

停止時アクシデントマネジメント（AM）整備  
に係る検討

平成19年2月

独立行政法人 原子力安全基盤機構

本報告書は、独立行政法人 原子力安全基盤機構が実施した業務の  
成果をとりまとめたものです。

本報告書の複製、転載、引用等には、当機構の承認が必要です。

## 停止時アクシデントマネジメント（AM）整備に係る検討

### 要旨

平成 4 年 5 月の原子力安全委員会の決定文「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメント」を受けて、平成 6 年 7 月に通商産業省（現経済産業省）は電気事業者に対し「原子力発電所内におけるアクシデントマネジメントの整備において」により一層のリスク低減を目指して自主保安措置の整備を奨励勧告した。また、停止時 PSA の実施を求め、その結果を踏まえ、適切に対応することとしている。

電気事業者は、これを受け出力運転時に対しては、平成 12 年頃までにアクシデントマネジメントの整備を行った。

一方、停止時に対しては、電気事業者は代表炉の停止時 PSA を実施し、その内容は原子力発電技術顧問会によりレビューされ、出力時の炉心損傷頻度と合わせても IAEA の基本安全原則に示してある炉心損傷頻度の目標を十分満足していると報告されている。

本報告書においては、停止時のアクシデントマネジメント整備の対象や実効性を明確にし必要性を検討するために、今までに当機構で実施されてきた BWR 及び PWR プラントの内的事象停止時レベル 1PSA から得られた炉心損傷頻度の特徴を整理し、停止時に対し自主保安措置を講じることにより低減する炉心損傷頻度の程度を試算した。以下、本作業で得られた成果を示す。

#### (1) BWR プラントの停止時 PSA の整理結果

- ① BWR3、BWR4、BWR5 プラントの停止時の炉心損傷頻度は  $10^{-7}$  / 炉年程度である。出力運転時のアクシデントマネジメント整備後の炉心損傷頻度と比較して同程度である。
- ② 炉心損傷頻度に寄与するプラント運転状態（POS）は、いずれの型の BWR プラントも定期検査後半において原子炉容器閉、通常水位の状態にあり相対的に利用できる緩和系統が少

なくなる POS-C である。

- ③ 停止時においても出力運転時を対象に整備されたアクシデントマネジメント策である消火系による注水は利用できるため、その効果を考慮すると炉心損傷頻度は約 20%低下する。
- ④ BWR プラントにおける停止時の炉心損傷頻度は、平成 18 年 4 月に原子力安全委員会安全目標専門部会にてとりまとめられた報告書「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について－安全目標案に対応する性能目標案について－」に示されている性能目標としての炉心損傷頻度  $10^{-4}$ /炉年程度かつ格納容器機能喪失頻度  $10^{-5}$ /炉年程度と比較すると、停止時に格納容器の閉じ込め性能が期待できないことを考慮しても、十分低い。

## (2) PWR プラントの停止時 PSA の整理結果

- ① ドライ型 2 ループ PWR プラント、ドライ型 3 ループ PWR プラント及びドライ型 4 ループ PWR プラントの停止時の炉心損傷頻度は  $10^{-6}$ /炉年～ $10^{-7}$ /炉年程度である。出力運転時のアクシデントマネジメント整備後の炉心損傷頻度と比較して同程度か、1 桁大きい
- ② 炉心損傷頻度に寄与するプラント運転状態 (POS) は、いずれの型の PWR プラントも燃料交換前のミッドループ運転 (POS6A,6AB,6B) 時である。これは、ミッドループ運転時には、原子炉容器開放されており、1 次冷却材系統の水位がループ配管の中心付近にあるため、炉心損傷までの時間余裕が小さいこと、水位管理が必要であること等による。
- ③ 停止時においても出力運転時を対象に整備されたアクシデントマネジメント策である代替補機冷却が利用できるため、その効果を考慮すると炉心損傷頻度は約 90%低下する。
- ④ 停止時固有のアクシデントマネジメント策としてミッドループ運転時に適用可能である超音波水位計を設置したと想定した場合、炉心損傷頻度は約 80%低下する。
- ⑤ PWR プラントにおける停止時の炉心損傷頻度は、平成 18 年 4 月に原子力安全委員会安全目標専門部会にてとりまとめられた報告書「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について－安全目標案に対応する性能目標案について－」に示されている性能目標としての炉心損傷頻度  $10^{-4}$ /炉年程度かつ格納容器機能喪失頻度  $10^{-5}$ /炉年程度と比較すると、停止時に格納容器の閉じ込め性能が期待できないことを考慮しても、十分低い。

上記の検討結果より、BWR、PWR の停止時は炉心損傷頻度の観点から見る限り十分低く、新たなアクシデントマネジメント策の必要性は低いと考えられる。

但し、停止中のプラントは、特殊な保守点検作業も含め定期検査ごとに様々な作業が行われるため、評価に用いた標準工程からずれるのが一般的である。また、国内外において PWR プ

ラントのミッドループ運転時の **RHR** 機能喪失対応のために水位監視システムが導入されている例があり、このようなシステムが利用できる場合はその効果を考慮できる。さらに、停止時は燃料取替え等のために、格納容器を開放している期間が長い。このため公衆被ばくの観点からの検討も必要である。

# 停止時におけるアクシデントマネジメント整備に係る検討

## 目 次

1. 序論	1-1
1.1 目的	1-1
1.2 実施項目と内容	1-1
2. BWRプラントにおける国内評価の整理	2-1
2.1 炉心損傷頻度の結果	2-1
2.2 起回事象別の整理	2-2
2.3 プラント運転状態別の整理	2-3
2.4 炉心損傷クラス別の整理	2-4
2.5 主要シーケンスの整理	2-5
3. PWRプラントにおける国内評価結果の整理	3-1
3.1 炉心損傷頻度の結果	3-1
3.2 起回事象別の整理	3-3
3.3 プラント運転状態別の整理	3-5
3.4 炉心損傷に寄与する主要な要因	3-9
3.5 主要シーケンスの整理	3-9
4. 国内外の停止時評価の調査	4-1
4.1 国内プラントにおける停止時安全確保対策	4-1
4.2 海外における停止時評価	4-1
5. BWRプラントにおける安全確保策の有効性評価	5-1
5.1 出力運転時におけるアクシデントマネジメント策の適用性検討	5-1
5.2 停止時の解析モデルの検討	5-2
5.3 停止時におけるBWRプラントの感度解析	5-4

6. PWRプラントにおける安全確保策の有効性評価	6-1
6.1 出力運転時におけるアクシデントマネジメント策の適用性検討	6-1
6.2 停止時固有のアクシデントマネジメント策の抽出	6-3
6.3 停止時におけるPWRプラントの感度解析	6-3
6.4 PWRプラントにおける安全確保策の有効性評価のまとめ	6-8
7. 結論	7-1
7.1 BWRプラントの停止時PSAの整理結果	7-1
7.2 PWRプラントの停止時PSAの整理結果	7-1
参考文献	参-1
略語一覧	略-1
添付資料1 BWRプラントの停止時事故トラブル例	添1-1
添付資料2 PWRプラントの停止時事故トラブル例	添2-1

## 表一覧

表2.1	国内代表BWRプラントの停止時PSA文献	2-7
表2.2	事業者解析条件との比較 (BWR)	2-8
表2.3	起因事象発生頻度及び起因事象別炉心損傷頻度	2-10
表2.4	プラント運転状態別の日数	2-11
表2.5	プラント運転状態別の炉心損傷に至るまでの余裕時間	2-12
表2.6	プラント運転状態別の炉心損傷頻度 (BWR)	2-15
表2.7	BWR3プラントの主要な事故シーケンス	2-16
表2.8	BWR4プラントの主要な事故シーケンス	2-17
表2.9	BWR5プラントの主要な事故シーケンス	2-18
表2.10	BWR3プラントの事故シーケンスの記号説明	2-20
表2.11	BWR4プラントの事故シーケンスの記号説明	2-21
表2.12	BWR5プラントの事故シーケンスの記号説明	2-22
表2.13	BWR3プラントのFV重要度解析結果	2-23
表2.14	BWR4プラントのFV重要度解析結果	2-24
表3.1	国内代表PWRプラントの停止時PSA文献	3-13
表3.2	PWR各プラントの炉心損傷頻度の比較	3-14
表3.3	事業者解析条件との比較 (PWR)	3-15
表3.4	代表PWRプラントの起因事象別炉心損傷頻度	3-16
表3.5	PSRで実施したPWRプラントの起因事象別炉心損傷頻度	3-17
表3.6	プラント運転状態の分類表	3-18
表3.7	プラント運転状態毎の滞在時間	3-19
表3.8	代表プラントにおけるプラント運転状態別の炉心損傷頻度	3-20
表3.9	高浜3、伊方2号炉におけるプラント運転状態別の炉心損傷頻度	3-21
表3.10	ドライ型4ループPWRプラントにおける主要な事故シーケンス	3-22
表3.11	ドライ型3ループPWRプラントにおける主要な事故シーケンス	3-23
表3.12	ドライ型2ループPWRプラントにおける主要な事故シーケンス	3-24
表3.13	高浜3号炉 (ドライ型3ループPWRプラント) における主要な事故シーケンス	3-25

## 表一覧

表3.14	伊方2号炉（ドライ型2ループPWRプラント）における主要な事故シーケンス	3-26
表4.1	調査した海外文献	4-7
表4.2	各国のPSA現状まとめ	4-8
表4.3	停止時および低出力時の安全性向上策	4-12
表4.4	NUREG-1449における炉心損傷、大規模放出頻度に関する記載事項	4-18
表4.5	PSAM6における炉心損傷に関する記載事項	4-19
表4.6	PSA2002における炉心損傷に関する記載事項	4-20
表5.1	アクシデントマネジメント策（出力時）の停止時における有効性検討（BWR4プラント）	5-8
表5.2	アクシデントマネジメント策（出力時）の停止時における有効性検討（BWR5プラント）	5-9
表5.3	停止時安全確保策等の感度解析	5-9
表5.4	感度解析結果	5-11
表5.5	起回事象別感度解析結果	5-12
表5.6	プラント運転状態別感度解析結果	5-13
表6.1	出力時AM策の停止時への適用可能性検討結果（PWR）	6-9
表6.2	炉心損傷に至るまでの時間余裕（PWR）	6-15
表6.3	起回事象別の炉心損傷頻度（代替補機冷却）	6-16
表6.4	プラント運転状態別の炉心損傷頻度（代替補機冷却）	6-17
表6.5	ドミナントシーケンス（代替補機冷却）	6-18
表6.6	起回事象別の炉心損傷頻度（代替制御用空気供給）	6-19
表6.7	プラント運転状態別の炉心損傷頻度（代替制御用空気供給）	6-20
表6.8	ドミナントシーケンス（代替制御用空気供給）	6-21
表6.9	起回事象別の炉心損傷頻度（超音波水位計）	6-22
表6.10	プラント運転状態別の炉心損傷頻度（超音波水位計）	6-23

## 表一覧

表6.11	ドミナントシーケンス（超音波水位計）	6-24
表6.12	起因事象別の炉心損傷頻度（超音波水位計+インターロック）	6-25
表6.13	プラント運転状態別の炉心損傷頻度（超音波水位計+インターロック）	6-26
表6.14	ドミナントシーケンス（超音波水位計+インターロック）	6-27
表6.15	起因事象別の炉心損傷頻度（手順書見直し）	6-28
表6.16	プラント運転状態別の炉心損傷頻度（手順書見直し）	6-29
表6.17	ドミナントシーケンス（手順書見直し）	6-30

## 図一覧

図2.1	停止時PSAの炉心損傷頻度結果 (BWR)	2-25
図2.2	起回事象別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR3プラント)	2-26
図2.3	起回事象別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR4プラント)	2-26
図2.4	起回事象別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR5プラント)	2-27
図2.5	起回事象別の炉心損傷頻度への寄与割合(BWR5プラント：事業者解析条件反映、 報告書(5))	2-27
図2.6	BWR3プラントの定期検査工程	2-28
図2.7	BWR4プラントの定期検査工程	2-29
図2.8	BWR5プラントの定期検査工程	2-30
図2.9	BWR4プラントの定期検査工程 (事業者条件反映)	2-31
図2.10	BWR5プラントの定期検査工程 (事業者条件反映、報告書(4))	2-32
図2.11	BWR5プラントの定期検査工程 (事業者条件反映、報告書(5))	2-33
図2.12	プラント運転状態別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR3プラント)	2-34
図2.13	プラント運転状態別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR4プラント)	2-34
図2.14	プラント運転状態別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR5プラント)	2-35
図2.15	プラント運転状態別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR5プラント：事業者条件反映、報告書(5))	2-35
図2.16	炉心損傷クラス別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR3プラント)	2-36
図2.17	炉心損傷クラス別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR4プラント)	2-36
図2.18	炉心損傷クラス別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR5プラント)	2-37
図2.19	炉心損傷クラス別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR5プラント： 事業者条件反映、報告書(5))	2-37
図3.1	停止時PSAの炉心損傷頻度結果 (PWR)	3-27
図3.2	起回事象別の炉心損傷頻度への寄与割合 (ドライ型4ループPWRプラント)	3-28
図3.3	起回事象別の炉心損傷頻度への寄与割合 (ドライ型3ループPWRプラント)	3-28
図3.4	起回事象別の炉心損傷頻度への寄与割合 (ドライ型2ループPWRプラント)	3-29
図3.5	起回事象別の炉心損傷頻度への寄与割合(高浜3号炉：事業者解析条件反映)	3-30

## 図一覧

図3.6	起因事象別の炉心損傷頻度への寄与割合(伊方2号炉：事業者解析条件反映) ……	3-30
図3.7	各PWR代表プラントにおける定期検査工程 ……	3-31
図3.8	ドライ型4ループPWRプラントのPOS別の炉心損傷頻度割合 ……	3-35
図3.9	ドライ型3ループPWRプラントのPOS別の炉心損傷頻度割合 ……	3-35
図3.10	ドライ型2ループPWRプラントのPOS別の炉心損傷頻度割合 ……	3-36
図3.11	高浜3号炉のPOS別の炉心損傷頻度割合(事業者解析条件反映) ……	3-37
図3.12	伊方2号炉のPOS別の炉心損傷頻度割合(事業者解析条件反映) ……	3-37
図3.13	ドライ型4ループPWRプラントの炉心損傷クラス別の炉心損傷頻度割合 ……	3-38
図3.14	伊方2号炉の炉心損傷クラス別の炉心損傷頻度割合(事業者解析条件反映) ……	3-38
図4.1	電気事業者が考える手順書の見直しによるCDF低減策の方向性 ……	4-21
図5.1	感度解析結果 (BWR) ……	5-14
図5.2	消火系使用時の起因事象別炉心損傷頻度 (BWR4プラント) ……	5-15
図5.3	消火系使用時の運転状態別炉心損傷頻度 (BWR4プラント) ……	5-15
図5.4	電源融通時の起因事象別炉心損傷頻度 (BWR4プラント) ……	5-16
図5.5	電源融通時の運転状態別炉心損傷頻度 (BWR4プラント) ……	5-16
図5.6	消火系使用時の起因事象別炉心損傷頻度 (BWR5プラント) ……	5-17
図5.7	消火系使用時の運転状態別炉心損傷頻度 (BWR5プラント) ……	5-17
図5.8	電源融通時の起因事象別炉心損傷頻度 (BWR5プラント) ……	5-18
図5.9	電源融通時の運転状態別炉心損傷頻度 (BWR5プラント) ……	5-18

## 図一覧

図6.1	代替補機冷却のラインアップ	6-31
図6.2	代替補機冷却のFTモデルの概要	6-32
図6.3	代替補機冷却のFTモデル	6-33
図6.4	代替補機冷却策とモデル上の課題	6-34
図6.5	代替制御用空気供給のFTモデルの概要	6-34
図6.6	代替制御用空気供給のFTモデル	6-35
図6.7	超音波水位計の設置概念図	6-36
図6.8	超音波水位計設置に伴うFTモデルの変更	6-37
図6.9	超音波水位計とインターロックの設置概念図	6-38
図6.10	超音波水位計とインターロック設置に伴うFTモデルの変更点	6-38
図6.11	インターロック部分のFTモデル	6-39

## 1. 序論

### 1.1 目的

原子力発電所の停止時は制御棒が挿入され原子炉は未臨界状態にあるが、各種安全システムの保守点検が実施されるため、事故が発生した場合に待機除外にある系統が存在する。また、原子炉の冷却材水位は点検作業に合わせて上下に変化する。このような状況にある原子力発電所の停止時におけるリスクの特性を明らかにし、アクシデントマネジメント整備の有効性及び必要性の検討のために停止時レベル 1 PSA（確率論的安全評価）の現状について整理しまとめることを目的とする。

### 1.2 実施項目と内容

国内外における原子力発電所停止時のリスク評価の状況及び考慮されている安全確保対策を整理する。また国内代表プラントに何らかの安全確保対策を考慮した場合の炉心損傷頻度の低減効果を評価する。

本作業での実施項目及び実施内容は以下を以下に示す。

#### 1.2.1 国内評価の整理

当機構は、国内代表プラントを対象に停止時内の事象レベル 1PSA を従来から実施してきている。国内代表プラントである BWR3、BWR4、BWR5 プラント、ドライ型 2 ループ PWR プラント、ドライ型 3 ループ PWR プラント、ドライ型 4 ループ PWR プラントの停止時レベル 1PSA について、炉心損傷頻度、主要な事故シーケンス、主要な起因事象、主要なプラント運転状態（POS）、それらに寄与する因子を整理する。

また、これらを国内代表プラントの出力運転時の炉心損傷頻度と比較するとともに、事業者が採用している停止時の安全確保対策を整理する。

#### 1.2.2 海外評価の整理

海外プラントにおける停止時内の事象レベル 1PSA の状況及び安全確保対策について文献を基に整理し、国内プラントへの適用性の観点から検討を行う。

#### 1.2.3 アクシデントマネジメント整備の有効性評価

出力運転時に対し実施されているアクシデントマネジメント策は、停止時においても炉心損傷頻度の低減に有効である可能性がある。このため、国内代表プラント（BWR4、BWR5、ドライ型 4 ルー

プ PWR プラント) を対象に、出力運転時を対象に整備されている各種のアクシデントマネジメント策が、停止時においても適用可能かどうかの検討を行う。

また国内及び海外評価の整理結果を基に、停止時に新たに対策を施したときに炉心損傷頻度を低減させる可能性のある安全確保対策の抽出を行う。

これらアクシデントマネジメント策や安全確保対策が炉心損傷頻度へ及ぼす低減効果を評価し、それら対策の有効性を検討する。また総合的な観点から停止時のリスク低減について検討する。

## 2. BWR プラントにおける国内評価の整理

当機構は、確率論的安全評価手法の整備の一環として国内代表プラントを対象に停止時内の事象レベル 1PSA を平成 9 年度から実施してきている。実施した停止時内の事象レベル 1PSA（確率論的安全評価）の結果を記載した報告書<sup>(1)~(7)</sup>のリストを表 2-1 に示す。評価に用いた PSA の手法は参考文献<sup>(8)</sup>に記載されている。

代表プラントは BWR3、BWR4、BWR5 である。報告書(4)及び(5)は事業者の実施した BWR4 及び BWR5 プラントの定期安全レビュー（PSR）の停止時 PSA の内容を検討するために、BWR4、BWR5 代表プラントの解析条件の一部を事業者の解析条件に変更して評価したものが含まれている。（表 2.1 の No.4、No.5）

また、報告書(6)及び(7)は、アクシデントマネジメント（AM）策を実施した出力運転時における内の事象レベル 1PSA の炉心損傷頻度の結果が記載されており、停止時における炉心損傷頻度の結果との比較に利用した。

停止時内の事象レベル 1PSA の結果のうち、炉心損傷頻度、起因事象別の寄与割合、運転状態別の寄与割合、事故緩和機能喪失の種類別（炉心損傷クラス別）の寄与割合、主要シーケンスの種類について以下に示す。

### 2.1 炉心損傷頻度の結果

国内 BWR 代表プラントの停止時内の事象 PSA で得られた炉心損傷頻度（CDF）の結果を図 2.1 に示す。比較のため出力運転時内の事象を対象にした AM 策実施前後の PSA の結果も図 2.1 に併せて示した。

BWR3 プラントは、停止時の CDF が  $7.9 \times 10^{-8}$  / 炉年である。停止時の CDF は出力運転時の AM 策実施前の CDF である  $4.3 \times 10^{-7}$  / 炉年及び AM 策実施後の CDF である  $2.8 \times 10^{-7}$  / 炉年のいずれと比べても低い。

BWR4 プラントは、停止時の CDF が  $1.5 \times 10^{-7}$  / 炉年である。停止時の CDF は出力運転時の AM 策実施前の CDF である  $3.5 \times 10^{-7}$  / 炉年よりは低いが、AM 策実施後の CDF である  $1.5 \times 10^{-7}$  / 炉年とは同程度である。

BWR5 プラントは、停止時の CDF が  $1.0 \times 10^{-7}$  / 炉年である。停止時の CDF は出力運転時の AM 策実施前の CDF である  $3.2 \times 10^{-7}$  / 炉年（AM 策実施前）よりは低いが、AM 策実施後の CDF である  $7.7 \times 10^{-8}$  / 炉年（AM 策実施後）と比べると若干大きい。

また、BWR3 プラントの停止時炉心損傷頻度が BWR4 及び BWR5 プラントに比べて小さいのは、BWR3 プラントの定期検査期間が BWR4 及び BWR5 プラントに比べて約 0.6 倍と短くなっていることによる。

電気事業者（以下、事業者という。）の実施した BWR4 及び BWR5 プラントの定期安全レビュー（PSR）の停止時 PSA を検討した結果、解析条件の主要な違いは次のとおりである。当機構の解析条件と事業者の解析条件の違いを表 2.2 に示す。

- ① 定期検査の各運転状態期間の長さ
- ② 出力時の AM 策（消火系を緩和系手段として利用等）の採用
- ③ 人的過誤における運転員間のバックアップの考慮
- ④ 原子炉容器閉鎖時の低圧系作動の条件における原子炉減圧操作
- ⑤ 共通原因故障の安全区分間の適用範囲

当機構の解析条件を、上記①及び②（定期検査期間の長さ及び出力時の AM 策）の事業者の解析条件に変更した場合、解析結果は BWR4 プラントで CDF が  $3.5 \times 10^{-8}$ /炉年、BWR5 プラントで CDF が  $2.6 \times 10^{-8}$ /炉年（同型式で別プラントの場合： $2.4 \times 10^{-8}$ /炉年）となり、当機構の解析条件による CDF と比べて数分の 1 になっている。解析結果を図 2.1 に示す。

## 2.2 起因事象別の整理

停止時内の事象 PSA の起因事象別の炉心損傷頻度の比較を表 2.3 に示す。

表 2.3 において BWR3 は、起因事象「SDCS-B 系故障（サポート系故障）」、「RHR 系の切り替え時の LOCA」及び「RHR 系の運転中の LOCA」は解析結果が空白となっている。これは以下に示す BWR3 プラント固有のシステム構成により該当がないことによる。

### (1) 「SDCS-B 系故障（サポート系故障）」

BWR4 及び BWR5 プラントは、RHR 系機能の 1 モードである原子炉停止時冷却系（SDCS：Shutdown Cooling System）のサポート系に対して、SDCS-A 系、SDCS-B 系の故障に分けて考慮している。これに対して BWR3 プラントは、原子炉停止時冷却系（SHC：Shutdown Reactor Cooling）のサポート系が原子炉補機冷却系（RCW：Reactor Building Cooling Water）1 系統しか存在しない。このため BWR3 プラントは、サポート系故障の起因事象は SDCS-A 系故障のみとなる。

## (2) 「RHR 系の切り替え時の LOCA」

本事象は、SDCS を起動する際に弁を閉め忘れる、又はインターロック故障のラインアップミスにより、原子炉容器内の冷却材が、RHR 系（BWR3 プラントでは崩壊熱除去機能を持つ系統は SHC）を通して、サプレッションプールへ流出する事象である。

BWR4 プラントは、定期検査時の系統の点検工程に合わせて SDCS-B 系から SDCS-A 系に、また SDCS-A 系から SDCS-B 系に切り替えて崩壊熱除去を行う。

BWR3 プラントは、SHC 系で BWR4 プラントと同様の切り替えを行うが、切替え時に冷却材がサプレッションプール等へ流出する経路は存在しない。

## (3) 「RHR 系の運転中の LOCA」

本事象は、BWR4 プラントの定期検査時に運転中の RHR 系機能の 1 モードである原子炉停止時冷却系（SDCS 系）から弁の故障により冷却材が SDCS 系外へ流出する事象である。BWR3 プラントは SDCS ではなく、崩壊熱除去機能を持つ SHC 系が相当する。

冷却材流出の経路は、次の 3 条件で決まる。

- a) SHC 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。
- b) 流出先が原子炉となる弁の故障は除く。
- c) 冷却材の流出に 2 弁以上の弁の故障が必要となる経路は除く。

ところが BWR3 プラントの SHC 系では、上記の条件に適合する流出経路は存在しない。

## (4) 代表プラントの起因事象別の炉心損傷頻度

代表プラントにおける起因事象別の炉心損傷頻度寄与割合は図 2.2～図 2.4 のとおりである。

BWR5 プラントでは、事業者の解析条件を反映した起因事象別の炉心損傷頻度割合の評価結果も報告書(5)で報告しており、参考のため図 2.5 に示す。事業者の解析条件を反映したケースでは外部電源喪失に代わって RHR 系の切り替え時 LOCA が 62.4%を占め主要起因事象となっている。起因事象別の寄与が変化するのは、事業者解析では AM 策として隣接プラントからの電源融通を考慮しているため外部電源喪失の寄与が減少していることに

よる。

### 2.3 プラント運転状態別の整理

BWR3、BWR4、BWR5 プラントの解析に用いた停止時の作業工程、原子炉水位、緩和系統の待機除外期間、運転状態（POS）の分類等を示した定期検査工程を図 2.6～図 2.11 に示す。また各運転状態別の日数を表 2.4 に示す。日数が最も長い運転状態はいずれも POS-C（定期検査後半、原子炉容器は閉鎖途上、冷却材は通常水位、緩和系統は片系統のみ利用可能）であり、期間は定期検査の約 1/4 を占めている。BWR3 プラントの定期検査期間は、BWR4、BWR5 プラントに比べて約 3/5 と短くなっている。

各運転状態における炉心損傷に至るまでの余裕時間を表 2.5 に示す。

BWR3、BWR4、BWR5 プラントの停止時的な事象 PSA の運転状態別の炉心損傷頻度結果（事業者解析条件を反映したケースも含む全 6 ケース）を表 2.6 に示す。また炉心損傷頻度に占める運転状態別の寄与割合を図 2.12～図 2.14 に示す。いずれのプラントも炉心損傷頻度に占める割合が最も大きいのは POS-C であり約 35～55% となっている。POS-C は、定期検査後半の原子炉容器が閉鎖過程にあり、冷却材は通常水位である。緩和系統は片系統のみ利用可能状態である。POS-C は上記に述べたように定期検査期間の最大日数を占める。次に炉心損傷頻度に大きな割合を占めるのは POS-A（BWR3 プラント）または POS-S（BWR4、BWR5 プラント）であり、約 15～20% である。BWR3 プラントで POS-A が 2 位を占めるのは、POS-S の期間が 2 時間と極端に短かく崩壊熱の減少が少なく時間余裕が小さくなっていることが影響している。

事業者の解析条件（定期検査期間や AM 策）を適用した場合の BWR5 プラントの解析結果を、参考に図 2.15 に示す。最も寄与割合が高いのは POS-C と上記解析結果と変わらない。しかし、POS-C に次ぐ寄与割合を占める運転状態は POS-B3、その次に POS-D となり、POS-A 及び POS-S は各々約 10% と 5、6 位を占めるに過ぎず、当機構の運転状態別順位の結果と傾向が異なる。事業者の運転状態別日数は表 2.4 からわかるように定期検査期間が 44 日と当機構の 77 日より短い、その中でも炉心損傷頻度への寄与が最も大きい POS-C は 6 日と定期検査期間の約 1/6 を占めるに過ぎず、逆に POS-B3 は約 1/4 の 12 日を占め最も長くなっている。

### 2.4 炉心損傷クラス別の整理

炉心損傷に至る事故シーケンスを緩和機能の喪失種類ごとに分けると（炉心損傷クラス別）次のように分類できる。

- ・冷却材補給失敗
- ・原子炉減圧失敗
- ・補給水の必要性に対する診断失敗
- ・全交流電源喪失

このうち全交流電源喪失は外部電源喪失を起因事象とする事故シーケンスのみに現れるものであり、前者3つは冷却材流出の有無の起因事象に分かれる。

BWR3、BWR4、BWR5 プラントの停止時内の事象 PSA の炉心損傷クラス別の炉心損傷頻度への寄与割合の比較を図 2.16～図 2.19 に示す。いずれも全交流電源喪失以外の起因事象の寄与が大きくなっている。

## 2.5 主要シーケンスの整理

BWR3、BWR4、BWR5 プラントの停止時内の事象 PSA の炉心損傷に至る上位 10 の主要事故シーケンスを表 2.7～表 2.9 に示す。表中で事故シーケンス表示に記載した記号の説明を表 2.10～表 2.12 に示す。

上位の事故シーケンスは次のとおりである。

### (1) BWR3 プラント

- ・ POS-C において全交流電源喪失（17.5%）
- ・ POS-C において SHC サポート系故障後、注水失敗（CS、MUWC 故障）（12.8%）
- ・ POS-C において SHC フロントライン系故障後、崩壊熱除去/注水失敗（CUWS、CS、MUWC 故障）（9.4%）
- ・ POS-A において大 LOCA 発生後、注水診断失敗（5.4%）
- ・ POS-C において全交流電源喪失後、崩壊熱除去/注水失敗（SHC、CUWS、CS、MUWC 故障）（5.3%）

### (2) BWR4 プラント

- ・ POS-C において SDCS フロントライン系故障後、原子炉減圧失敗（14.7%）
- ・ POS-C において SDCS サポート系故障後、原子炉減圧失敗（9.4%）
- ・ POS-S において RHR 切替時の LOCA 後、注水診断失敗（7.5%）
- ・ POS-S において RHR 切替時の LOCA 後、原子炉減圧失敗（6.3%）

- ・ POS-D において RHR 切替時の LOCA 後、原子炉減圧失敗（6.3%）

### (3) BWR5 プラント

- ・ POS-S において RHR 切替時の LOCA 後、注水診断失敗（13.3%）
- ・ POS-C において全交流電源喪失（11.8%）
- ・ POS-C において外部電源喪失後、崩壊熱除去/注水失敗（SDCS、LPCI、CUWS、MUWC 故障）（6.3%）
- ・ POS-C において全交流電源喪失後、崩壊熱除去/注水失敗（SDCS、LPCI、CUWS、MUWC 故障）（6.2%）
- ・ POS-B1 において外部電源喪失後、崩壊熱除去/注水失敗（SDCS、LPCI、CUWS、MUWC 故障）（5.1%）

上記のように炉心損傷頻度に最も寄与する第 1 位の事故シーケンスでも炉心損傷頻度の 15%前後を占めるに過ぎない。BWR4 プラントは 5 位までに外部電源喪失事象が含まれていないが、図 2.3 に示したように全シーケンスを対象にすると外部電源喪失事象が炉心損傷頻度に最も寄与する。

BWR3 プラント及び BWR4 プラントにおいて炉心損傷頻度に寄与する FV 重要度結果を表 2.13 及び表 2.14 に示す。FV 重要度上位の因子には起因事象が含まれている。重要度の高い機器には電気系機器が多い。

表 2.1 国内代表 BWR プラントの停止時 PSA 文献

No.	報告書No.	運転状態	解析条件	タイトル	プラント型式	備考
1	INS/M97-72	停止時	JNES	BWRプラントの停止時レベル1PSA	BWR5	
2	INS/M98-09			BWRプラントの停止時レベル1PSA手法の整備	BWR4	
3	INS/M99-09			BWRプラントの停止時レベル1PSA	BWR3	
4	INS/M01-33	停止時	電気事業者 (*1)	BWRプラントの停止時レベル1PSAの活用	BWR4	BWR4、BWR5のPSRレ ビュー
5	INS/M02-26			PWR及びBWRプラントの停止時レベル1PSAの活用	BWR5	
6	INS/M00-09	出力運転時	JNES	BWRプラントのレベル1PSA手法の整備 = AM策を反映したレベル1PSA(BWR5型プラント) =	BWR5	
7	INS/M00-10			BWRプラントのレベル1PSA手法の整備 = AM策を反映したレベル1PSA(BWR4,3型及びABWRプラント) =	BWR5	

(\*1)一部解析条件(定期検査工程、AM策考慮等)に事業者条件を反映

表 2.2 事業者解析条件との比較 (BWR)

解析条件	J N E S	事業者 PSR	
		INS/M01-33	INS/M02-26
		BWR4、BWR5	島根 2 号機
定検期間	BWR4 77 日 18 時間 BWR5 76 日	BWR4 38 日 BWR5 36 日	BWR5 41 日
POS の分類	7 POS (S、A、B1、B2、B3、C、D)	BWR4 ・ 8 POS (S、A1、A2、B1、B2、B3、 C、D) BWR5 ・ 6 POS (S、A、B1、B2、C、D)	BWR5 ・ 7 POS (S、A、B1、B2、B3、C、D)
起因事象	①RHR 機能の喪失 ②外部電源喪失 ③一次冷却材バウンダリー機能の喪失 ・ 大、中、小 LOCA ・ RHR 切替え時の LOCA ・ RHR 運転中の LOCA	①RHR 機能の喪失 ②外部電源喪失 ③一次冷却材バウンダリー機能の喪失 ・ RHR 切替え時漏洩 ・ CRD、LPRM、CUWS からの漏洩	
炉心損傷の定義	LOCA ・ 燃料被覆管最高温度 1200℃ 過渡事象 ・ 水位が燃料発熱部上端まで低下	水位が燃料発熱部上端まで低下	
成功基準	RPV 閉止時の低圧系作動 ・ 原子炉減圧必要	RPV 閉止時の低圧系作動 ・ 原子炉減圧不要	

人的過誤	運転員間のバックアップは考慮せず	水位低下の認知や RHR 喪失に対する診断失敗については、基本的に THERP 手法に基づいているが、中央制御室運転員に対しては独立性が判断される場合はそのバックアップ効果を考慮に入れている。例えば、CUW ブローの場合、R/W タンクへ移送する場合には、R/W の運転員による受入水の監視のクレジットも考慮している。
共通原因故障	電源区分が同じ系統でも安全区分が異なる場合には、そのポンプの型式が同じ場合、共通原因故障を考慮している。	電源区分が同じ（例：低圧 DG）系統でも安全区分が異なる（低圧 DG-A と低圧 DG-B）場合には、ポンプの型式が同じでも共通原因故障は考慮しない。
電源融通	電源融通を考慮していない	電源融通を考慮
補助給水	消火系は緩和系として考慮していない	消火系は緩和系として考慮

表 2.3 起因事象発生頻度及び起因事象別炉心損傷頻度

起因事象 プラント(炉型)	BWR3 [INS/M99-09]		BWR4 [INS/M98-09]		BWR5 [INS/M97-72]		BWR4 [INS/M01-33]		BWR5 [INS/M01-33]		BWR5 [INS/M02-26]	
	起因事象 発生頻度	炉心損傷 頻度	起因事象 発生頻度	炉心損傷 頻度	起因事象 発生頻度	炉心損傷 頻度	起因事象 発生頻度	炉心損傷 頻度	起因事象 発生頻度	炉心損傷 頻度	起因事象 発生頻度	炉心損傷 頻度
SDCS(SHC)-A系故障 (フロントライン系故障)	4.50E-03	8.3E-09	2.60E-03	3.0E-08	2.80E-03	1.2E-09	2.50E-03	-	2.50E-03	-	2.40E-03	3.4E-10
SDCS(SHC)-B系故障 (フロントライン系故障)	4.50E-03	2.3E-09	2.60E-03	4.1E-09	2.80E-03	1.8E-09	2.50E-03	-	2.50E-03	-	2.40E-03	2.6E-11
SDCS(SHC)-A系故障 (サポート系故障)	1.10E-03	2.1E-08	2.60E-03	2.0E-08	2.80E-08	1.9E-09	2.50E-03	-	2.50E-03	-	2.40E-03	3.5E-10
SDCS-B系故障 (サポート系故障)	*1	*1	2.60E-03	1.6E-09	2.80E-08	3.8E-09	2.50E-03	-	2.50E-03	-	2.40E-03	3.9E-11
SDCS(SHC)共通吸込部故障	3.00E-05	1.6E-10	1.10E-04	3.3E-09	1.12E-04	1.0E-09	*2	-	*2	-	9.61E-05	2.5E-10
外部電源喪失	3.90E-03	3.5E-08	4.20E-03	4.2E-08	4.50E-03	5.5E-08	3.90E-03	-	3.90E-03	-	3.68E-03	2.1E-09
大LOCA	2.20E-06	5.2E-09	2.30E-06	1.9E-09	2.40E-06	2.9E-09	2.10E-07	-	2.00E-07	-	2.10E-06	2.1E-09
中LOCA	7.00E-06	4.1E-09	7.30E-06	4.8E-09	7.60E-06	9.0E-09	6.60E-07	-	6.30E-07	-	6.60E-06	2.5E-09
小LOCA	2.20E-05	3.1E-09	2.30E-05	1.7E-09	2.40E-05	1.6E-09	2.10E-06	-	2.00E-06	-	2.10E-05	4.4E-10
RHR系の切替え時のLOCA	*1	*1	1.10E-04	4.0E-08	1.09E-04	2.1E-08	1.10E-04	-	1.10E-04	-	1.57E-04	1.5E-08
RHR系の運転中のLOCA	*1	*1	7.40E-05	3.7E-09	9.81E-05	5.3E-09	9.20E-06	-	8.90E-06	-	9.81E-05	9.1E-10
合計	-	7.9E-08 <sup>*3</sup>	-	1.5E-07 <sup>*4</sup>	-	1.0E-07	-	2.6E-08	-	3.5E-08	-	2.4E-08

\*1 ; A系のみ存在、 \*2 ; 流出経路なし、 - ; 記載なし

\*3 エラーファクターEF 3.1、 \*4 エラーファクターEF 3.4

表 2.4 プラント運転状態別の日数

プラント状態	BWR3 [INS/M99-09]	BWR4 [INS/M98-09]	BWR5 [INS/M97-72]	BWR4 [INS/M01-33]	BWR5 [INS/M01-33]	BWR5 [INS/M02-26]
POS-S	2時間	8時間	1日 (24時間)	1日 (24時間)	1日 (24時間)	1日 (24時間)
POS-A	3日 (72時間)	8日 (192時間)	7日 (168時間)	4日 (96時間)	3日 (72時間)	3日 (72時間)
POS-B1	5日 (120時間)	16日 (384時間)	17日 (408時間)	3日 (72時間)	11日 (264時間)	6日 (144時間)
POS-B2	8日 (192時間)	10日 (240時間)	12日 (288時間)	9日 (216時間)	5日 (120時間)	4日 (96時間)
POS-B3	9日 (216時間)	8日 (192時間)	8日 (192時間)	3日 (72時間)	(記載なし)	12日 (288時間)
POS-C	10日 (240時間)	18日 (432時間)	20日 (480時間)	8日 (192時間)	7日 (168時間)	6日 (144時間)
POS-D	8日12時間 (204時間)	12日12時間 (300時間)	12日 (288時間)	10日 (240時間)	9日 (216時間)	9日 (216時間)
合計	47日間 (1128時間)	76日間 (1824時間)	77日18時間 (1866時間)	38日	36日	44日3時間 (1059時間)

表 2.5 プラント運転状態別の炉心損傷に至るまでの余裕時間 (1/5)

プラント名	BWR3	BWR4	BWR5	BWR4	BWR5	BWR5	BWR3	BWR4	BWR5	BWR4	BWR5	BWR5
	[INS/M99-09]	[INS/M98-09]	[INS/M97-72]	[INS/M01-33]	[INS/M01-33]	[INS/M02-26]	[INS/M99-09]	[INS/M98-09]	[INS/M97-72]	[INS/M01-33]	[INS/M01-33]	[INS/M02-26]
プラント状態	外部電源喪失[原子炉水温が飽和温度に到達する時間] (h)						外部電源喪失[原子炉水位がL4*から炉心頂部に到達するまでの時間] (h)					
POS-S	約1.3	約1.0	-	-	-	約1.0	約4.9	約4.6	-	-	-	約4.4
POS-A	約1.4	約1.2	-	-	-	約1.3	約5.0	約5.2	-	-	-	約5.7
POS-B1	約22.9	約23.5	-	-	-	約21.9	約7.9	約10.6	-	-	-	約8.4
POS-B2	約31.4	約34.0	-	-	-	約29.9	約11.1	約15.4	-	-	-	約11.8
POS-B3	約37.4	約39.4	-	-	-	約33.4	約13.5	約17.8	-	-	-	約13.4
POS-C	約4.7	約5.2	-	-	-	約3.9	約17.2	約23.5	-	-	-	約17.3
POS-D	約5.5	約6.4	-	-	-	約4.3	約20.3	約28.6	-	-	-	約19.2

-: 記載なし  
\*1: 水位低警報設定値

表 2.5 プラント運転状態別の炉心損傷に至るまでの余裕時間 (2/5)

プラント名	BWR3	BWR4	BWR5	BWR4	BWR5	BWR5	BWR3	BWR4	BWR5	BWR4	BWR5	BWR5
	[INS/M99-09]	[INS/M98-09]	[INS/M97-72]	[INS/M01-33]	[INS/M01-33]	[INS/M02-26]	[INS/M99-09]	[INS/M98-09]	[INS/M97-72]	[INS/M01-33]	[INS/M01-33]	[INS/M02-26]
プラント状態	大LOCA[L4*からPCTが1200℃に到達するまでの総時間] (min)						中LOCA[L4*からPCTが1200℃に到達するまでの総時間] (min)					
POS-S	18.4	17.8	-	-	-	16.9	18.3	20.3	-	-	-	20.2
POS-A	18.8	20.0	-	-	-	21.8	18.7	22.4	-	-	-	25.1
POS-B1	29.9	40.6	-	-	-	32.1	29.8	43.0	-	-	-	35.5
POS-B2	42.0	58.6	-	-	-	45.0	41.9	61.0	-	-	-	48.3
POS-B3	53.5	67.9	-	-	-	50.7	53.4	70.3	-	-	-	54.0
POS-C	64.2	89.5	-	-	-	65.6	64.2	91.9	-	-	-	68.9
POS-D	76.2	109.0	-	-	-	72.7	76.2	111.5	-	-	-	76.0

-: 記載なし  
\*1: 水位低警報設定値

表 2.5 プラント運転状態別の炉心損傷に至るまでの余裕時間 (3/5)

プラント名 / プラント状態	BWR3 [INS/M99-09]	BWR4 [INS/M98-09]	BWR5 [INS/M97-72]	BWR4 [INS/M01-33]	BWR5 [INS/M01-33]	BWR5 [INS/M02-26]
	小LOCA[L4* <sup>1</sup> からPCTが1200°Cに到達するまでの総時間] (h)					
POS-S	1.5	2.0	-	-	-	2.2
POS-A	1.5	2.0	-	-	-	2.5
POS-B1	1.8	2.7	-	-	-	3.0
POS-B2	2.0	3.2	-	-	-	3.4
POS-B3	2.2	3.4	-	-	-	3.6
POS-C	2.5	3.8	-	-	-	4.0
POS-D	2.7	4.2	-	-	-	4.2

- : 記載なし

\*1: 水位低警報設定値

表 2.5 プラント運転状態別の炉心損傷に至るまでの余裕時間 (4/5)

