2.9E-04	7.8E-08	1.2E-10	00+30.0	0.0E+00	2.4E-13	9.8E-16	3.6E-17	2.9E-24		3.6E-17
最終状態		I	I	I	I	I	I	I	LOCA	LOCA		合計値
No.		1	2	ę	4	5	9	7	8	6		
DWUMC	DWUM											
HPCS	SOdH											
LPCI-C	LPCIC								-			
LPCI-B	LPCIB											
LPCI-A	LPCIA											
LPCS	LPCS											
漏洩箇所 隔離	IS											
水位降下 認知	НВ											
RHR切替時の 冷却材流出 (POS-B5)	ELCR										-	

図 4-2 RHR 切替時のLOCA (POS-B5)

備考											
発生頻度 [/POS]		2.9E-04	7.8E-08	0.0E+00	1.6E-10	3.2E-13	5.3E-16	2.2E-18	3.1E-16	3.2E-11	3.2E-11
最終状態		I	I	I	I	I	I	I	LOCA	LOCA	合計値
No.		1	2	ო	4	5	9	7	8	6	
MUWC	MUWC										
SOdH	SOdH										
D-ID41	LPCIC								-		
LPCI-B	LPCIB							-			
RPCI-A	LPCIA						_				
SDAT	SOdT					-					
漏洩箇所 隔離	IS				-						
水位降下 認知	НВ										
RHR切替時の 冷却材流出 (POS-C2)	ELCR										

図 4-3 RHR 切替時のLOCA (POS-C2)

備考											
発生頻度 [/POS]		2.9E-04	7.8E-08	1.2E-10	2.4E-13	5.2E-16	1.1E-18	4.7E-21	2.8E-17	3.2E-11	3.2E-11
最終状態		I	I	I	I	I	I	I	LOCA	LOCA	合計値
No.		1	2	ę	4	5	9	7	8	6	
MUWC	MUWC										
SOdH	SOdH									-	
D-IDd-I	LPCIC								-		
LPCI-B	LPCIB							-			
LPCI-A	LPCIA						-				
LPCS	LPCS					-					
漏洩箇所 隔離	IS										
水位降下 認知	НВ			-							
RHR切替時の 冷却材流出 (POS-D)	ELCR										

図 4-4 RHR切替時のLOCA (POS-D)

備考												
発生頻度 [/POS]		1.3E-04	3.5E-08	5.5E-11	1.1E-13	2.3E-16	5.1E-19	2.1E-21	1.2E-17	2.0E-11		2.0E-11
最終状態		I	I	I	I	I	I	I	LOCA	LOCA		合計値
No.		-	2	ę	4	5	9	7	8	6		
MUWC	MUWC											
HPCS	HPCS											
LPCI-C	LPCIC								•			
LPCI-B	LPCIB											
LPCI-A	LPCIA											
LPCS	LPCS											
漏洩箇所 隔離	SI											
水位降下 認知	HB											
CUWブロー時の 冷却材流出 (POS-C1)	ELCU										•	

図 4-5 CUWブロー時のLOCA (POS-C1)

栲												
僅												
発生頻度 [/POS]		1.3E-04	3.5E-08	5.5E-11	1.1E-13	2.3E-16	5.1E-19	2.1E-21	1.2E-17	2.0E-11		2.0E-11
最終状態		I	I	I	I	I	I	I	LOCA	LOCA		合計値
No.		ļ	2	က	4	5	9	7	8	6		
MUWC	MUWC											
HPCS	HPCS											
LPCI-C	LPCIC								•			
LPCI-B	LPCIB											
LPCI-A	LPCIA											
LPCS	LPCS					•						
漏洩箇所 隔離	IS				•							
水位降下 認知	HB											
CUWブロー時の 冷却材流出 (POS-D)	ELCU										-	

図4-6 CUWブロー時のLOCA (POS-D)

備 考																			
発生頻度 [/POS]		2.8E-05	0.0E+00	0.0E+00	7.8E-07	0.0E+00	0.0E+00	1.5E-09	1.4E-12	2.9E-25	1.9E-07	0.0E+00	0.0E+00	5.2E-09	0.0E+00	0.0E+00	1.0E-11	1.9E-27	1.1E-11
最終状態		I	I	I	I	I	I	I	LOCA	LOCA	I	I	I	I	I	I	LOCA	LOCA	合計値
No.		1	2	с	4	5	9	7	8	6	10	11	12	13	14	15	16	17	
MUWC	MUWC																		
HPCS	HPCS									•									
LPCI-C	LPCIC								•									•	
LPCI-B	LPCIB							•									•		
LPCI-A	LPCIA						•												
LPCS	LPCS					•									•				
漏 通 御 離	IS				1									•					
米位降下 認名	HB			•									•						
流出規模	SI																		
CRD点検時の 冷却材流出 (POS-B2)	ELCC											•							



別添 3.1.2-52

備考											
発生頻度 [/POS]		5.3E-07	0.0E+00	0.0E+00	1.5E-08	0.0E+00	0.0E+00	2.8E-11	2.6E-14	5.4E-27	2.6E-14
最終状態		I	ļ	I	I	I	I	I	LOCA	LOCA	合計値
No.		۰	2	ო	4	ъ С	9	7	8	6	
DWUMC	DWUM										
HPCS	SOGH									-	
LPCI-C	LPCIC								•		
LPCI-B	LPCIB							-			
LPCI-A	LPCIA										
LPCS	LPCS										
漏洩箇所 隔離	IS				-						
水位降下 認知	HB										
LPRM点検時の 冷却材流出 (POS-B2)	ELCL										

図 4-8 L P R M 点検時の L O C A (P O S - B 2)