プラント名 / プラント状態	BWR3 [INS/M99-09]	BWR4 [INS/M98-09]	BWR5 [INS/M97-72]	BWR4 [INS/M01-33]	BWR5 [INS/M01-33]	BWR5 [INS/M02-26]	BWR3 [INS/M99-09]	BWR4 [INS/M98-09]	BWR5 [INS/M97-72]	BWR4 [INS/M01-33]	BWR5 [INS/M01-33]	BWR5 [INS/M02-26]
	RHR系の切替え時のLOCA[自動隔離成功時] (h) [L4* <sup>1</sup> からPCTが1200°Cに到達するまでの総時間]						RHR系の切替え時のLOCA[自動隔離失敗時] (h) [L4* <sup>1</sup> からPCTが1200°Cに到達するまでの総時間]					
POS-S	*2	4.5	-	-	-	5.6	*2	0.8	-	-	-	0.8
POS-A		5.0	-	-	-	7.3		0.9	-	-	-	0.9
POS-B1		10.2	-	-	-	10.7		1.3	-	-	-	1.1
POS-B2		14.8	-	-	-	15.0		1.6	-	-	-	1.3
POS-B3		17.1	-	-	-	17.0		1.7	-	-	-	1.4
POS-C		22.6	-	-	-	22.0		2.1	-	-	-	1.7
POS-D		27.5	-	-	-	24.4		2.4	-	-	-	1.8

\*1: 水位低警報設定値

\*2: モデル上考慮していない

- : 記載なし

表 2.5 プラント運転状態別の炉心損傷に至るまでの余裕時間 (5/5)

プラント名 / プラント状態	BWR3 [INS/M99-09]	BWR4 [INS/M98-09]	BWR5 [INS/M97-72]	BWR4 [INS/M01-33]	BWR5 [INS/M01-33]	BWR5 [INS/M02-26]	BWR3 [INS/M99-09]	BWR4 [INS/M98-09]	BWR5 [INS/M97-72]	BWR4 [INS/M01-33]	BWR5 [INS/M01-33]	BWR5 [INS/M02-26]
	RHR系の運転中のLOCA [自動隔離成功時] (h) [L4*1からPCTが1200°Cに到達するまでの総時間]						RHR系の運転中のLOCA[自動隔離失敗時] (h) [L4*1からPCTが1200°Cに到達するまでの総時間]					
POS-S	*2	4.4	-	-	-	5.6	*2	1.6	-	-	-	1.6
POS-A		5.0	-	-	-	7.3		1.7	-	-	-	1.7
POS-B1		10.2	-	-	-	10.7		2.2	-	-	-	2.0
POS-B2		14.7	-	-	-	15.0		2.6	-	-	-	2.3
POS-B3		17.1	-	-	-	17.0		2.8	-	-	-	2.4
POS-C		22.5	-	-	-	22.0		3.2	-	-	-	2.7
POS-D		27.4	-	-	-	24.4		3.6	-	-	-	2.9

\*1: 水位低警報設定値  
 \*2: モデル上考慮していない  
 - : 記載なし

表 2.6 プラント運転状態別の炉心損傷頻度 (BWR)

プラント状態	BWR3 [INS/M99-09]		BWR4 [INS/M98-09]		BWR5 [INS/M97-72]		BWR4 [INS/M01-33]		BWR5 [INS/M01-33]		BWR5 [INS/M02-26]	
	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合
POS-S	6.7E-10	0.9%	2.2E-08	14.7%	2.1E-08	20.0%	6.6E-08	51.1%	2.1E-08	39.8%	2.1E-08	34.0%
POS-A	1.2E-08	15.0%	1.1E-08	6.8%	1.1E-08	10.8%	5.5E-09	4.3%	4.7E-09	8.9%	4.7E-09	7.6%
POS-B1	4.3E-09	5.4%	1.3E-08	8.7%	1.1E-08	10.9%	2.4E-09	1.9%	7.1E-09	13.5%	3.9E-09	6.3%
POS-B2	6.0E-09	7.6%	5.6E-09	3.7%	7.7E-09	7.3%	5.0E-09	3.9%	3.2E-09	6.1%	2.6E-09	4.2%
POS-B3	6.5E-09	8.2%	1.0E-08	6.5%	9.9E-09	9.4%	3.8E-09	2.9%	(記載なし)	-	1.5E-08	24.0%
POS-C	4.4E-08	55.6%	7.4E-08	48.6%	3.9E-08	37.6%	3.3E-08	25.5%	1.4E-08	25.9%	1.2E-08	18.9%
POS-D	5.7E-09	7.3%	1.7E-08	11.0%	4.1E-09	4.0%	1.4E-08	10.5%	3.1E-09	5.8%	3.1E-09	5.0%
合計	7.9E-08	100%	1.5E-07	100%	1.0E-07	100%	1.3E-07	100%	5.3E-08	100%	6.2E-08	100%

表 2.7 BWR3 プラントの主要な事故シーケンス

順位	シーケンス名称	起回事象	シーケンス	頻度 (/炉年)	割合 (%)	累積割合 (%)
1	$T_{EC} \cdot B_1 \cdot O_{11} \cdot O_{22}$	POS-Cでの外部電源喪失事象	× 非常用DG-A系機能喪失 × 閉ループ熱除去フェーズ及び補給水フェーズでの外部電源及び非常用DG復帰失敗	1.4E-08	17.5	50.4
2	$E_{SC} \cdot R_1 \cdot V_{1a} \cdot V_4$	POS-CでのSHC故障 (サポート系)	× SHC-A系復帰失敗 × CS-A系及びMUWC故障	1.0E-08	12.8	
3	$E_{AFC} \cdot W_6 \cdot R_1 \cdot V_{1a} \cdot V_4$	POS-CでのSHC-A系故障 (フロントライン系)	× CUWS故障 × SHC-A系復帰失敗 × CS-A系及びMUWC故障	7.4E-09	9.4	
4	$A_A \cdot C_2$	POS-Aでの大LOCA	× 補給水フェーズでの診断失敗	4.3E-09	5.4	
5	$T_{EC} \cdot B_1 \cdot W_{3a} \cdot W_6 \cdot V_{1a} \cdot V_4$	POS-Cでの外部電源喪失	× 非常用DG-A系機能喪失 × SHC-A系、CUWS、CS-A系及びMUWC故障	4.2E-09	5.3	67.9
6	$T_{EC} \cdot W_{3a} \cdot W_6 \cdot V_{1a} \cdot V_4$	POS-Cでの外部電源喪失	× SHC-A系、CUWS、CS-A系及びMUWC故障	3.1E-09	3.9	
7	$T_{EB2} \cdot W_{3b} \cdot W_{67} \cdot V_{1b} \cdot V_4$	POS-B2での外部電源喪失	× SHC-B系、CUWS/FPCS、CS-B系、MUWC故障	3.0E-09	3.8	
8	$E_{SD} \cdot R_1 \cdot V_1 \cdot V_4$	POS-DでのSHC故障	× SHC復帰失敗 × CS及びMUWC故障	2.9E-09	3.6	
9	$T_{EB3} \cdot W_{3a} \cdot W_{67} \cdot V_{1a} \cdot V_4$	POS-B3での外部電源喪失	× SHC-A系、CUWS/FPCS、CS-A系及びMUWC故障	2.5E-09	3.2	
10	$E_{SA} \cdot R_1 \cdot V_1 \cdot V_4$	POS-AでのSHC系故障	× SHC-B系復帰失敗 × CS及びMUWC故障	2.3E-09	2.9	

全炉心損傷頻度： $7.9 \times 10^{-8}$  / 炉年

表 2.8 BWR4 プラントの主要な事故シーケンス

順位	シーケンス名称	起回事象	シーケンス	頻度 (/炉年)	割合 (%)	累積割合 (%)
1	$E_{AFC} \cdot R_1 \cdot X_2$	POS-CでのSDCS-A系故障 (フロントライン系故障)	× 閉ループ熱除去フェーズでのRHR復帰失敗 × 原子炉手動減圧失敗	2.3E-08	14.7	44.1
2	$E_{ASC} \cdot R_1 \cdot X_2$	POS-CでのSDCS-A系故障 (サボット系故障)	× 閉ループ熱除去フェーズでのRHR復帰失敗 × 原子炉手動減圧失敗	1.4E-08	9.4	
3	$H_{R1S} \cdot C_2$	POS-SでのRHR系の切替時のLOCA	× 炉心への補給水フェーズ診断失敗	1.1E-08	7.5	
4	$H_{R1S} \cdot X_2$	POS-SでのRHR系の切替時のLOCA	× 原子炉手動減圧失敗	9.6E-09	6.3	
5	$H_{R1D} \cdot X_2$	POS-DでのRHR系の切替時のLOCA	× 原子炉手動減圧失敗	9.6E-09	6.3	
6	$T_{EC} \cdot W_{3a} \cdot V_{12} \cdot V_4$	POS-Cでの外部電源喪失	× 非常用DG-A成功 × 閉ループ熱除去フェーズでの外部電源喪失及び非常用DGの復帰成功 × SDCS-A系故障 × 低圧注水系 (CS, LPCI) 故障 × MUWC故障	7.6E-09	5.0	65.2
7	$T_{EC} \cdot B_1 \cdot O_{11} \cdot O_{22}$	POS-Cでの外部電源喪失	× 非常用DG-A故障 × 補給水フェーズでの外部電源及び非常用DGの復帰失敗	7.0E-09	4.6	
8	$E_{AFC} \cdot R_1 \cdot C_2$	POS-CでのSDCS-A系故障 (フロントライン系故障)	× 閉ループ熱除去フェーズでのRHR復帰失敗 × 炉心への補給水フェーズ診断失敗	7.0E-09	4.6	
9	$T_{EB1} \cdot W_{3b} \cdot V_{12} \cdot V_4$	POS-B1での外部電源喪失	× 非常用DG-B成功 × 閉ループ熱除去フェーズでの外部電源及び非常用DGの復帰成功 × SDCS-B系故障 × 低圧注水系 (CS, LPCI) 故障 × MUWC故障	6.1E-09	4.0	
10	$E_{ASC} \cdot R_1 \cdot C_2$	POS-CでのSDCS-A系故障 (サボット系故障)	× 閉ループ熱除去フェーズでのRHR復帰失敗 × 炉心への補給水フェーズ診断失敗	4.5E-09	2.9	

全炉心損傷頻度 :  $1.5 \times 10^{-7}$  / 炉年

表 2.9 BWR5 プラントの主要な事故シーケンス (1/2)

順位	シーケンス名称	起回事象	シーケンス	頻度 (/炉年)	割合 (%)	累積割合 (%)
1	$H_{R1S} \cdot C_2$	POS-SIにおけるRHR系の切替え時のLOCA	× 炉心への補給水の必要性に対する診断失敗	1.4E-08	13.3	51.2
2	$T_{EC} \cdot B_2 \cdot O_1 \cdot D_1 \cdot O_2 \cdot D_2$	POS-CIにおける外部電源喪失	× 非常用DG-Bの故障 × 閉ループ熱除去手段に対する余裕時間内の外部電源復帰失敗 × 閉ループ熱除去手段に対する余裕時間内のDG復帰失敗 × 原子炉への補給水手段に対する余裕時間内の外部電源復帰失敗 × 原子炉への補給水手段に対する余裕時間内のDG復帰失敗	1.2E-08	11.8	
3	$T_{EC} \cdot W_{3b} \cdot W_6 \cdot V_{2bc} \cdot V_4$	POS-CIにおける外部電源喪失	× 非常用DG-Bの起動成功 × 原子炉停止時冷却系(SDCS)-B系統による原子炉からの熱除去失敗 × 原子炉冷却材浄化系(CUWS)による原子炉からの熱除去失敗 × 低圧注水系(LPCI)-B系統及びC系統による原子炉への補給水失敗 × 復水補給水系(MUWC)による原子炉への補給水失敗	6.6E-09	6.3	
4	$T_{EC} \cdot B_2 \cdot W_{3b} \cdot W_6 \cdot V_{2bc} \cdot V_4$	POS-CIにおける外部電源喪失	× 非常用DG-Bの故障 × 原子炉停止時冷却系(SDCS)-B系統による原子炉からの熱除去失敗 × 原子炉冷却材浄化系(CUWS)による原子炉からの熱除去失敗 × 低圧注水系(LPCI)-B系統及びC系統による原子炉への補給水失敗 × 復水補給水系(MUWC)による原子炉への補給水失敗	6.5E-09	6.2	
5	$T_{EB1} \cdot B_2 \cdot W_{3a} \cdot W_8 \cdot V_{12a} \cdot V_4$	POS-B1Iにおける外部電源喪失	× 原子炉停止時冷却系(SDCS)-A系統による原子炉からの熱除去失敗 × 原子炉冷却材浄化系(CUWS)及び燃料プール冷却浄化系(FPCS)同時使用による原子炉からの熱除去失敗 × 低圧炉心スプレイ系(LPCS)及び低圧注水系(LPCI)-A系統による原子炉への補給水失敗 × 復水補給水系(MUWC)による原子炉への補給水失敗	5.3E-09	5.1	
6	$S_{1S} \cdot C_2$	POS-SIにおける中LOCA	× 炉心への補給水の必要性に対する診断失敗	4.6E-09	4.4	
7	$T_{EB1} \cdot W_{3a} \cdot W_8 \cdot V_{12a} \cdot V_4$	POS-B1Iにおける外部電源喪失	× 原子炉からの熱除去の必要性に対する診断失敗 × SDCS-A系統による原子炉からの熱除去失敗 × GS-A及びLPCI-AIによる原子炉への補給水失敗 × MUWCによる原子炉への補給水失敗	4.4E-09	4.2	

表 2.9 BWR5 プラントの主要な事故シーケンス (2/2)

順位	シーケンス名称	起回事象	シーケンス	頻度 (/炉年)	割合 (%)	累積割合 (%)
8	$T_{EB2} \cdot B_1 \cdot W_{3a} \cdot W_7 \cdot V_{12a} \cdot V_4$	POS-B2Iにおける外部電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>× 非常用DG-Aの故障</li> <li>× SDCS-A系統による原子炉からの熱除去失敗</li> <li>× FPCSによる原子炉からの熱除去失敗</li> <li>× CS-A及びLPCI-Aによる原子炉への補給水失敗</li> <li>× MUWCによる原子炉への補給水失敗</li> </ul>	3.7E-09	3.6	60.9
9	$T_{EB3} \cdot W_{3b} \cdot W_6 \cdot W_7 \cdot V_{2bc} \cdot V_4$	POS-B3Iにおける外部電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>× SDCS-B系統による原子炉からの熱除去失敗</li> <li>× 原子炉冷却材浄化系(CUWS)による原子炉からの熱除去失敗</li> <li>× FPCSによる原子炉からの熱除去失敗</li> <li>× LPCI-B系統による原子炉への補給水失敗</li> <li>× MUWCによる原子炉への補給水失敗</li> </ul>	3.2E-09	3.1	
10	$S_{1A} \cdot C_2$	POS-Aにおける中LOCA	<ul style="list-style-type: none"> <li>× 炉心への補給水の必要性に対する診断失敗</li> </ul>	3.2E-09	3.0	

全炉心損傷頻度： $1.0 \times 10^{-7}$  / 炉年

表 2.10 BWR3 プラントの事故シーケンスの記号説明

炉心損傷クラス		記号	詳細
起因事象		E <sub>AF</sub>	原子炉停止時冷却系[SHC]-A系故障 (フロントライン系故障)
		E <sub>BF</sub>	SHC-B系故障(フロントライン系故障)
		E <sub>AS</sub>	SHC系故障(サポート系故障)
		E <sub>C</sub>	SHC共通吸込み部故障
		T <sub>E</sub>	外部電源喪失
		A	大LOCA
		S <sub>1</sub>	中LOCA
		S <sub>2</sub>	小LOCA
緩和システムなど	閉ループ熱除去	W <sub>3</sub>	SHCによる原子炉からの熱除去失敗
		W <sub>3a</sub>	SHC-A系統による原子炉からの熱除去失敗
		W <sub>3b</sub>	SHC-B系統による原子炉からの熱除去失敗
		W <sub>6</sub>	原子炉冷却材浄化系[CUWS]による原子炉からの熱除去失敗
		W <sub>7</sub>	燃料プール冷却浄化系[FPCS]による原子炉からの熱除去失敗
		W <sub>7</sub>	CUWS及びFPCSによる原子炉からの熱除去失敗
	原子炉への補給水	V <sub>1</sub>	炉心スプレイ系[CS]による原子炉への補給水失敗
		V <sub>1a</sub>	CS-A系統による原子炉への補給水失敗
		V <sub>1b</sub>	CS-B系統による原子炉への補給水失敗
		X <sub>2</sub>	原子炉手動減圧(DEP)失敗
		V <sub>4</sub>	復水補給水系[MUWC]による原子炉への補給水失敗
	外部電源、非常用DG	B <sub>1</sub>	非常用DG-Aの故障
		B <sub>2</sub>	非常用DG-Bの故障
		B <sub>12</sub>	非常用DG-A系及びB系の故障
		O <sub>11</sub>	閉ループ熱除去手段に対する余裕時間内の外部電源及び非常用DGの復帰失敗
		O <sub>22</sub>	原子炉への補給水手段に対する余裕時間内の外部電源及び非常用DGの復帰失敗
	起因事象自体の復帰	R <sub>1</sub>	閉ループ熱除去手段に対する余裕時間内のSHC復帰失敗 (起因事象として故障したSHCの復帰失敗)
	診断	C <sub>1</sub>	原子炉からの熱除去の必要性に対する診断失敗
		C <sub>2</sub>	炉心への補給水の必要性に対する診断失敗
	最終炉心状態	S	健全
		C	炉心損傷

表 2.11 BWR4 プラントの事故シーケンスの記号説明

炉心損傷クラス		記号	詳細	
起因事象		E <sub>AF</sub>	原子炉停止時冷却系[SDCS-A]系故障 (フロントライン系故障)	
		E <sub>BF</sub>	SDCS-B系故障(フロントライン系故障)	
		E <sub>AS</sub>	SDCS-A系故障(サポート系故障)	
		E <sub>BS</sub>	SDCS-B系故障(サポート系故障)	
		E <sub>C</sub>	SDCS共通吸込み部故障	
		T <sub>E</sub>	外部電源喪失	
		A	大LOCA	
		S <sub>1</sub>	中LOCA	
		S <sub>2</sub>	小LOCA	
		H <sub>R1</sub>	RHR系の切替時のLOCA	
		H <sub>R2</sub>	RHR系の運転中のLOCA	
	緩和システムなど	閉ループ熱除去	W <sub>3</sub>	SDCSによる原子炉からの熱除去失敗
			W <sub>3a</sub>	SDCS-A系統による原子炉からの熱除去失敗
W <sub>3b</sub>			SDCS-B系統による原子炉からの熱除去失敗	
W <sub>7</sub>			燃料プール冷却浄化系[FPCS]による原子炉からの熱除去失敗	
原子炉への補給水		X <sub>2</sub>	原子炉手動減圧[DEP]失敗	
		V <sub>1</sub>	炉心スプレイ系[CS]による原子炉への補給水失敗	
		V <sub>1a</sub>	CS-A系統による原子炉への補給水失敗	
		V <sub>1b</sub>	CS-B系統による原子炉への補給水失敗	
		V <sub>2</sub>	低圧注水系[LPCI]による原子炉への補給水失敗	
		V <sub>2a</sub>	LPCI-A系統による原子炉への補給水失敗	
		V <sub>2b</sub>	LPCI-B系統による原子炉への補給水失敗	
		V <sub>12</sub>	CS及びLPCIによる原子炉への補給水失敗	
		V <sub>4</sub>	復水補給水系[MUWC]による原子炉への補給水失敗	
		K	スクラム水位でのSDCS吸込み弁の自動隔離失敗	
L		炉水の流出先がサブプレッションプールか原子炉建屋かを示す分岐		
外部電源、非常用DG		B <sub>1</sub>	非常用DG-Aの故障	
		B <sub>2</sub>	非常用DG-Bの故障	
		B <sub>12</sub>	非常用DG-A系及びB系の故障	
		O <sub>11</sub>	閉ループ熱除去手段に対する余裕時間内の外部電源及び非常用DGの復帰失敗	
		O <sub>22</sub>	原子炉への補給水手段に対する余裕時間内の外部電源及び非常用DGの復帰失敗	
起因事象自体の復帰		R <sub>1</sub>	閉ループ熱除去手段に対する余裕時間内のRHR復帰失敗 (起因事象として故障したRHRの復帰失敗)	
		R <sub>2</sub>	原子炉への補給水手段に対する余裕時間内のRHR復帰失敗 (起因事象として故障したRHRの復帰失敗)	
診断		C <sub>1</sub>	原子炉からの熱除去の必要性に対する診断失敗	
		C <sub>2</sub>	炉心への補給水の必要性に対する診断失敗	
最終炉心状態		S	健全	
		C	炉心損傷	

表 2.12 BWR5 プラントの事故シーケンスの記号説明

炉心損傷クラス		記号	詳細
起因事象		E <sub>AF</sub>	原子炉停止時冷却系[SDCS]-A系故障 (フロントライン系故障)
		E <sub>BF</sub>	SDCS-B系故障(フロントライン系故障)
		E <sub>AS</sub>	SDCS-A系故障(サポート系故障)
		E <sub>BS</sub>	SDCS-B系故障(サポート系故障)
		E <sub>C</sub>	SDCS共通吸込み部故障
		T <sub>E</sub>	外部電源喪失
		A	大LOCA
		S <sub>1</sub>	中LOCA
		S <sub>2</sub>	小LOCA
		H <sub>R1</sub>	RHR系の切替時のLOCA
	H <sub>R2</sub>	RHR系の運転中のLOCA	
緩和システムなど	閉ループ熱除去	W <sub>3a</sub>	SDCS-A系統による原子炉からの熱除去失敗
		W <sub>3b</sub>	SDCS-B系統による原子炉からの熱除去失敗
		W <sub>3ab</sub>	SDCS-A系統及びB系統による原子炉からの熱除去失敗
		W <sub>6</sub>	原子炉冷却材浄化系[CUWS]による原子炉からの熱除去失敗
		W <sub>7</sub>	燃料プール冷却浄化系[FPCS]による原子炉からの熱除去失敗
		W <sub>67</sub>	CUWS及びFPCSによる原子炉からの熱除去失敗
		W <sub>8</sub>	CUWS及びFPCS同時使用による原子炉からの熱除去失敗
		原子炉への補給水	U <sub>1</sub>
	X <sub>2</sub>		原子炉手動減圧[DEP]失敗
	V <sub>1</sub>		低圧炉心スプレイ系[LPCS]による原子炉への補給水失敗
	V <sub>2b</sub>		低圧注水系[LPCI]-B系統による原子炉への補給水失敗
	V <sub>2c</sub>		LPCI-C系統による原子炉への補給水失敗
	V <sub>2bc</sub>		LPCI-B系統及びC系統による原子炉への補給水失敗
	V <sub>12a</sub>		LPCS及びLPCI-A系統による原子炉への補給水失敗
	V <sub>12b</sub>		LPCS及びLPCI-B系統による原子炉への補給水失敗
	V <sub>12c</sub>		LPCS及びLPCI-C系統による原子炉への補給水失敗
	V <sub>12ab</sub>		LPCS、LPCI-A系統、B系統による原子炉への補給水失敗
	V <sub>12bc</sub>		LPCS、LPCI-B系統、C系統による原子炉への補給水失敗
	V <sub>12z</sub>		LPCS、LPCI-A系統、B系統、C系統による原子炉への補給水失敗
	外部電源、非常用DG	V <sub>4</sub>	復水補給水系[MUWC]による原子炉への補給水失敗
		K	スクラム水位でのSDCS吸込み弁の自動隔離失敗
		L	炉水の流出先がサブプレッションプールか原子炉建屋かを示す分岐
		B <sub>1</sub>	非常用DG-Aの故障
		B <sub>2</sub>	非常用DG-Bの故障
		B <sub>12</sub>	非常用DG-A系及びB系の故障
		B <sub>123</sub>	非常用DG-A系、B系及HPCS専用DGの故障
		O <sub>1</sub>	閉ループ熱除去手段に対する余裕時間内の外部電源復帰失敗
		D <sub>1</sub>	閉ループ熱除去手段に対する余裕時間内の非常用DG復帰失敗
		O <sub>2</sub>	原子炉への補給水手段に対する余裕時間内の外部電源復帰失敗
	D <sub>2</sub>	原子炉への補給水手段に対する余裕時間内の非常用DG復帰失敗	
	起因事象自体の復帰	R <sub>1</sub>	閉ループ熱除去手段に対する余裕時間内のRHR復帰失敗 (起因事象として故障したRHRの復帰失敗)
		R <sub>2</sub>	原子炉への補給水手段に対する余裕時間内のRHR復帰失敗 (起因事象として故障したRHRの復帰失敗)
	診断	C <sub>1</sub>	原子炉からの熱除去の必要性に対する診断失敗
		C <sub>2</sub>	炉心への補給水の必要性に対する診断失敗
	最終炉心状態	S	健全
		C	炉心損傷

表 2.13 BWR3 プラントの FV 重要度解析結果

順位	起因事象及び機器故障モード	FV重要度
1	外部電源喪失事象	5.0E-01
2	SHC系故障（サポート系故障）	2.8E-01
3	閉ループ熱除去フェーズでの外部電源及びDGの復帰失敗	2.6E-01
4	補給水フェーズでの外部電源及びDGの復帰失敗	2.6E-01
5	閉ループ熱除去フェーズでのSHC復帰失敗	1.9E-01
6	CS低圧注入許可圧カプロセススイッチ誤較正	1.7E-01
7	SHC-A系故障（フロントライン系故障）	1.4E-01
8	閉ループ熱除去フェーズでのSHC復帰失敗	1.4E-01
9	EPS変圧器機能喪失	1.0E-01
10	電気・計装機器復帰失敗	9.0E-02
11	EPS非常用DG継続運転失敗	9.0E-02
12	大LOCA	8.0E-02
13	補給水フェーズでの診断失敗	8.0E-02
14	EPS遮断器投入失敗	8.0E-02
15	EPS遅延リレー機能喪失	7.0E-02
16	CS電動弁開作動失敗	6.0E-02
17	電動弁復帰失敗	6.0E-02
18	閉ループ熱除去フェーズでのSHC復帰失敗	5.0E-02
19	非常用DGファンブロー機能喪失	5.0E-02
20	EPS速度信号A機能喪失	5.0E-02

表 2.14 BWR4 プラントの FV 重要度解析結果

順位	起回事象及び機器故障モード	FV重要度
1	原子炉手動減圧操作失敗	5.5E-01
2	RHR系の切替時のLOCA	3.1E-01
3	閉ループ熱除去フェーズでのRHR復帰失敗	3.0E-01
4	SDCS-A系故障（フロントライン系故障）	3.0E-01
5	外部電源喪失	2.8E-01
6	SDCS-A系故障（サポート系故障）	1.9E-01
7	閉ループ熱除去フェーズでのRHR復帰失敗	1.9E-01
8	補給水フェーズでの診断失敗	1.2E-01
9	補給水フェーズでの診断失敗	1.1E-01
10	補給水フェーズでの外部電源/DG復帰失敗	7.0E-02
11	閉ループ熱除去フェーズでの外部電源喪失/DG復帰失敗	7.0E-02
12	EPS変圧器C機能喪失	3.1E-02
13	EPS遮断器D機能喪失	2.8E-02
14	EPS電源復帰遅延リレー	1.8E-02
15	EPS非常用DG継続運転失敗	1.6E-02
16	EPS母線AC480V-C機能喪失	1.2E-02
17	EPS母線AC6.9kV-C機能喪失	1.2E-02
18	EPS母線AC480V-D機能喪失	1.1E-02
19	EPS母線AC6.9kV-D機能喪失	1.1E-02

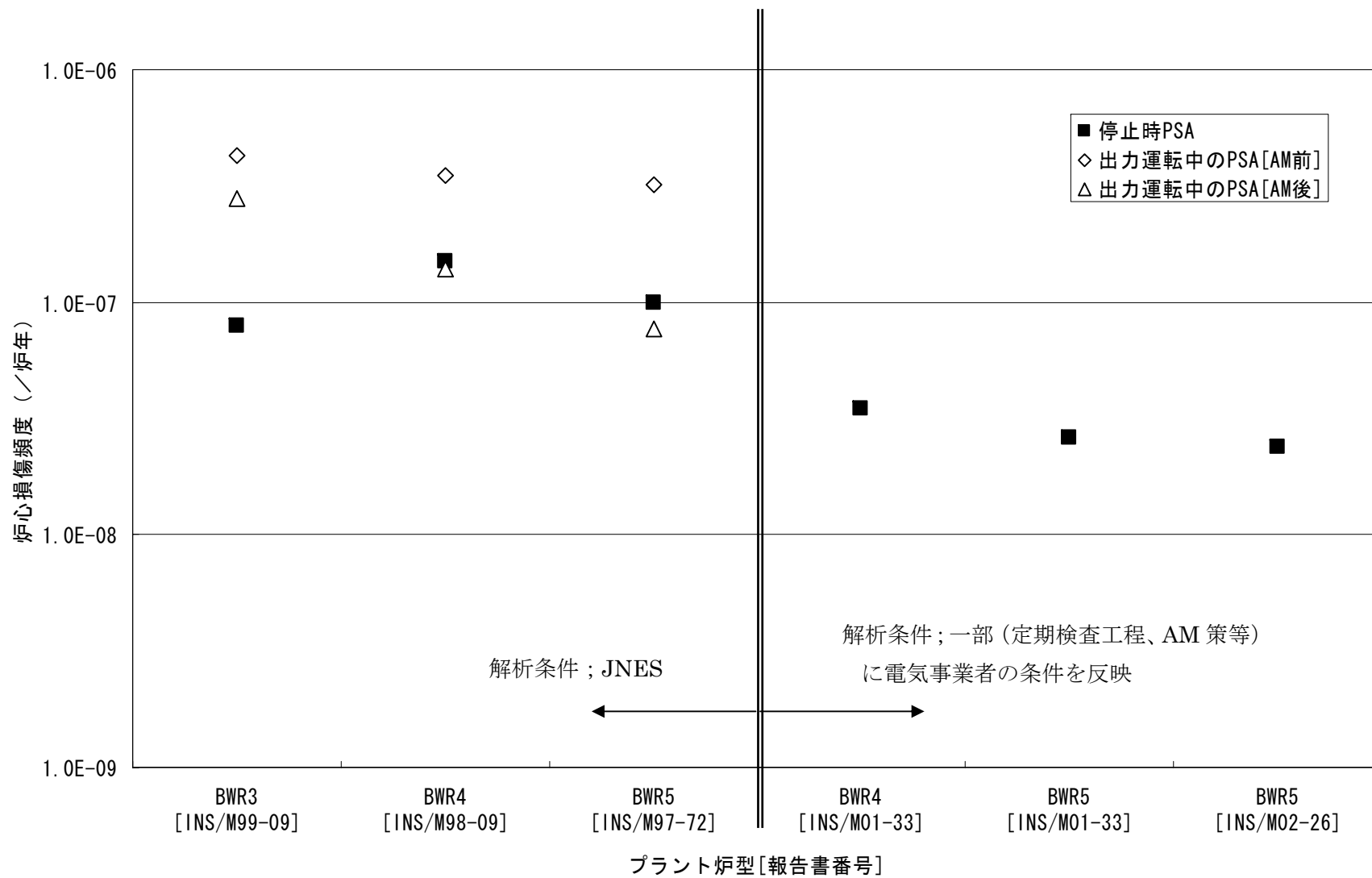


図 2.1 停止時 PSA の炉心損傷頻度結果 (BWR)

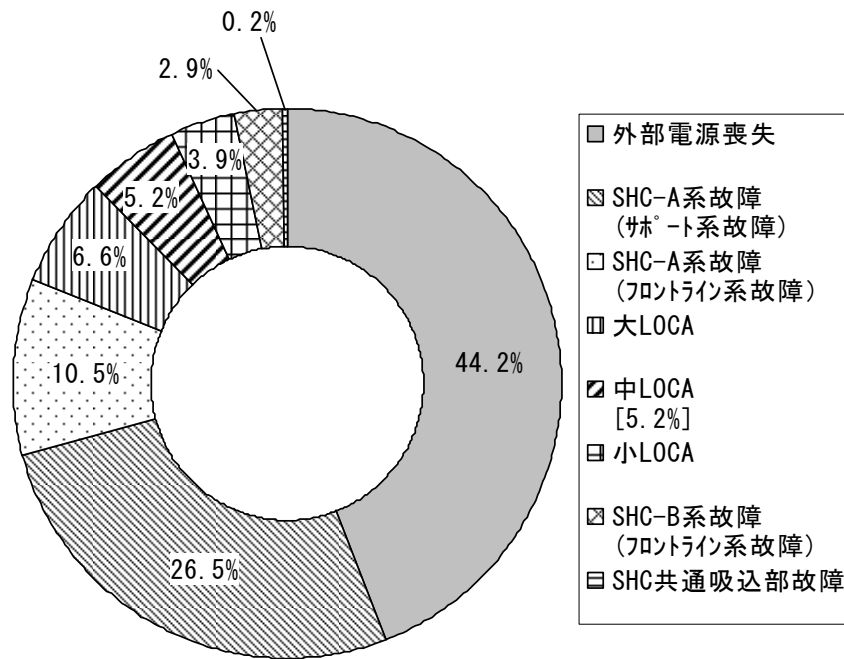


図 2.2 起因事象別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR3 プラント)

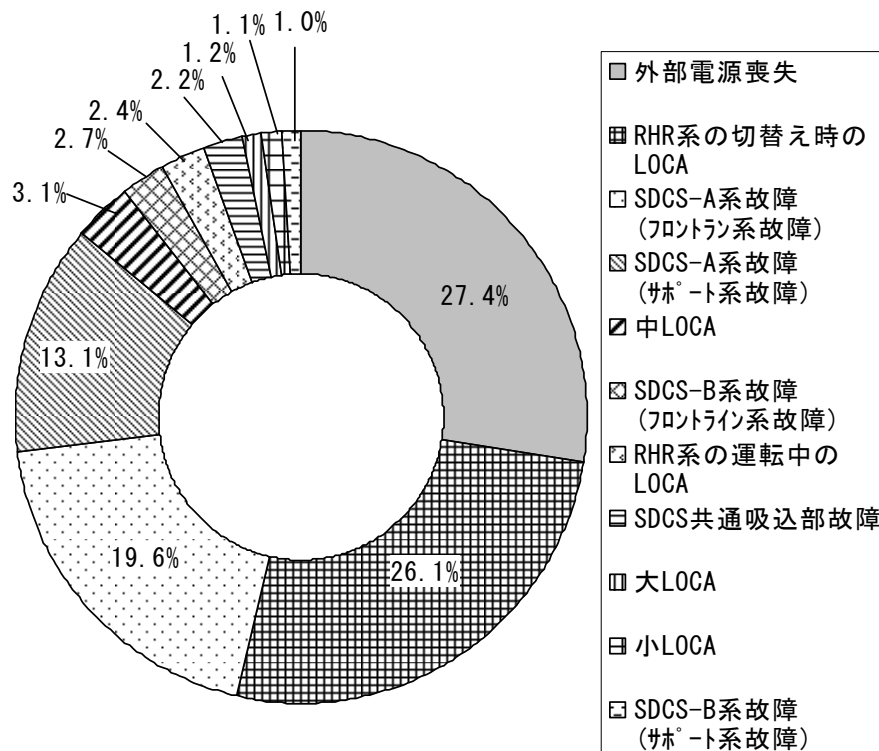


図 2.3 起因事象別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR4 プラント)

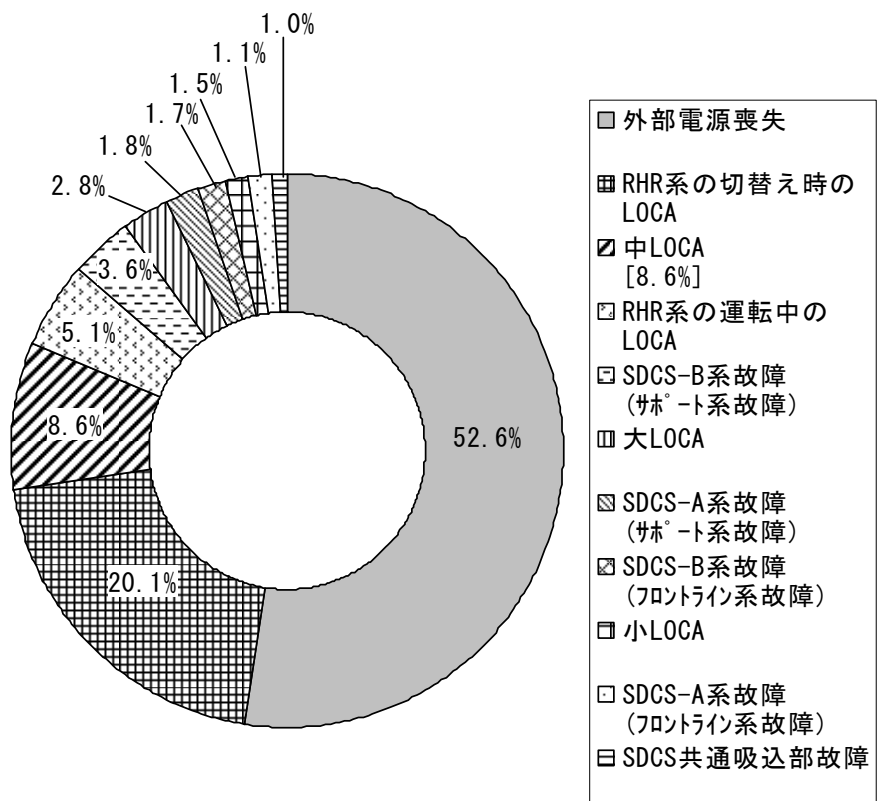


図 2.4 起因事象別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR5 プラント)

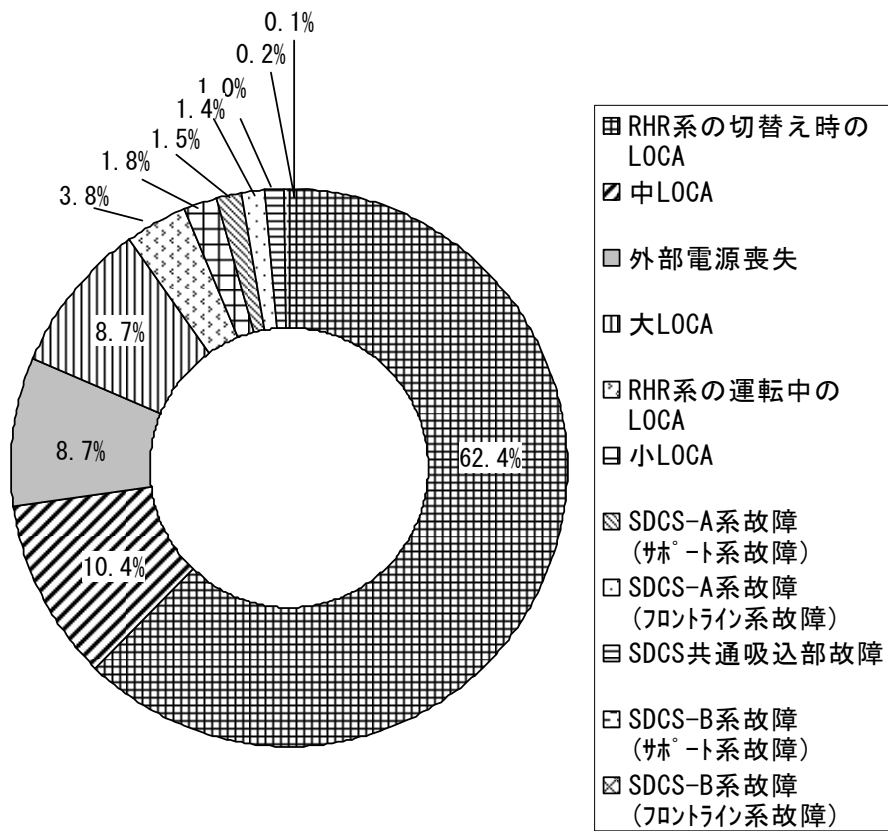
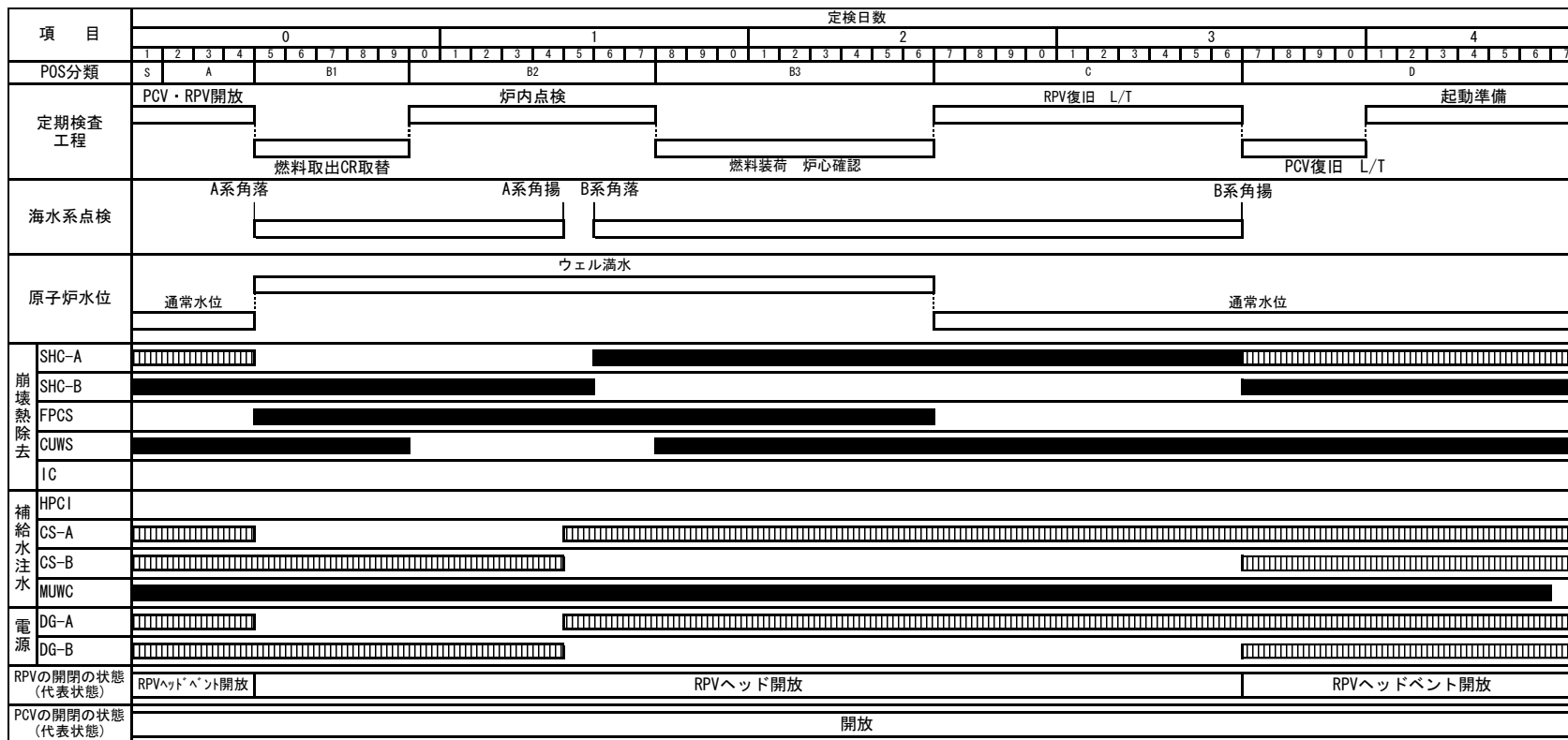


図 2.5 起因事象別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR5 プラント：事業者解析条件反映、報告書(5))



SHC-A : 原子炉停止時冷却A系  
 SHC-B : 原子炉停止時冷却B系  
 FPCS : 燃料プール冷却系  
 CUWS : 原子炉浄化系  
 IC : 非常用復水器  
 DG-A : 非常用ディーゼル発電機A系  
 DG-B : 非常用ディーゼル発電機B系

HPCI : 高圧注水系  
 CS-A : 炉心スプレイA系  
 CS-B : 炉心スプレイB系  
 MUWC : 復水補給水系

□ : 主要工程  
 ■ : 運転中の系統  
 ▨ : 待機中の系統

図 2.6 BWR3 プラントの定期検査工程

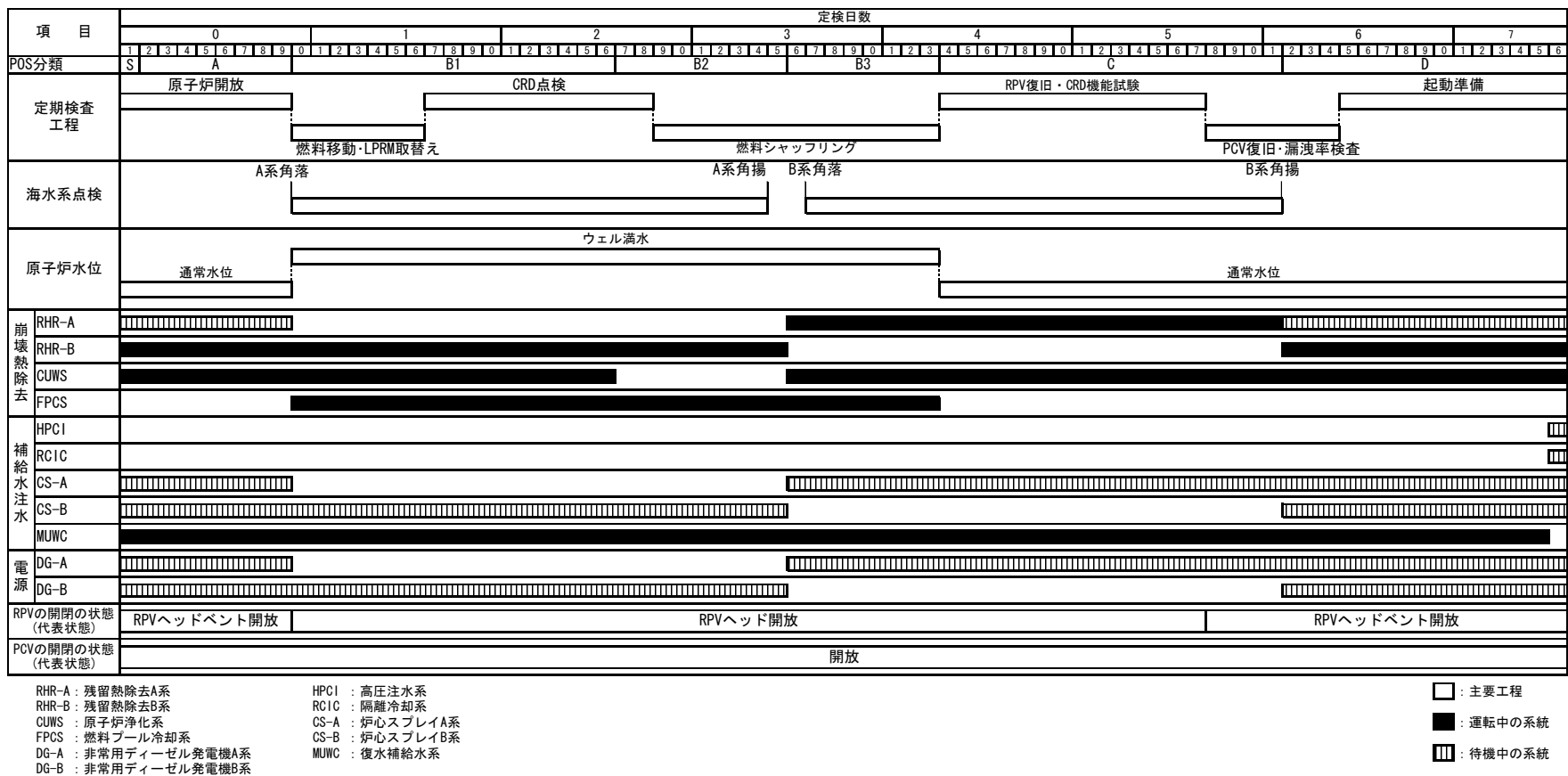


図 2.7 BWR4 プラントの定期検査工程

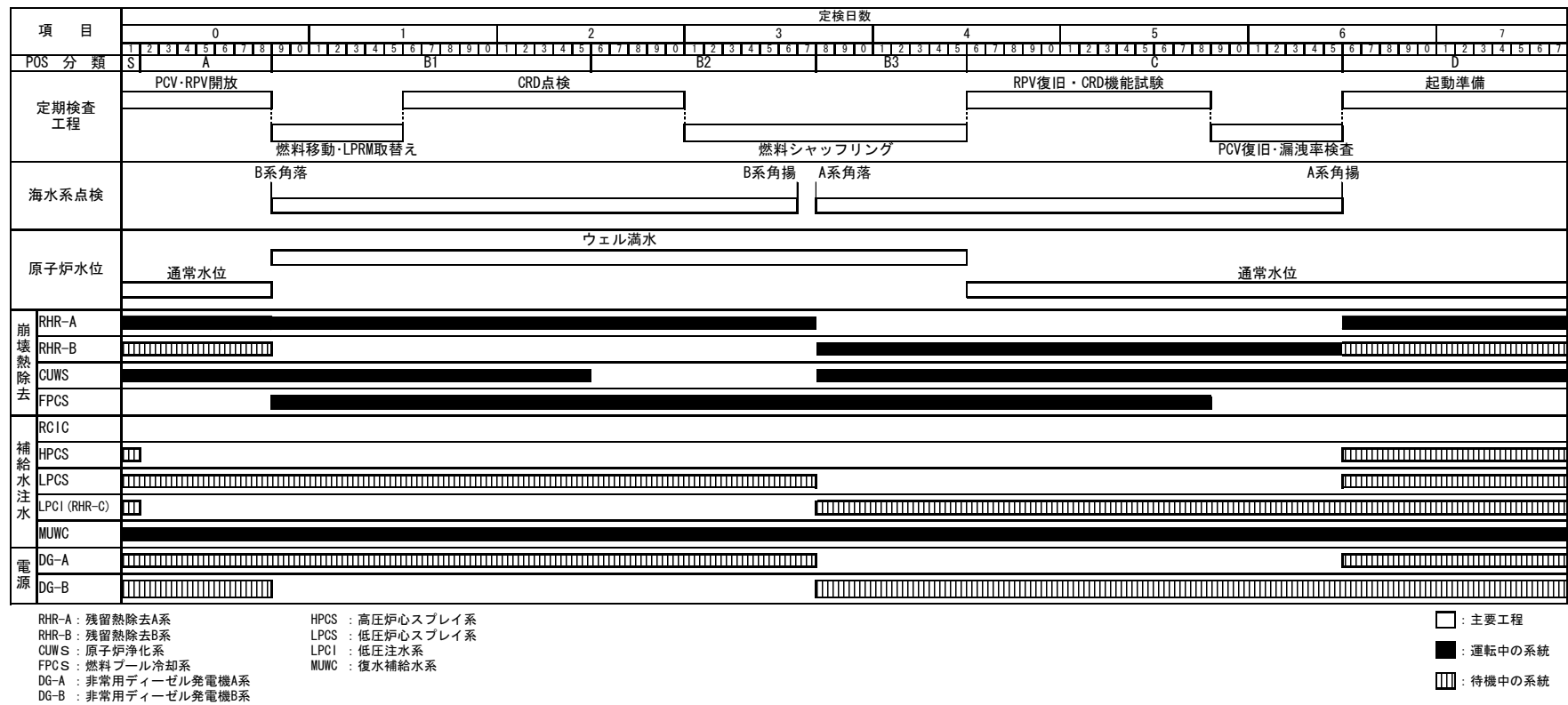


図 2.8 BWR5 プラントの定期検査工程

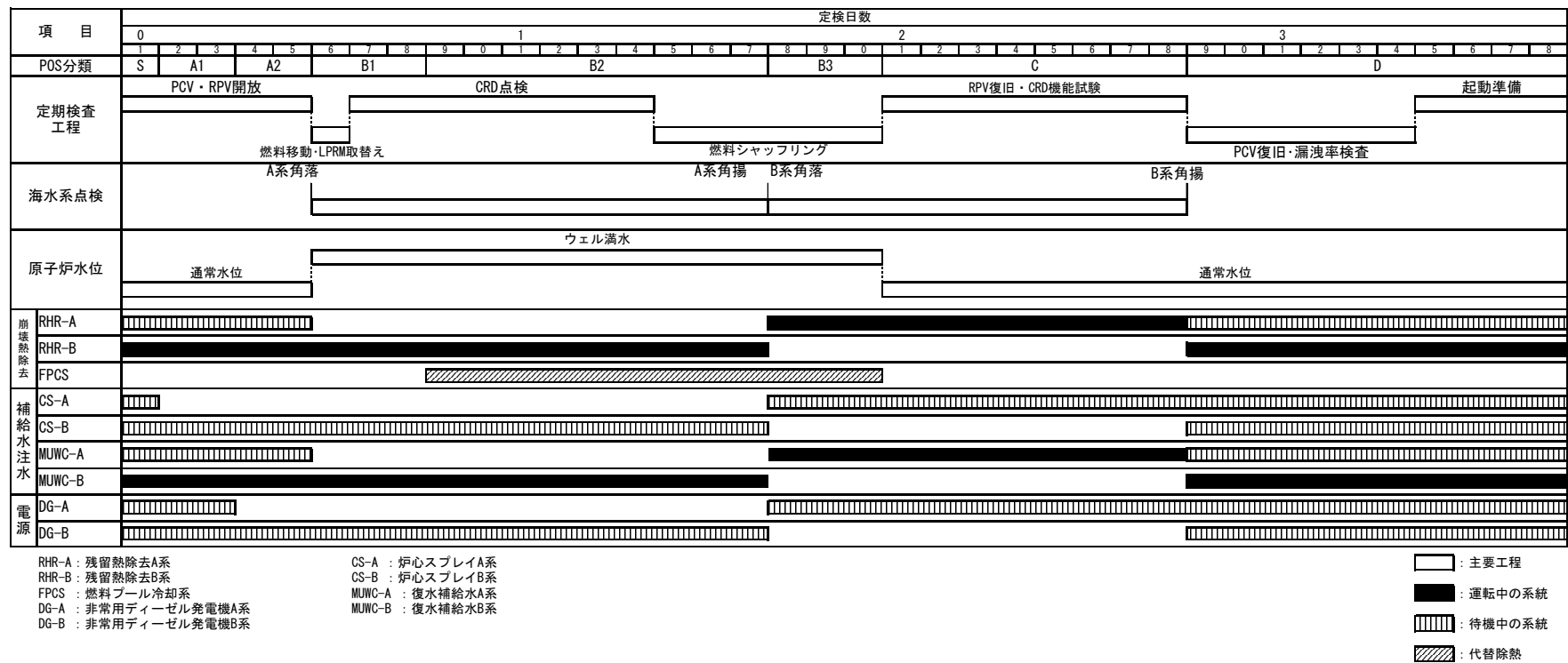


図 2.9 BWR4 プラントの定期検査工程（事業者条件反映）

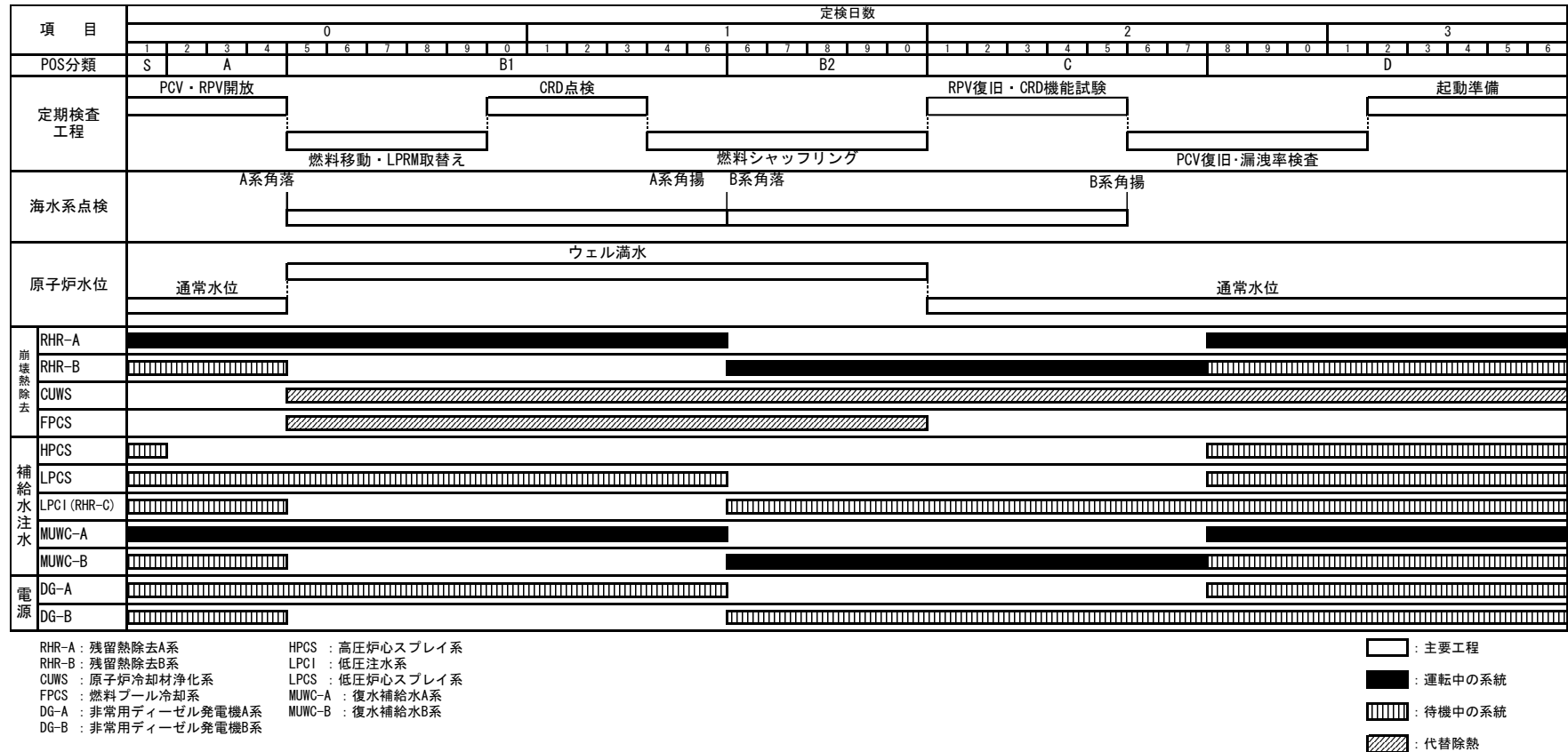


図 2.10 BWR5 プランツの定期検査工程 (事業者条件反映、報告書(4))

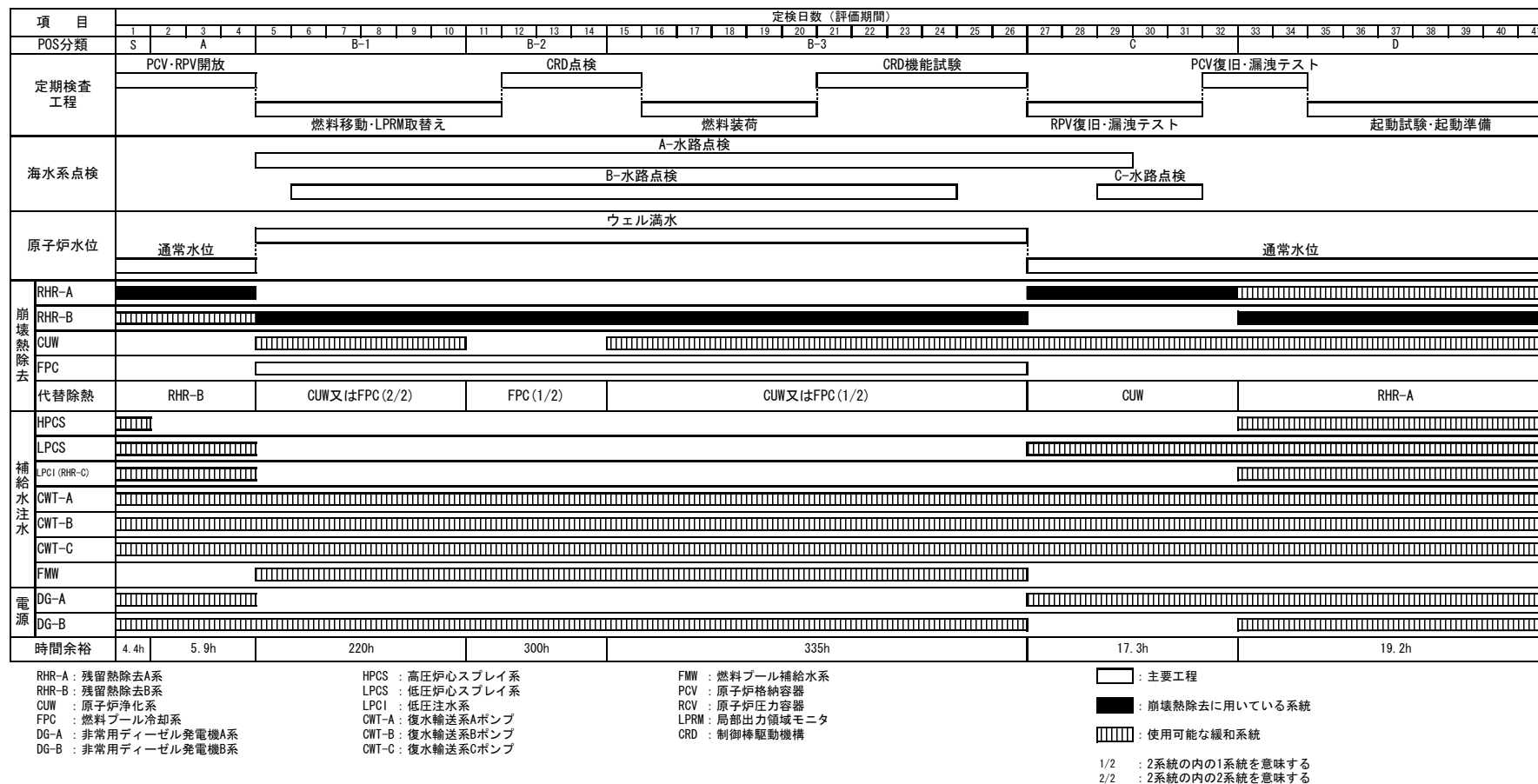


図 2.11 BWR5 プラントの定期検査工程 (事業者条件反映、報告書(5))

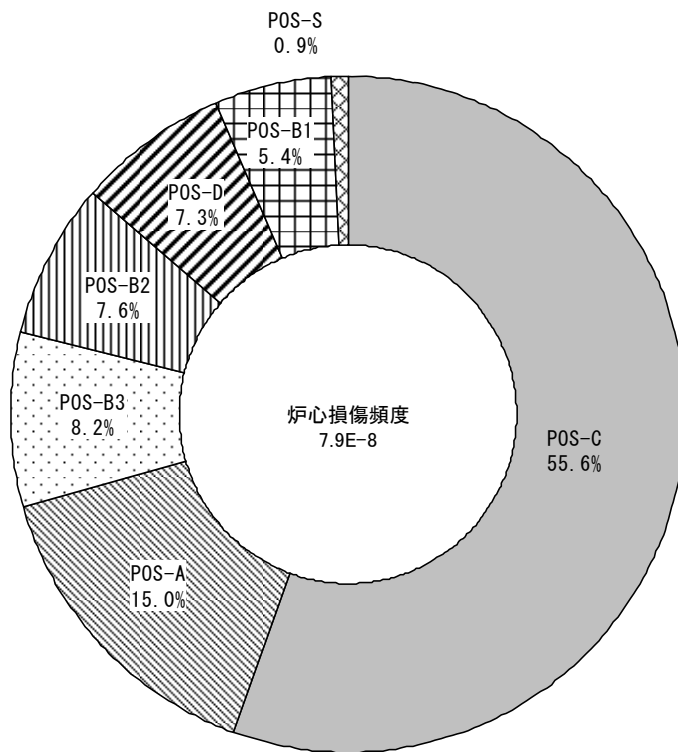


図 2.12 プラント運転状態別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR3 プラント)

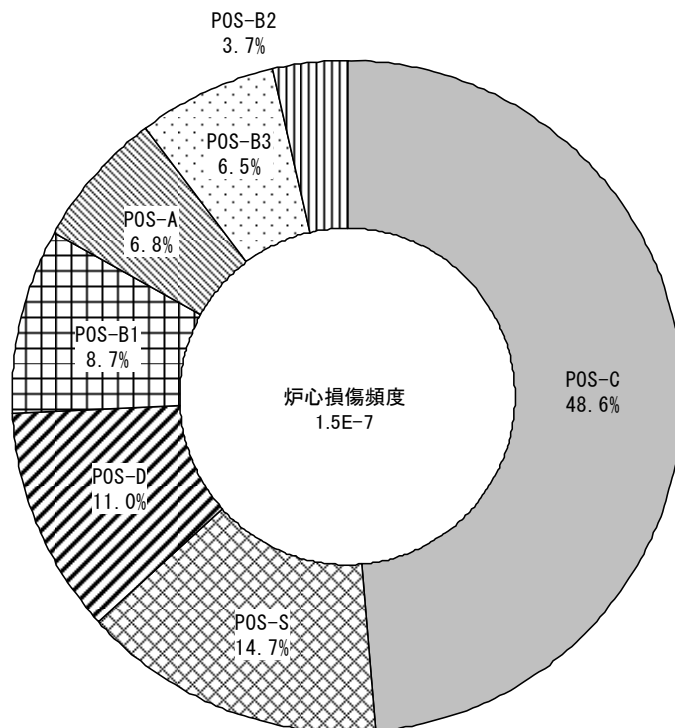


図 2.13 プラント運転状態別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR4 プラント)

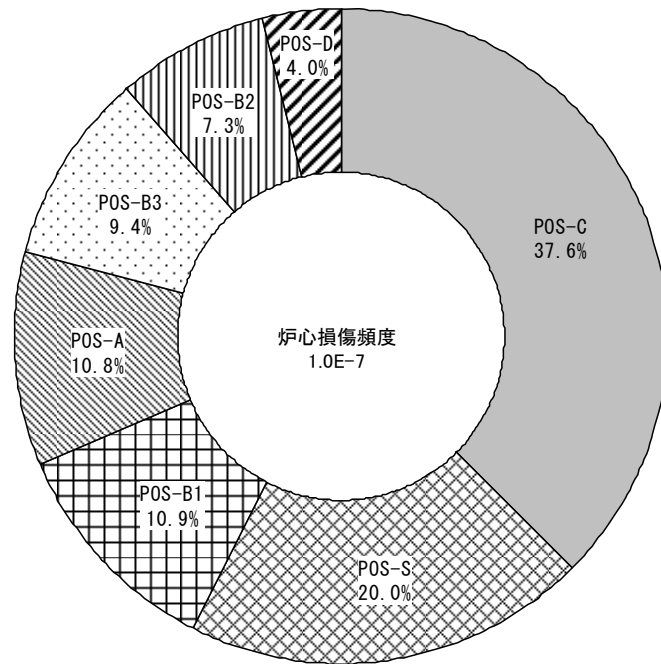


図 2.14 プラント運転状態別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR5 プラント)

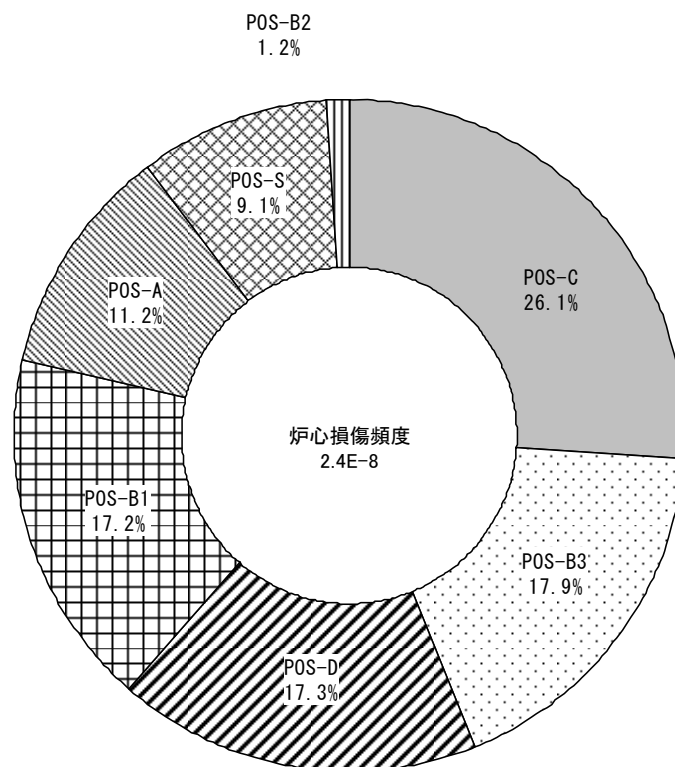


図 2.15 プラント運転状態別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR5 プラント：事業者条件反映、報告書(5))

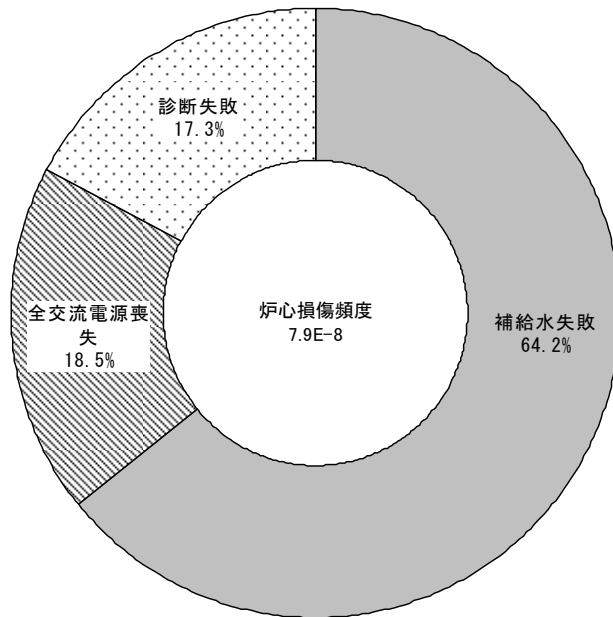


図 2.16 炉心損傷クラス別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR3 プラント)

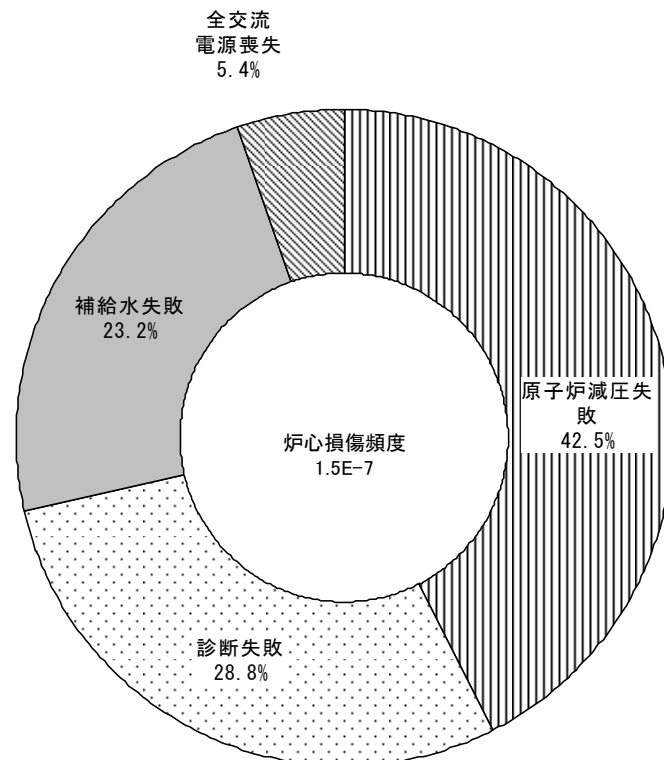


図 2.17 炉心損傷クラス別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR4 プラント)

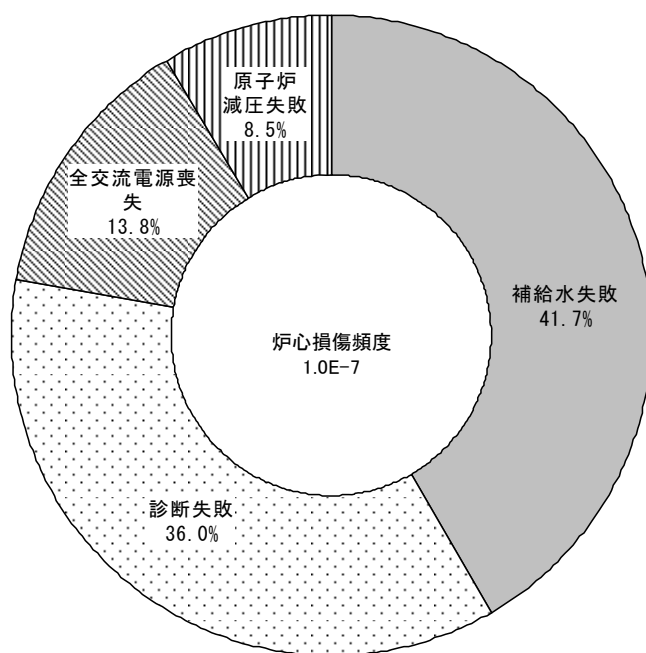


図 2.18 炉心損傷クラス別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR5 プラント)

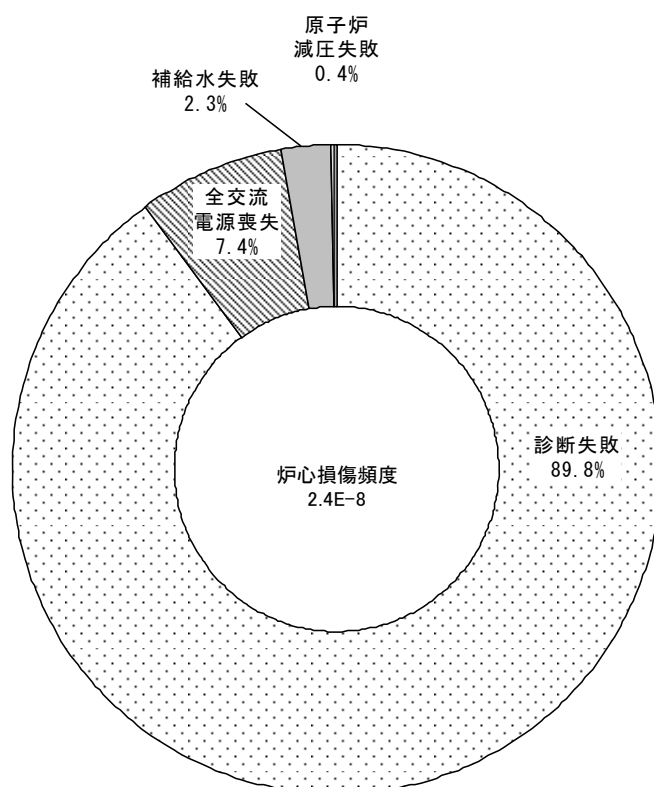


図 2.19 炉心損傷クラス別の炉心損傷頻度への寄与割合 (BWR5 プラント:事業者条件反映、[報告書\(5\)](#))

### 3. PWR プラントにおける国内評価結果の整理

当機構においては、確率論的安全評価手法の整備の一環として国内代表プラントを対象に平成9年度から停止時的内的事象レベル 1PSA を従来から実施してきている。実施した停止時的内的事象レベル 1PSA（確率論的安全評価）の結果を記載した報告書<sup>(9)~(15)</sup>のリストを表 3.1 に示す。評価に用いた PSA の手法は参考文献<sup>(8)</sup>に記載されている。

表 3.1 で記載された PWR プラントはドライ型 4 ループ PWR プラント、ドライ型 3 ループ PWR プラントおよびドライ型 2 ループ PWR プラントである。表 3.1 に示した内容の一部は事業者の実施した高浜 3 号炉（ドライ型 3 ループ PWR プラント）および伊方 2 号炉（ドライ型 2 ループ PWR プラント）の停止時 PSA 結果を規制側がレビューする際の支援のため、3 ループ PWR プラント代表プラント、2 ループ PWR プラント代表プラントの当機構解析条件を一部変更して評価したものが含まれている。

また表 3.1 の No.5~No.7 の報告書は、アクシデントマネジメント（AM）策を実施した出力運転時における内的事象レベル 1PSA の炉心損傷頻度の結果が記載されており、停止時における炉心損傷頻度の結果との比較を行うために用いている。

実施した停止時的内的事象レベル 1PSA の結果を、炉心損傷頻度、起因事象別の寄与割合、プラント運転状態別の寄与割合、炉心損傷に寄与する主要な要因、主要シーケンスについて以下に示す。

#### 3.1 炉心損傷頻度の結果

国内 PWR 代表プラントの停止時的内的事象 PSA による炉心損傷頻度（CDF）の結果を表 3.2 に示す。また、図 3.1 に、表 3.2 の結果を示すとともに出力運転時における炉心損傷頻度との比較から、アクシデントマネジメント（AM）策実施前後の炉心損傷頻度も併せて示した。

##### (1) ドライ型 4 ループ PWR プラントにおける炉心損傷頻度

停止時における炉心損傷頻度が  $2.3 \times 10^{-7}$  / 炉年であり、出力運転時のアクシデントマネジメント（AM）策実施前の炉心損傷頻度である  $2.6 \times 10^{-7}$  / 炉年に比べた場合にはほぼ同じであるが、アクシデントマネジメント（AM）策実施後の炉心損傷頻度である  $1.2 \times 10^{-7}$  / 炉年と比べた場合は、約 2 倍高い。

##### (2) ドライ型 3 ループ PWR プラントにおける炉心損傷頻度

停止時における炉心損傷頻度が  $4.7 \times 10^{-6}$  / 炉年であり、出力運転時のアクシデントマネジメント (AM) 策実施前の炉心損傷頻度である  $7.9 \times 10^{-7}$  / 炉年及びアクシデントマネジメント (AM) 策実施後の炉心損傷頻度である  $4.2 \times 10^{-7}$  / 炉年のいずれに比べても約 6 倍～11 倍高い。

(3) ドライ型 2 ループ PWR プラントにおける炉心損傷頻度

停止時における炉心損傷頻度が  $1.7 \times 10^{-6}$  / 炉年であり、出力運転時のアクシデントマネジメント (AM) 策実施前の炉心損傷頻度である  $1.3 \times 10^{-6}$  / 炉年に比べた場合にはほぼ同じであるが、アクシデントマネジメント (AM) 策実施後の炉心損傷頻度である  $4.6 \times 10^{-7}$  / 炉年と比べた場合は、約 3 倍高い。

(4) 高浜 3 号炉における炉心損傷頻度

事業者の実施した高浜 3 号炉 (ドライ型 3 ループ PWR プラント) の定期安全レビュー (PSR) の停止時 PSA 結果に対する規制側レビューを支援するために、事業者の解析条件を反映し当機構の解析条件を変更して解析した結果、事業者の解析条件を反映した炉心損傷頻度は  $2.7 \times 10^{-6}$  / 炉年であり、約 60% に低下する結果となった。これは、定期検査工程が短くした影響と号機間電源融通を考慮したことによるものである。

(5) 伊方 2 号炉における炉心損傷頻度

事業者の実施した伊方 2 号炉 (ドライ型 2 ループ PWR プラント) の定期安全レビュー (PSR) の停止時 PSA 結果に対する規制側レビューを支援するために、事業者の解析条件を反映し当機構の解析条件を変更して解析した結果、事業者の解析条件を反映した炉心損傷頻度は  $1.3 \times 10^{-6}$  / 炉年であり、約 76% に低下する結果となった。これは、定期検査工程が短くした影響と号機間電源融通を考慮したことによるものである。

(6) 当機構の解析条件と事業者解析条件との違い

当機構の解析条件と事業者の解析条件の違いを表 3.3 に示す。違いのある主要な項目は次項の①～④である。ここで、当機構は、PSR レビュー時において、①、②

を事業者の条件として反映している。

- ① 定期検査工程の長さ：標準工程と個別評価工程との差
- ② AM 相当設備：号機間の電源融通
- ③ 人的過誤：人的過誤における運転員間の依存性、過誤回復の取り方
- ④ 成功基準：電動ポンプを用いた F&B 動作の有無

### 3.2 起因事象別の整理

代表的なドライ型 4 ループ PWR プラント、ドライ型 3 ループ PWR プラント、ドライ型 2 ループ PWR プラント及び高浜 3 号炉、伊方 2 号炉における停止時内の事象 PSA の起因事象別の炉心損傷頻度の比較結果を表 3.4 および表 3.5 に示す。また、この結果を円グラフで示したものを図 3.2～図 3.6 に示す。

起因事象別の各 PWR プラントの特徴を以下に示す。

#### (1) ドライ型 4 ループ PWR プラントにおける整理結果

起因事象別の炉心損傷頻度は、図 3.2 に示すように、原子炉冷却系のインベントリ喪失(RHR2)および、接続システム LOCA および補修による LOCA(J&K-LOCA)がそれぞれ全体の約 34%を占めている。その次は、RHR の 1 トレン喪失 (RHRT1)が全体の約 26%となっている。

このように上位の 2 つの起因事象で全炉心損傷頻度の約 69%を占めている。

#### (2) ドライ型 3 ループ PWR プラントにおける整理結果

起因事象別の炉心損傷頻度は、図 3.3 に示すように、ミッドループ時の過剰なドレンである (LOCA1) が全体の約 89%を占めている。次は、RHR の 1 トレン喪失 (RHRT1)が全体の約 6%を占めている。

このように LOCA1 による炉心損傷頻度が大半を占めている。

#### (3) ドライ型 2 ループ PWR プラントにおける整理結果

起因事象別の炉心損傷頻度は、図 3.4 に示すように、ミッドループ時の過剰なドレンである (LOCA1) が全体の約 52%を占めている。次は、RHR1,2 トレン喪失 (RHRT)が全体の約 24%を占めている。その他、外部電源喪失 (LPSP) が全体の約 18%を占めている。

このように、LOCA1による炉心損傷頻度が半数を占めている。

(4) 高浜3号炉（ドライ型3ループPWRプラント）における整理結果

起因事象別の炉心損傷頻度は、図3.5に示すように、ミッドループ時の過剰なドレンである（LOCA1）が全体の約79%を占めている。次は、RHR1 トレン喪失（RHRT1）が全体の約13%を占めている。その他、1次冷却材喪失が全体の約6%となっている。

このミッドループ時の過剰なドレンである（LOCA1）に占める割合が約78%と全炉心損傷頻度に占める割合が多いのは、代表的なドライ型3ループPWRプラントにおける整理結果と同じ傾向となっている。

(5) 伊方2号炉（ドライ型2ループPWRプラント）における整理結果

起因事象別の炉心損傷頻度は、図3.6に示すように、ミッドループ時の過剰なドレンである（LOCA1）が全体の約59%を占めている。次は、RHR1,2 トレン喪失（RHRT）が全体の約20%を占めている。

このミッドループ時の過剰なドレンである（LOCA1）が全体の約半分程度である傾向は、代表的なドライ型2ループPWRプラントにおける整理結果と同じ傾向である。

(6) 起因事象別の炉心損傷頻度の整理結果のまとめ

各代表的なPWRプラントについて、起因事象別の炉心損傷頻度について整理を行った。

ドライ型4ループPWRプラントにおいては、原子炉冷却系のインベントリ喪失（RHR2）と、接続システムLOCAおよび補修によるLOCA（J&K-LOCA）がほぼ同じ割合であり、これら2起因事象合計で全体の70%を占めている。

また、ドライ型3ループPWRプラントでは、ミッドループ時の過剰なドレン（LOCA1）が炉心損傷頻度に占める割合が約90%、ドライ型2ループPWRプラントでは、ミッドループ時の過剰なドレン（LOCA1）が炉心損傷頻度に占める割合が約50%となっており、炉心損傷頻度に占める割合が最も大きくなっている。

起因事象で比較した場合、ドライ型4ループプラントとドライ型2ループプラン

ト、3 ループプラントでは、選定された起回事象が異なった結果となっている。これは、ドライ型 4 ループ PWR プラントにおける起回事象である RHR2 は、ドライ型 2 ループ PWR プラント及びドライ型 3 ループ PWR プラントでは、ミッドループ時の過剰なドレン (LOCA1) と、ドライ型 4 ループ PWR プラントにおける起回事象である J&K-LOCA の起回事象を、ドライ型 2 ループ PWR プラント及びドライ型 3 ループ PWR プラントでは、1 次冷却材喪失 (LOCA2) に分類分けしているためである。

### 3.3 プラント運転状態別の整理

代表的なドライ型 4 ループ PWR プラント、ドライ型 3 ループ PWR プラントおよびドライ型 2 ループ PWR プラントにおける停止時の作業工程、原子炉水位、緩和系統の待機除外期間、プラント運転状態 (POS) の分類等を示した定期検査工程を図 3.7 に示す。また、プラント運転状態 (POS) の定義を表 3.6 に、各プラント運転状態別の日数を表 3.7 に示す。

#### (1) 定期検査工程の特徴

図 3.7 に示した各 PWR 代表プラントの停止時のシステム待機状態の変化は、次の通りである。

- ① 原子炉停止後の高温停止状態までは、水位は 1 次冷却系満水で維持する。
- ② その後、RHR(1)運転を開始し、原子炉容器を開放する。水位は 1 次冷却系満水の状態を維持する。
- ③ RHR(2)運転で 1 次冷却材保有量を下げて、RHR ミッドループ運転水位にする。  
この時、蒸気発生器の点検を行う。
- ④ その後、原子炉上部キャビティを満水にして、燃料交換を行う。
- ⑤ 燃料交換後は、再び、1 次冷却材保有量を下げて、RHR ミッドループ運転水位にする。この時、原子炉容器組み立てを行う。
- ⑥ 最終的には、水位は 1 次冷却系満水で維持し高温停止状態に移行した上で、発電機併入を行う。

#### (2) プラント運転状態 (POS) 別の期間

PWR プラントにおける停止時のプラント運転状態 (POS) は、POS1 から POS15 までの 15 状態に分類されている。この中で、プラント運転状態 POS6 は、SG ノズル蓋の設置状態により 6A、6AB、6B の 3 分割に別けている。同じように、プラント運転状態 POS10 も SG ノズル蓋の設置状態により、10A、10AB、10B の 3 分割に別けている。

各代表プラントにおける標準工程におけるプラント運転状態 (POS) 別の期間は、以下となっている。

① ドライ型 4 ループ PWR プラント

プラント運転状態 (POS) の合計日数は約 105 日である。この中で、最も期間が長いのは、燃料交換期間で約 68 日と全体の 65% を占めている。次は、燃料交換後のミッドループ運転で、期間は約 18 日で全体の 17% となっている。その次は、発電機併入で約 7 日と全体の 6% となっている。

② ドライ型 3 ループ PWR プラント

プラント運転状態 (POS) の合計日数は約 99 日である。この中で、最も期間が長いのは、燃料交換期間で約 81 日と全体の 82% を占めている。次は、燃料交換後のミッドループ運転で、期間は約 8 日で全体の 8% となっている。その次は、発電機併入で約 3 日と全体の 3% となっている。

③ ドライ型 2 ループ PWR プラント

プラント運転状態 (POS) の合計日数は約 102 日である。この中で、最も期間が長いのは、燃料交換期間で約 72 日と全体の 71% を占めている。次は、燃料交換前のミッドループ運転で、期間は約 7 日で全体の 7% となっている。その次は、燃料交換後のミッドループ運転で約 6 日と全体の 5% となっている。

④ 高浜 3 号炉 (ドライ型 3 ループ PWR プラント)

プラント運転状態 (POS) の合計日数は約 41 日である。この中で、最も期間が長いのは、燃料交換期間で約 27 日と全体の 64% を占めている。

⑤ 伊方 2 号炉（ドライ型 2 ループ PWR プラント）

プラント運転状態（POS）の合計日数は約 62 日である。この中で、最も期間が長いのは、燃料交換期間で約 33 日と全体の 53%を占めている。

(3) プラント運転状態（POS）別の炉心損傷頻度の特徴

代表的なドライ型 4 ループ PWR プラント、ドライ型 3 ループ PWR プラント、ドライ型 2 ループ PWR プラント及び高浜 3 号炉、伊方 2 号炉における停止時的な事象 PSA のプラント運転状態（POS）別の炉心損傷頻度の比較を表 3.8～表 3.9 及び図 3.8～図 3.11 に示す。

プラント運転状態（POS）別の各 PWR プラントの特徴を以下に示す。

① ドライ型 4 ループ PWR プラントの特徴

プラント運転状態（POS）別の炉心損傷頻度は、図 3.8 に示すように、プラント運転状態（POS）6B が約 39%を占めている。次は、プラント運転状態（POS）6AB が全体の約 17%を占めている。このように、燃料交換前のミッドループ運転（POS6A、POS6AB、POS6B）状態において、炉心損傷頻度が全体の約 56%を占めており、この燃料交換前のミッドループ運転におけるリスクが全体のリスクの大きさを決めている。

② ドライ型 3 ループ PWR プラントの特徴

プラント運転状態（POS）別の炉心損傷頻度は、図 3.9 に示すように、プラント運転状態（POS）6A が約 53%を占めている。次は、プラント運転状態（POS）6B が全体の約 26%を占めている。このように、燃料交換前のミッドループ運転（POS6A、POS6AB、POS6B）状態において、炉心損傷頻度が全体の約 89%を占めており、この燃料交換前のミッドループ運転におけるリスクが全体のリスクの大きさを決めている。

③ ドライ型 2 ループ PWR プラントの特徴

プラント運転状態（POS）別の炉心損傷頻度は、図 3.10 に示すように、プラント運転状態（POS）6B が約 69%を占めている。次は、プラント運転状態（POS）4 が全体の約 8%を占めている。このように、燃料交換前のミッドループ運転

(POS6A、POS6AB、POS6B) 状態において、炉心損傷頻度が全体の約 78% を占めており、この燃料交換前のミッドループ運転におけるリスクが全体のリスクの大きさを決めている。

④ 高浜 3 号炉（ドライ型 3 ループ PWR プラント）における特徴

プラント運転状態（POS）別の炉心損傷頻度は、図 3.11 に示すように、プラント運転状態（POS）6B が約 52% を占めている。次は、プラント運転状態（POS）6AB が全体の約 19% を占めている。このように、燃料交換前のミッドループ運転（POS6A、POS6AB、POS6B）状態において、炉心損傷頻度が全体の約 78% を占めており、この燃料交換前のミッドループ運転におけるリスクが全体のリスクの大きさを決めている。この傾向は、前項②のドライ型 3 ループ PWR プラントと同じである。

⑤ 伊方 2 号炉（ドライ型 2 ループ PWR プラント）における特徴

プラント運転状態（POS）別の炉心損傷頻度は、図 3.12 に示すように、プラント運転状態（POS）6B が約 74% を占めている。次は、プラント運転状態（POS）4 が全体の約 6% を占めている。このように、燃料交換前のミッドループ運転（POS6A、POS6AB、POS6B）状態において、炉心損傷頻度が全体の約 79% を占めており、この燃料交換前のミッドループ運転におけるリスクが全体のリスクの大きさを決めている。この傾向は、前項③のドライ型 2 ループ PWR プラントと同じである。

⑥ プラント運転状態（POS）別の炉心損傷頻度のまとめ

各代表的な PWR プラントについて、プラント運転状態（POS）別の炉心損傷頻度について整理を行った。

この結果、PWR プラントにおいては、燃料交換前のミッドループ運転（POS6A、POS6AB、POS6B）における炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度の半数以上を占めており、このプラント運転状態が炉心損傷の観点から重要であることが明らかである。

### 3.4 炉心損傷に寄与する主要な要因

代表的なドライ型 4 ループ PWR プラント及び伊方 2 号炉における炉心損傷に寄与する主要な要因を図 3.13 に示す。ドライ型 3 ループ PWR プラント、ドライ型 2 ループ PWR プラントの結果は、本検討から除外している。

#### (1) ドライ型 4 ループ PWR プラントの主要な要因

炉心損傷に寄与する主要な要因は、人的過誤が全体の約 39%を占めており、最も大きな要因となっている。次は、その他機器故障が全体の約 31%を占めている。

以上から、ドライ型 4 ループ PWR プラントにおいては、人的過誤の影響が最も大きい。

#### (2) 伊方 2 号炉（ドライ型 2 ループ PWR プラント）における特徴

炉心損傷に寄与する主要な要因は、その他機器故障が全体の約 62%となっており、最も大きな要因となっている。次は、人的過誤が全体の約 15%を占めている。

以上から、伊方 2 号炉（ドライ型 2 ループ PWR プラント）においては、機器故障の影響が最も大きい。

### 3.5 主要シーケンスの整理

代表的なドライ型 4 ループ PWR プラント、ドライ型 3 ループ PWR プラント、ドライ型 2 ループ PWR プラント及び高浜 3 号炉、伊方 2 号炉における停止時内の事象 PSA の炉心損傷に至る上位 10 の事故シーケンスを表 3.10～表 3.14 に示す。

上位の事故シーケンスは次のとおりである。

#### (1) ドライ型 4 ループ PWR プラントにおける主要なシーケンス

ドミナントシーケンスのうち、炉心損傷頻度の高い第 1 位、第 5 位のシーケンスは、「余熱除去系(RHRS)の 1 トレンが、RHR ポンプの継続運転失敗等により使用不能となる事象時に、RHR 回復が失敗し緩和が不能」となるシーケンスである。

次に炉心損傷頻度の高い第 2 位、第 6 位のシーケンスは、「ミッドループ運転時にオーバードレン又は水位維持失敗により、1 次冷却材のインベントリ（保有水量）が喪失する事象時に、RCS 充てん失敗により RHR 回復が失敗し緩和が不能」となるシーケンスである。

炉心損傷頻度の高い第 3 位のシーケンスは、「RCS 満水時において、RHR 逃し

弁の開固着を想定した事象時に、「診断失敗し緩和が不能」となるシーケンスである。

#### (2) ドライ型 3 ループ PWR プラントにおける主要なシーケンス

ドミナントシーケンスのうち、炉心損傷頻度の高い第 1 位から第 5 位のシーケンスは、「ミッドループ運転時にオーバードレン又は水位維持失敗により、1 次冷却材のインベントリ（保有水量）が喪失する事象時に、RCS 充てん失敗により RHR 回復が失敗し緩和が不能」となるシーケンスである。これは、使用可能な充てん／高圧注入ポンプが 1 台のみであり、運転中の充てん／高圧注入ポンプの故障がインベントリ喪失原因の場合には緩和が不能となるため、炉心損傷頻度頻度が高い。

第 6 位、第 7 位のシーケンスは、「余熱除去系(RHRS)の 1 トレンが、RHR ポンプの継続運転失敗等により使用不能となる事象時に、診断失敗により緩和が不能」となるシーケンスである。

#### (3) ドライ型 2 ループ PWR プラントにおける主要なシーケンス

ドミナントシーケンスのうち、炉心損傷頻度の高い第 1 位、第 4 位のシーケンスは、「ミッドループ運転時にオーバードレン又は水位維持失敗により、1 次冷却材のインベントリ（保有水量）が喪失する事象時に、RCS 充てん失敗により RHR 回復が失敗し緩和が不能」となるシーケンスである。

次に炉心損傷頻度の高い第 2 位、第 6 位のシーケンスは、「余熱除去系(RHRS)の 1 トレン又は 2 トレンが、RHR ポンプの継続運転失敗等により使用不能となる事象時に、RHR 回復が失敗し緩和が不能」となるシーケンスである。

炉心損傷頻度の高い第 3 位のシーケンスは、「外部電源喪失時に RHR 回復が失敗し緩和が不能」となるシーケンスである。

#### (4) 高浜 3 号炉（ドライ型 3 ループ PWR プラント）における主要なシーケンス

ドミナントシーケンスのうち、炉心損傷頻度の高い第 1 位、第 2 位のシーケンスは、「ミッドループ運転時にオーバードレン又は水位維持失敗により、1 次冷却材のインベントリ（保有水量）が喪失する事象時に、RCS 充てん失敗により RHR

回復が失敗し緩和が不能」となるシーケンスである。

第3位、第5位のシーケンスは、「余熱除去系(RHRS)の1トレンが、RHRポンプの継続運転失敗等により使用不能となる事象時に、RHR回復が失敗し緩和が不能」となるシーケンスである。

#### (5) 伊方2号炉（ドライ型2ループPWRプラント）における主要なシーケンス

ドミナントシーケンスのうち、炉心損傷頻度の高い第1位シーケンスは、「ミッドループ運転時にオーバードレン又は水位維持失敗により、1次冷却材のインベントリ（保有水量）が喪失する事象時に、RCS充てん失敗によりRHR回復が失敗し緩和が不能」となるシーケンスである。

次に炉心損傷頻度の高い第2位、第3位のシーケンスは、「余熱除去系(RHRS)の1トレン又は2トレンが、RHRポンプの継続運転失敗等により使用不能となる事象時に、RHR回復が失敗し緩和が不能」となるシーケンスである。

#### (6) 各代表プラントにおける主要なシーケンスの特徴

上記の結果から、ドライ型4ループPWRプラントにおいては、燃料交換前のミッドループ運転時（POS：5、6A、6AB、6B、7）が、ドミナントシーケンスの第1位～第4位及び第9位になっており、炉心損傷頻度に寄与する割合が合計で約62%となっている。このことから、燃料交換前のミッドループ運転時が炉心損傷頻度に影響を与える重要なプラント運転状態であることが判る。

また、ドライ型3ループPWRプラントにおいては、燃料交換前のミッドループ運転時（POS：5、6A、6AB、6B、7）が、ドミナントシーケンスの第1位～第4位及び第7位、8位及び第10位になっており、炉心損傷頻度に寄与する割合が合計で約87%となっている。この結果から、ドライ型3ループPWRプラントにおいては、ドライ型4ループPWRプラントと比較して、燃料交換前のミッドループ運転時の影響が大きいことを示している。

次に、ドライ型2ループPWRプラントにおいては、燃料交換前のミッドループ運転時（POS：5、6A、6AB、6B、7）がドミナントシーケンスで第1位、第2位及び第4位、5位及び第7位～第9位になっており、炉心損傷頻度に最も寄与する割合が合計で約70%となっている。この結果から、ドライ型2ループPWR

プラントにおいては燃料交換前のミッドループ運転時における影響は、ドライ型 4 ループ PWR プラントに比較しては大きいですが、ドライ型 3 ループ PWR プラントほど大きくないことを示している。

表 3.1 国内代表 PWR プラントの停止時 PSA 文献

NO	報告書 No.	運転状態	解析条件	タイトル	プラント型式	備考
1	INS/M97-71	停止時	JNES	PWR プラントの停止時レベル 1PSA	ドライ型 4 ループ PWR プラント	
2	INS/M98-03			PWR プラントの停止時レベル 1PSA 手法の整備に関する報告書	ドライ型 2 ループ PWR プラント	
3	INS/M99-02			PWR プラントの停止時レベル 1PSA に関する報告書	ドライ型 3 ループ PWR プラント	
4	INS/M01-28	停止時	電気事業者 (*1)	PWR プラントのレベル 1PSA の活用	ドライ型 2 ループ PWR プラント ドライ型 3 ループ PWR プラント	伊方 2 号炉、美浜 2 号炉、高浜 3/4 号炉の PSR レビュー
5	INS/M00-04	出力運転時	JNES	PWR プラントの出力運転時レベル 1PSA 手法の整備=ドライ型 4 ループ PWR=	ドライ型 4 ループ PWR プラント	
6	INS/M00-05			PWR プラントの出力運転時レベル 1PSA 手法の整備=ドライ型 3 ループ PWR=	ドライ型 3 ループ PWR プラント	
7	INS/M00-06			PWR プラントの出力運転時レベル 1PSA 手法の整備=ドライ型 2 ループ PWR=	ドライ型 2 ループ PWR プラント	

(\*1) 一部解析条件（定期検査工程、AM策考慮等）に事業者条件を反映

表 3.2 PWR 各プラントの炉心損傷頻度の比較

プラントタイプ		ドライ型 4 ループ PWR プラント	ドライ型 3 ループ PWR プラント	ドライ型 2 ループ PWR プラント	高浜 3 号炉 (ドライ型 3 ループ PWR プラント)	伊方 2 号炉 (ドライ型 2 ループ PWR プラント)
停止時 炉心損傷頻度 (/炉年)	平均値	$2.3 \times 10^{-7}$	$4.7 \times 10^{-6}$	$1.7 \times 10^{-6}$	$2.7 \times 10^{-6}$	$1.3 \times 10^{-6}$
	95%上限値	$6.7 \times 10^{-7}$	$1.3 \times 10^{-5}$	$4.2 \times 10^{-6}$	$7.4 \times 10^{-6}$	$3.1 \times 10^{-6}$
	5%下限値	$3.6 \times 10^{-8}$	$8.9 \times 10^{-7}$	$3.1 \times 10^{-7}$	$4.1 \times 10^{-7}$	$2.1 \times 10^{-7}$
出力運転時 炉心損傷頻度 (/炉年)	AM 前	$2.6 \times 10^{-7}$	$7.9 \times 10^{-7}$	$1.3 \times 10^{-6}$	なし	なし
	AM 後	$1.2 \times 10^{-7}$	$4.2 \times 10^{-7}$	$4.6 \times 10^{-7}$	なし	なし
評価条件		JNES 条件			反映した事業者条件 ① 定期検査期間の短縮 ② 電源の号機間融通を考慮	
出典		INS/M97-71	INS/M99-02	INS/M98-03	INS/M01-28	

表 3.3 事業者解析条件との比較 (PWR)

解析条件	J N E S	事業者 (INS/M01-28)
POS の分類	19 区分	19 区分
定期検査工程	各代表プラントで標準定期検査工程を設定。	対象炉における定期検査工程を採用。
起因事象	① ミッドループ時の過剰なドレン・水位維持失敗による RHR 喪失	① RHR 機能喪失 (A) 過剰なドレン
	② RHRS1 トレン喪失	(B) RHR 隔離弁誤閉
	③ 一次冷却材喪失事故	(C) RHR 系のその他の故障
	④ 外部電源喪失	② 一次冷却材圧力バウンダリ機能喪失
	⑤ 反応度事故	③ 外部電源喪失
		④ 反応度事故 (A) 制御されないほう素希積
		(B) ほう素希積時の外部電源喪失 (評価対象外)
炉心損傷の定義	ミッドループ運転時は、炉心頂部露出 その他は、燃料被覆管最高温度 1200℃	炉心頂部露出
成功基準	外部電源喪失時 ・短時間での AC 復旧に期待している。 (電動ポンプを用いた F&B には期待していない。)	外部電源喪失時 ・短時間での AC 復旧に期待している。 (電動ポンプを用いた F&B を考慮。)
人的過誤	・運転員と副当直長、当直長間の依存性を考慮。 ・副当直長、当直長のチェックによる過誤回復を考慮。	・運転員と副当直長、当直長間の依存性は考慮せず。 ・副当直長、当直長のチェックによる過誤回復の効果は期待しない。
共通原因故障	・3 台以上の機器についても $\beta$ ファクタ法で評価	・3 台以上の機器については MGL 法で評価
AM 相当設備	・なし	・号機間の電源融通

表 3.4 代表 PWR プラントの起回事象別炉心損傷頻度

起回事象	ドライ型 4 ループ PWR プラント		起回事象	ドライ型 3 ループ型 PWR プラント		ドライ型 2 ループ型 PWR プラント	
	起回事象の 発生頻度	CDF		起回事象の 発生頻度	CDF	起回事象の 発生頻度	CDF
RHR 2 RCS インベントリ喪失	$7.55 \times 10^{-4}$	$7.9 \times 10^{-8}$ (34.4%)	LOCA1 ミッドループ時の 過剰なドレン	$7.55 \times 10^{-4}$	$4.2 \times 10^{-6}$ (89.4%)	$8.07 \times 10^{-4}$	$8.8 \times 10^{-7}$ (50.7%)
J&K LOCA 接続システム LOCA 及 び保修による LOCA	$7.55 \times 10^{-4}$	$7.9 \times 10^{-8}$ (34.2%)	LOCA2 一次冷却材喪失	$7.55 \times 10^{-4}$	$1.4 \times 10^{-7}$ (3.0%)	$8.07 \times 10^{-4}$	$1.2 \times 10^{-7}$ (7.1%)
RHR T1 RHR 1 トレン喪失	$2.82 \times 10^{-3}$		RHR T1 RHR 1 トレン喪失	$2.82 \times 10^{-3}$	$2.8 \times 10^{-7}$ (6.0%)	$3.01 \times 10^{-3}$	$4.1 \times 10^{-7}$ (23.9%)
RHR T2(*1) RHR 2 トレン喪失	評価対象外	-	RHR T2 (*1) RHR 2 トレン喪失	評価対象外	-	$8.07 \times 10^{-4}(*1)$	
LOSP 外部電源喪失	$1.06 \times 10^{-3}$	$5.9 \times 10^{-8}$ (25.6%)	LOSP 外部電源喪失	$1.06 \times 10^{-4}$	$1.1 \times 10^{-7}$ (2.3%)	$1.17 \times 10^{-3}$	$4.1 \times 10^{-7}$ (23.9%)
RIA 反応度事象	$3.58 \times 10^{-6}$	-	RIA (*2) 反応度事象	評価対象外(*2)	-	評価対象外(*2)	-
合計		$2.3 \times 10^{-7}$			$4.7 \times 10^{-6}$		$1.7 \times 10^{-6}$

(\*1) 2 ループプラントの場合、RHR の 2 トレン運転が実施されているため、2 トレン喪失を想定。

(\*2) 2 ループ、3 ループプラントの場合、電源復旧後の充てん系は自動起動しないため、ほう素希釈は継続されず、反応度事故が発生頻する可能性は低いため、反応度事象は想定外とする。

表 3.5 PSR で実施した PWR プラントの起回事象別炉心損傷頻度

起回事象	高浜 3 号炉		伊方 2 号機	
	起回事象の発生頻度	CDF	起回事象の発生頻度	CDF
LOCA1 ミッドループ時の過剰なドレン	$7.55 \times 10^{-4}$	$2.1 \times 10^{-6}$ (78.6%)	$8.07 \times 10^{-4}$	$7.6 \times 10^{-7}$ (59.3%)
LOCA2 一次冷却材喪失	$7.55 \times 10^{-4v}$	$1.7 \times 10^{-7}$ (6.2%)	$8.07 \times 10^{-4}$	$9.6 \times 10^{-8}$ (7.5%)
RHR T1 RHR 1 トレン喪失	$2.82 \times 10^{-3}$	$3.5 \times 10^{-7}$ (13.0%)	$3.01 \times 10^{-3}$	$2.6 \times 10^{-7}$ (20.0%)
RHR T2 (*1) RHR 2 トレン喪失	評価対象外	-	$8.07 \times 10^{-4}(*1)$	
LOSP 外部電源喪失	$1.06 \times 10^{-4}$	$5.8 \times 10^{-8}$ (2.1%)	$1.17 \times 10^{-3}$	$1.7 \times 10^{-7}$ (13.2%)
RIA (*2) 反応度事象	評価対象外 (*2)	-	評価対象外 (*2)	-
合計		$2.7 \times 10^{-6}$		$1.3 \times 10^{-6}$

(\*1) 2 ループプラントの場合、RHRS の 2 トレン運転が実施されているため、2 トレン喪失を想定。

(\*2) 2 ループ、3 ループプラントの場合、電源復旧後の充てん系は自動起動しないため、ほう素希釈は継続されず、反応度事故が発生頻する可能性は低いため、反応度事象は想定外とする。

表 3.6 プラント運転状態の分類表

操作手順	運転モード	JNES	
		POS	プラント状態
発電機解列	2	1	低出力運転及び原子炉停止
SGによる クールダウン	3	2	SGによるクールダウン
RHRによる クールダウン	4	3	RHRによるクールダウン(1)
	5	4	RHRによるクールダウン(2)
燃料交換前 ミッドループ 運転	5	5	ミッドループまでRCS水抜き
		6A	ミッドループ運転(SGノズル蓋設置)
		6AB	ミッドループ運転(SGノズル蓋一部設置)
		6B	ミッドループ運転(SGノズル蓋全設置)
		7	キャビティ水張り
燃料交換	6	8	燃料取替中(評価対象外)
燃料交換後 ミッドループ 運転	5	9	キャビティ水抜き
		10A	ミッドループ運転(SGノズル蓋全設置)
		10AB	ミッドループ運転(SGノズル蓋一部設置)
		10B	ミッドループ運転(SGノズル蓋未設置)
		11	RCS水張り
RHRを伴う ヒートアップ	5	12	RHRを伴うRCSヒートアップ(1)
	4	13	RHRを伴うRCSヒートアップ(2)
SGを伴う ヒートアップ	3	14	SGを伴うRCSヒートアップ
発電機併入	2	15	原子炉起動及び低出力運転

表 3.7 プラント運転状態毎の滞在時間

操作手順	運転モード	JNES (INS)						
		POS	4ループ		3ループ		2ループ	
発電機解列	2	1	12.7	12.7	11.0	11.0	5.1	5.1
SGによる クールダウン	3	2	6.8	6.8	4.8	4.8	11.4	11.4
RHRによる クールダウン	4	3	2.0	105.2	1.9	35.7	7.2	64.7
	5	4	103.2		33.8		57.5	
燃料交換前 ミッドループ 運転	5	5	25.0	121.8 5.1日	11.1	64.4 2.7日	12.9	174.6 7.3日
		6A	8.3		14.3		6.7	
		6AB	60.3		24.9		43.5	
		6B	16.8		2.2		91.5	
		7	11.4		11.9		20.0	
燃料交換	6	8	1624.0	1624.0 67.7日	1949.7	1949.7 81.2日	1728.4	1728.4 72.0日
燃料交換後 ミッドループ 運転	5	9	11.4	437.1 18.2日	9.1	185.4 7.7日	4.4	133.7 5.6日
		10A	5.5		41.2		0.0	
		10AB	61.9		0.0		113.6	
		10B	50.9		31.0		7.5	
		11	307.4		104.1		8.2	
RHRを伴う ヒートアップ	5	12	13.7	13.7	24.4	24.4	178.0	178.0
	4	13	2.0	2.0	1.9	1.9	10.0	10.0
SGを伴う ヒートアップ	3	14	13.7	13.7	18.6	18.6	75.0	75.0
発電機併入	2	15	177.9	177.9 7.4日	80.2	80.2 3.3日	59.9	59.9 2.5日
合計時間 (hour)			2514.9 104.8日		2376.1 99.0日		2440.8 101.7日	

表 3.8 代表プラントにおけるプラント運転状態別の炉心損傷頻度

操作手順	運転モード	JNES (INS)									
		POS	ドライ型4ループ PWRプラント		POS	ドライ型3ループ PWRプラント		POS	ドライ型2ループ PWRプラント		
発電機解列	2	1	0.00E+00	0.0%	1	2.50E-11	0.0%	1	9.20E-12	0.0%	
SGによるクールダウン	3	2	2.00E-11	0.0%	2	1.60E-09	0.0%	2	4.30E-09	0.3%	
RHRによるクールダウン	4	3	5.20E-10	0.2%	3	3.60E-09	0.1%	3	3.50E-08	2.1%	
	5	4	1.20E-08	5.2%	4	8.70E-08	1.9%	4	1.40E-07	8.2%	
燃料交換前ミッドループ運転	5	5	2.90E-09	1.3%	5	2.90E-08	0.6%	5	5.40E-08	3.2%	
		6A	1.10E-09	0.5%	6A	2.50E-06	53.2%	6A	9.40E-08	5.5%	
		6AB	3.90E-08	17.0%	6AB	5.00E-07	10.6%	6AB	6.00E-08	3.5%	
		6B	9.00E-08	39.1%	6B	1.20E-06	25.5%	6B	1.20E-06	70.6%	
		7	3.00E-09	1.3%	7	7.00E-09	0.1%	7	8.40E-09	0.5%	
		<b>59.2%</b>		<b>90.0%</b>		<b>83.3%</b>					
燃料交換	6	8			8			8			
		<b>34.4%</b>		<b>7.7%</b>		<b>6.0%</b>					
燃料交換後ミッドループ運転	5	9	2.30E-09	1.0%	9	4.60E-09	0.1%	9	8.80E-10	0.1%	
		10A	2.90E-08	12.6%	10A	5.60E-08	1.2%	10A			
		10AB	2.90E-08	12.6%	10AB			10AB	6.90E-08	4.1%	
		10B	4.80E-09	2.1%	10B	1.80E-07	3.8%	10B	1.90E-08	1.1%	
		11	1.40E-08	6.1%	11	1.20E-07	2.6%	11	1.20E-08	0.7%	
RHRを伴うヒートアップ	5	12	5.00E-10	0.2%	12	2.20E-08	0.5%	12	2.90E-08	1.7%	
	4	13	1.70E-10	0.1%	13	2.00E-09	0.0%	13	2.80E-09	2.1%	
SGを伴うヒートアップ	3	14	8.10E-11	0.0%	14	2.10E-09	0.0%	14	9.20E-09	2.1%	
発電機併入	2	15	1.70E-09	0.7%	15	1.90E-10	0.0%	15	1.10E-10	0.0%	
炉心損傷頻度 (/炉年)		2.30E-07		4.72E-06		1.74E-06					

表 3.9 高浜 3、伊方 2 号炉におけるプラント運転状態別の炉心損傷頻度

操作手順	運転モード	高浜3号炉 (ドライ型3ループPWRプラント)		伊方2号炉 (ドライ型2ループPWRプラント)			
		POS		POS			
発電機解列	2	1	2.5E-11	0.0%	1	9.3E-12	0.0%
SGによる クールダウン	3	2	1.0E-08	0.4%	2	3.9E-09	0.3%
RHRによる クールダウン	4	3	3.5E-09	0.1%	3	1.5E-08	1.2%
	5	4	1.7E-08	0.6%	4	8.1E-08	6.3%
燃料交換前 ミッドループ 運転	5	5	3.2E-08	1.2%	5	1.5E-08	1.2%
		6A	2.2E-07	8.0%	6A	1.2E-08	1.0%
		6AB	5.1E-07	18.8%	6AB	6.1E-08	4.7%
		6B	1.4E-06	51.5%	6B	9.4E-07	73.5%
		7	6.6E-09	0.2%	7	7.5E-09	0.6%
		79.7%		81.0%			
燃料交換	6	8			8		
		17.5%		7.5%			
燃料交換後 ミッドループ 運転	5	9	3.8E-09	0.1%	9	8.6E-10	0.1%
		10A	2.3E-08	0.8%	10A		
		10AB	1.7E-07	6.3%	10AB	7.2E-08	5.5%
		10B	2.2E-07	8.2%	10B	1.5E-08	1.2%
		11	5.8E-08	2.1%	11	8.7E-09	0.7%
RHRを伴う ヒートアップ	5	12	6.1E-09	0.2%	12	1.6E-08	1.3%
	4	13	2.1E-08	0.8%	13	2.5E-08	2.0%
SGを伴う ヒートアップ	3	14	7.2E-09	0.3%	14	8.5E-09	0.7%
発電機併入	2	15	1.9E-10	0.0%	15	1.1E-10	0.0%
炉心損傷頻度 (/炉年)		2.7E-06		1.3E-06			

表 3.10 ドライ型 4 ループ PWR プラントにおける主要な事故シーケンス

順位	POS	No.	起因事象	シーケンス	CDF (/炉年)	(割合%)
1	6B	S05	RHRT1	RHR 回復失敗 + SG による冷却失敗 + F&B 失敗 (強制注入) + F&B 失敗 (重力注入)	$3.5 \times 10^{-8}$	(15.2%)
2	6B	S09	RHR2	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗 + SG による冷却失敗 + F&B 失敗 (強制注入) + F&B 失敗 (重力注入)	$3.3 \times 10^{-8}$	(14.4%)
3	6AB	S09	J&K LOCA	診断失敗 + F&B 失敗 (強制注入)	$1.5 \times 10^{-8}$	(6.7%)
4	6AB	S11	RHR2	診断失敗 + F&B 失敗 (強制注入)	$1.3 \times 10^{-8}$	(5.8%)
5	10A	S05	RHRT1	RHR 回復失敗 + SG による冷却失敗 + F&B 失敗 (強制注入) + F&B 失敗 (重力注入)	$1.2 \times 10^{-8}$	(5.0%)
6	10A	S09	RHR2	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗 + SG による冷却失敗 + F&B 失敗 (強制注入) + F&B 失敗 (重力注入)	$1.0 \times 10^{-8}$	(4.5%)
7	11	S09	J&K LOCA	診断失敗 + F&B 失敗 (強制注入)	$9.7 \times 10^{-9}$	(4.2%)
8	4	S09	J&K LOCA	診断失敗 + F&B 失敗 (強制注入)	$9.6 \times 10^{-9}$	(4.2%)
9	6B	S05	J&K LOCA	RHR 回復失敗 + SG による冷却失敗 + F&B 失敗 (強制注入) + F&B 失敗 (重力注入)	$9.5 \times 10^{-9}$	(4.1%)
10	10AB	S09	J&K LOCA	診断失敗 + F&B 失敗 (強制注入)	$9.2 \times 10^{-9}$	(4.0%)
					上位 10 シーケンス小計	$1.6 \times 10^{-7}$ (68.0%)
					合計	$2.3 \times 10^{-7}$

表 3.11 ドライ型 3 ループ PWR プラントにおける主要な事故シーケンス

順位	POS	No.	起因事象	シーケンス	CDF (/炉年)	(割合%)
1	6A2	LOCA1	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却不能 +F&B 失敗(強制注入)		$2.0 \times 10^{-6}$	(41.3%)
2	6B	LOCA1	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却不能 +F&B 失敗(強制注入)		$1.2 \times 10^{-6}$	(25.9%)
3	6AB	LOCA1	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却不能 +F&B 失敗(強制注入)+F&B 失敗(重力注入)		$4.7 \times 10^{-7}$	(9.9%)
4	6A1	LOCA1	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却不能 +F&B 失敗(強制注入)		$3.1 \times 10^{-7}$	(6.6%)
5	10B	LOCA1	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却不能 +F&B 失敗(強制注入)		$1.5 \times 10^{-7}$	(3.3%)
6	11	RHRT1	診断失敗		$8.7 \times 10^{-8}$	(1.9%)
7	6A1	RHRT1	診断失敗		$7.2 \times 10^{-8}$	(1.5%)
8	6A1	LOCA1	診断失敗		$5.3 \times 10^{-8}$	(1.1%)
9	4	LOSP	RHR 回復失敗+SG による冷却不能+F&B 失敗(強制注入) +AC 電源復旧失敗		$4.6 \times 10^{-8}$	(1.0%)
10	6A1	RHRT1	RHR 回復失敗+SG による冷却不能+F&B 失敗(強制注入)		$3.1 \times 10^{-8}$	(0.7%)
上位 10 シーケンス小計					$4.4 \times 10^{-6}$	(93.1%)
合計					$4.7 \times 10^{-6}$	

表 3.12 ドライ型 2 ループ PWR プラントにおける主要な事故シーケンス

順位	POS	No.	起因事象	シーケンス	CDF (/炉年)	(割合%)
1	6B		LOCA1	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却不能 +F&B 失敗(強制注入)	$7.1 \times 10^{-7}$	(41.1%)
2	6B		RHRT	RHR 回復失敗+SG による冷却不能+F&B 失敗(強制注入)	$2.7 \times 10^{-7}$	(15.6%)
3	4		LOSP	RHR 回復失敗+SG による冷却不能+F&B 失敗(強制注入) +AC 電源復旧失敗	$8.3 \times 10^{-8}$	(4.8%)
4	6A		LOCA1	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却不能 +F&B 失敗(強制注入)	$6.6 \times 10^{-7}$	(3.8%)
5	6B		LOSP	RHR 回復失敗+SG による冷却不能+F&B 失敗(強制注入) +AC 電源復旧失敗	$6.1 \times 10^{-8}$	(3.5%)
6	5		RHRT	RHR 回復失敗+SG による冷却不能+F&B 失敗(強制注入)	$4.0 \times 10^{-8}$	(2.3%)
7	6B		LOCA2	RHR 回復失敗+SG による冷却不能+F&B 失敗(強制注入)	$3.9 \times 10^{-8}$	(2.3%)
8	6B		LOCA1	診断失敗+充てん系による注入失敗	$3.3 \times 10^{-8}$	(1.9%)
9	6B		LOSP	診断失敗	$3.3 \times 10^{-8}$	(1.9%)
10	4		RHRT	RHR 回復失敗+SG による冷却不能+F&B 失敗(強制注入)	$3.1 \times 10^{-8}$	(1.8%)
上位 10 シーケンス小計					$1.4 \times 10^{-6}$	(79.1%)
合計					$1.7 \times 10^{-6}$	

表 3.13 高浜 3 号炉(ドライ型 3 ループ PWR プラント)における主要な事故シーケンス

順位	POS	No.	起因事象	シーケンス	CDF (/炉年)	(割合%)
1	6B		LOCA1	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却不能 +F&B 失敗(強制注入)	$1.4 \times 10^{-6}$	(51.1%)
2	6AB		LOCA1	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却不能 +F&B 失敗(強制注入)+F&B 失敗(重力注入)	$4.7 \times 10^{-7}$	(17.3%)
3	10B		RHRT1	RHR 回復失敗+SG による冷却不能 +F&B 失敗(強制注入)	$8.4 \times 10^{-8}$	(3.1%)
4	6A1		RHRT1	診断失敗	$8.1 \times 10^{-8}$	(3.0%)
5	10AB		RHRT1	RHR 回復失敗+SG による冷却不能 +F&B 失敗(強制注入)	$6.6 \times 10^{-8}$	(2.4%)
6	10B		LOCA1	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却不能 +F&B 失敗(強制注入)	$5.4 \times 10^{-8}$	(2.0%)
7	10B		LOCA1	RHR 回復失敗+SG による冷却不能 +F&B 失敗(強制注入)	$5.3 \times 10^{-8}$	(1.9%)
8	6A1		LOCA1	診断失敗	$4.8 \times 10^{-8}$	(1.8%)
9	10AB		LOCA1	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却不能 +F&B 失敗(強制注入)	$4.1 \times 10^{-8}$	(1.5%)
10	10AB		LOCA1	RHR 回復失敗+SG による冷却不能 +F&B 失敗(強制注入)	$4.0 \times 10^{-8}$	(1.5%)
上位 10 シーケンス小計					$2.3 \times 10^{-6}$	(85.7%)
合計					$2.7 \times 10^{-6}$	

表 3.14 伊方 2 号炉(ドライ型 2 ループ PWR プラント)における主要な事故シーケンス

順位	POS	No.	起因事象	シーケンス	CDF	
					(/炉年)	(割合%)
1	6B		LOCA1	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却不能 +F&B 失敗(強制注入)	$6.6 \times 10^{-7}$	(51.7%)
2	6B		RHRT	RHR 回復失敗+SG による冷却不能 +F&B 失敗(強制注入)	$1.4 \times 10^{-7}$	(11.0%)
3	4		RHRT	RHR 回復失敗+SG による冷却不能 +F&B 失敗(強制注入)	$5.0 \times 10^{-8}$	(3.9%)
4	6B		LOSP	診断失敗	$3.9 \times 10^{-8}$	(3.0%)
5	6B		LOCA1	診断失敗	$3.1 \times 10^{-8}$	(2.4%)
6	6B		LOCA2	CCWSA トレイン保修時の B トレイン故障による CCWS 全喪失	$2.9 \times 10^{-8}$	(2.4%)
7	10AB		LOSP	診断失敗	$2.8 \times 10^{-8}$	(2.2%)
8	10AB		LOCA1	診断失敗	$2.3 \times 10^{-8}$	(1.8%)
9	6AB		LOSP	診断失敗	$1.8 \times 10^{-8}$	(1.4%)
10	6B		LOCA2	診断失敗	$1.7 \times 10^{-8}$	(1.3%)
上位 10 シーケンス小計					$1.0 \times 10^{-6}$	(81.0%)
合計					$1.3 \times 10^{-6}$	

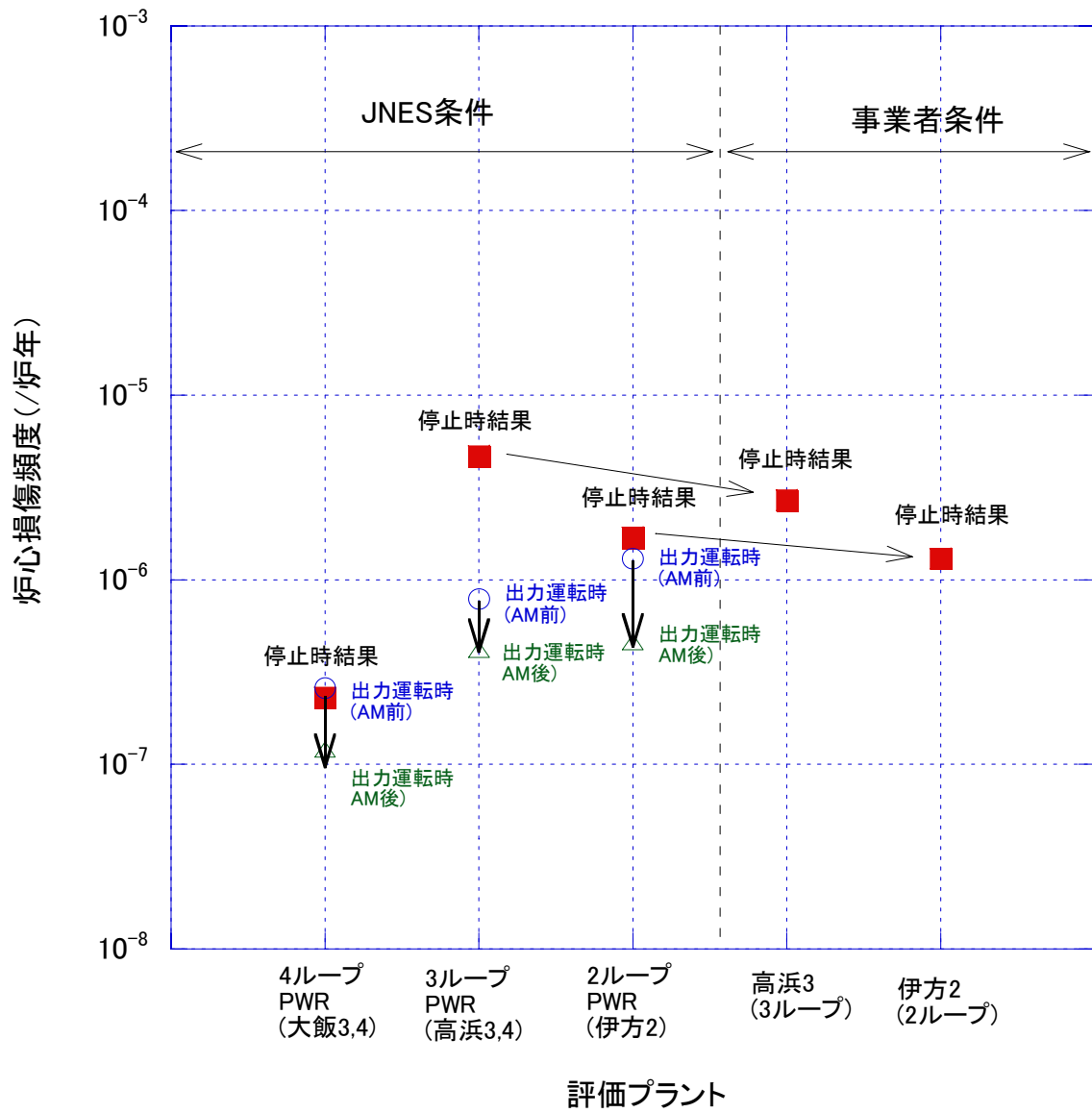


図 3.1 停止時 PSA の炉心損傷頻度結果 (PWR)

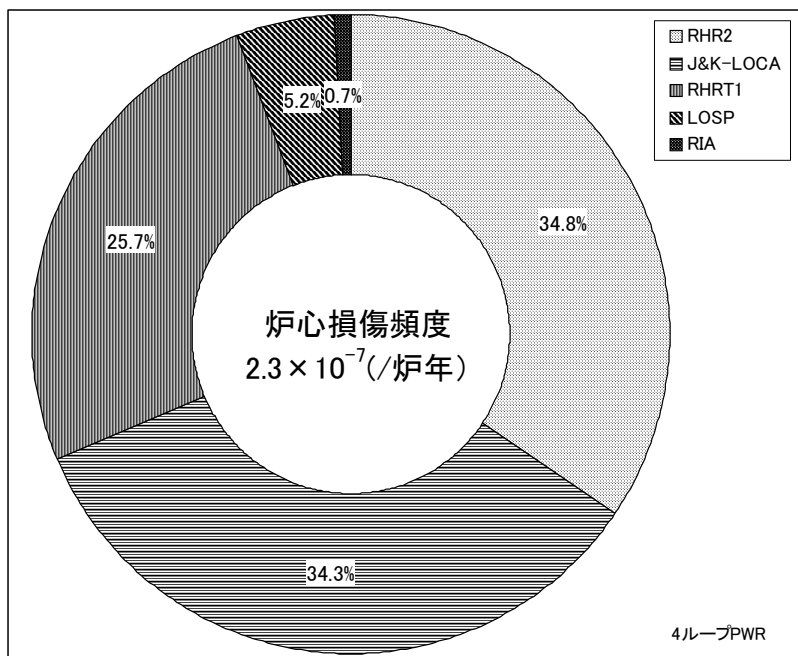


図 3.2 起因事象別の炉心損傷頻度への寄与割合  
(ドライ型 4 ループ PWR プラント)

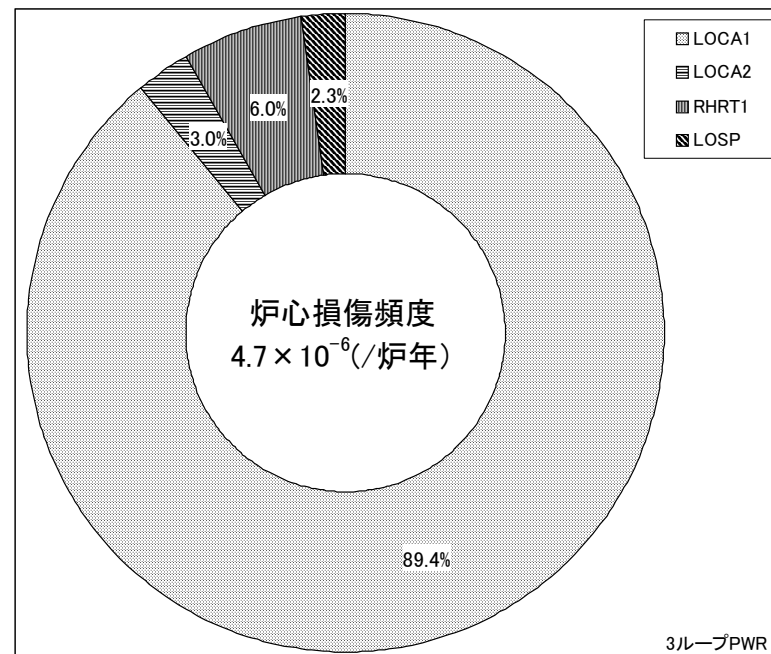


図 3.3 起因事象別の炉心損傷頻度への寄与割合  
(ドライ型 3 ループ PWR プラント)

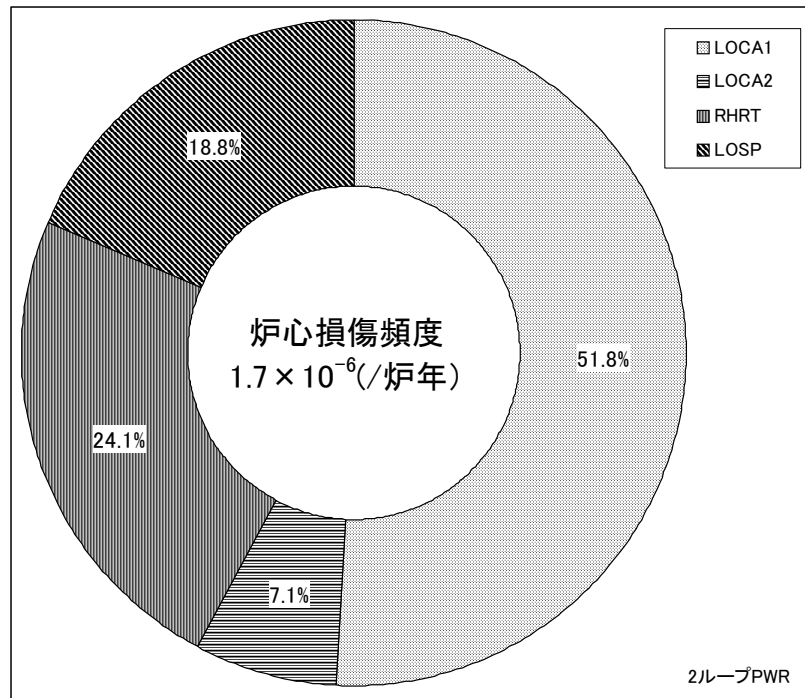


図 3.4 起因事象別の炉心損傷頻度への寄与割合  
(ドライ型 2 ループ PWR プラント)

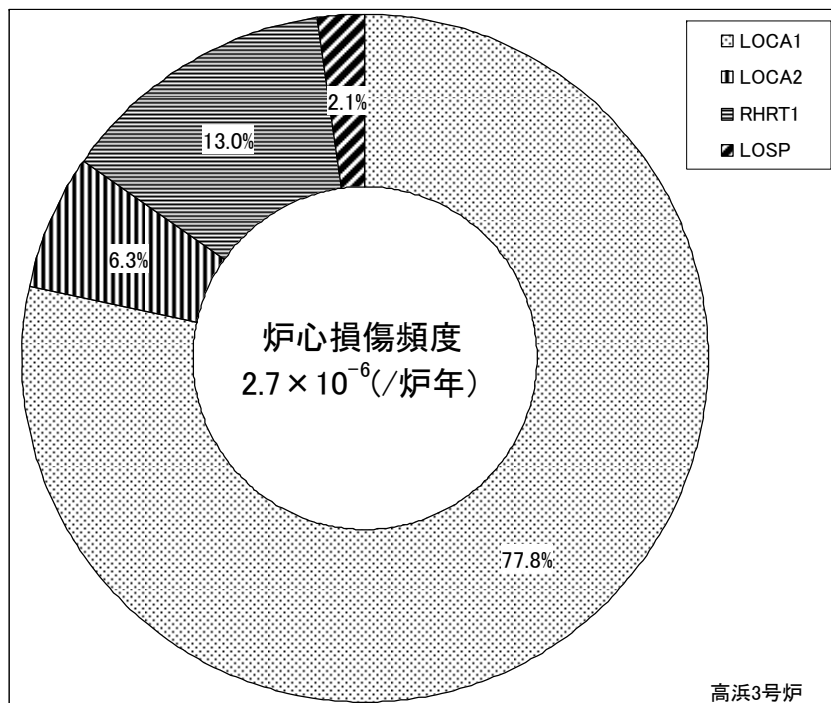


図 3.5 起因事象別の炉心損傷頻度への寄与割合  
(高浜 3 号炉：事業者解析条件反映)

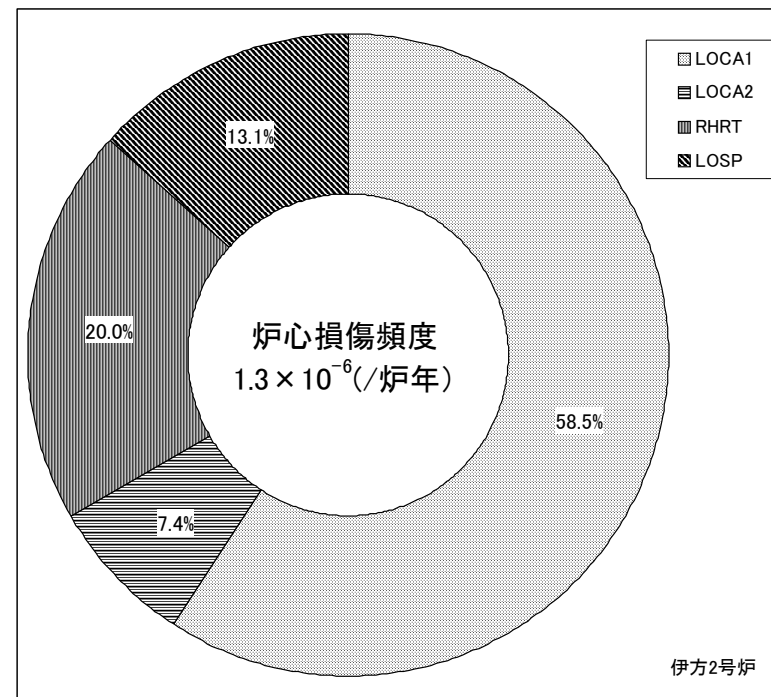


図 3.6 起因事象別の炉心損傷頻度への寄与割合  
(伊方 2 号炉：事業者解析条件反映)

プラント状態	発電機解列	高温停止状態	RHR運転(1)		RHR運転(2)					原子炉上部キャビティ満水	燃料取り出し状態	原子炉上部キャビティ満水	RHR運転(3)					RHR運転(4)	RCS漏えい試験	RHR運転(5)	高温停止状態	発電機併入	
運転モード	2	3	4	5					6			5					4		5	3	2		
JNES POS#	1	2	3	4	5	6A	6AB	6B	7	8			9	10A	10AB	10B	11	12	13	14	15		
原子炉本体	[斜線]		原子炉容器開放							燃料取出	燃料装荷	原子炉容器組み立て、原子炉冷却材圧力バウンダリ漏えい検査									起動準備	[斜線]	
原子炉冷却系統設備	クリティカルパス		蒸気発生器伝熱管渦電流探傷検査							一次系弁・ポンプ点検													調整運転
原子炉格納施設	格納容器開放 (CVバージ)																					原子炉格納容器漏えい率検査	
計測制御系統設備													計測制御系統設備機器点検										
燃料設備			燃料設備機器点検																				
放射線管理設備													放射線管理設備機器点検										
廃棄設備													廃棄設備機器点検										
非常用予備発電装置													非常用予備発電装置機器										
蒸気タービン			タービン開放点検手入れ										オイルフラッシング										
一次冷却材保有量 (水位)	一次冷却系満水		RHRミッドループ運転							原子炉上部キャビティ満水			タービン組立							RHRミッドループ運転			一次冷却系満水

図 3.7 各PWR代表プラントにおける定期検査工程 (1/4)

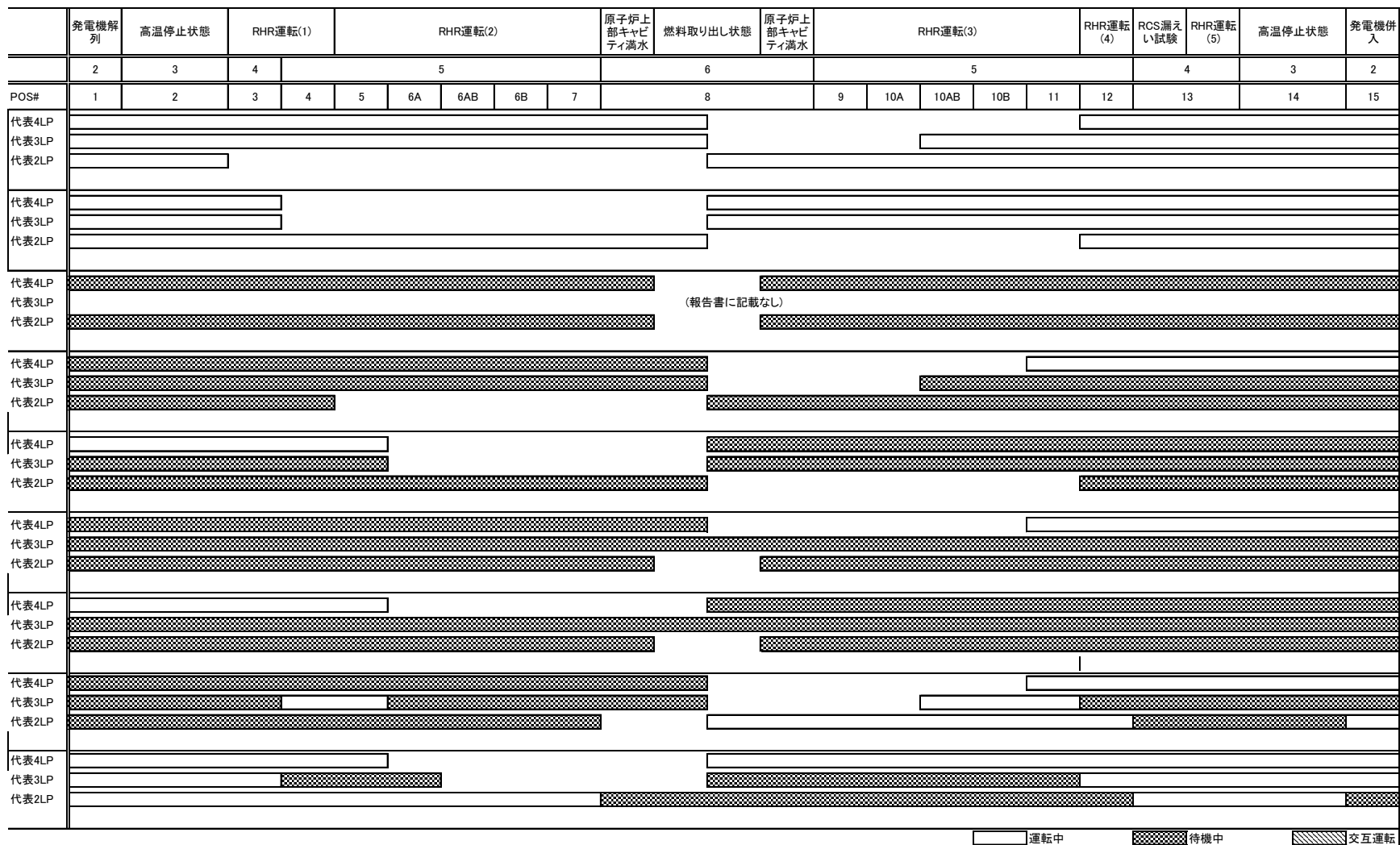


図 3.7 各PWR代表プラントにおける定期検査工程 (2/4)

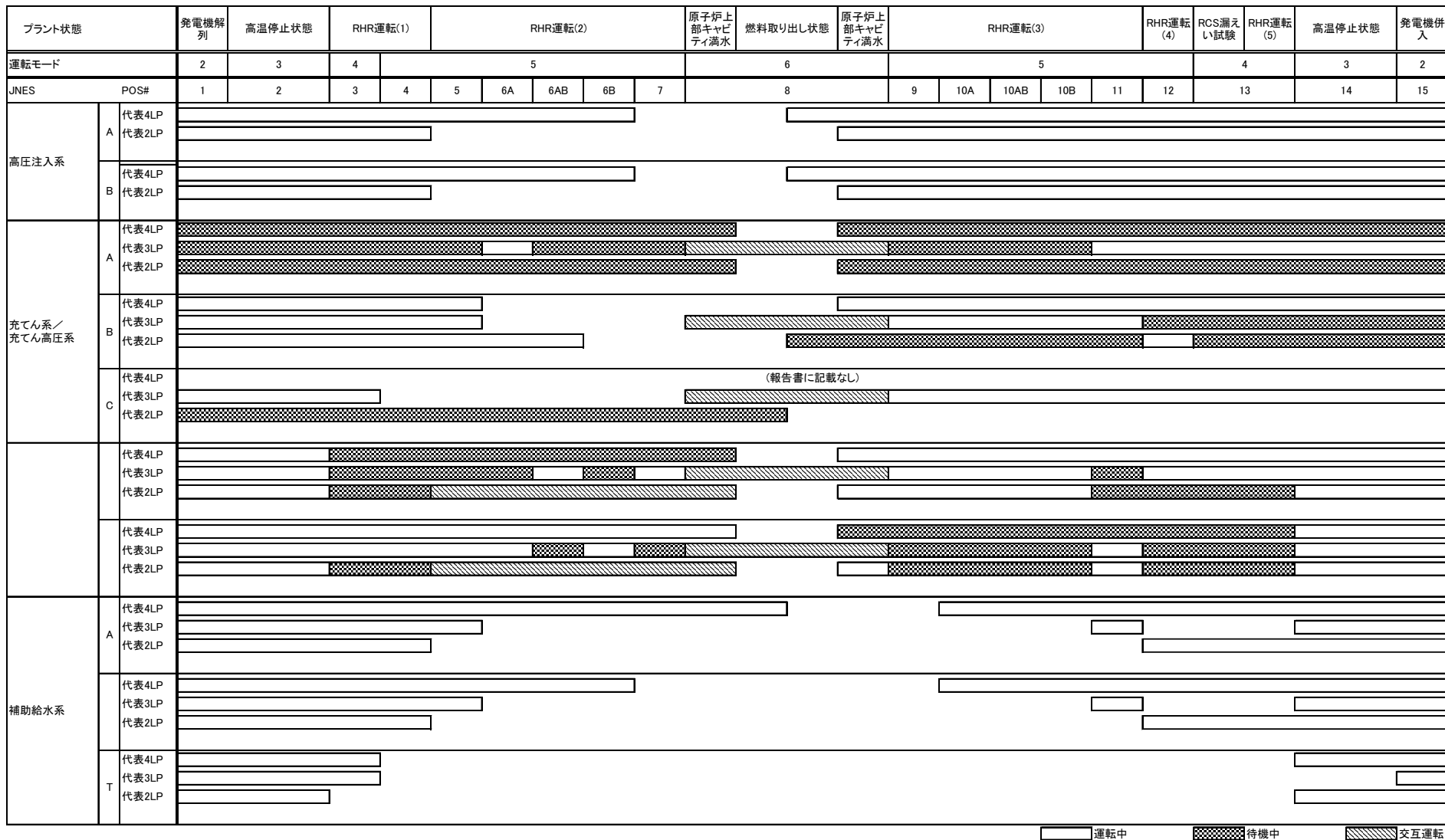


図 3.7 各PWR代表プラントにおける定期検査工程 (3/4)

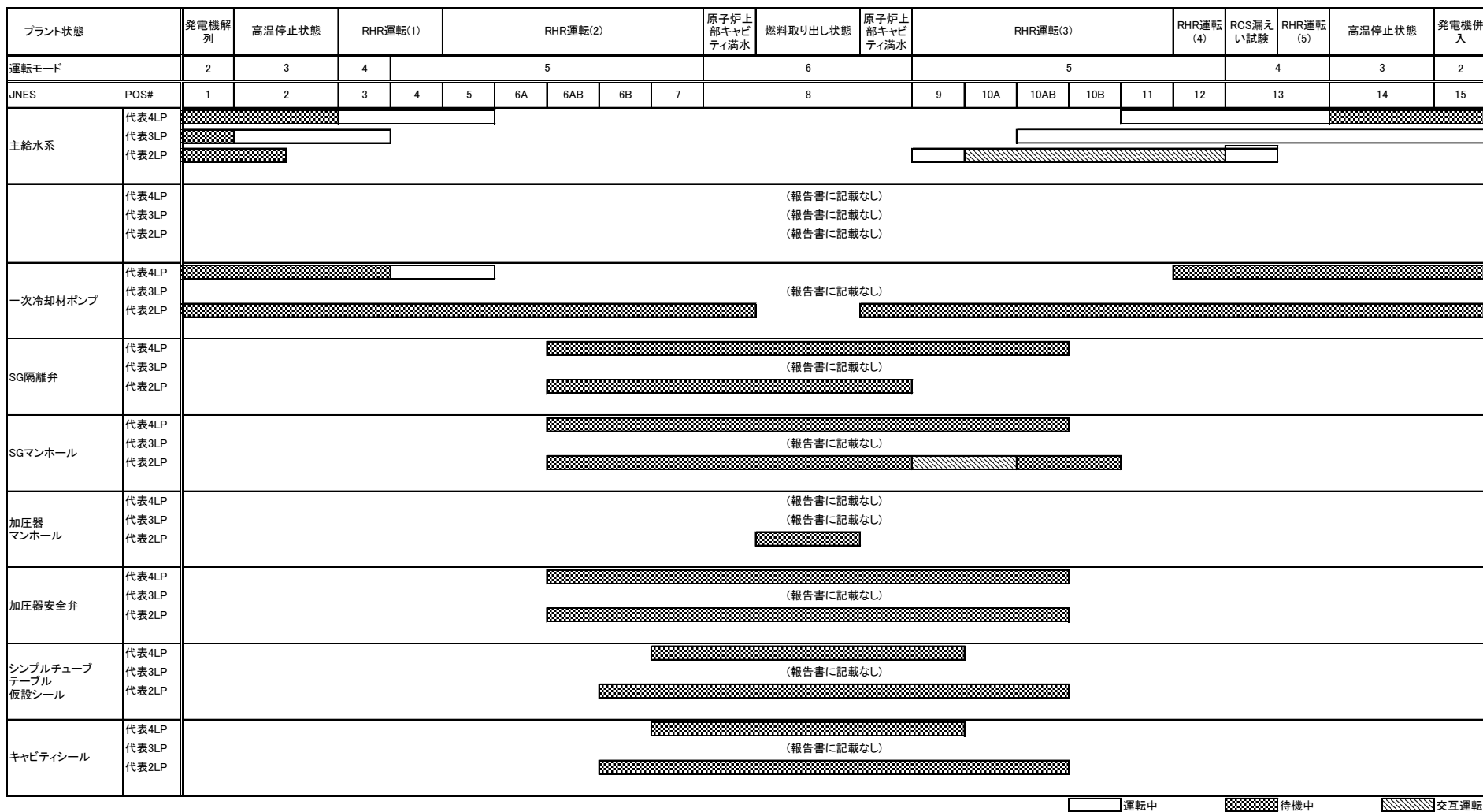


図 3.7 各PWR代表プラントにおける定期検査工程 (4/4)

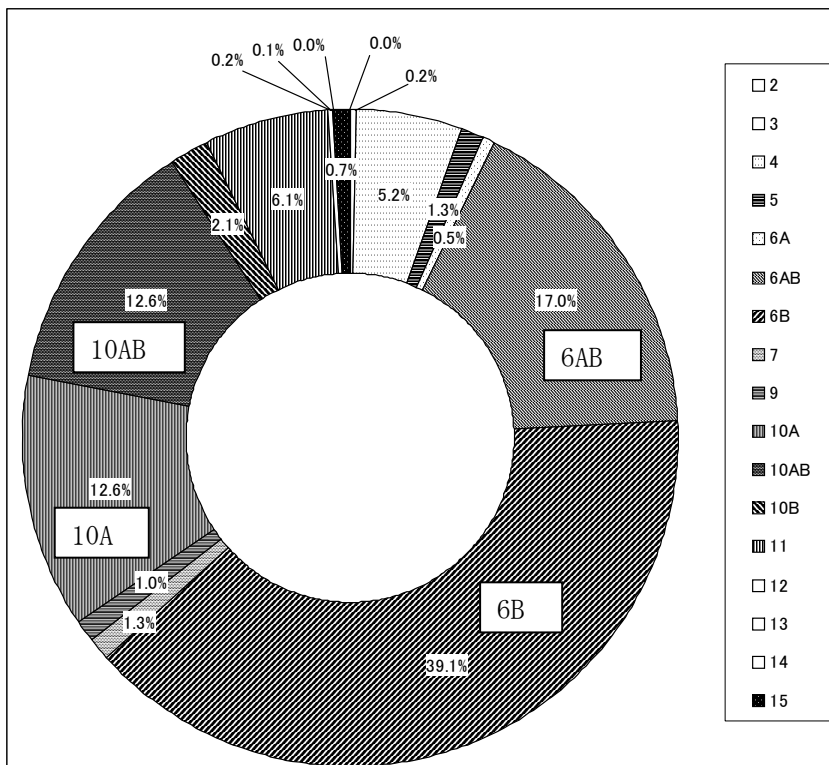


図 3.8 ドライ型 4 ループ PWR プラントの POS 別の炉心損傷頻度割合

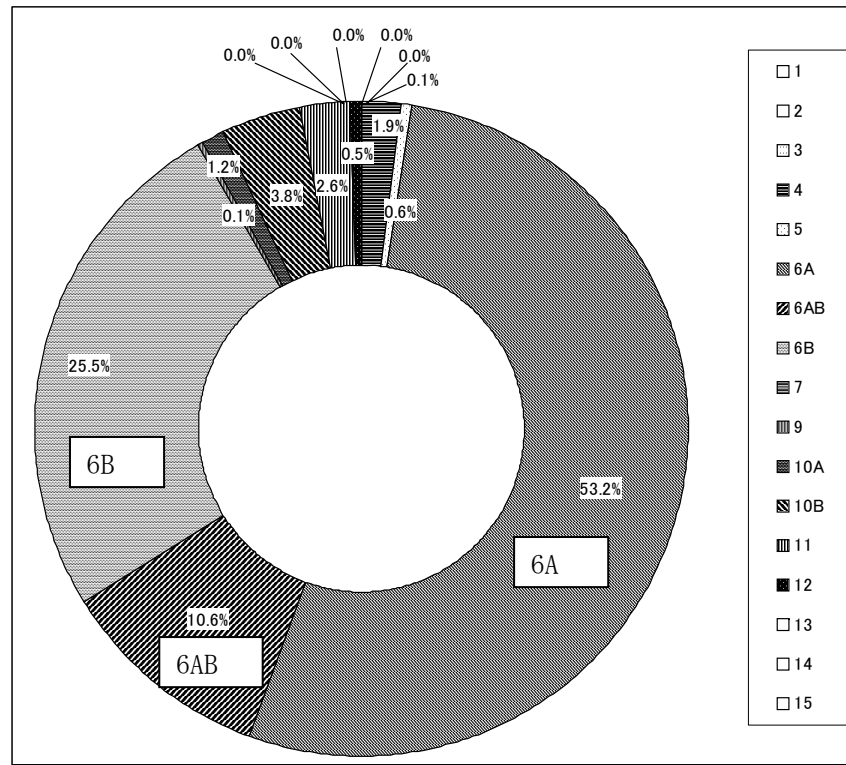


図 3.9 ドライ型 3 ループ PWR プラントの POS 別の炉心損傷頻度割合

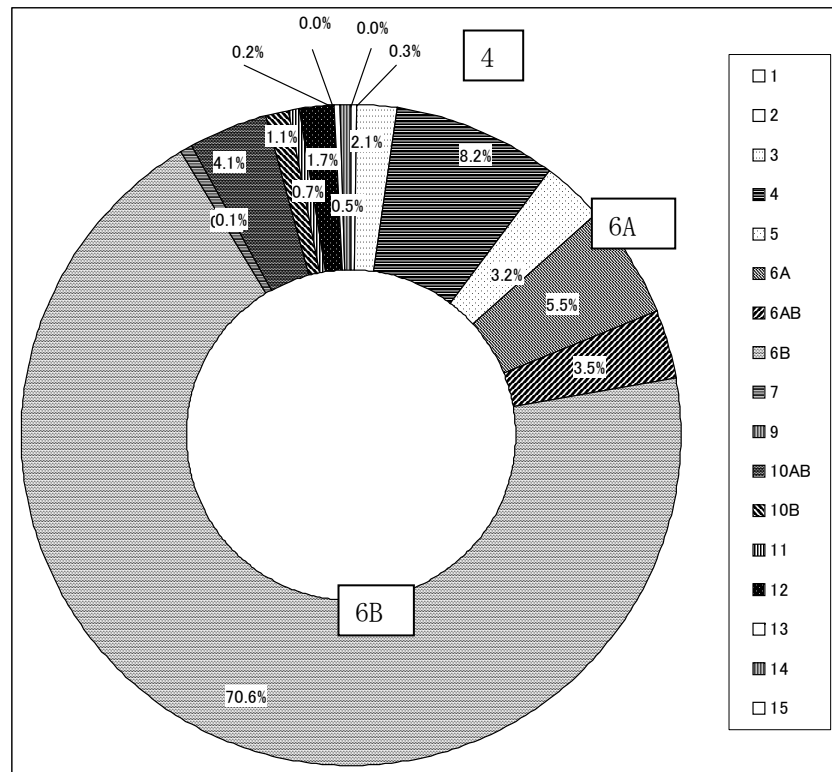


図 3.10 ドライ型2ループPWRプラントのPOS別の炉心損傷頻度割合

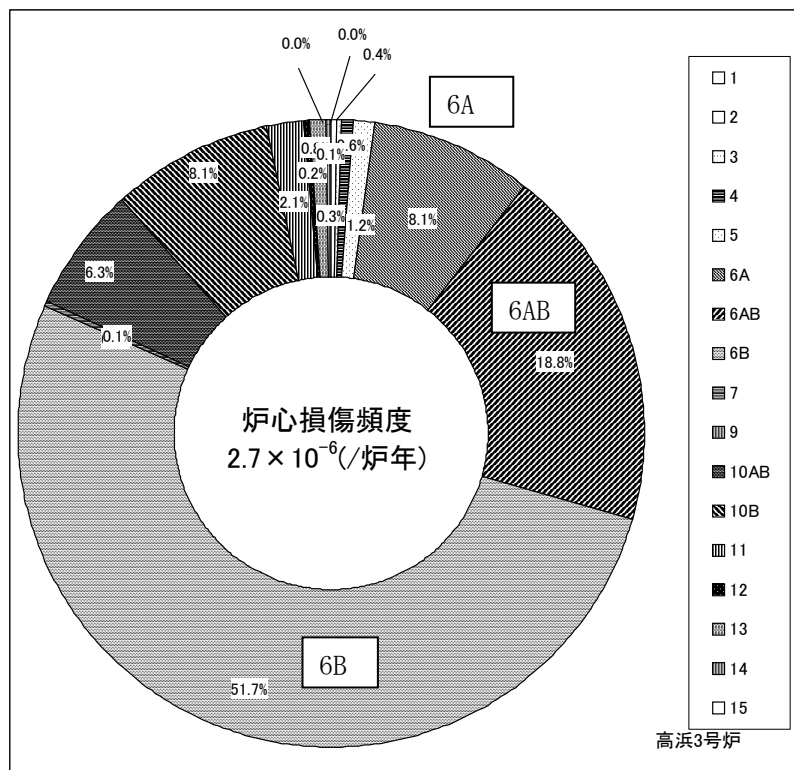


図 3.11 高浜 3 号炉の POS 別の炉心損傷頻度割合  
(事業者解析条件反映)

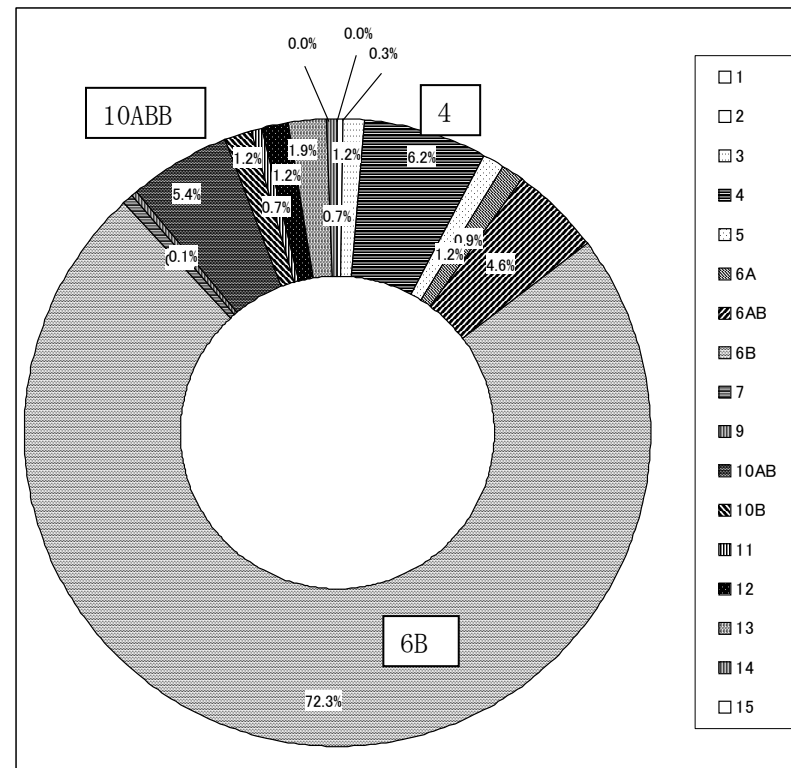


図 3.12 伊方 2 号炉の POS 別の炉心損傷頻度割合  
(事業者解析条件反映)

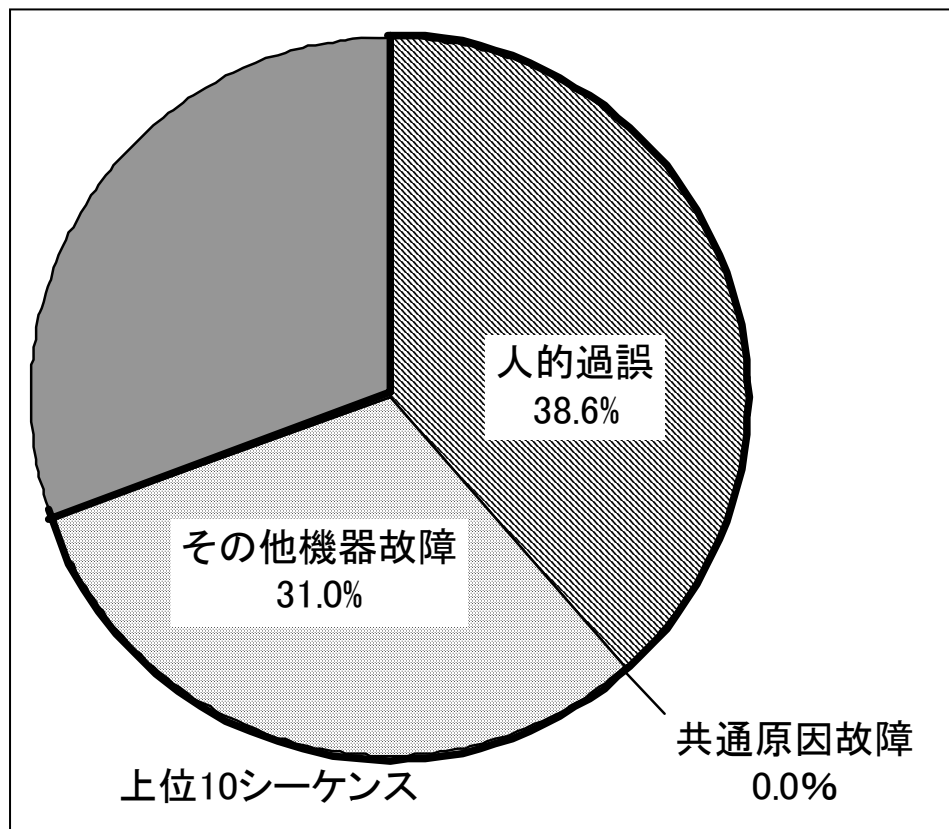


図 3.13 ドライ型4ループPWRプラントの炉心損傷クラス別の炉心損傷頻度割合

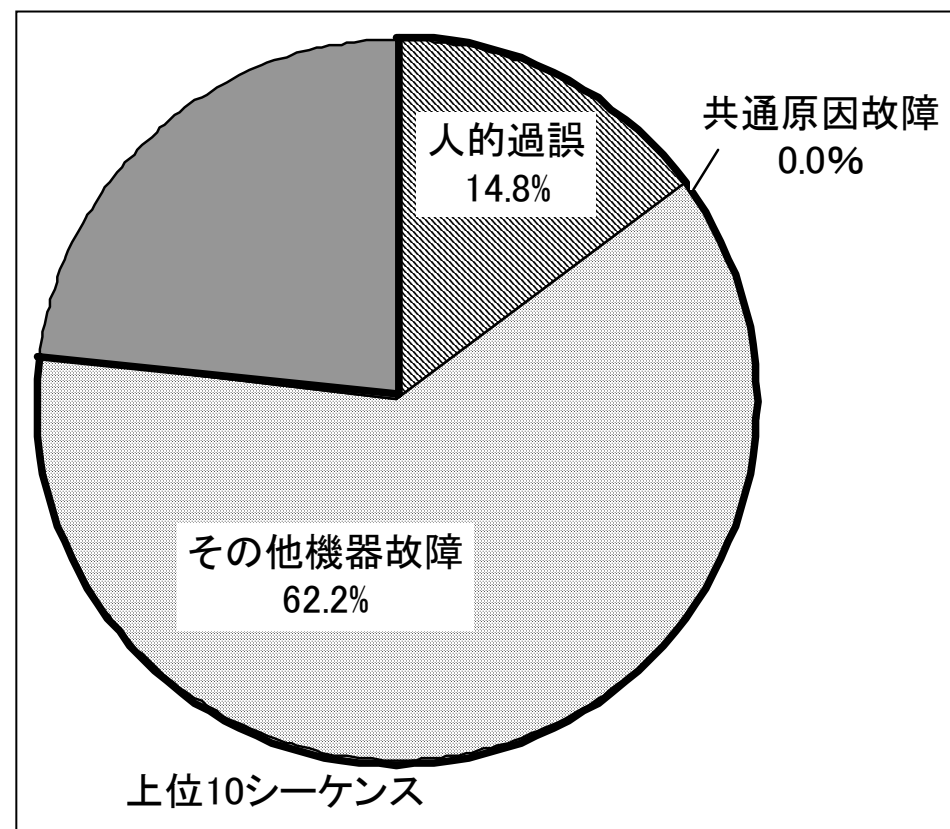


図 3.14 伊方2号炉の炉心損傷クラス別の炉心損傷頻度割合  
(事業者解析条件反映)

## 4. 国内外の停止時評価の調査

### 4.1 国内プラントにおける停止時安全確保対策

国内プラントにおける停止安全確保に対しては、関西電力株式会社「事業者におけるリスク情報の活用に関する取組みについて」<sup>(16)</sup>を参考に、停止時における炉心損傷頻度を低減するための安全確保対策案を抽出した。

その結果、図 4.1 に示すように停止時における炉心損傷頻度の低減策としては、手順書の見直しを中心であるが判明した。具体的な内容を以下に示す。

- (1) 手順書を見直し、運用を変更することで、重力注入による F&B やリフラックスクーリングのような、炉心損傷に支配的な要因を緩和する対策を適用可能とする。
- (2) 手順書の見直しにより、炉心損傷頻度の観点から支配的な運転モードの滞在時間を短縮することで、起因事象発生頻度の低減を図る。

### 4.2 海外における停止時評価

海外における停止時内の事象 PSA、停止時において海外で実施されている安全確保対策(アクシデントマネジメント策を含む)及び停止時の規制方針等に関し調査を行い整理した。調査した文献で炉心損傷及びアクシデントマネジメントに関する記載があった文献を表 4.1 に示す。

#### (1) NEA/CSNI/R(2005)11/VoL.1<sup>(17)</sup>

Improving Low Power and Shutdown PSA Methods and Data to Permit Better Risk Comparison and Trade-off Decision-making Volume 1:Summary Report (リスク比較及び判断のための低出力/停止時の PSA 手法及びデータの開発：概要)

##### a. 主な内容

OECD/NEA 参加各国の停止時 PSA の現状をまとめたものである。この結果を表 4.2 に示す。大半の国がレベル 1PSA の範囲に留まっており、レベル 3PSA まで実施しているのは、南アフリカ、米国である。停止時内の事象は各国とも実施している。カナダ、チェコ共和国、イタリア、米国は停止時火災事象を、またカナダ、チェコ共和国、イタリアは停止時溢水事象も解析している。

PWR のレベル 1PSA の炉心損傷頻度 (CDF) は、 $1.7 \times 10^{-6}$ /年(韓国：KSNP 1000MW ミドループ運転時)～ $1.6 \times 10^{-5}$ /年 (フランス：PWR 標準 900MWe) である。これに対して、BWR のレベル 1PSA の炉心損傷頻度 (CDF) は、 $1.5 \times 10^{-6}$ /年 (台湾：BWR4)～ $3.0 \times 10^{-5}$ /年 (台湾：BWR6) になっており、PWR と BWR における炉心損傷頻度 (CDF) は、ほぼ同じオーダーである。

また、レベル 2PSA による大規模放出頻度(LERF)は、南アフリカ共和国 (900MWe PWR) の結果のみが  $4.9 \times 10^{-8}$ /年と報告されている。

その他、レベル 3PSA による放射線被害の死亡リスクは、米国 (Grand Gulf : BWR Mark3) で早期致死リスクが  $1.4 \times 10^{-8}$ /年、晩発性がんリスクが  $3.8 \times 10^{-3}$ /年、米国 (Surry : 3 ループ PWR) で早期致死リスクが  $1.6 \times 10^{-7}$ /年、晩発性がんリスクが  $5.5 \times 10^{-2}$ /年と記載されている。

## (2) CSNI/R (1997) <sup>(18)</sup>

A Compendium of Practices on Safety Improvements in Low Power and Shutdown Operating Modes (低出力及び停止時における安全性の改良に関する概要)

### a. 主な内容

OECD 加盟国の停止時および低出力時 (SLP:Shutdown and Low Power) PSA の実施状況について、OECD-NEA のタスクフォースがまとめた結果である。

停止時運転モードとプラント運転状態や起因事象、起因事象のスクリーニングプロセス、事象進展シナリオのモデル化、人間の判断・操作等関与、依存性の取り扱い、プラント損傷状態、事故シナリオの定量化、低出力時 PSA の利用状況について、各国の状況がまとめられている。

評価結果に関する各国の報告は以下の通りとなっている。

- ① ベルギー：全炉心損傷頻度の 24% から 35% を低出力時 PSA が占める。
- ② スイス：炉心損傷頻度に対する寄与の観点から見た最も重要な起因事象は、RHR1 系統待機中に運転中の RHR 系統が機能喪失する事象である。その次に重要な起因事象は、内部火災となっている。
- ③ 日本：110MWPWR ではミドループ時の RHR 喪失が CDF の 90% を、100MW BWR では LOCA を起因事象とするシーケンスが全体の 60% を占めている。
- ④ 他国については、具体的な記載はない。
- ⑤ 尚、5 章において「停止時および低出力時の安全性向上策」がまとめられている。この結果を表 4.3 に示す。

### (3) NUREG-1449<sup>(19)</sup>

Shutdown and Low-Power Operation at Commercial Nuclear Power Plants in the United States (米国の商用原子炉における停止時及び低出力時の運転)

#### a. 主な内容

NRC スタッフによる米国商用原子炉の停止時および低出力時に関連する作業経験、停止時・低出力時作業の確率論的リスク評価が記載されている報告書である。評価項目は、以下である。

- ・ 停止時および低出力時の運転経験
- ・ 停止時および低出力時の PSA
- ・ 停止時および低出力時の停止時計画と実施内容

また、主な調査結果や結論を含め、停止時・低出力時作業に関する、いくつかの技術問題についてのスタッフの評価も記載されている。

以下の項目に対して、炉心損傷の記述がある。

#### ① ion(NSAC-84):

停止時炉心損傷頻度は  $1.8 \times 10^{-5}$ /炉年。炉心水位を下げる操作に係るシーケンスが全体 61%を占め、運転員によるその操作の失敗が 44%を占める。また、炉心冷却機能の回復操作失敗は、停止時の全炉心損傷頻度の 56%を占める。RHR 冷却機能喪失起因事象が 56%、LOCA は 6%である。

#### ② Generic Issue 99(NUREG/CR-5015):

停止時炉心損傷頻度は  $5.2 \times 10^{-5}$ /炉年。RHR 喪失が 82%、外部電源喪失が 10%、LOCA が 8%である。

#### ③ Seabrook PRA:

停止時炉心損傷頻度が  $4.5 \times 10^{-5}$ /炉年であるのに対して、出力時炉心損傷頻度は  $1.1 \times 10^{-4}$ /炉年。RHR 機能喪失が 82%。RCS のイベントリ喪失または部分的な排水時が 71%。LOCA は炉心損傷頻度では 18%を占めるだけだが、早期健康リスクでは支配要因となっている。RCS が満水時にはハッチが完全に閉じている必要がないことから、この時に LOCA が発生すると、運転員は短時間で炉心冷却を行わなければならないことが原因である。この研究から、格納容器内を無人にする前にハッチが完全に閉じている必要があることが明らかになった。

#### (4) PSAM5 <sup>(20)</sup>

##### Perspectives on Shutdown and Low Power Risk SAND99-3114C

(停止時及び低出力時におけるリスクの展望)

#### a. 主な内容

1980年代後半から1990年代前半にかけて、Diablo CanyonでのRHR喪失事象(1987)、Vogtleのミッドループ運転中の交流電源とRHR機能の喪失(1990)、Wolf Creekでの過剰ドレイン事象(1994)などの事象を通じて、停止時及び低出力時(LPSD:Low Power and Shut-Down)のリスクに対して、NRC及び事業者は注意を払うようになった。

結果として、LPSDのPSAを実施し、以下の結論が得られた。

- ・ 潜在的に重要なLPSD事象は今後も発生し続けるだろう。
- ・ LPSDのリスクは、出力時相当に達する場合もありうる。

産業界はLPSDリスクを評価するためのツールを開発したが、リスク情報を活用した規制に利用するためには各種資源に制約がある。

炉心損傷及び大規模放出頻度に関する部分をまとめたもの表4.4に示す。

#### (5) PSAM6 <sup>(21)</sup>

##### Probabilistic Safety Analysis for a Modern 1300MWe Pressurized Water Reactor under Low Power and Shutdown Conditions

(低出力時及び停止時における1300MWe PWRの確率論的安全解析)

#### a. 主な内容

GRSは、低出力状態及び停止時のレベル1 PSAと定格出力運転時のレベル2 PSAを含むPWRのための包括的なPSAを発表した。

参照プラントは、1365MWe級のGermein Schafts-Kernkraftwor NeeKerのUnit IIである。炉心損傷に寄与する起因事象の分析は、停止時及び低出力時に限定している。

炉心損傷に関する部分をまとめたものを表4.5に示す。

#### (6) PSAM6 <sup>(22)</sup>

Probabilistic Safety Assessment of the French PWR 900MWe Series Results and Insights  
 (フランス 900MWe PWR シリーズの確率論的安全評価の結果と考察)

a. 主な内容

ISPN は 900MWe 級 PWR プラントに設計変更や運転変更が行われる度に、最新のデータへのアップデートを行うと共に、最新の PSA 技術の導入を行ってきた。その結果、当初の PSA では詳細に分析されなかった重要なシーケンス（過圧状態での冷却、インターフェイス LOCA、排気系の機能喪失、不注意な希釈）などが着目されるようになった。これらの新しい重要な事象シーケンスに対処するために、非常時操作手順と設計の改良が、フランスのプラントで実装された。

停止時 PSA に関する部分では、RHR 系の起動から、燃料交換の事象シーケンス分析を対象としている。結果として、4つの主要なシーケンス（最終的なヒートシンクか RHRS の喪失、電力供給の全喪失、不注意な希釈、一次冷却材喪失事象）に関連がある。

プラントの運転手順書、技術仕様書、熱水力計算、停止期間中の過去の記録から、プラント状態は下表の 9 つに分類される。

名前	定義	期間(h)	分類
AN1	中間停止 - 2 フェーズ(RHRS 接続)	78	PCS 閉
AN2	中間停止 - Water Solid	24	
AN3	通常低温停止	110	
API1	通常低温停止(PCS 閉、減圧)	5	
API2	通常低温停止(PCS 小開)	65	PCS 小開
API3.1	通常低温停止(PCS 大開)	132	PCS 大開
API3.2	通常低温停止(PCS 大開-交換前ミッドループ運転)	1	
AR	燃料交換	155	
RD	炉心未装荷	630	

① 低温過圧シーケンス

一次系を閉鎖し一次系の温度が 100°C以下の低温時に、RHRS の破断が生じた場合には操作手順により RHRS の隔離が実施される。この状態では、蒸気発生器は利用できないの

で、一次系の温度が低いにも関わらず、熱除去ができないため、RCS の再加圧が始まり、早急な原子炉冷却が必要なシーケンスである。

詳細な PSA 解析の結果、手順書を見直し、加圧器安全弁を設置することとなった。

## ② 炉心損傷シーケンス

初期の PSA で改善されたのは、一次系が開放されている状態の時に、RHRS の機能喪失又は LOCA が発生した場合に、自動メーキャップ系の改良である。

他の不注意な希釈に関しては、規制当局と事業者での対策が話し合われている最中である。

## (7) PSA2002 <sup>(23)</sup>

### Insights from an All-Modes PSA at Seabrook Stations

(シーブルック発電所の全モード PSA からの考察)

#### a. 主な内容

シーブルック発電所を対象に、全ての運転モードを対象としたレベル 1 PSA を実施、その結果について考察した論文である。

結果は、出力時である運転モード 1 とモード 2 が全体の 3 分の 2 のリスクを占め、残りの 3 分の 1 は運転モード 3 から 6 の低出力時および停止時が占めていることがわかった。

また、感度解析結果から、

- 1) 小さな手順の変更により、停止時のリスクを 30% 低減できる。
- 2) プラントの系統変更時のリスクが大きいことから、メンテナンスを行わないと、リスクは約半分になる。
- 3) 燃料交換に要する時間を 25 日から 50 日にすると、若干だが、リスクが増加する  
と言う興味深い結果が得られた。

炉心損傷に関しては表 4.6 に示す。

表 4.1 調査した海外文献

No.	タイトル	発行
1	NEA/CSNI/R(2005)11/Vol.1 Improving Low Power and Shutdown PSA Methods and Data to Permit Better Risk Comparison and Trade-off Decision-making Volume 1:Summary Report	2005 年
2	CSNI/R (1997) A Compendium of Practices on Safety Improvements in Low Power and Shutdown Operating Modes	1998 年
3	NUREG-1449 Shutdown and Low-Power Operation at Commercial Nuclear Power Plants in the United States	1994 年
4	PSAM5 Perspectives on Shutdown and Low Power Risk SAND99-3114C	2000 年
5	PSAM6 Probabilistic Safety Analysis for a Modern 1300MWe Pressurized Water Reactor under Low Power and Shutdown Conditions	2002 年
6	PSAM6 Probabilistic Safety Assessment of the French PWR 900MWe Series Results and Insights	2002 年
7	PSA2002 Insights from an All-Modes PSA at Seabrook Station	2002 年

表 4.2 各国の PSA 現状まとめ(1/4)

国	プラント	タイプ	PRA実施	範囲						モデル化された 運転状態	使用された 方法、アプ ローチ	CDF	放出確率	早期、潜 在健康 影響	備考
				レベル	内部	浸水	火災	地震	その他						
カナダ	代表的 CANDU6 (700MWe)	2ループ加圧 重水設計 (AECL)	1995 現在、見直 中	1	実施	実施	実施	未実施	未実施	通常出力& 低出力(3つ の主要な炉 停止状態)	ET/FT	TBD	回答無し	回答無し	
チェコ共和国	Dukovany (4ユニット)	VVER 440/V213	1997- 1998	1	実施	実施	実施	未実施	燃料交 換プール	55%出力以 下の全て	small ET Large FT	TBD	回答無し	回答無し	予備的な結果の み。定量化は未 完。
フランス	標準 900MWe	PWR(フランス)	1990	1	実施	未実施	未実施	未実施	未実施	全て	ET/FT	1.60E-05	回答無し	回答無し	見直しが進行中
ドイツ	Neckarwest heim2号機	PWR Konvoi- Type	2000	1	実施	未実施	未実施	未実施	未実施	13 POS	small ET Large FT	2.5E-6(停 止時炉心 冷却) 3.5E-8(停 止時-ボロ ン無し)	回答無し	回答無し	停止時はAM策と 修理は考慮せず。 SDS(ボロン無し)は RHRの喪失後、蒸 発-凝縮によるボロ ンを含まない冷却 材の形成を考慮。
ハンガリー	Paks2	VVER 440/V213	1997 1999見直し	1	実施	未実施	未実施	未実施	未実施	一台タービン 駆動、ある いは、タービン 駆動無しの 全て(24 POS)	POS特有 のメインテナ ンス実行不可 能性を考慮 したET/FT	3.50E-05	回答無し	回答無し	計画燃料交換に対 する年CDF
イタリア	SBWR	単純化 BWR(USA)	1991	1	実施	未実施	未実施	実施	未実施	通常出力か ら低出力時 まで	ET/FT	提出無し	回答無し	回答無し	GEとの共同研究
イタリア	AP600	Advanced PWR/W	1996	3	実施	実施	実施	未実施	未実施	通常出力か ら低出力時 まで	ET/FT	提出無し	提出無し	提出無し	NRCとの設計に対 する共同研究

表 4.2 各国の PSA 現状まとめ(2/4)

国	プラント	タイプ	PRA実施	範囲						モデル化された 運転状態	使用された 方法、アプロー チ	CDF	放出確率	早期、潜 在健康 影響	備考
				レベル	内部	浸水	火災	地震	その他						
日本	代表的 1100MWe BWR	BWR/GE BWR5	1994 1998:見直	1	実施	未実施	未実施	未実施	未実施	全て(7POS)	ET/FT THERP	1.0E-7/Ry	回答無し	回答無し	
日本	代表的 1100MWe PWR	PWR/W 4ループ	1994 1998:見直	1	実施	未実施	未実施	未実施	未実施	全て (19POS)	ET/FT THERP	1.3E-6/Ry	回答無し	回答無し	
韓国	KSNP 1000MW	PWR	1994 -2000	1	実施	未実施	未実施	未実施	未実施	17 POS	ET/FT	1.73E-6/Y (中間ループ)	回答無し	回答無し	
南アフリカ	Koeberg	900MWe PWR(フラン ス) 2ユニット	1997 見直し 1981,2001	3	実施	未実施	未実施	未実施	使用済 み燃 料、燃 料取り 扱い、 廃棄物 取り扱 い	11のLPSD 状態 (54に細分 化)	ET/FT	1.35E-5/Y	4.9E-8 (LPSD LERF)	レビュー中	
スペイン	ASCO 1&2	PWR/W Large Dry	1997	1	実施	未実施	未実施	未実施	未実施	全てのPOS に対するスク リーニング	全範囲の定 性的評価と 一部定量的 評価によるス クリーニング  全範囲のデー タと人間信頼 性解析	2.2E-5/Y	回答無し	回答無し	結果は暦年あたりの 平均値
台湾	Chinshan	BWR4/GE	1996 1998見直し	1	実施	未実施	未実施	未実施	未実施	燃料交換の ための停止 のみ	ET/FT 改良ASEP	1.5E-6/Y	回答無し	回答無し	
台湾	Kousheng	BWR6/GE	1996 1998見直し	1	実施	未実施	未実施	未実施	未実施	燃料交換の ための停止 のみ	ET/FT 改良ASEP	3.0E-6/Y	回答無し	回答無し	

表 4.2 各国の PSA 現状まとめ(3/4)

国	プラント	タイプ	PRA実施	範囲						モデル化された 運転状態	使用された 方法、アプロ ーチ	CDF	放出確率	早期、潜 在健康影 響	備考
				レベル	内部	浸水	火災	地震	その他						
台湾	Maanshan	PWR/W 3ループ	1996 1998見直し	1	実施	未実施	未実施	未実施	未実施	燃料交換の ための停止 のみ	ET/FT 改良ASEP	3.2E-5/Y	回答無し	回答無し	
米国	Grand Gulf	BWR Mark III	1994	フェーズ1 :1	実施	未実施	未実施	未実施	未実施	フェーズ1:全 てのPOS (スクリーニング)	専門的なプラ ント保守によ る非信頼度 と単純化した 人間信頼性 解析を考慮 したET/FT	提出無し	回答無し	回答無し	
				フェーズ2 :3	実施	実施	実施	実施	未実施	フェーズ2: POS5(燃料 交換時の低 温停止) (詳細)	専門的なプラ ント保守によ る非信頼度 と詳細人間 信頼性解析 を考慮した ET/FT	2E-6/Y (内部) 2.3E-8/Y (浸水) >1E-8/Y (火災) 7.1E-8/Y 2.5E-9/Y (地震)	提出無し	早期致死 リスク :1.4E-8/Y  全潜在 がんリスク :3.8E-3/Y	

表 4.2 各国の PSA 現状まとめ(4/4)

国	プラント	タイプ	PRA実施	範囲						モデル化された 運転状態	使用された 方法、アプ ローチ	GDF	放出確率	早期、潜在 健康影響	備考
				レベル	内部	浸水	火災	地震	その他						
米国	Surry	PWR/W 3ループ Subatomic	1994	フェーズ1 :1	実施	未実施	未実施	未実施	未実施	フェーズ1:全 てのPOS (スクリーニング)	専門的なプラ ント保守によ る非信頼度 と単純化した 人間信頼性 解析を考慮 したET/FT	提供無し	回答無し	回答無し	
				フェーズ2 :3	実施	実施	実施	実施	未実施	フェーズ2: 3POS (燃料交換 時トレン系メ ンテナンス機能 喪失条件で のミッドループ 運転)	専門的なプラ ント保守によ る非信頼度 と詳細人間 信頼性解析 を考慮した ET/FT	4.9E-6/Y (内部) 4.8E-6/Y (浸水) 2.5E-5/Y (火災) 3.5E-5/Y 8.6E-8/Y (地震)	提供無し	早期致死 リスク :1.6E-7/Y  全潜在 ガンリスク :5.5E-2/Y	

表 4.3 停止時および低出力時の安全性向上策(1/6)

Title	A Compendium of Practices on Safety Improvements in Low Power and Shutdown Operating Modes
(邦題)	低出力及び停止時における安全性向上策の概要
5章 停止時および低出力時の運転における安全性向上策	
1. 管理の改善	
(1) 起因事象発生頻度の緩和	
a) LOCA	
<p>停止時に発生する LOCA の主要な原因は、炉心より下部の開放部からの予期せぬ排水である。配管破損が発生頻度に寄与する割合は小さい。</p>	
<p>管理としては、主給水系の開放部を維持することである。LOCA に至るのを防止可能な特殊な現象（サイフォン効果など）が発生する。</p>	
<p>停止時の LOCA を減少させる手段としての管理は重要ではあるが、支配的なものではない。</p>	
b) RHR の機能喪失	
<p>冷却機能喪失事象は、停止時における最も頻度の高い起因事象である。</p>	
<p>冷却機能の管理は、RHR 冷却モードに移行する際に RHR 系が完全に動作することを第一の焦点としている。</p>	
<p>冷却機能喪失事象における管理は、停止時の起因事象発生頻度を最も減少させる手段として重要ではあるが、支配的なものではない。</p>	
c) 電源喪失	
<p>電源喪失事象に至る可能性を低減するための手段としては、代替電源の確保が重視されている。</p>	
<p>技術仕様書の管理などはその点では非常に重要である。利用可能な外部電源やディーゼル発電機の技術仕様が必要とされる。</p>	
<p>停止中の停電を含む事象が発生した場合には、電源を確保するために複数のプラントの技術仕様書が必要となる。サイト内電源がメンテナンス中の場合、サイト外からの電源が必要であり、ミッドループ運転中のような重要な設定の場合には電源が利用できることの重要性がより高い。</p>	
d) 反応度事象	
<p>反応度事象は、急激な希釈事象が発生した結果、炉心の出力が急上昇することになる。RCP 起動時に、ほう酸の入っていない水が注水されることで発生しがちである。</p>	
<p>管理も重要であるが、ハードウェアの変更や運転手順での対応の方が効果的である。管理上の対応策として、化学体積制御系の注入流量を、停電時には隔離することなどが考えられるが、別のプラントでは手順書の変更で対応している。この場合、手順書の変更は、運転上の改良に該当する。</p>	
<p>管理の範囲内であれば、典型的にはほう酸の希釈を防ぐことである。ほとんどのプラントでは、停止時はほう酸を集中させるように技術仕様書に記載されている。管理上の例としては、中性子フラックス検出器の冗長性を最低限確保することなどがあげられる。</p>	

表 4.3 停止時および低出力時の安全性向上策(2/6)

Title	A Compendium of Practices on Safety Improvements in Low Power and Shutdown Operating Modes
(邦題)	低出力及び停止時における安全性向上策の概要
e)	<p>過圧事象</p> <p>過圧事象は、PWR、BWR 両方にとって非常に重要な事象である。管理、ハードウェアの改良、手順の改良が関係している事象でもある。</p> <p>技術仕様には、停止時の操作中に適用される圧力と温度の許容範囲が記されている。いくつかのプラントでは、それに加え、過圧リスクが存在する場合には、特定のポンプによる炉心への注水の禁止や逃がし容量の確保を技術仕様に明記しているところもある。</p>
(2)	システム利用率の向上
a)	<p>除熱</p> <p>管理に関する典型例は、余熱除去機能の維持のために、蒸気発生器を利用可能にしておきリフラックス冷却を可能とすることである。RCS が開放されるまでは、利用可能な状態である。いくつかの停止時 PSA において、RCS が開放されるまで蒸気発生器を利用可能状態としておくことにより、全体のリスクを大幅に下げられると言う結果が出ている。</p> <p>他の冷却手段としては、使用済み燃料ピット冷却とバンカーシステム（外部事象防止バンカーに位置する追加的な安全システム）を用いるものがある。使用済み燃料ピットは格納容器内にあり、炉心冷却用に配管経路を変更できる。いくつかのプラントではバンカーシステムを外部事象に適用できる。停止時 PSA から得られた知見によれば、バンカーシステムを利用可能にすることにより特定の運転モードにおける事故発生確率を大幅に下げることが可能である。したがって、バンカーシステムを利用可能にするよう、管理が変更されつつある。</p>
b)	<p>インベントリの制御</p> <p>インベントリ制御のための管理は非常に重要である。安全注入系（通常は、低圧注入系）と蓄圧系、または、炉心スプレイ系（BWR）を利用可能にしておくことが、管理に含まれている。多くのプラントにおいて、リスクの低い時(燃料取替モード時)に、これらの系統の保全を行うことが望ましいとの結果を得ている。管理に要求されるのは、リスクが高いモード時には、利用可能としておく系統を大気状態としておくことである。</p> <p>LOCA 時の水源も重要な課題である。メンテナンスのために水源が限定される場合があり、LOCA 時に不十分な場合がある。管理は、起因事象への対応に失敗する確率を削減するために重要である。</p>
c)	<p>その他</p> <p>複数のシステムの保全を系統だって計画していくことは、管理の改良の上で重要である。特にフロントラインとサポート系で、互いに異なる系統を保守することにならないようにすることは大切である。</p> <p>多くのプラントでは待機除外に関する技術仕様を作成しており、電源の系統についても用意されている。</p>

表 4.3 停止時および低出力時の安全性向上策(3/6)

Title	A Compendium of Practices on Safety Improvements in Low Power and Shutdown Operating Modes
(邦題)	低出力及び停止時における安全性向上策の概要
<p>(3) 回復力向上</p> <p>a) 回復操作のための時間余裕の拡大と早期警報 崩壊熱が一定レベル以下になるまでは、特定の運転状態への移行を、運用管理規定で禁止する。 例えば、RHR 機能喪失時の炉心露出までの時間は、崩壊熱量によって異なる。インベントリが減るような運転状態を限定することで、炉心損傷のリスクを低減可能である。</p> <p>b) 状況制御の高度化 いくつかの特定の状況においては、管理要求は、状態制御の高度化に焦点が合わせられる。制御室の重要なパラメータのみを連続的に表示することや、特定のパラメータのみを監視するなどである。</p> <p>(4) 閉じ込め機能の改良 いくつかの管理要求の変更は、事象がある程度進展した後の格納容器閉じ込め機能の改良に関する唯一の改良策である。例としては、格納容器のマンホールが開いている状況で、ミッドループ運転に入る場合には、いつでも閉じられるように準備しておくことがある。</p>	
<p>2. 機器の改良</p>	
<p>(1) 起因事象発生頻度の低減化</p> <p>a) LOCA LOCA 発生頻度を低減するためのハードウェアの改良は、主として BWR の再循環ポンプおよびそのシールの分解時に発生する LOCA を防止するための道具や装置類の改良である。また、RCS に繋がる配管の隔離弁が開くのを防止するための固いワイヤーによるインターロックの改良がある。</p> <p>b) RHR の喪失 RHR の喪失は、RHR ポンプの吸い込み機能の喪失が支配的要因である。このためには、水位の制御と監視が機器の改良の焦点である。特にミッドループ運転時は、ちょっとした逸脱が RHR 喪失に繋がる。そのために、水位監視システムが導入されている。超音波水位測定システムが使われる場合が多いが、可搬型と設置型の 2 つのタイプがある。 また、RCS の水位低を超えても排出が継続するために起こる場合があることから、水位低信号で排出が停止するインターロックを導入する場合もある。</p> <p>c) 電源喪失 特にはない。</p> <p>d) 反応度事象 ホウ酸の集中時に中央制御室の警報が鳴るように変更する、充てん流量を調整する装置を設置することが考えられる。</p> <p>e) 過圧事象 安全弁の動作設定値あるいは利用可能性（停止時に動作がブロックされる）が課題である。ハードウェア的解決策はほとんどない。</p>	

表 4.3 停止時および低出力時の安全性向上策(4/6)

Title	A Compendium of Practices on Safety Improvements in Low Power and Shutdown Operating Modes
(邦題)	低出力及び停止時における安全性向上策の概要
(2)	設備の利用率向上
a)	<p>除熱 最終的な熱シンクまでの過程が長いプラントでは、サイト内に十分な熱シンクを備えることとした。その他には、RHR系の信頼性向上がある。</p>
b)	<p>インベントリ制御 停止時のインベントリ管理では、運転員の診断があった後、対処が行われることになる。運転員による人的過誤によるものが多く、診断・操作時間が十分でない場合などは主要な寄与因子になると考えられる。原子炉容器の水位低でRCSへの給水が自動で開始されるように変更したプラントがある。</p>
c)	<p>その他 バンカー系の設備は、停止時にメンテナンスされる傾向にある。管理上の制約として、最もリスクの高い状況ではメンテナンスしないようにするなどが考えられる。冗長性を確保するために、注水機能と冷却機能を用意しておくことがある。停止時の外部事象に対してバンカー設備が自動起動するように変更したプラントがある。 逆止弁用のテストラインを設置することにより、ECCSの待機時間を長くしたプラントもある。状態監視装置を導入し、本当に保守が必要な時期を見極めるようにしているプラントもある。</p>
(3)	回復可能性の向上
a)	<p>回復操作のための余裕時間の増大と早期警報 RHRポンプのキャビテーションはRHRポンプの故障、ひいてはRHR機能の喪失に至る。RHRポンプのキャビテーションが発生している場合に警報が鳴る装置を導入し、ポンプが劣化を起こす前に適切な処置を施せるようにしたプラントがある。</p>
b)	<p>状況制御能力の向上 キャビティとRCS内の廃棄物レベルを制御室から監視できる装置を設置したプラントがある。中央制御室にRCSの水位系と警報を設置し、ミッドループ運転中にRHR系が機能を喪失した場合でも、運転員が回復操作に使える時間をより長くしている。</p>
(4)	閉じ込め機能の改良
	<p>閉じ込め機能の機器による改良に該当するものはなかった。 閉じ込め機能の向上に繋がる設備はあるものの、停止中は待機除外となる。そこで、いくつかのプラントでは管理方針を変更し、停止中も解放部にカバーを掛けるようにしている。</p>

表 4.3 停止時および低出力時の安全性向上策(5/6)

Title	A Compendium of Practices on Safety Improvements in Low Power and Shutdown Operating Modes
(邦題)	低出力及び停止時における安全性向上策の概要
<p><b>3. 運転手順の改良</b></p> <p>(1) 起因事象発生頻度の最小化</p> <p>a) LOCA  排水プロセスに重点を置く手順の導入及び一次冷却系に接続された系統の操作は、LOCA の発生頻度を低減する。あるプラントでは、隔離弁のテスト手順を見直した結果、隔離弁のテストに起因する LOCA の発生が抑制された。別のプラントでは、制御棒の点検訓練を改善した結果、排水の確率を下げることに成功している。</p> <p>b) RHR 喪失  RHR 喪失を防止する運転手順の改良は、RHR ポンプによる渦が引き起こす原子炉水位の変化に関係する。幾つかのプラントでは、水位確認を重視した手順にしたところ、排水操作が中心の手順書となった。  RHR の喪失確率を低下させるためのもう 1 つの方法は、個別作業についての制御室での確認要件を定めることである。あるプラントでは、蒸気発生器のノズルに関する操作について制御室からの確認が必要とされている。  また、あるプラントでは、RHR 系の故障による RHR 機能喪失確率を低減するために、RHR 系によって支えられている設備を限定する工夫も行われている。</p> <p>c) 反応度事象  反応度事象の発生頻度を下げるためには、ほう酸の適切な制御が重要である。最も高いのは、RCP シールへの注水である。あるプラントでは、RCP が停止した後は、シールへの注水を止めている。別のプラントでは、RCP 起動前にホウ素濃度の確認を二重化している。</p> <p>d) 過圧防止  過圧事象の発生頻度を低下させる支配的要因は、運転手順の変更である。高圧注入ポンプの起動を制限するなど特定の手順の変更が有効である。</p> <p>e) その他  起因事象発生頻度を低減するための運転手順の改良としては、訓練時に停止時操作の危険性を認識させることである。</p> <p>(2) システム利用率の向上</p> <p>a) 除熱機能  多くのプラントでは、特定の機能を喪失した場合の緊急手順書を用意している。これらの手順書では復旧措置と代替措置が用意されている。</p> <p>b) インベントリ制御  LOCA 時の緩和手段の代替手段が焦点となる。あるプラントでは、RCS の水位が低くなった場合、RWST の重力注入を行う手順書を開発してある。  低出力、高温待機、高温停止状態における LOCA は手順書が整備されていない場合が多い。低出力であるために、自動起動が抑制されている場合が多いことが原因である。特定の運転モードにおける LOCA の影響を系統だって調査した結果、停止時の小破断 LOCA についての手順書を整備したプラントがある。別のプラントでは、ミッドループ運転条件になる前の水位変動時の小破断 LOCA について手順書を整備した。</p>	

表 4.3 停止時および低出力時の安全性向上策(6/6)

<p>Title A Compendium of Practices on Safety Improvements in Low Power and Shutdown Operating Modes</p> <p>(邦題) 低出力及び停止時における安全性向上策の概要</p>
<p>c) その他 停止操作中に利用可能なシステムから手順書の改良を考える試みが行われている。</p> <p>(3) 回復可能性の向上</p> <p>a) 回復操作のための余裕時間の増大と早期警報 ほう酸希釈事象において、運転員に特別な指示を用意することで、臨界に至る前に緩和できるようになっている。別のプラントでは、停止時における原子炉下部での大破断 LOCA に対して、素早く対応できるように訓練されている。</p> <p>b) その他 余裕時間を拡大するために、ミッドループ時の手順書が整備されているプラントがある。</p> <p>(4) 閉じ込め機能の改良 特に無し</p>

表 4.4 NUREG-1449 における炉心損傷、大規模放出頻度に関する記載事項

Title Perspectives on Shutdown and Low Power Risk SAND99-3114C				
(邦題) 停止時及び低出力時におけるリスクの展望				
炉心損傷頻度に関する記載及び大規模放出頻度に関する記載事項				
(1) Grand Gulf のリスク				
	年当りのリスク		時間当りのリスク	
	POS 5	出力時	POS 5	出力時
炉心損傷頻度	$2 \times 10^{-6}$	$4 \times 10^{-6}$	$7 \times 10^{-9}$	$5 \times 10^{-10}$
急性死亡 リスク	$1 \times 10^{-8}$	$8 \times 10^{-9}$	$5 \times 10^{-11}$	$9 \times 10^{-13}$
全晩発性癌死 亡リスク	$4 \times 10^{-3}$	$1 \times 10^{-3}$	$1 \times 10^{-5}$	$1 \times 10^{-7}$
(2) Surry のリスク				
	年当りのリスク		時間当りのリスク	
	ミッドループ	出力時	ミッドループ	出力時
炉心損傷	$5 \times 10^{-6}$	$4 \times 10^{-5}$	$9 \times 10^{-9}$	$5 \times 10^{-9}$
急性死亡 リスク	$5 \times 10^{-8}$	$2 \times 10^{-6}$	$8 \times 10^{-11}$	$2 \times 10^{-10}$
全晩発性癌死 亡リスク	$2 \times 10^{-2}$	$5 \times 10^{-3}$	$3 \times 10^{-5}$	$6 \times 10^{-7}$

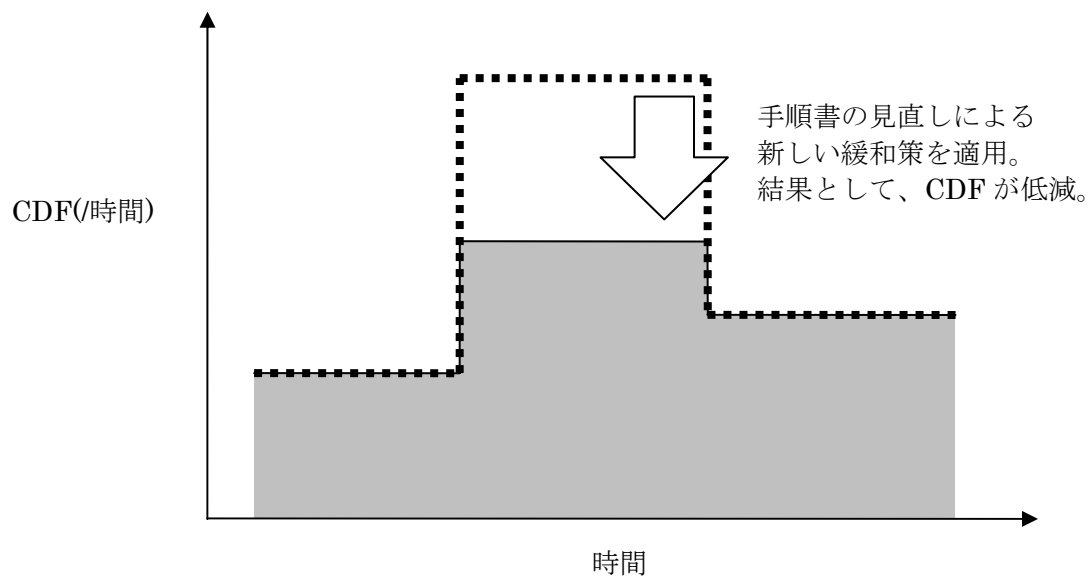
表 4.5 PSAM6 における炉心損傷に関する記載事項

Title Probabilistic Safety Analysis for a Modern 1300MWe Pressurized Water Reactor under Low Power and Shutdown Conditions		
(邦題) 低出力時及び停止時における 1300MWe PWR の確率論的安全解析		
炉心損傷頻度に関する記載事項		
起因事象	発生頻度 (/停止)	評価方法
過渡事象		
外部電源喪失	$4.8 \times 10^{-4}$	運転実績
余熱除去系機能喪失		
- 水位維持失敗	$4.8 \times 10^{-6}$	FT 解析
- RHR の運転継続失敗	$5.5 \times 10^{-5}$	FT 解析
ECCS 信号の誤発信	$7.6 \times 10^{-3}$	運転実績
一次冷却材喪失事象		
RHR 系からの漏えい < 25cm <sup>2</sup>	$5.0 \times 10^{-4}$	運転実績
- 格納容器内 (RPV 閉)	$1.3 \times 10^{-4}$	
- 格納容器内 (RPV 開)	$1.3 \times 10^{-4}$	
- アニュル内 (RPV 閉)	$1.3 \times 10^{-4}$	
- アニュル内 (RPV 開)	$1.3 \times 10^{-4}$	
関連システム内への漏えい	$< 1.3 \times 10^{-7}$	FT 解析
評価結果		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 停止時炉心損傷頻度 <math>2.7 \times 10^{-6}</math>/停止</li> <li>・ RHR 機能喪失後、SG を経由しての余熱除去によるボロン希釈 <math>3.5 \times 10^{-8}</math>/停止</li> <li>・ 停止時炉心損傷頻度に占める RPV 閉止時の割合 45%</li> </ul>		

表 4.6 PSA2002 における炉心損傷に関する記載事項

Title Insights from an All-Modes PSA at Seabrook Station						
(邦題) シーブルック発電所の全モード PSA からの考察						
炉心損傷頻度に関する記載事項						
(1) 各停止タイプと炉心損傷頻度						
停止タイプ	回数*1	平均期間(日)	割合 (/年) *2	CDF (/年)	割合	CCDF
出力時			0.883	$4.99 \times 10^{-5}$	63.4%	$5.65 \times 10^{-5}$
燃料交換	7	27.4 日	0.053 *2	$2.49 \times 10^{-5}$	31.6%	$4.88 \times 10^{-4}$
高温停止	22	3.7 日	0.022	$2.44 \times 10^{-6}$	3.1%	$1.11 \times 10^{-4}$
低温停止	5	29.5 日	0.040	$1.16 \times 10^{-6}$	1.5%	$2.90 \times 10^{-5}$
低温停止(要 ML)	0.5	12.5 日	0.002	$2.09 \times 10^{-7}$	0.4%	$1.54 \times 10^{-4}$
合計				$7.87 \times 10^{-5}$	100.0%	
*1 : 10 年間にそれぞれの停止タイプになった回数						
*2 : $7(\text{回}/10 \text{年}) \times 27.4(\text{日}/\text{回}) \div (365(\text{日}/\text{年}) \times 10(\text{年}))$ で計算した値						
(2) 起回事象グループ別炉心損傷頻度						
起回事象グループ	モード 1~3 (%)	モード 4~6 (%)	合計 (%)			
ATWS	$3.12 \times 10^{-6}$ (5.8%)		$3.12 \times 10^{-6}$ (4.0%)			
過渡事象	$4.67 \times 10^{-5}$ (86.3%)	$1.89 \times 10^{-5}$ (76.7%)	$6.56 \times 10^{-5}$ (83.3%)			
LOCA	$4.26 \times 10^{-6}$ (7.9%)	$5.75 \times 10^{-6}$ (23.3%)	$1.00 \times 10^{-5}$ (12.7%)			
合計	$5.40 \times 10^{-5}$	$2.47 \times 10^{-5}$	$7.87 \times 10^{-5}$			
(3) 運転モード別炉心損傷頻度						
モード	状態	CDF	割合(%)			
1	出力時(>70%)	$4.99 \times 10^{-5}$	63.4			
2	低出力時(<70%)	$2.15 \times 10^{-6}$	2.7			
3	高温待機	$1.97 \times 10^{-6}$	2.5			
4	高温停止	$9.33 \times 10^{-7}$	1.2			
5	低温停止	$2.71 \times 10^{-6}$	3.4			
6	燃料交換	$2.10 \times 10^{-5}$	26.7			
		$7.87 \times 10^{-5}$	100.0			

(1) 新しい緩和策の適用



(2) POS の滞在時間の短縮

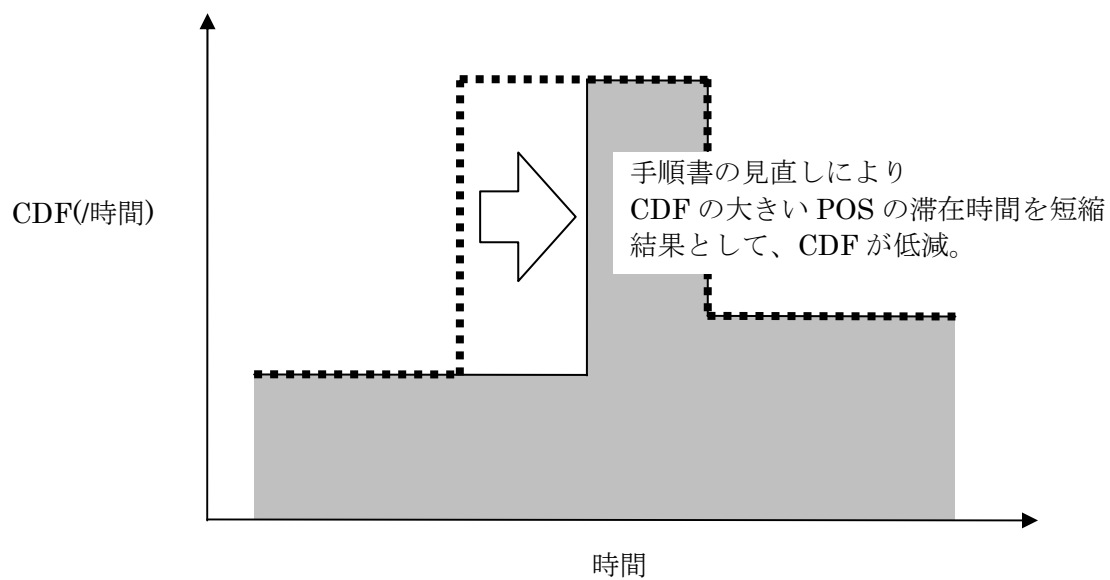


図 4.1 電気事業者が考える手順書の見直しによる CDF 低減策の方向性

## 5 BWR プラントにおける安全確保策の有効性評価

### 5.1 出力運転時におけるアクシデントマネジメント策の適用性検討

平成4年5月に原子力安全委員会より決定文「発電用軽水型原子炉施設における対策としてのアクシデントマネジメント」が出された。原子力安全委員会はこの中で、原子炉施設のリスクは十分低くなっているが、アクシデントマネジメントの整備はこの低いリスクを一層低減するものと位置付け、原子炉設置者に対して効果的なアクシデントマネジメントを自主的に整備することを強く奨励している。

平成4年8月に通商産業省（現経済産業省）は「アクシデントマネジメントの今後の進め方」において、電気事業者に対し PSA の実施とこれに続いてアクシデントマネジメントの整備を行うように対応を求めている。これを受けて電気事業者は 2000 年頃を目途に各原子力プラントに出力運転時を対象にしたアクシデントマネジメント策の整備を行った。BWR プラントに対して整備されたアクシデントマネジメント策は次のものである。

- (1) 原子炉停止機能
  - ・再循環ポンプトリップ（RPT）
  - ・代替制御棒挿入（ARI）
- (2) 代替注水機能
  - ・代替注水手段（復水補給水系、消火系）
  - ・原子炉減圧の自動化
- (3) 放射性物質の閉じ込め
  - ・耐圧強化ベント
  - ・ドライウェルクーラー、原子炉冷却材浄化系
  - ・残留熱除去系の復旧
- (4) 安全機能のサポート
  - ・電源の所内間の融通（交流電源）
  - ・非常用ディーゼル発電機の復旧

これら出力運転時に対して実施されているアクシデントマネジメント策は停止時においても炉心損傷頻度の低減に有効である可能性がある。このため、国内の代表的 BWR4 及び BWR5 プラントを対象に、出力運転時において整備されているアクシデントマネジメント

策が、停止時の各運転状態においても適用可能かどうかの検討を行った。

表 5.1 及び表 5.2 に BWR4 と BWR5 プラントの出力時のアクシデントマネジメント策の停止時における適用性を検討した結果を示す。停止時において適用可能なものは次のとおりである。

(1) 代替注水機能

- ・代替注水手段（復水補給水系、消火系）

(2) 放射性物質の閉じ込め

- ・残留熱除去系の復旧

(3) 安全機能のサポート

- ・電源の所内間の融通（交流電源）
- ・非常用ディーゼル発電機の復旧

このうち、代替注水手段（復水補給水系）は、保守点検のため緩和系が少なくなっている停止時に利用できる常用系の重要な緩和手段であり従来から停止時 PSA において考慮している。また残留熱除去系の復旧、非常用ディーゼル発電機の復旧は、設備追加を必要としない手段であり出力運転時及び停止時 PSA において従来から考慮している。これらは、既に停止時 PSA でモデル化されているものである。

したがって、停止時 PSA には次の二つの出力時アクシデントマネジメント策のモデルを新たに組み込み炉心損傷頻度への影響を評価する。

(1) 代替注水機能

- ・代替注水手段（消火系）

(2) 安全機能のサポート

- ・電源の所内間の融通（交流電源）

ここで、消火系による代替注水は、RHR 系切替時の LOCA 等の冷却材流出事象及び崩壊熱除去機能喪失事象における緩和手段となり、炉心損傷頻度低減効果が期待される。

一方、プラント間電源融通は、全交流電源喪失時の電源確保手段となり、炉心損傷頻度低減効果が期待される。

## 5.2 停止時の解析モデルの検討

4 章において国内外の公開文献から BWR プラントの停止時において実施されている安全確保策を調査したが、運転手順書の改善、教育・運転訓練の改善が中心であり、特に設

備上のアクシデントマネジメント策追加を実施した例は見当たらなかった。運転手順書や教育・運転訓練の改善を行うことにより炉心冷却に必要な設備（安全注入系等）及び関連設備（補機冷却系、電源設備等）の運用管理が強化されラインアップのミス等が回避されることが期待される。

2章に国内の代表的 BWR プラントの停止時 PSA による炉心損傷頻度解析結果を記載したように  $10^{-7}$ /炉年程度であり、平成 18 年 4 月に原子力安全委員会安全目標専門部会にてとりまとめられた報告書「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について－安全目標案に対応する性能目標案について－」に示されている性能目標としての炉心損傷頻度  $10^{-4}$ /炉年程度かつ格納容器機能喪失頻度  $10^{-5}$ /炉年程度と比較すると、停止時に格納容器の閉じ込め性能が期待できないことを考慮しても、十分低い。また出力運転時のアクシデントマネジメント策整備後の炉心損傷頻度に比べても同等かそれ以下となっている。諸外国も同様の状況が予想され、特に設備改善を伴うアクシデントマネジメント策は実施されていないと推測される。

停止時に運転員が行う操作には、原子炉の手動減圧、炉心への補給水の必要性に対する診断等がある。運転手順書や教育・運転訓練を改善することにより運転員が関与する異常診断あるいは設備操作のときの人的過誤率が低減され、停止時のプラント安全性向上が期待される。BWR5 プラントでは、RHR 切替時の LOCA を起因事象とし炉心への補給水の必要性に対する診断失敗により炉心損傷に至る事故シーケンスが上位を占めている。

また停止時 PSA のモデルでは、原子炉容器内で停止時においても崩壊熱により蒸気が発生しているため圧力が徐々に上昇した状態になり、異常時に低圧注水系を作動するためには原子炉減圧操作を必要とするモデルを採用しているが、実際は原子炉圧力容器ヘッドのベント管がサブプレッションプール側に開放されおり低圧状態に維持されている可能性が高い。BWR4 プラントの解析では、SDCS 故障を起因事象としその後原子炉手動減圧失敗により炉心損傷に至る事故シーケンスが上位を占めている。上記のように実際はプラントの停止時に緩和手段として原子炉減圧を必ずしも必要としない可能性があるために、その状況をモデルに反映して評価する。

さらに、定期検査の標準工程として BWR4 プラントで 76 日、BWR5 プラントで 77 日の期間を設定し PSA の評価を行っているが、実際は検査項目によって定期検査期間は変動する。表 2.3 に示したように事業者評価の場合の定期検査期間は BWR4 及び BWR5 プラントで 40 日前後になっている。定期検査期間は緩和系統の待機除外時間に影響を与える。

定期検査工程の改善により事業者設定の工程期間がさらに短縮されたと想定した時に、炉心損傷頻度は影響を受ける。特に POS-C の期間が炉心損傷頻度への寄与が大きいため、この期間の変更による効果は大きい。

以上のことを考慮し、より現実的と考えられる次のような停止時のプラントの状況を反映した場合の炉心損傷頻度への影響を見るために、次項で感度解析を行う。

- ・出力時 AM 策の適用
- ・人的過誤率の見直し
- ・手動減圧の必要性見直し
- ・定期検査期間の見直し

### 5.3 停止時における BWR プラントの感度解析

停止時においても適用可能な出力運転時のアクシデントマネジメント策及び停止時に運転手順書や教育・運転訓練の改善等を行った場合の安全性向上の効果を反映した停止時 PSA の感度解析を実施し、炉心損傷頻度への影響を調べた。評価対象は、国内代表的 BWR4 及び BWR5 プラントとした。

感度解析ケースを表 5.3 に、感度解析結果を表 5.4～表 5.6 及び図 5.1～図 5.9 に示す。

表 5.5 及び表 5.6 は、表 5.4 の感度解析結果を起因事象別及び運転状態別に記載したものである。また、図 5.2～図 5.9 は、表 5.5 及び表 5.6 の感度解析ケースのうち出力運転時のアクシデントマネジメント策が停止時にも適用できる消火系による注水手段及び電源融通を利用したケースについて、起因事象別及び運転状態別の寄与割合を円グラフで示したものである。

以下に各感度解析ケースの特徴、結果の概要を述べる。

#### (1) 電源融通（ケース 1）

図 2.3 に示すように、BWR4 の炉心損傷頻度に占める外部電源喪失事象の割合は、約 27% であり、また表 2.8 に示したように上位 5 位までの主要事故シーケンスに外部電源喪失事象は入っていない。このことから、電源喪失に対するプラント間電源融通を考慮した場合にも、炉心損傷頻度の低減傾向は大きくないことが予想される。感度解析結果は、表 5.5 に示すように、ベースケース  $1.53 \times 10^{-7}$  / 炉年 ⇒ 今回  $1.46 \times 10^{-7}$  / 炉年と約 5% の低減と

なった。図 5.4 より、外部電源喪失の占める割合は約 24%と若干減少している。

一方、BWR5 では図 2.4 に示すように上記傾向とは異なり、起因事象である外部電源喪失事象が全体の約 53%を占めており低減効果が期待される。表 5.5 より、ベースケースの外部電源喪失時の炉心損傷頻度  $5.52 \times 10^{-8}$  / 炉年、電源融通を考慮した場合の炉心損傷頻度は  $4.32 \times 10^{-8}$  / 炉年で約 21%の低減となっているが、炉心損傷頻度全体では  $1.05 \times 10^{-7}$  / 炉年  $\Rightarrow$   $9.29 \times 10^{-8}$  / 炉年と 11%の低減となった。図 5.8 より、外部電源の占める割合は、約 47%と若干減少している。

図 2.13、図 2.14 及び図 5.5、図 5.9 より、BWR4、BWR5 とも電源融通を考慮した場合に各 POS の占める割合にあまり変化はない。

## (2) 消火系による代替注水（ケース 2）

表 5.5 に示すように、BWR4 では消火系による代替注水を行うことにより、起因事象「外部電源喪失」に関して  $4.2 \times 10^{-8}$  / 炉年  $\Rightarrow$   $1.50 \times 10^{-8}$  / 炉年と約 1/3 に低減されており、有意な低減効果を示している。BWR4 に関して炉心損傷頻度全体では、 $1.5 \times 10^{-7}$  / 炉年  $\Rightarrow$   $1.2 \times 10^{-7}$  / 炉年と約 20%の低減となっている。図 2.13、図 5.3 より、消火系による代替注水を行うことにより、POS-B1、B2、B3 の寄与割合が約 1/2 以下に低下している。

一方、BWR5 では、表 5.5 に示すように、起因事象「SDCS(SHC)-B 系故障（サポート系故障）」及び「RHR 系の運転中の LOCA」に関して炉心損傷頻度の低減効果が見られ、「SDCS(SHC)-B 系故障（サポート系故障）」ではベースケースの  $3.8 \times 10^{-9}$  / 炉年  $\Rightarrow$   $2.0 \times 10^{-9}$  / 炉年、「RHR 系の運転中の LOCA」の  $5.3 \times 10^{-9}$  / 炉年  $\Rightarrow$   $4.2 \times 10^{-9}$  / 炉年となっているが、炉心損傷頻度全体では  $1.0 \times 10^{-7}$  / 炉年  $\Rightarrow$   $9.1 \times 10^{-8}$  / 炉年と約 9%の低減となった。図 2.14、図 5.7 より、BWR5 は、消火系による代替注水を行うことにより、各 POS の寄与割合に大きな変化はない。

## (3) 原子炉の手動減圧操作失敗に対するバックアップ（ケース 3）

表 5.5 に示すように、BWR4 では原子炉の手動減圧操作失敗に対するバックアップを行うことにより、大 LOCA、中 LOCA を除く起因事象について炉心損傷頻度の低減が図られている。また、運転状態別については、表 5.6 より原子炉容器閉鎖状態にある POS-S, A, C, D に関して低減されており、BWR4 に関して炉心損傷頻度全体では、 $1.5 \times 10^{-7}$  / 炉年  $\Rightarrow$   $9.6 \times 10^{-8}$  / 炉年と約 40%の大幅な低減となっている。

一方、BWR5では、表5.5に示すように、起因事象「SDCS(SHC)-A系故障（サポート系故障）」、「SDCS(SHC)-B系故障（サポート系故障）」及び「RHR系の運転中のLOCA」等について、また運転状態別については、表5.6よりPOS-A, C, Dについて低減されているが、いずれも大きな低減効果とはなっておらず、BWR5に関して炉心損傷頻度全体では、 $1.0 \times 10^{-7}$ /炉年から約5%の低減にとどまっている。

原子炉減圧失敗シーケンスが炉心損傷頻度に寄与する割合は、BWR4が40%強を占めるのに対してBWR5は10%未満となっている（表2.8、表2.9参照）。これがBWR4とBWR5の炉心損傷頻度低減割合の相違となっている。これは、POS-S, Dにおいて補給水注水のためBWR4は低圧系ポンプ起動の減圧を必ず必要とするがBWR5は減圧を必要としない高圧系ポンプの利用できることが影響している。

#### (4) 診断失敗に対するバックアップ（ケース4）

表5.5に示すように、BWR4では事象における診断失敗に関するバックアップを行うことにより、すべての起因事象について炉心損傷頻度の低減が図られている。また、運転状態別についても同様に、表5.6に示すようにすべてのPOSに対して炉心損傷頻度の低減されている。BWR4に関して炉心損傷頻度全体では、 $1.5 \times 10^{-7}$ /炉年 $\Rightarrow$  $1.1 \times 10^{-7}$ /炉年と約26%の低減となっている。

一方、BWR5についても、表5.5に示すように、診断失敗に関するバックアップを行うことにより、すべての起因事象について炉心損傷頻度の低減が図られている。また、運転状態別についても同様に、表5.6に示すようにすべてのPOSに関して低減されている。BWR5に関して炉心損傷頻度全体では、 $1.0 \times 10^{-7}$ /炉年 $\Rightarrow$  $7.1 \times 10^{-8}$ /炉年と約32%の低減となっている。

診断失敗シーケンスが炉心損傷頻度に占める割合がBWR4は30%弱であるのに対し、BWR5は30%強を占めており、これが結果に反映している。

#### (5) 原子炉減圧失敗をPSAのモデルから削除（ケース5）

表5.5に示すように、BWR4では、原子炉減圧失敗のシーケンスがなくなることで低圧注入系失敗の確率が減少することにより、すべての起因事象別炉心損傷頻度について低減が図られている。また、運転状態別についても同様に、表5.6に示すようにすべてのPOSに関して低減されており、BWR4に関して炉心損傷頻度全体では、 $1.5 \times 10^{-7}$ /炉年 $\Rightarrow$  $9.0$

×10<sup>-8</sup>/炉年と約40%の大幅な低減が図られている。

一方、BWR5については、表5.5に示すように、診断失敗に関するバックアップを行うことにより、BWR4同様にすべての起因事象別炉心損傷頻度について低減が図られている。また、運転状態別についても大半のPOSに関して低減されているが、いずれも低いオーダーでの低減であり、低減に有意に寄与する10<sup>-8</sup>/炉年オーダーでは大きな低減となっていないことから、BWR5に関して炉心損傷頻度全体では、1.0×10<sup>-7</sup>/炉年⇒9.9×10<sup>-8</sup>/炉年と約6%の低減にとどまっている。

BWR5の低減効果がBWR4より少ないのは、(3)において記載したのと同じ理由による。

#### (6) 待機除外時間の短縮（ケース6）

表2.4に示すように、BWR4およびBWR5の定期検査期間について、電気事業者条件と有意な差がある。

定検工程の改善により緩和系機器の待機除外時間が短縮され定期検査期間の短縮が行われると、停止時の炉心損傷頻度のリスクが低減されることが想定される。保守、補修計画の改善により電気事業者条件に定期検査期間を短縮できたとした場合の炉心損傷頻度を評価した。評価は表2.6のPOS別の炉心損傷頻度を基に、表2.4のPOS別の定期検査期間の両者の違いの比から算出した。

本ケースの結果を表5.6に示す。

BWR4に関し、電気事業者条件の定期検査期間を想定した場合の炉心損傷頻度は、1.5×10<sup>-7</sup>/炉年⇒1.3×10<sup>-7</sup>/炉年と約15%の低減となった。

同様にBWR5では、1.05×10<sup>-7</sup>/炉年⇒6.18×10<sup>-7</sup>/炉年と約40%の低減となった。

表 5.1 アクシデントマネジメント策（出力時）の停止時における有効性検討（BWR4 プラント）

出力時AM策の概要(BWR4)			停止時における有効性検討		
AM機能	AM策名	AM策の概要	プラント状態からの検討	事故シーケンス解析上の検討	適用性
原子炉停止機能	再循環ポンプトリップ (RPT)	現有する緊急停止系とは別の計測制御系により、異常（原子炉圧力高、原子炉水位低）を検知し、原子炉再循環ポンプをトリップさせる。	（原子炉停止中であり検討不要）	（原子炉停止中であり検討不要）	×
	代替制御棒挿入(ARI)	現有する緊急停止系とは別の計測制御系により、異常（原子炉圧力高、原子炉水位低）を検知し、後備緊急停止弁とは別に設置されたスクラムエアヘッダ排出弁を開放する。	（原子炉停止中であり検討不要）	（原子炉停止中であり検討不要）	×
代替注水機能	復水補給水系	低圧注水が可能な現有設備から原子炉へ注水できるように配管の接続を変更し、復水補給水系を代替注水設備として原子炉注水機能を向上させる。	復水補給水系による注水は、停止時においても緩和手段の一つになる。	停止時PSAのモデルで既に考慮している。	○ (*1)
	消火系	低圧注水が可能な現有設備から原子炉へ注水できるように配管の接続を変更し、消火系を代替注水設備として原子炉注水機能を向上させる。	消火系による注水は、停止時においても緩和手段の一つになる。	停止時PSAのモデルでは考慮していない。RHR系の切替失敗等のLOCA事象において、復水補給水系失敗時の緩和手段として期待ができる。RHR系の切替失敗等のLOCA事象は炉心損傷頻度の約34%を占めており、炉心損傷頻度低減効果が期待できる。	○
	原子炉減圧の自動化	過渡事象時に低圧での注水が可能となるように、自動で原子炉を減圧し、原子炉への注水機能を向上させる。	停止時の原子炉容器が開放状態にある期間は減圧を要しない。原子炉容器が閉鎖状態にある期間はADSにより低圧注水の緩和手段が期待できる。	停止時PSAモデルでは、原子炉容器が閉鎖状態にあるPOS-S,C,DIにおいて既にADSを含めている。停止時は十分に低圧になっており、解析モデルにおいて失敗確率を考慮しないことも考えられる。	×
放射性物質閉じ込め	耐圧強化ベント	耐圧性を強化した格納容器ベントラインを設け、格納容器過圧防止としての減圧操作の適用範囲を広げ、格納容器からの除熱機能を向上させる。	停止時に格納容器が開放状態にない期間は熱除去緩和手段が期待できる。ただし、原子炉停止後は格納容器換気系常時作動により格納容器は事実上開放状態にあると考えられる。	格納容器は開放状態にあり、停止時の緩和手段として期待できない。停止時PSAのモデルでは考慮していない。	×
	代替除熱	格納容器からの除熱が可能な現有設備(ドライエルクレータ、原子炉冷却材浄化系)を有効活用し、格納容器からの除熱機能を向上させる。	停止時には格納容器が開放状態の期間は減圧を要しない状態もある。ただし、閉時にはドライエルクレータ、原子炉冷却材浄化系により緩和手段が期待できる。	出力運転時にもドライエルクレータ、原子炉冷却材浄化系を炉心損傷頻度低減手段としてモデル化していない。原子炉冷却材浄化系は容量を考慮する必要がある。	×
	残留熱除去系の復旧	残留熱除去系の故障機器を復旧し、原子炉からの除熱機能を向上させる。	停止時において残留熱除去系の復旧のための時間余裕は出力運転時より大きく、緩和手段として期待できる。	停止時には残留熱除去系の運転が行われており、停止時PSAのモデルで既に考慮している。	○ (*2)
安全機能のサポート	電源融通	複数基立地のメリットを活かして、原子炉施設間で6.9kV交流電源又は480V交流電源を融通することにより、電源供給能力を向上させる。	停止時の緩和手段の一つとして期待できる。隣接ユニットの非常用電源は2系列利用可能状態である可能性が高く、AM策として有効であると考えられる。	停止時PSAモデルでは、電源融通による交流電源の供給を考慮していない。全交流電源喪失時の緩和手段として期待できる。外部電源喪失事象は炉心損傷頻度の約27%を占めており、炉心損傷頻度低減効果の期待ができる。	○
	非常用ディーゼル発電機の復旧	全交流電源が喪失しても事象の進展が遅く時間的余裕が大きいことから、この時間余裕を利用して非常用ディーゼル発電機の故障を復旧させ、電源供給能力を向上させる。	停止時において非常用ディーゼル発電機の復旧のための時間余裕は出力運転時より大きく、緩和手段として期待できる。	停止時PSAのモデルで既に考慮している。	○ (*2)

(\*1) 保守点検のため緩和系が少ない停止時に利用できる常用系の重要な緩和手段であり従来から停止時PSAにおいて考慮している。

(\*2) 設備追加を必要としない緩和手段であり出力運転時及び停止時PSAにおいて従来から考慮している。

表 5.2 アクシデントマネジメント策（出力時）の停止時における有効性検討（BWR5 プラント）

出力時AM策の概要(BWR5)			停止時における有効性検討		
AM策名	AM策の概要	プラント状態からの検討	事故シーケンス解析上の検討	適用性	
原子炉停止機能	再循環ポンプトリップ (RPT)	現有する緊急停止系とは別の計測制御系により、異常（原子炉圧力高、原子炉水位低）を検知し、原子炉再循環ポンプをトリップさせる。	（原子炉停止中であり検討不要）	（原子炉停止中であり検討不要）	×
	代替制御棒挿入(ARD)	現有する緊急停止系とは別の計測制御系により、異常（原子炉圧力高、原子炉水位低）を検知し、後備緊急停止弁とは別に設置されたスクラムエアヘッド排出弁を開放する。	（原子炉停止中であり検討不要）	（原子炉停止中であり検討不要）	×
代替注水機能	復水補給水系	低圧注水が可能な現有設備から原子炉へ注水できるように配管の接続を変更し、復水補給水系を代替注水設備として原子炉注水機能を向上させる。	復水補給水系による注水は、停止時においても緩和手段の一つになる。	停止時PSAのモデルで既に考慮している。	○ <sup>(*)1</sup>
	消火系	低圧注水が可能な現有設備から原子炉へ注水できるように配管の接続を変更し、消火系を代替注水設備として原子炉注水機能を向上させる。	消火系による注水は、停止時においても緩和手段の一つになる。	停止時PSAのモデルでは考慮していない。RHR系の切替失敗等のLOCA事象において、復水補給水系失敗時の緩和手段として期待ができる。RHR系の切替失敗等のLOCA事象は炉心損傷頻度の約34%を占めており、炉心損傷頻度低減効果が期待できる。	○
	原子炉減圧の自動化	過渡事象時に低圧での注水が可能となるように、自動で原子炉を減圧し、原子炉への注水機能を向上させる。	停止時の原子炉容器が開放状態にある期間は減圧を要しない。原子炉容器が閉鎖状態にある期間はADSにより低圧系注水の緩和手段が期待できる。	停止時PSAモデルでは、原子炉容器が閉鎖状態にあるPOS-S、C、Dにおいて既にADSを含めている。停止時は十分に低圧になっており、解析モデルにおいて失敗確率を考慮しないことも考えられる。	×
放射性物質閉じ込め	耐圧強化ベント	耐圧性を強化した格納容器ベントラインを設け、格納容器過圧防止としての減圧操作の適用範囲を広げ、格納容器からの除熱機能を向上させる。	停止時に格納容器が開放状態にない期間は熱除去緩和手段が期待できる。ただし、原子炉停止後は格納容器換気系常時作動により格納容器は事実上開放状態にあると考えられる。	格納容器は開放状態にあり、停止時の緩和手段として期待できない。停止時PSAのモデルでは考慮していない。	×
	代替除熱	格納容器からの除熱が可能な現有設備(ドライウェルカー、原子炉冷却材浄化系)を有効活用し、格納容器からの除熱機能を向上させる。	停止時には格納容器が開放状態の期間は減圧を要しない状態もある。ただし、閉時にはドライウェルカー、原子炉冷却材浄化系により緩和手段が期待できる。	出力運転時にもドライウェルカー、原子炉冷却材浄化系を炉心損傷頻度低減手段としてモデル化していない。原子炉冷却材浄化系は容量を考慮する必要がある。	×
	残留熱除去系の復旧	残留熱除去系の故障機器を復旧し、原子炉からの除熱機能を向上させる。	停止時において残留熱除去系の復旧のための時間余裕は出力運転時より大きく、緩和手段として期待できる。	停止時には残留熱除去系の運転が行われており、停止時PSAのモデルで既に考慮している。	○ <sup>(*)2</sup>
安全機能のサポート	電源融通	複数基立地のメリットを活かして、原子炉施設間で6.9kV交流電源又は480V交流電源を融通することにより、電源供給能力を向上させる。	停止時の緩和手段の一つとして期待できる。隣接ユニットの非常用電源は2系列利用可能状態である可能性が高く、AM策として有効であると考えられる。	停止時PSAモデルでは、電源融通による交流電源の供給を考慮していない。全交流電源喪失時の緩和手段として期待できる。外部電源喪失事象は炉心損傷頻度の約27%を占めており、炉心損傷頻度低減効果の期待ができる。	○
	非常用ディーゼル発電機の復旧	全交流電源が喪失しても事象の進展が遅く時間的余裕が大きいことから、この時間余裕を利用して非常用ディーゼル発電機の故障を復旧させ、電源供給能力を向上させる。	停止時において非常用ディーゼル発電機の復旧のための時間余裕は出力運転時より大きく、緩和手段として期待できる。	停止時PSAのモデルで既に考慮している。	○ <sup>(*)2</sup>

(\*1) 保守点検のため緩和系が少ない停止時に利用できる常用系の重要な緩和手段であり従来から停止時PSAにおいて考慮している。

(\*2) 設備追加を必要としない緩和手段であり出力運転時及び停止時PSAにおいて従来から考慮している。

表 5.3 停止時安全確保策等の感度解析

感度解析ケース	AM策等	内容
出力運転時のAM策	1 代替注水 (消火系による注水)	RHR系の切り替え時のLOCA等の冷却材喪失事象及び崩壊熱除去喪失事象において復水補給水系失敗時のAM策として用いる。
	2 電源融通	全交流電源喪失時の電源確保のためのAM策として隣接プラントからの交流電源の融通を受ける。
解析モデル改良策	3 原子炉手動減圧操作失敗に対するバックアップ	運転員が原子炉の減圧操作を失敗しても他の運転員がバックアップ（失敗確率を0.1）することを想定し、人的過誤を低減する。
	4 診断失敗に対するバックアップ	運転員が診断失敗しても上長等によるバックアップ（失敗確率を0.1）を想定して、人的過誤を低減する。
	5 停止時は原子炉容器ベント菅開放により高圧になる可能性が低いことを踏まえ、原子炉減圧失敗を解析モデルから削除する。	原子炉減圧の手動操作失敗を削除することにより、本人的過誤により炉心損傷に至るシーケンスがなくなることにより、低圧注入系失敗の確率が減少する。
	6 待機除外時間の短縮のため定期検査期間の短縮を想定する。	定期検査の各POS期間を事業者解析条件と同じに短縮されたと想定することにより（表2.4参照）、緩和系の待機除外時間が減少し、炉心損傷頻度が低減する。

表 5.4 感度解析結果

ケース	項目	BWR4 プラント		BWR5 プラント	
		／炉年	低減割合	／炉年	低減割合
	ベースケース	1.5E-07	1.0	1.1E-07	1.0
1	電源融通	1.5E-07	1.0	9.3E-08	0.9
2	消火系による代替注水	1.2E-07	0.8	9.1E-08	0.9
3	原子炉手動減圧バックアップ	9.6E-08	0.6	1.0E-07	1.0
4	診断失敗バックアップ	1.1E-07	0.7	7.1E-08	0.7
5	減圧の必要性削除	9.0E-08	0.6	9.9E-08	0.9
6	待機除外時間の短縮	1.3E-07	0.8	6.2E-08	0.6
(参考)	(出力運転時AM後)	1.4E-07	—	7.7E-08	—

表 5.5 起因事象別感度解析結果

プラント(炉型) 起因事象	BWR4							BWR5						
	ベースケース		Case1	Case2	Case3	Case4	Case5	ベースケース		Case1	Case2	Case3	Case4	Case5
	起因事象 発生頻度	炉心損傷 頻度	炉心損傷頻度					起因事象 発生頻度	炉心損傷 頻度	炉心損傷頻度				
SDCS(SHC)-A系故障 (フロントライン系故障)	2.6E-03	3.0E-08	3.0E-08	3.0E-08	1.1E-08	2.4E-08	8.5E-09	2.8E-03	1.2E-09	1.2E-09	1.2E-09	7.8E-10	5.9E-10	7.3E-10
SDCS(SHC)-B系故障 (フロントライン系故障)	2.6E-03	4.1E-09	4.1E-09	3.8E-09	3.3E-09	1.4E-09	3.3E-09	2.8E-03	1.8E-09	1.8E-09	1.8E-09	1.4E-09	1.7E-09	1.4E-09
SDCS(SHC)-A系故障 (サポート系故障)	2.6E-03	2.0E-08	2.0E-08	1.9E-08	7.0E-09	1.6E-08	5.6E-09	2.8E-08	1.9E-09	1.9E-09	1.3E-09	1.4E-09	1.3E-09	1.4E-09
SDCS(SHC)-B系故障 (サポート系故障)	2.6E-03	1.6E-09	1.6E-09	1.4E-09	9.9E-10	8.6E-10	9.3E-10	2.8E-08	3.8E-09	3.8E-09	2.0E-09	3.4E-09	3.6E-09	3.3E-09
SDCS(SHC)共通吸込部故障	1.1E-04	3.3E-09	3.3E-09	3.1E-09	1.5E-09	2.3E-09	1.3E-09	1.1E-04	1.0E-09	1.0E-09	1.0E-09	6.8E-10	5.9E-10	6.4E-10
外部電源喪失	4.2E-03	4.2E-08	3.5E-08	1.5E-08	4.0E-08	4.1E-08	4.0E-08	4.5E-03	5.5E-08	4.3E-08	4.5E-08	5.5E-08	5.5E-08	5.4E-08
大LOCA	2.3E-06	1.9E-09	1.9E-09	1.9E-09	1.9E-09	2.2E-10	1.9E-09	2.4E-06	2.9E-09	2.9E-09	2.9E-09	2.9E-09	3.3E-10	2.9E-09
中LOCA	7.3E-06	4.8E-09	4.8E-09	4.7E-09	4.7E-09	7.1E-10	4.7E-09	7.6E-06	9.0E-09	9.0E-09	9.0E-09	8.9E-09	1.1E-09	8.9E-09
小LOCA	2.3E-05	1.7E-09	1.7E-09	1.5E-09	1.2E-09	8.4E-10	1.2E-09	2.4E-05	1.6E-09	1.6E-09	1.5E-09	1.3E-09	7.7E-10	1.2E-09
RHR系の切替え時のLOCA	1.1E-04	4.0E-08	4.0E-08	3.7E-08	2.3E-08	2.4E-08	2.1E-08	1.1E-04	2.1E-08	2.1E-08	2.1E-08	2.1E-08	2.7E-09	2.0E-08
RHR系の運転中のLOCA	7.4E-05	3.7E-09	3.7E-09	3.2E-09	2.1E-09	2.5E-09	2.0E-09	9.8E-05	5.3E-09	5.3E-09	4.2E-09	3.9E-09	3.7E-09	3.8E-09
合計	—	1.5E-07	1.5E-07	1.2E-07	9.6E-08	1.1E-07	9.0E-08	—	1.0E-07	9.3E-08	9.1E-08	1.0E-07	7.1E-08	9.9E-08
ベースケースに対する割合		1.0	0.95	0.8	0.6	0.7	0.6		1.0	0.9	0.9	0.95	0.7	0.9

Case1: 電源融通  
Case2: 消火系による代替注水  
Case3: 手動減圧バックアップ  
Case4: 診断失敗バックアップ  
Case5: 低圧系減圧考慮なし

表 5.6 プラント運転状態別感度解析結果

単位/炉年

プラント状態	BWR4							BWR5						
	ベースケース	Case1	Case2	Case3	Case4	Case5	Case6	ベースケース	Case1	Case2	Case3	Case4	Case5	Case6
POS-S	2.2E-08	2.2E-08	2.2E-08	1.4E-08	1.1E-08	1.3E-08	6.6E-08	2.1E-08	2.1E-08	2.1E-08	2.1E-08	2.5E-09	2.1E-08	2.1E-08
POS-A	1.0E-08	9.4E-09	9.4E-09	8.8E-09	4.6E-09	8.6E-09	5.5E-09	1.1E-08	9.6E-09	1.1E-08	9.5E-09	5.6E-09	9.2E-09	4.7E-09
POS-B1	1.3E-08	1.3E-08	4.7E-09	1.3E-08	9.9E-09	1.3E-08	2.4E-09	1.1E-08	1.1E-08	8.8E-09	1.1E-08	1.0E-08	1.1E-08	3.9E-09
POS-B2	5.6E-09	5.6E-09	9.4E-10	5.6E-09	5.2E-09	5.6E-09	5.0E-09	7.7E-09	7.7E-09	5.9E-09	7.7E-09	7.1E-09	7.7E-09	2.6E-09
POS-B3	1.0E-08	1.0E-08	4.1E-09	1.0E-08	6.8E-09	1.0E-08	3.8E-09	9.9E-09	9.9E-09	8.4E-09	9.9E-09	6.7E-09	9.9E-09	1.5E-08
POS-C	7.4E-08	6.8E-08	6.3E-08	3.9E-08	6.2E-08	3.5E-08	3.3E-08	3.9E-08	2.9E-08	3.2E-08	3.7E-08	3.8E-08	3.6E-08	1.2E-08
POS-D	1.7E-08	1.7E-08	1.6E-08	6.2E-09	1.3E-08	5.0E-09	1.4E-08	4.1E-09	4.1E-09	4.1E-09	3.9E-09	6.8E-10	3.8E-09	3.1E-09
合計	1.5E-07	1.5E-07	1.2E-07	9.6E-08	1.1E-07	9.0E-08	1.3E-07	1.0E-07	9.3E-08	9.1E-08	1.0E-07	7.1E-08	9.9E-08	6.2E-08

Case1: 電源融通  
 Case2: 消火系による代替注水  
 Case3: 手動減圧バックアップ  
 Case4: 診断失敗バックアップ  
 Case5: 低圧系減圧考慮なし  
 Case6: 待機除外時間の短縮

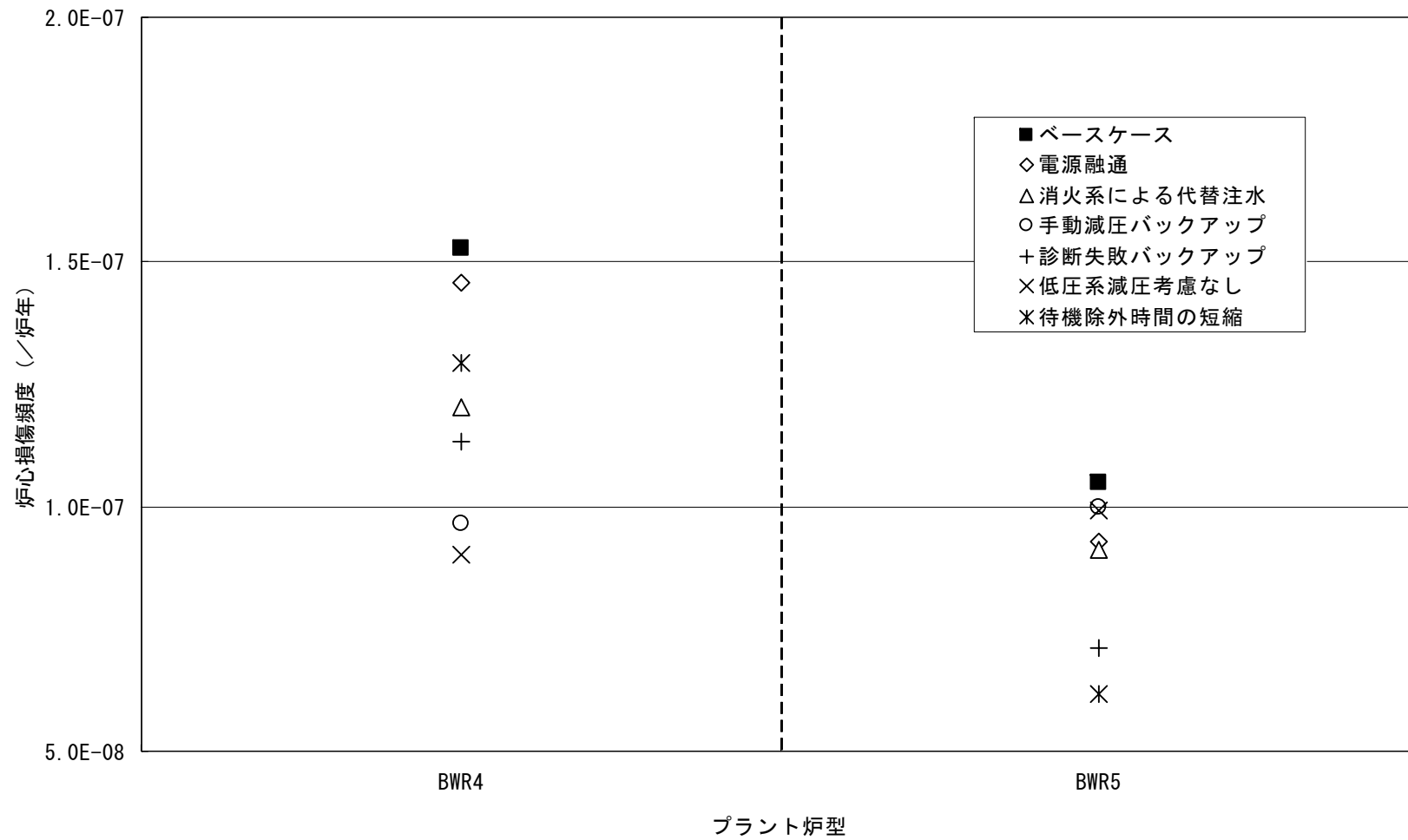


図 5.1 感度解析結果 (BWR)

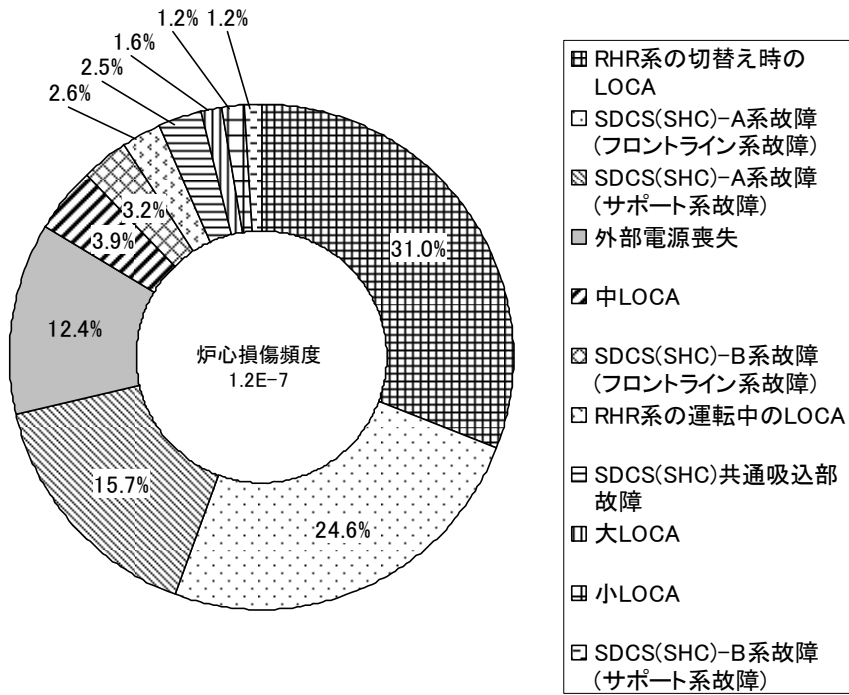


図 5.2 消火系使用時の起因事象別炉心損傷頻度 (BWR4 プラント)

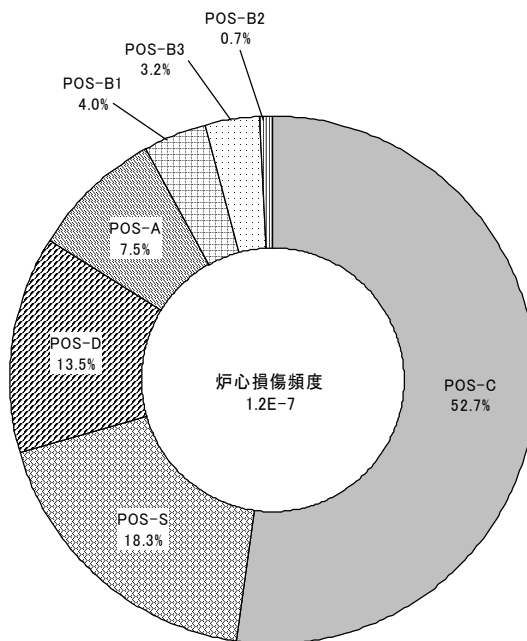


図 5.3 消火系使用時の運転状態別炉心損傷頻度 (BWR4 プラント)

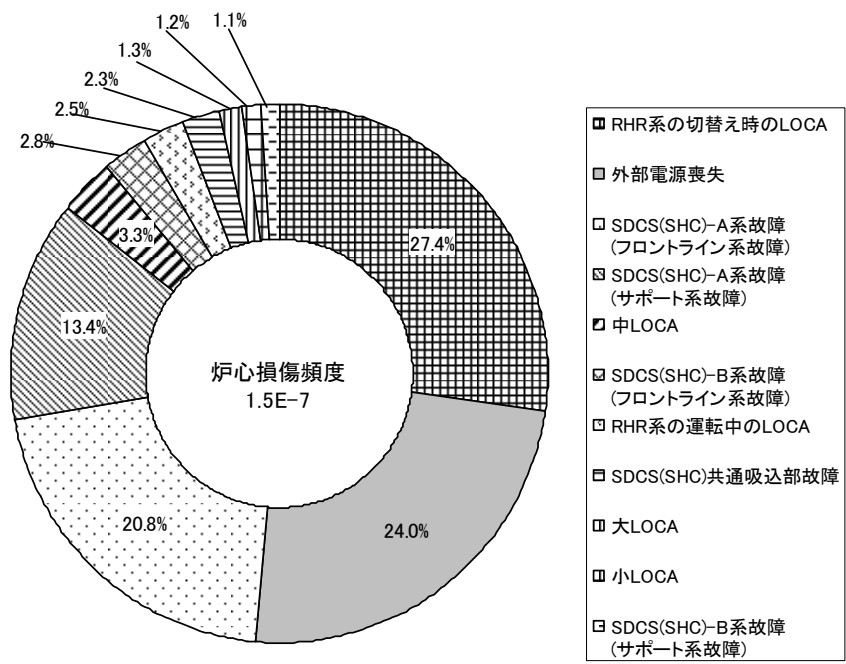


図 5.4 電源融通時の起因事象別炉心損傷頻度 (BWR4 プラント)

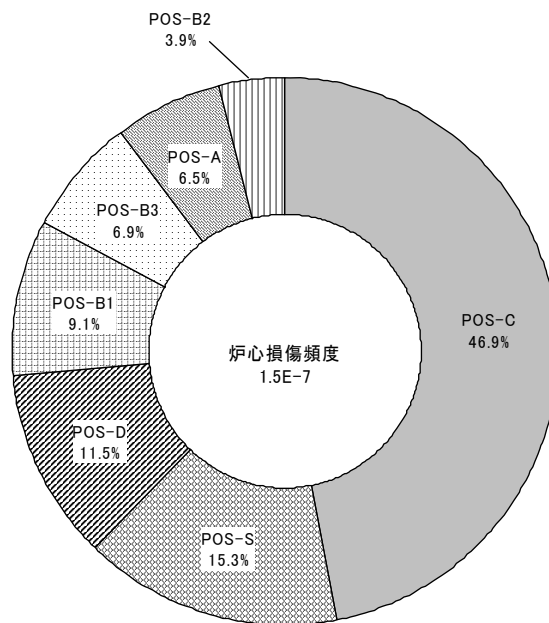


図 5.5 電源融通時の運転状態別炉心損傷頻度 (BWR4 プラント)

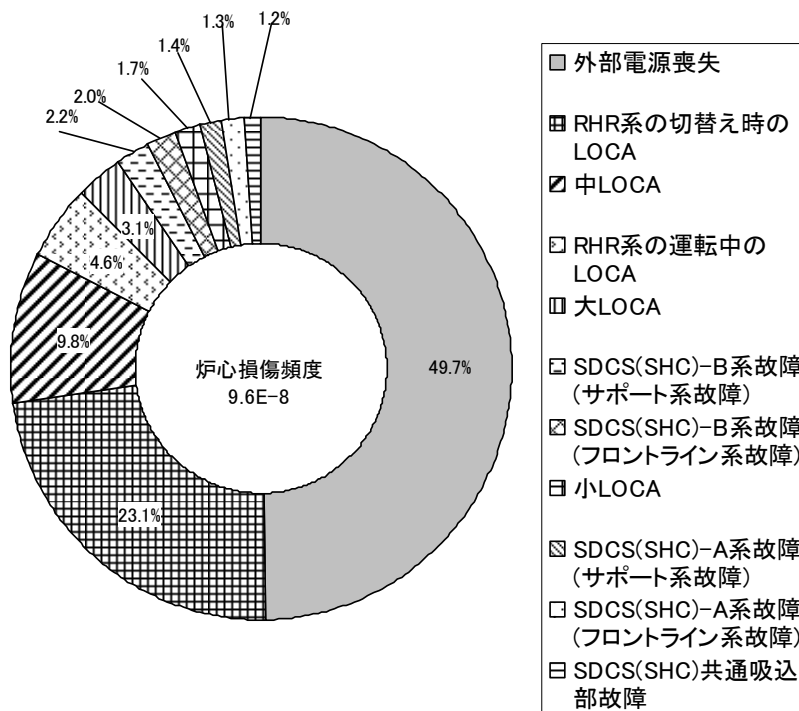


図 5.6 消火系使用時の起因事象別炉心損傷頻度 (BWR5 プラント)

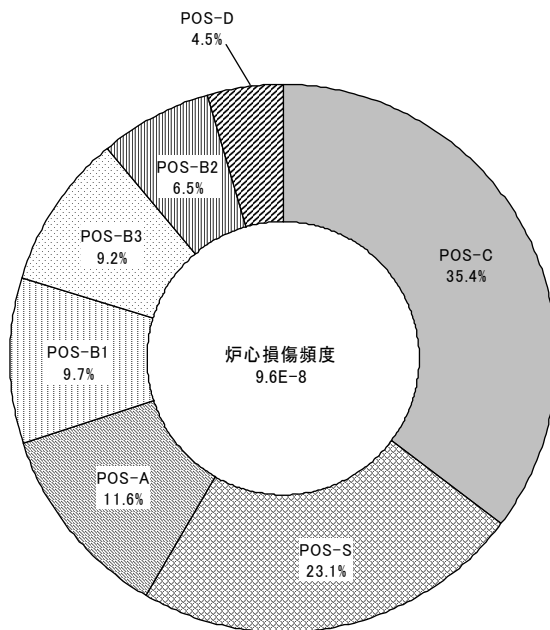


図 5.7 消火系使用時の運転状態別炉心損傷頻度 (BWR5 プラント)

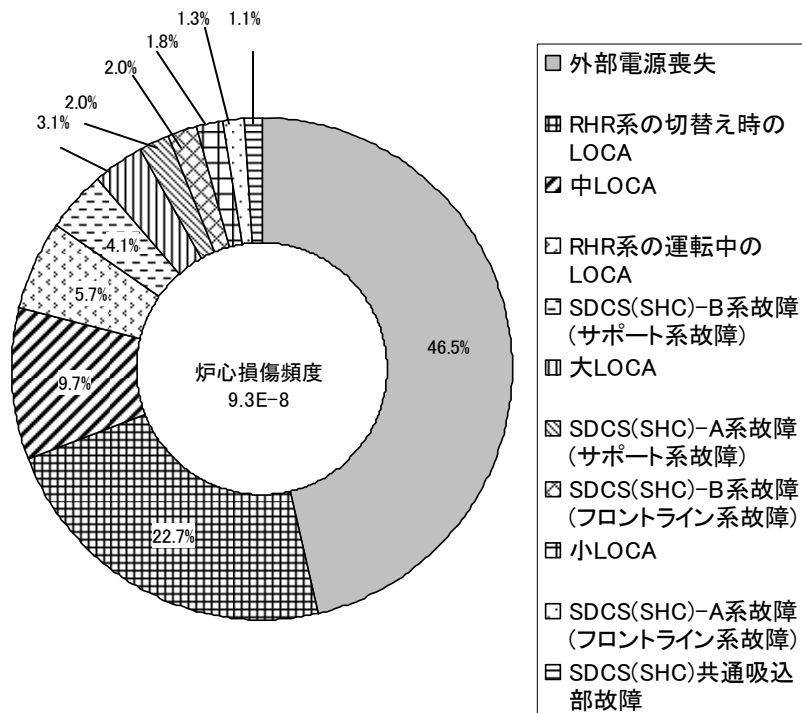


図 5.8 電源融通時の起因事象別炉心損傷頻度 (BWR5 プラント)

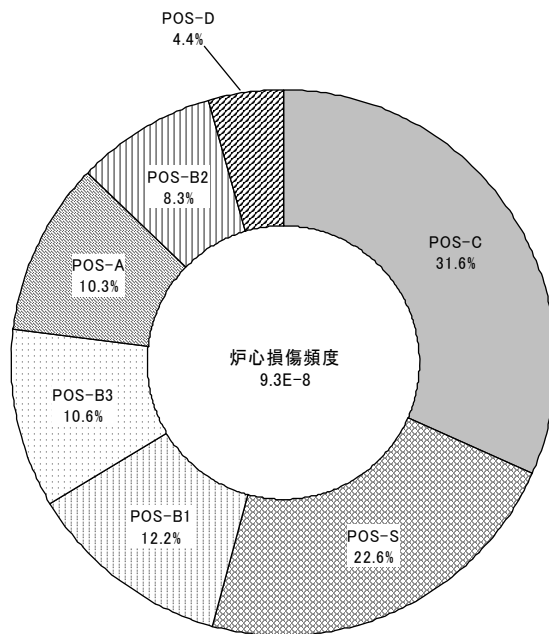


図 5.9 電源融通時の運転状態別炉心損傷頻度 (BWR5 プラント)

## 6. PWR プラントにおける安全確保策の有効性評価

### 6.1 出力運転時におけるアクシデントマネジメント策の適用性検討

平成4年5月に原子力安全委員会より決定文「発電用軽水型原子炉施設における対策としてのアクシデントマネジメント」が出された。原子力安全委員会はこの中で、原子炉施設のリスクは十分低くなっているが、アクシデントマネジメントの整備はこの低いリスクを一層低減するものと位置付け、原子炉設置者に対して効果的なアクシデントマネジメントを自主的に整備することを強く奨励している。

平成4年8月に通商産業省（現経済産業省）は「アクシデントマネジメントの今後の進め方」において、電気事業者に対し PSA の実施とこれに続いてアクシデントマネジメントの整備を行うように対応を求めている。これを受けて電気事業者は 2000 年頃を目途に各原子力プラントに出力運転時を対象にしたアクシデントマネジメント策の整備を行った。PWR プラントに対して整備されたアクシデントマネジメント策は次のものである。

#### (1) 出力運転時におけるアクシデントマネジメント策

PWR プラントに対して整備されたアクシデントマネジメント策は次のものである。

- a. 原子炉停止機能
  - ・緊急 2 次冷却の多様化
- b. 炉心冷却機能
  - ・タービンバイパス系の活用
  - ・代替再循環
  - ・代替補機冷却
  - ・格納容器内自然循環対流冷却
- c. 放射性物質の閉じ込め
  - ・格納容器内自然対流冷却
  - ・格納容器内注水
  - ・1 次系強制減圧
- d. 安全機能のサポート
  - ・代替補機冷却
  - ・号機間電源融通

## (2) 停止時に対する適用可能なアクシデントマネジメント策

出力運転時を対象としたアクシデントマネジメント策を対象に、停止時に適用可能なアクシデントマネジメント策を検討した。検討は以下の2つの視点から行った。

- ・ 停止時には各種システムが待機除外となっており、出力運転時には利用可能であっても、停止時には使用不能なシステムがある。そこで、アクシデントマネジメント策を講じるのに必要なシステムの状態を調査し、各プラント運転状態におけるアクシデントマネジメント策の適用可能性を検討した。
  - ・ 停止時レベル 1PSA の結果から、アクシデントマネジメント策を講じた場合に低減効果のある起因事象やドミナントシーケンスを調査し、炉心損傷頻度低減効果についての検討を行った。
- 以上の結果から出力時アクシデントマネジメント策の適用可能性についての検討結果を表 6.1 に示す。

この結果から、停止時において適用可能なものは次に示す項目が適用可能である結果が得られた。

### a 原子炉停止機能

- ・ 緊急2次冷却

### b. 炉心冷却機能

- ・ タービンバイパス系の活用
- ・ 代替補機冷却
- ・ 代替制御用空気冷却

### c. 安全機能のサポート

- ・ 号機間電源融通

以上の検討結果から、感度解析を実施するアクシデントマネジメント策として、アクシデントマネジメント策の効果が大きいと想定される項目を絞り込み2項目を選定した。ただし、号機間電源融通については、現状のドライ型4ループPWRプラントの評価に反映ずみのため、感度解析の項目から除外している。

#### ① 代替補機冷却

停止時には余熱除去系の信頼性が重要であることから、原子炉補機冷却系が機能を喪失した場合にも余熱除去（RHR）ポンプの冷却能力を維持する。

#### ② 代替制御用空気供給

事象発生時の緩和策としてフィードアンドブリードに対する期待が大きい。これらは制御用

圧縮空気系が機能維持していることを前提としている。そこで、制御用圧縮空気系が機能喪失した場合にも空気作動弁が開維持できるようにする、常用空気系を用いる。

## 6.2 停止時固有のアクシデントマネジメント策の抽出

4 項の海外文献調査の結果においても、PWR プラントの停止時の炉心損傷頻度が高いのは、余熱除去系によるミッドループ運転時であることが判明した。そこで、ミッドループ運転時に適用可能なアクシデントマネジメント策について調査の結果、以下の 2 項目について、停止時のアクシデントマネジメント策候補として抽出した。

- ① 超音波水位計の設置
- ② ミッドループ時用の水位計を設置し、水位が下がった場合にはインターロック機構により弁を自動的に閉止するシステムを設置（超音波水位計＋インターロック機構）

## 6.3 停止時における PWR プラントの感度解析

2 章の PWR プラントにおける国内評価結果の整理により、代表的な PWR プラントにおいては、燃料交換前のミッドループ運転における炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度の半数以上を占めており、このプラント運転状態が炉心損傷頻度の観点から重要であることが明らかになっている。

以上の国内プラントにおける整理結果及び、6.1 項及び 6.2 項の検討結果に加え、4.1 項の手順書の見直しによるミッドループ運転期間短縮の効果に関する項目を停止時におけるアクシデントマネジメント策候補として選定した。

これらの停止時におけるアクシデントマネジメント策候補が、停止時の炉心損傷頻度に与える影響を確認するため各項目について感度解析を実施する。

感度解析は、以下の 5 ケースについて、ドライ 4 ループ PWR プラントを対象にして実施する。

- (1) 代替補機冷却
- (2) 代替制御用空気供給
- (3) 超音波水位計の設置
- (4) 超音波水位計の設置及びインターロック機構の導入
- (5) ミッドループ運転期間を半分にした場合

### 6.3.1 代替補機冷却を考慮した解析

平成 12 年度「PWR プラントのレベル 1PSA 手法の整備 =ドライ 4 ループ PWR=」によれば、代替補機冷却は、原子炉補機冷却系機能喪失時に炉心損傷を防止するためのポンプの間欠運

転（高圧注入ポンプ、または余熱除去ポンプ）及び空調冷水設備による余熱除去ポンプの代替冷却を実施し、ポンプの運転を確保するもので、原子炉補機冷却系の短時間の回復を行い、炉心損傷を防止するとともに、原子炉補機冷却系の長期的な回復のための余裕時間を確保するものとされている。

代替補機冷却のラインアップを図 6.1 に示す。

### (1) モデル化の方法

代替補機冷却操作には約 1 時間の時間余裕が必要とされている。表 6.2 の炉心損傷までの時間余裕によれば、全ての運転モードで 1 時間以上の余裕があることから、時間的な制約による本アクシデントマネジメント策が適用できない運転モードはない。

モデル化にあたっては、従来、余熱除去（RHR）ポンプ A を冷却する原子炉補機冷却系の頂上事象と同列に AND 事象にて、本アクシデントマネジメント策を付け加える。つまり、本アクシデントマネジメント策により変更される系統は原子炉補機冷却系の中で、余熱除去（RHR）ポンプ A を冷却する枝管を頂上事象とするモデルである。その頂上事象のゲートを AND ゲートに変更し、そのゲートに接続する基事象を追加した。

本アクシデントマネジメント策の失敗確率は、平成 12 年度「PWR プラントのレベル 1PSA 手法の整備 = ドライ 4 ループ PWR =」の評価結果から小破断時の  $5.2 \times 10^{-2}$  を用いることとする。前段で追加した基事象に対し、デマンド型の故障率として  $5.2 \times 10^{-2}$  を与えた。

モデル化の FT 図の概要を図 6.2 に、実際のフォールトツリーモデルの変更点を図 6.3 に示す。

### (2) 事故シーケンスの定量化

起因事象別の炉心損傷頻度を表 6.3 に、プラント運転状態（POS）別の炉心損傷頻度を表 6.4 に、ドミナントシーケンスを表 6.5 に示す。

解析の結果、炉心損傷頻度は  $1.5 \times 10^{-7}$  / 炉年となり、本アクシデントマネジメント策を考慮することにより炉心損傷頻度が約 35% 程度低減することが分かった。

特に、RHR1 系統の機能喪失における炉心損傷頻度低減効果は、 $5.9 \times 10^{-8}$  / 炉年が  $6.7 \times 10^{-9}$  / 炉年へと約 89% と大きく低下した。これは、1 系統だけで運転されている RHR 系統の信頼性が向上していることが、低減効果となって現れている。

### (3) 本アクシデントマネジメント策の適用に関するモデル化上の課題

本 AM 策は図 6.2 に示したとおり、余熱除去ポンプを冷却することにより、出力時の低圧注入系の注入モード時間内のポンプの利用可能性を維持するものである。

一方、停止時における RHR 運転は、崩壊熱で加熱された冷却材を RHR 熱交換器で冷却し、炉心へと循環させることで炉心の冷却を進めることを目的としている。つまり、RHR 熱交換器で余熱除去系から原子炉補機冷却水系へ、さらには格納容器冷却系熱交換器で原子炉補機冷却水系から原子炉補機冷却海水系へ熱を移動し、最終的には海水へ排熱する必要がある。

現在の停止時レベル 1PSA の RHR モードについては、余熱除去ポンプについては原子炉補機冷却水系による冷却を必要としているが、RHR 熱交換器については原子炉補機冷却水系による冷却を必要としていない。このため、余熱除去ポンプへの冷却機能を本アクシデントマネジメント策によって代替することで、RHR 運転モードが成功となる。しかし、本来の RHR 運転モードを考えると、本アクシデントマネジメント策では RHR 熱交換器への代替機能を果たしていないため、炉心の熱を海水に排熱することが出来なく、長期的には炉心冷却を進めることが出来ない(図 6.4)。

その点を考慮すると、本アクシデントマネジメント策の効果は、より限定的である可能性がある。

### 6.3.2 代替制御用空気供給を考慮した解析

代替制御用空気供給は、現行の出力運転時の PSA モデルでは炉心低減効果が大きくはないとの予測から感度解析等を行われていない。しかし、停止時には待機除外となる安全系の機器が多く、各種フィードアンドブリードによる炉心冷却効果が事象発生時の緩和策として期待されている。

その際、空気作動弁を開くためには制御用圧縮空気系が利用可能であることが条件となることから、停止時には有効なアクシデントマネジメント策として期待できる。特に燃料交換前のミッドループ運転 (POS6) から燃料交換後のミッドループ運転 (POS10) においては、2 系統ある制御用圧縮空気系の 1 系統が待機除外されることから、バックアップ設備として期待される。

アクシデントマネジメント策の概要としては、所内空気系を制御用圧縮空気系に接続することにより、空気圧を維持するものである。

#### (1) モデル化の方法

代替制御用空気供給に関しては、出力時アクシデントマネジメント策にてモデル化を実施していないことから、その詳細なラインアップや手順が不明である。但し、空気系の供給であることから、代替補機冷却のようなホース接続作業は不要であると考えられる。また、同じ重要設備同士を接続する格納容器スプレイ系を利用する代替再循環よりは複雑な手順を要すると考えられ

る。これら 2 つのアクシデントマネジメント策のアンアベイラビリティは、いずれも  $5.2 \times 10^{-2}$  であることから、代替制御用空気供給に関しても、同じアンアベイラビリティであると仮定する。

モデル化にあたっては、加圧器逃がし弁や主蒸気逃がし弁への空気供給ラインを頂上事象とするフォールトツリーに、代替制御用空気供給に失敗する事象を AND 事象にて付け加える。モデル化のフォールトツリーモデル図の概要を図 6.5 に、具体的なフォールトツリーを図 6.6 に示す。

## (2) 事故シーケンスの定量化

起因事象別の炉心損傷頻度を表 6.6 に、プラント運転状態 (POS) 別の炉心損傷頻度を表 6.7 に、ドミナントシーケンスを表 6.8 に示す。

解析の結果、炉心損傷頻度は  $2.3 \times 10^{-7}$  / 炉年となり、アクシデントマネジメント適用前とほとんど変化せず、炉心損傷頻度低減効果は非常に小さい。これは、フィードアンドブリード失敗の主たる要因が人的過誤であることによる。

### 6.3.3 超音波水位計を設置した解析

平成 13 年度「PWR プラントのレベル 1PSA の活用」では、伊方 2 号機のミッドループ運転時の水位監視体制の強化のために、新たに超音波水位計を設置した場合の効果を確認するための感度解析を実施している。本感度解析では、この時の方法を踏襲した解析を実施した。

#### (1) モデル化の方法

超音波水位計を設置した場合と設置しない場合の水位維持失敗確率をフォールトツリー手法により算出し、それぞれの確率から比を求めてミッドループ運転時の過剰なドレンの頻度に積算した。水位計設置のイメージ図を図 6.7 に示す。水位計の故障と監視のミスを考慮することになる。水位計設置によるフォールトツリーの変更点を図 6.8 に示す。

フォールトツリー解析の結果、水位維持失敗の確率は以下となった。

- ① 超音波水位計を設置しない場合 :  $9.6 \times 10^{-5}$
- ② 超音波水位計を設置した場合 :  $1.9 \times 10^{-5}$

すなわち、超音波水位計を設置した場合としない場合の水位維持の失敗確率に 5 倍の違いがあることから、ここでは、ミッドループ運転時の過剰なドレンの発生頻度が 1/5 になるとして評価した。

## (2) 事故シーケンスの定量化

起因事象別の炉心損傷頻度を表 6.9 に、POS 別の炉心損傷頻度を表 6.10 に、ドミナントシーケンスを表 6.11 に示す。解析の結果、炉心損傷頻度は  $1.7 \times 10^{-7}$  / 炉年となり、超音波水位計の設置を考慮することにより炉心損傷頻度が約 26% 程度低減することが分かった。

### 6.3.4 超音波水位計とインターロックを設置した解析

前項で検討した超音波水位計に加えて、ミッドループ運転用の水位を監視し、それよりも水位が低下した場合に、隔離弁を閉じることにより、それ以上の原子炉の水位低下を防止するインターロック機構を導入した場合の効果を確認するための感度解析を実施した。

#### (1) モデル化の方法

超音波水位計とインターロックを設置した場合とその両者を設置しない場合の水位維持失敗確率をフォールトツリー手法により算出し、それぞれの確率から比を求めてミッドループ運転時の過剰なドレンの頻度に積算した。超音波水位計とインターロックの設置イメージを図 6.9 に示す。インターロックの設置では、弁の故障、電源系の喪失、制御信号の喪失をモデル化する。

超音波水位計とインターロック設置に伴うフォールトツリーモデルの変更点を図 6.10 に、インターロック部分の FT 展開図を図 6.11 に示す。

フォールトツリー解析の結果、水位維持失敗の確率は以下となった。

- ① 超音波水位計を設置しない場合 :  $9.6 \times 10^{-5}$
- ② 超音波水位計とインターロックを設置した場合 :  $8.4 \times 10^{-9}$

すなわち、超音波水位計とインターロックを設置した場合としない場合の水位維持の失敗確率に約 1000 倍の違いがあることから、ここでは、ミッドループ運転時の過剰なドレンの発生頻度が約 1/1000 になるとして評価した。

#### (2) 事故シーケンスの定量化

起因事象別の炉心損傷頻度を表 6.12 に、プラント運転状態 (POS) 別の炉心損傷頻度を表 6.13 に、ドミナントシーケンスを表 6.14 に示す。解析の結果、炉心損傷頻度は  $1.5 \times 10^{-7}$  / 炉年となり、超音波水位計の設置を考慮することにより炉心損傷頻度が約 35% 程度低減することが分かった。

また、ミッドループ時の水位監視が有効な RHR2 系統の喪失事象が占める割合は、全炉心損傷頻度に対して約 0.0% である。つまり、ミッドループ時のドレン過剰による炉心損傷に至る事象

進展シナリオは十分に緩和されることが示された。

### 6.3.5 手順書見直しによる滞在時間の短縮した場合の解析

事業者の停止時 PSA も出ると当機構の停止時 PSA モデルとでは各プラント運転状態 (POS) の滞在時間に大きな開きがある。特に、ミッドループ運転時については、停止時については高浜 3 号機では 80 時間であるのに対して当機構モデルでは 121.8 時間、起動時については高浜 3 号機が 119 時間であるのに対して当機構モデルでは 437.1 時間と大きな差がある。そこで、高浜 3 号機と同等にミッドループ運転の滞在時間を短縮できた場合の炉心損傷頻度低減効果を計算する。

#### (1) モデル化の方法

滞在時間が短くなる分だけ、単純に起因事象発生頻度が低減されると仮定する。すなわち、ミッドループまで 1 次系の水抜き (POS5) からキャビティ水張り (POS7) までの各起因事象発生頻度については 80 時間/121.8 時間を、キャビティ水抜き (POS9) から 1 次系の水張り (POS11) については 119 時間/437.1 時間を乗じることで、炉心損傷頻度の再計算を行った。

#### (2) 事故シーケンスの定量化

起因事象別の炉心損傷頻度を表 6.14 に、プラント運転状態 (POS) 別の炉心損傷頻度を表 6.15 に、ドミナントシーケンスを表 6.16 に示す。解析の結果、炉心損傷頻度は  $1.3 \times 10^{-7}$  / 炉年となり、手順書の見直しによりミッドループ運転の滞在時間を高浜 3 号機と同等に短縮することが可能であれば炉心損傷頻度を約 43% 程度低減することが分かった。

感度解析を実施した中では最大の効果であり、炉心損傷頻度の大きい運転モードの滞在時間の短縮が炉心損傷頻度の低減に大いに役立つことがわかった。

## 6.4 PWR プラントにおける安全確保策の有効性評価のまとめ

6.3 項の感度解析結果から、PWR プラントにおける安全確保策の有効性として、①超音波水位計の設置、②ミッドループ運転期間の影響が停止時における安全確保の観点から重要であることが確認できた。

また、本有効性評価では、評価対象外としたが、リスク情報を活用した定期検査工程を作成することにより、停止時リスク低減策の使用期間の拡張化及び信頼性の向上により、停止時におけるリスクの更なる低減を図ることができる。

表 6.1 出力時 AM 策の停止時への適用可能性検討結果 (PWR) (1/6)

AM 策の概要			停止時における有効性評価		
AM 策名	対象事象	AM 策の概要	プラント状態からの検討	炉心損傷頻度低減可能性における検討	評価
緊急二次系冷却	補助給水系の自動および手動による起動失敗	主給水系を手動で起動し、二次系の冷却を行う。	低出力運転および原子炉停止 (POS1)～ミッドループ運転までの 1 次系水抜 (POS5) 及び 1 次系水張り (POS11) 以降では、主給水ポンプが運転中または待機中であることから、適用可能であると考えられる。	低出力運転および原子炉停止 (POS1)～ミッドループ運転までの 1 次系水抜 (POS5) 及び 1 次系水張り (POS11) が停止時の炉心損傷頻度に占める割合は 4 ループプラントで 13.8%である。これらの中での支配的な要因は診断失敗により、緩和操作の必要性を認識せずに炉心損傷に至ると言うヒューマンエラーである。よって、代替手段が用意されていることの効果は小さい。  支配的なミッドループ運転時には待機除外であることから、炉心損傷頻度の低減効果は限定的であると予想される。	△
二次系強制冷却	高圧注入系および非常用原子炉格納容器冷却系の多重故障、蒸気発生器 2 次側圧力異常上昇 (二次系冷却失敗)	主蒸気逃がし弁開による二次系強制冷却により、低圧注入/低圧再循環/サンプル水冷却を行う。	主蒸気逃がし弁開による二次系冷却は、既に「蒸気発生器による冷却」にて考慮されている。	主蒸気逃がし弁開による二次系強制冷却は炉心損傷頻度低減に効果がある。但し、AM 策というよりも、停止時の既存の緩和手段の 1 つであるため、有効性評価は行わない。	○

表 6.1 出力時 AM 策の停止時への適用可能性検討結果 (PWR) (2/6)

AM 策の概要			停止時における有効性評価		
AM 策名	対象事象	AM 策の概要	プラント状態からの検討	炉心損傷頻度低減可能性における検討	評価
水源補給による注入継続	非常用炉心冷却系再循環機能喪失	非常用炉心冷却系の水を格納容器サンプへ切り替えることに失敗した場合、燃料交換水タンクへほう酸水を補給し炉心への注入を継続しつつ、サンプ切り替え機能の回復を待つ	(停止時における評価対象モード外のため評価対象外)	現在の停止時のモデルでは水源を格納容器サンプへ切り替える「長期炉心冷却モード」を考慮していないため、結果には影響がない。	×
代替気相冷却	格納容器スプレイ系不作動	常用格納容器冷却系による格納容器気相部の冷却	(停止時における評価対象モード外のため評価対象外)	格納容器除熱機能については、現在の停止時モデルでは考慮していないため、結果には影響がない。	×
一次系強制減圧	SGTR 時破損蒸気発生器隔離失敗	一次系を注水し減圧、早期に RHR 接続、長期炉心冷却を確保	(停止時は、減圧されているため、評価対象外)	停止時のモデルでは、SGTR を考慮していないため、結果には影響がない。	×

表 6.1 出力時 AM 策の停止時への適用可能性検討結果 (PWR) (3/6)

AM 策の概要			停止時における有効性評価		
AM 策名	対象事象	AM 策の概要	プラント状態からの検討	炉心損傷頻度低減可能性における検討	評価
タービンバイパス系の活用	二次系強制冷却時に主蒸気逃し弁開失敗	主蒸気ダンプ弁を手動開にし、二次系の減圧を行う。	公開情報からは、主蒸気ダンプ弁の利用可能性について判断できない。	蒸気発生器による冷却機能時に主蒸気逃し弁開失敗時の代替手段として考慮可能。しかし、主蒸気逃し弁の成功基準は1基/4基の開で成功のため、主蒸気逃し弁の機器故障の炉心損傷頻度への寄与は極めて小。本 AM 考慮時の炉心損傷頻度低減効果は極めて小さい。	△
代替再循環	非常用炉心冷却系再循環機能喪失	非常用炉心冷却系の水源を格納容器サンプへ切り替えることに失敗した場合に、 <ul style="list-style-type: none"> <li>・代替再循環ポンプ起動</li> <li>・再循環サンプ隔離弁バイパスライン電動弁を開く</li> <li>・RHR系と原子炉格納容器スプレイ系を接続するのいずれか(プラント構成に依存)</li> </ul>	(停止時における評価対象モード外のため評価対象外)	現在の停止時のモデルでは水源を格納容器サンプへ切り替える「長期炉心冷却モード」を考慮していないため、結果には影響がない。	×

表 6.1 出力時 AM 策の停止時への適用可能性検討結果 (PWR) (4/6)

AM 策の概要			停止時における有効性評価		
AM 策名	対象事象	AM 策の概要	プラント状態からの検討	炉心損傷頻度低減可能性における検討	評価
格納容器 自然対流冷却	非常用格納容器冷却系作動失敗時等	常用格納容器冷却系へ補機冷却水を通し、格納容器内水蒸気を凝縮させる	(停止時における評価対象モード外のため評価対象外)	格納容器自然対流冷却は、格納容器冷却機能喪失時の他、長期炉心冷却機能の成功基準の1つとして再循環時冷却機能喪失時にも有効である。  しかし、格納容器冷却機能、長期炉心冷却機能のいずれも停止時モデルでは考慮していないため、結果には影響がない。	×
代替補機冷却	補機冷却水系の多重故障	ポンプ等を停止後、二次系による強制冷却およびポンプの間欠運転により時間を確保。空調用冷水系等を余熱除去(RHR)ポンプ冷却ラインに接続後、RHRポンプを起動。	以下の2条件を満たすことにより、考慮可能である。 ・空調用冷水系などが使用可能である ・RHRポンプ冷却ラインに接続する時間的余裕がある 尚、この条件が満たされるかの判断に十分な情報は公開されていない。	補機冷却水系および補機冷却海水系の機能喪失に伴うRHRポンプの運転継続が困難なケースに対するAM策となりうる。  これは、RHRS1トレイン喪失の起因事象発生頻度を低下させる可能性がある。	○

表 6.1 出力時 AM 策の停止時への適用可能性検討結果 (PWR) (5/6)

AM 策の概要			停止時における有効性評価		
AM 策名	対象事象	AM 策の概要	プラント状態からの検討	炉心損傷頻度低減可能性における検討	評価
クールダウン アンドリサー キュレーション	SGTR 時破損箇所 隔離失敗	炉心への注水を継続し つつ、主蒸気逃がし弁等 による二次系除熱と加圧 逃し弁による原子炉冷却 系減圧により圧力を均 衡、漏洩を抑制する。	(停止時は、減圧されてい るため、評価対象外)	停止時のモデルでは、SGTR を考慮してい ないため、結果には影響がない。	×
代替制御用 空気供給	制御用空気系機能 喪失時	所内用空気系から供給す る	燃料交換前のミッドループ運 転 (POS6) から燃料交換後のミ ッドループ運転 (POS10) まで は、2 系列ある制御用圧縮空気 系の 1 系列が待機除外となる。 この間、所内用空気系が利用可 能であれば、制御用圧縮空気系 のバックアップとして期待でき る。 所内用空気系が利用可能かど うかの判断は、公開情報からだ けではできなかった。	「強制注入によるフィードアンドブリー ド」において開動作が必要な加圧器逃がし弁 及び「蒸気発生器による冷却」において開動 作が必要な主蒸気逃がし弁は空気作動弁で あり、制御用圧縮空気系の動作を必要とす る。 その制御用圧縮空気系が多重性を喪失し ている状況においては、代替制御用空気供給 は AM 策として炉心損傷頻度の低下に寄与 する可能性がある。	○

表 6.1 出力時 AM 策の停止時への適用可能性検討結果 (PWR) (6/6)

AM 策の概要			停止時における有効性評価		
AM 策名	対象事象	AM 策の概要	プラント状態からの検討	炉心損傷頻度低減可能性における検討	評価
号機間 電源融通	全交流電源喪失時	安全系機器を手動に切り替え、隣接ユニットの安全系機器 1 系列を確保しつつ、他方の 1 系列の非常用電源を融通させ、安全系高圧母線に電圧を確立、順次、安全系機器を手動起動する。	非常用電源は燃料取替期間 (POS8) の一時期を除いて常に 2 系統が利用可能状態にある。隣接ユニットの非常用電源も 2 系統利用可能状態にある可能性が非常に高い。  よって、AM 策として有効であると考えられる。	外部電源喪失時の非常用ディーゼル発電機起動失敗シーケンスにおける AM 策として、炉心損傷低減効果が期待できる。  但し、全炉心損傷頻度に占める外部電源喪失事象の割合は 5% 程度であり、低減効果は限定的である。	○
出力時 AM 策の停止時適用に関する総合的な検討結果		<p>・停止時 PSA における支配的なシーケンスは、RHR ミッドループ運転中における水位維持失敗とその後の回復操作の失敗である。これらに対する直接的な AM 策は、出力時 AM 策の中には存在しなかった。</p> <p>・サポートシステムに対する AM 策は、停止時にも有効である可能性があると言える。</p> <p>評価における記号の意味</p> <p>○：停止時における炉心損傷頻度低減に効果が期待できる。</p> <p>△：停止時における炉心損傷頻度低減に効果が期待できるが、効果が少ない。</p> <p>×：停止時における炉心損傷頻度低減に効果が期待できない。</p>			

表 6.2 炉心損傷に至るまでの時間余裕 (PWR)

操作手順	運転モード	JNES (INS)			
		POS	4ループ	3ループ	2ループ
発電機解列	2	1	報告なし	—(*1)	—(*1)
SGによる クールダウン	3	2		1.2	1.2
RHRによる クールダウン	4	3		1.2	1.2
	5	4		5.0	5.0
燃料交換前 ミッドループ 運転	5	5		5.0	5.0
		6A		1.2	10.6
		6AB		1.2	1.2
		6B		1.2	1.2
		7		3.1	3.1
燃料交換	6	8		—(*2)	—(*2)
燃料交換後 ミッドループ 運転	5	9		9.1	9.1
		10A		2.6	2.6
		10AB		2.6	2.6
		10B		26.0	26.0
		11		22.1	22.1
RHRを伴う ヒートアップ	5	12	22.1	22.1	
	4	13	5.8	5.8	
SGを伴う ヒートアップ	3	14	5.8	5.8	
発電機併入	2	15	—(*1)	—(*2)	

(\*1) : 出力運転時と同じ

(\*2) : 炉心内に燃料がないため、時間余裕の評価は行っていない。

表 6.3 起因事象別の炉心損傷頻度（代替補機冷却）

起 因 事 象	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合 (%)
RCS インベントリ喪失(RHR2)	8.0E-08	51.5%
RHRS 1 トレイン機能喪失(RHRT1)	6.7E-09	4.3.0%
接続システム LOCA 及び 保守による LOCA(J&K LOCA)	6.3E-08	40.8%
外部電源喪失(LOSP)	3.4E-09	2.2%
反応度事象(RIA)	1.7E-09	1.1%
全起因事象の合計	1.5E-07	100%

表 6.4 プラント運転状態別の炉心損傷頻度（代替補機冷却）

POS	炉心損傷頻度(/炉年)	炉心損傷頻度に占める割合 (%)
2	2.0E-11	0.0%
3	5.2E-10	0.3%
4	1.1E-08	7.3%
5	2.7E-09	1.8%
6A	1.0E-09	0.7%
6AB	3.4E-08	22.0%
6B	4.6E-08	29.5%
7	1.9E-09	1.3%
9	1.2E-09	0.8%
10A	1.3E-08	8.7%
10AB	2.3E-08	15.2%
10B	4.5E-09	2.9%
11	1.2E-08	8.0%
12	5.0E-10	0.3%
13	1.7E-10	0.1%
14	8.1E-11	0.1%
15	1.7E-09	1.1%
全 POS の合計	1.5E-07	100%

表 6.5 ドミナントシーケンス (代替補機冷却)

順位	起因事象	POS	No	シナリオ	炉心損傷頻度 (CDF) (/炉年)	全 CDF に占める割合 (%)
1	RHR2	6B	S09	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	3.3E-08	21.5%
2	J&K LOCA	6AB	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	1.5E-08	10.0%
3	RHR2	6AB	S11	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	1.3E-08	8.7%
4	RHR2	10A	S09	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	1.0E-08	6.8%
5	J&K LOCA	11	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	9.7E-09	6.3%
6	J&K LOCA	04	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	9.7E-09	6.2%
7	J&K LOCA	10AB	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	9.2E-09	5.9%
8	RHR2	10AB	S11	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	8.0E-09	5.2%
9	J&K LOCA	6B	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	4.3E-09	2.8%
10	RHR2	6AB	S09	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	4.1E-09	2.7%
合計:					1.2E-07	76.0%
全 CDF:					1.5E-07	100%

表 6.6 起因事象別の炉心損傷頻度（代替制御用空気供給）

起 因 事 象	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合 (%)
RCS インベントリ喪失(RHR2)	8.0E-08	34.3%
RHRS 1 トレイン機能喪失(RHRT1)	5.9E-08	25.6%
接続システム LOCA 及び 保守による LOCA(J&K LOCA)	7.9E-08	34.0%
外部電源喪失(LOSP)	1.2E-08	5.3%
反応度事象(RIA)	1.7E-09	0.7%
全起因事象の合計	2.3E-07	100%

表 6.7 プラント運転状態別の炉心損傷頻度（代替制御用空気供給）

POS	炉心損傷頻度(/炉年)	炉心損傷頻度に占める割合 (%)
2	2.0E-11	0.0%
3	5.2E-10	0.2%
4	1.2E-08	5.2%
5	2.9E-09	1.2%
6A	1.0E-09	0.4%
6AB	3.9E-08	17.0%
6B	9.0E-08	38.8%
7	3.0E-09	1.3%
9	2.3E-09	1.0%
10A	3.0E-08	12.8%
10AB	3.0E-08	12.8%
10B	4.8E-09	2.1%
11	1.4E-08	6.2%
12	5.0E-10	0.2%
13	1.7E-10	0.1%
14	8.1E-11	0.0%
15	1.7E-09	0.7%
全 POS の合計	2.3E-07	100%

表 6.8 ドミナントシーケンス (代替制御用空気供給)

順位	起因事象	POS	No	シナリオ	炉心損傷頻度 (CDF) (/炉年)	全 CDF に 占める割合 (%)
1	RHRT1	6B	S05	RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	3.5E-08	15.2%
2	RHR2	6B	S09	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	3.3E-08	14.3%
3	J&K LOCA	6AB	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	1.5E-08	6.6%
4	RHR2	6AB	S11	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	1.3E-08	5.8%
5	RHRT1	10A	S05	RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	1.2E-08	5.0%
6	RHR2	10A	S09	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	1.0E-08	4.5%
7	J&K LOCA	11	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	9.7E-09	4.2%
8	J&K LOCA	04	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	9.7E-09	4.2%
9	J&K LOCA	6B	S05	RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	9.5E-09	4.1%
10	J&K LOCA	10AB	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	9.2E-09	4.0%
合計:					1.6E-07	67.8%
全 CDF:					2.3E-07	100%

表 6.9 起因事象別の炉心損傷頻度（超音波水位計）

起 因 事 象	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合 (%)
RCS インベントリ喪失(RHR2)	1.6E-08	9.5%
RHRS 1 トレイン機能喪失(RHRT1)	5.9E-08	35.4%
接続システム LOCA 及び 保守による LOCA(J&K LOCA)	7.9E-08	47.2%
外部電源喪失(LOSP)	1.2E-08	6.9%
反応度事象(RIA)	1.7E-09	1.0%
全起因事象の合計	1.7E-07	100%

表 6.10 プラント運転状態別の炉心損傷頻度（超音波水位計）

POS	炉心損傷頻度(/炉年)	炉心損傷頻度に占める割合 (%)
2	2.0E-11	0.0%
3	5.2E-10	0.3%
4	1.2E-08	7.1%
5	2.9E-09	1.7%
6A	7.2E-10	0.4%
6AB	2.5E-08	15.1%
6B	6.0E-08	35.8%
7	3.0E-09	1.8%
9	2.3E-09	1.4%
10A	2.1E-08	12.3%
10AB	2.0E-08	11.9%
10B	3.6E-09	2.1%
11	1.4E-08	8.5%
12	5.0E-10	0.3%
13	1.7E-10	0.1%
14	8.1E-11	0.0%
15	1.7E-09	1.0%
全 POS の合計	1.7E-07	100%

表 6.11 ドミナントシーケンス (超音波水位計)

順位	起因事象	POS	No	シナリオ	炉心損傷頻度 (CDF) (/炉年)	全 CDF に占める割合 (%)
1	RHRT1	6B	S05	RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	3.5E-08	21.0%
2	J&K LOCA	6AB	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	1.5E-08	9.2%
3	RHRT1	10A	S05	RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	1.2E-08	6.9%
4	J&K LOCA	11	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	9.7E-09	5.8%
5	J&K LOCA	04	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	9.6E-09	5.8%
6	J&K LOCA	6B	S05	RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	9.5E-09	5.6%
7	J&K LOCA	10AB	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	9.2E-09	5.5%
8	RHR2	6B	S09	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	6.6E-09	3.9%
9	J&K LOCA	10A	S05	RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	4.5E-09	2.7%
10	RHRT1	10AB	S05	RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	4.4E-09	2.6%
合計:					1.2E-07	69.0%
全 CDF:					1.7E-07	100%

表 6.12 起因事象別の炉心損傷頻度（超音波水位計+インターロック）

起 因 事 象	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合 (%)
RCS インベントリ喪失(RHR2)	6.8E-12	0.0%
RHRS 1 トレイン機能喪失(RHRT1)	5.9E-08	39.1%
接続システム LOCA 及び 保守による LOCA(J&K LOCA)	7.9E-08	52.1%
外部電源喪失(LOSP)	1.2E-08	7.7%
反応度事象(RIA)	1.7E-09	1.1%
全起因事象の合計	1.5E-07	100%

表 6.13 プラント運転状態別の炉心損傷頻度（超音波水位計+インターロック）

POS	炉心損傷頻度(/炉年)	炉心損傷頻度に占める割合 (%)
2	0.0E+00	0.0%
3	2.0E-11	0.0%
4	5.2E-10	0.3%
5	1.2E-08	8.0%
6A	2.9E-09	1.9%
6AB	6.4E-10	0.4%
6B	2.2E-08	14.6%
7	5.3E-08	35.2%
9	3.0E-09	2.0%
10A	0.0E+00	0.0%
10AB	0.0E+00	0.0%
10B	2.3E-09	1.6%
11	1.8E-08	12.3%
12	1.8E-08	11.7%
13	3.3E-09	2.2%
14	1.4E-08	9.5%
15	5.0E-10	0.3%
全 POS の合計	1.5E-07	100%

表 6.14 ドミナントシーケンス (超音波水位計+インターロック)

順位	起因事象	POS	No	シナリオ	炉心損傷頻度 (CDF) (/炉年)	全 CDF に占める割合 (%)
1	RHRT1	6B	S05	RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	3.5E-08	23.2%
2	J&K LOCA	6AB	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	1.5E-08	10.2%
3	RHRT1	10A	S05	RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	1.2E-08	7.6%
4	J&K LOCA	11	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	9.7E-09	6.4%
5	J&K LOCA	04	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	9.6E-09	6.4%
6	J&K LOCA	6B	S05	RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	9.5E-09	6.2%
7	J&K LOCA	10AB	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	9.2E-09	6.1%
8	J&K LOCA	10A	S05	RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	4.5E-09	2.9%
9	RHRT1	10AB	S05	RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	4.4E-09	2.9%
10	J&K LOCA	6B	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	4.3E-09	2.8%
合計:					1.1E-07	74.7%
全 CDF:					1.5E-07	100%

表 6.15 起因事象別の炉心損傷頻度（手順書見直し）

起 因 事 象	炉心損傷頻度 (/炉年)	割合 (%)
RCS インベントリ喪失(RHR2)	4.3E-08	34.1%
RHRS 1 トレイン機能喪失(RHRT1)	3.2E-08	25.4%
接続システム LOCA 及び 保守による LOCA(J&K LOCA)	4.3E-08	34.1%
外部電源喪失(LOSP)	6.5E-09	5.2%
反応度事象(RIA)	1.7E-09	1.4%
全起因事象の合計	1.3E-07	100%

表 6.16 プラント運転状態別の炉心損傷頻度（手順書見直し）

POS	炉心損傷頻度(/炉年)	炉心損傷頻度に占める割合 (%)
2	2.0E-11	0.0%
3	5.2E-10	0.4%
4	1.2E-08	9.5%
5	1.9E-09	1.5%
6A	6.7E-10	0.5%
6AB	2.6E-08	20.5%
6B	5.9E-08	46.7%
7	1.9E-09	1.5%
9	6.4E-10	0.5%
10A	8.1E-09	6.4%
10AB	8.1E-09	6.4%
10B	1.3E-09	1.0%
11	3.9E-09	3.1%
12	5.0E-10	0.4%
13	1.7E-10	0.1%
14	8.1E-11	0.1%
15	1.7E-09	1.4%
全 POS の合計	1.3E-07	100%

表 6.17 ドミナントシーケンス (手順書見直し)

順位	起因事象	POS	No	シナリオ	炉心損傷頻度 (CDF) (/炉年)	全 CDF に 占める割合 (%)
1	RHRT1	6B	S05	RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	2.3E-08	18.2%
2	RHR2	6B	S09	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	2.2E-08	17.2%
3	J&K LOCA	6AB	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	1.0E-08	8.0%
4	J&K LOCA	04	S09	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	9.6E-09	7.6%
5	RHR2	6AB	S11	診断失敗+強制注入による F&B 失敗	8.8E-09	7.0%
6	J&K LOCA	6B	S05	RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	6.2E-09	4.9%
7	RHRT1	10A	S05	RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	3.1E-09	2.5%
8	RHR2	10A	S09	RCS 充てん失敗による RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	2.8E-09	2.2%
9	J&K LOCA	6B	S05	RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	2.8E-09	2.2%
10	RHRT1	6AB	S05	RHR 回復失敗+SG による冷却失敗+強制注入による F&B 失敗+重力注入による F&B 失敗	2.8E-09	2.2%
合計:					9.1E-08	72.1%
全 CDF:					1.3E-07	100%

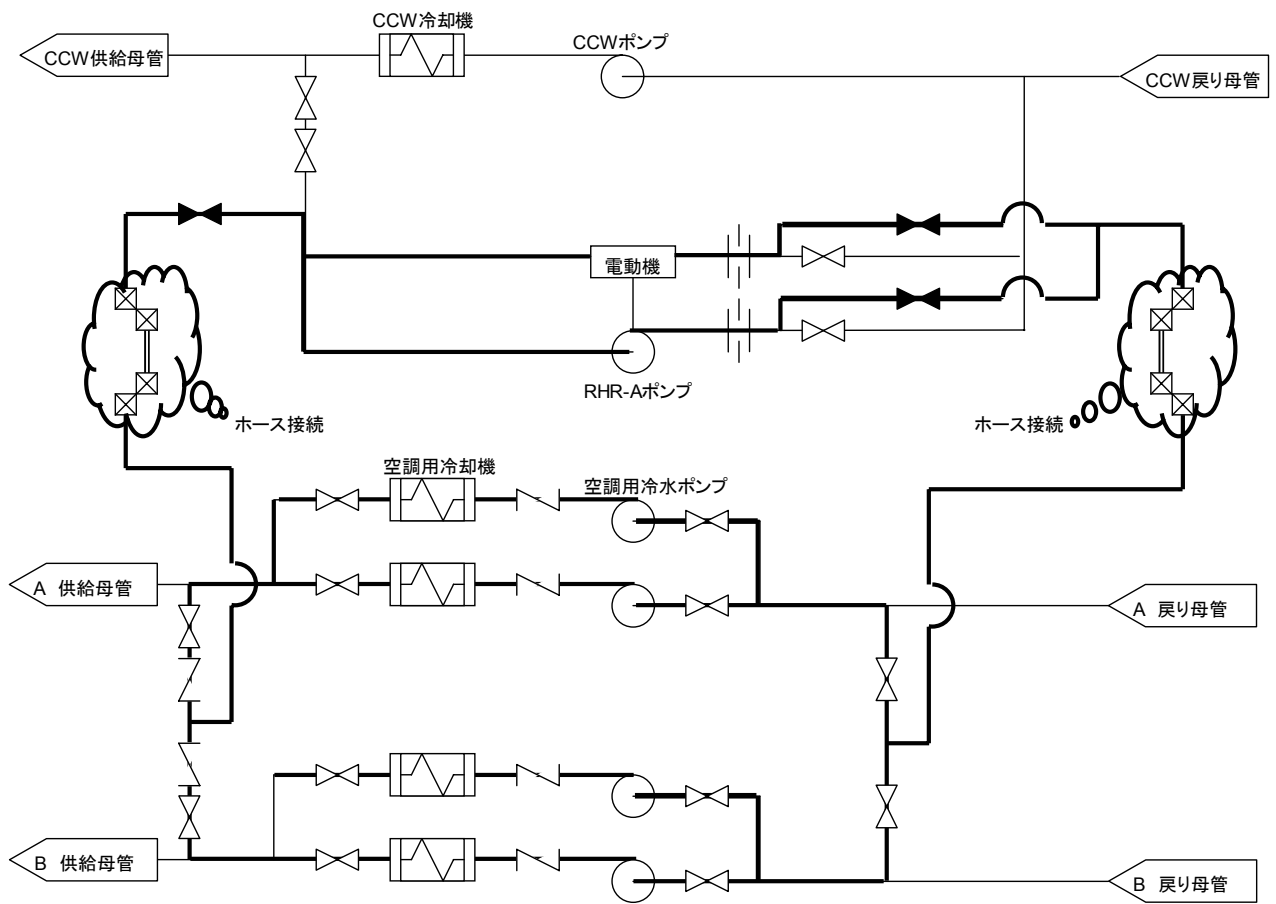


図 6.1 代替補機冷却のラインアップ

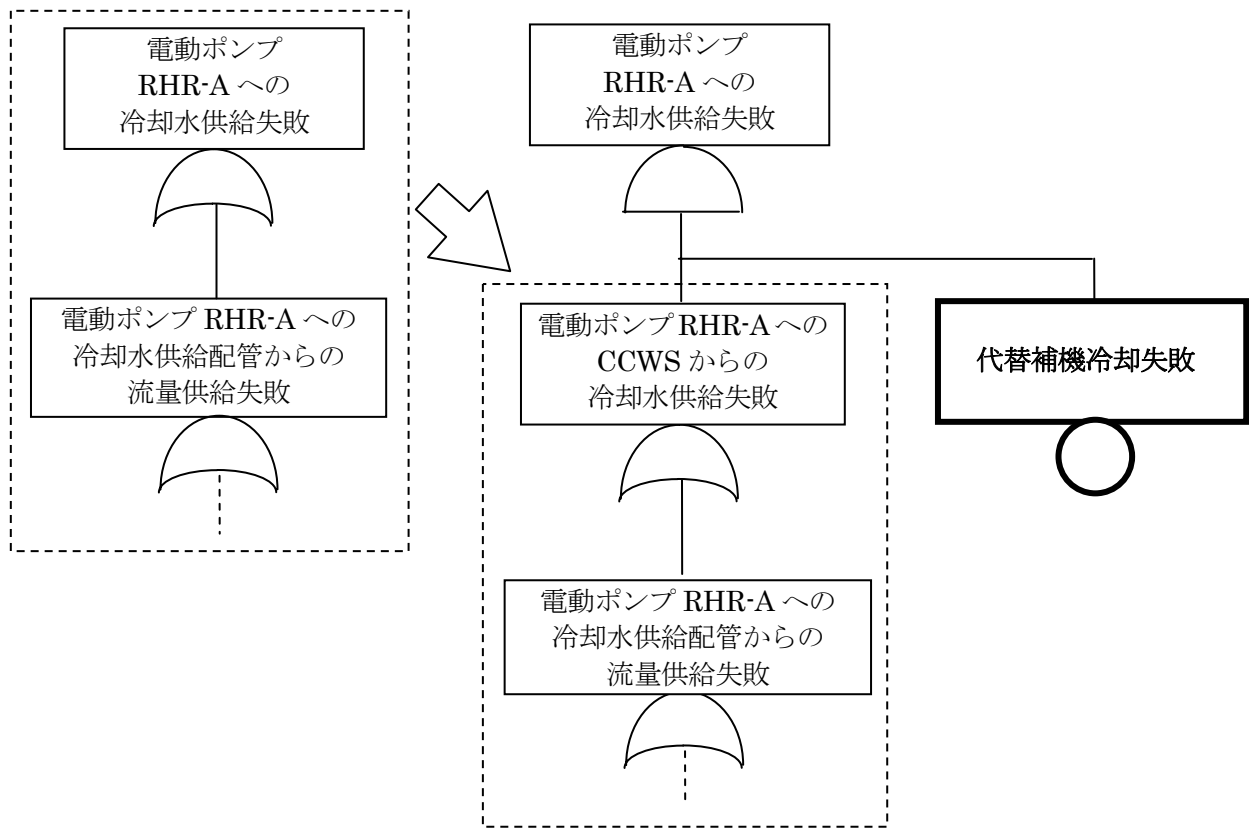


図 6.2 代替補機冷却の FT モデルの概要

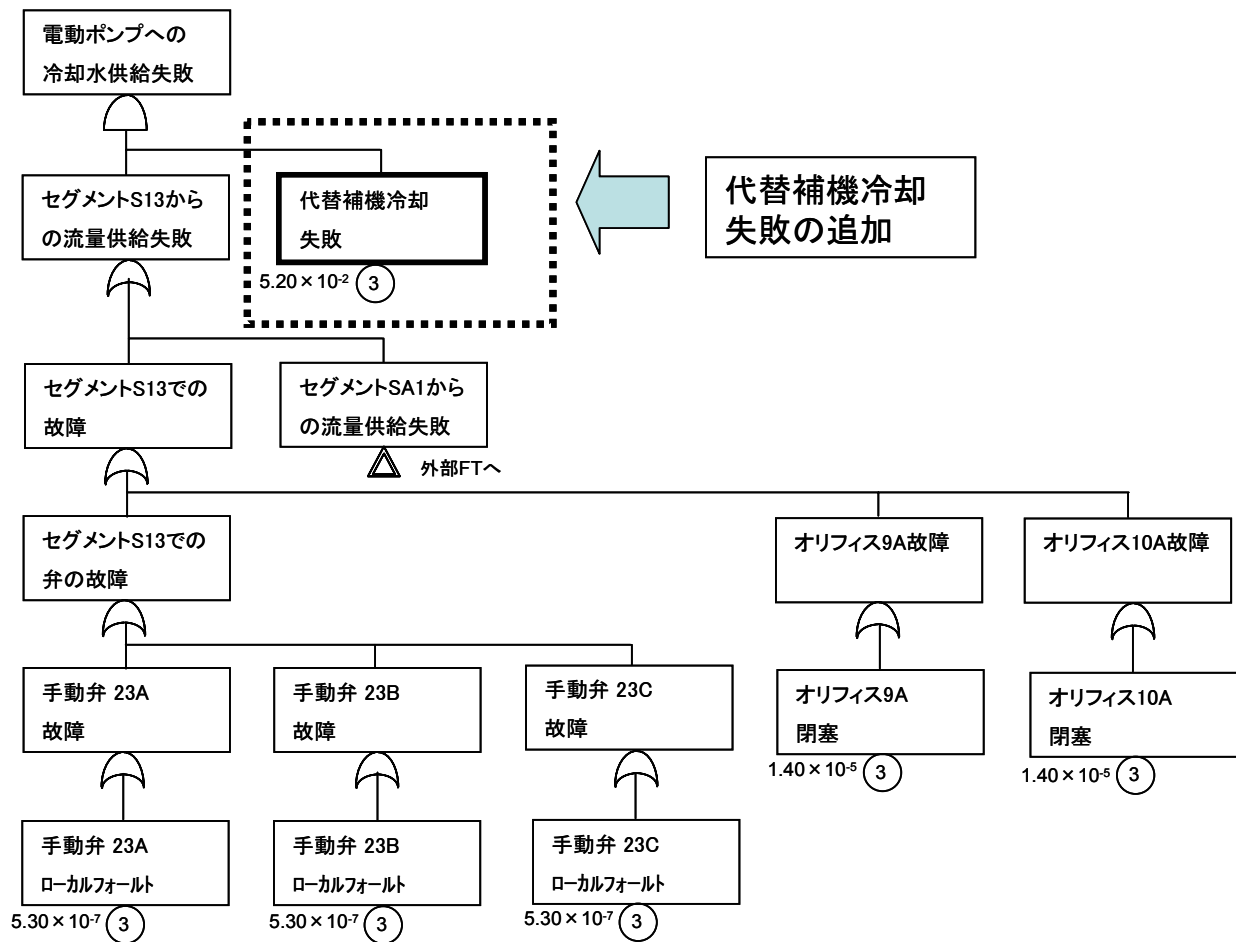


図 6.3 代替補機冷却の FT モデル

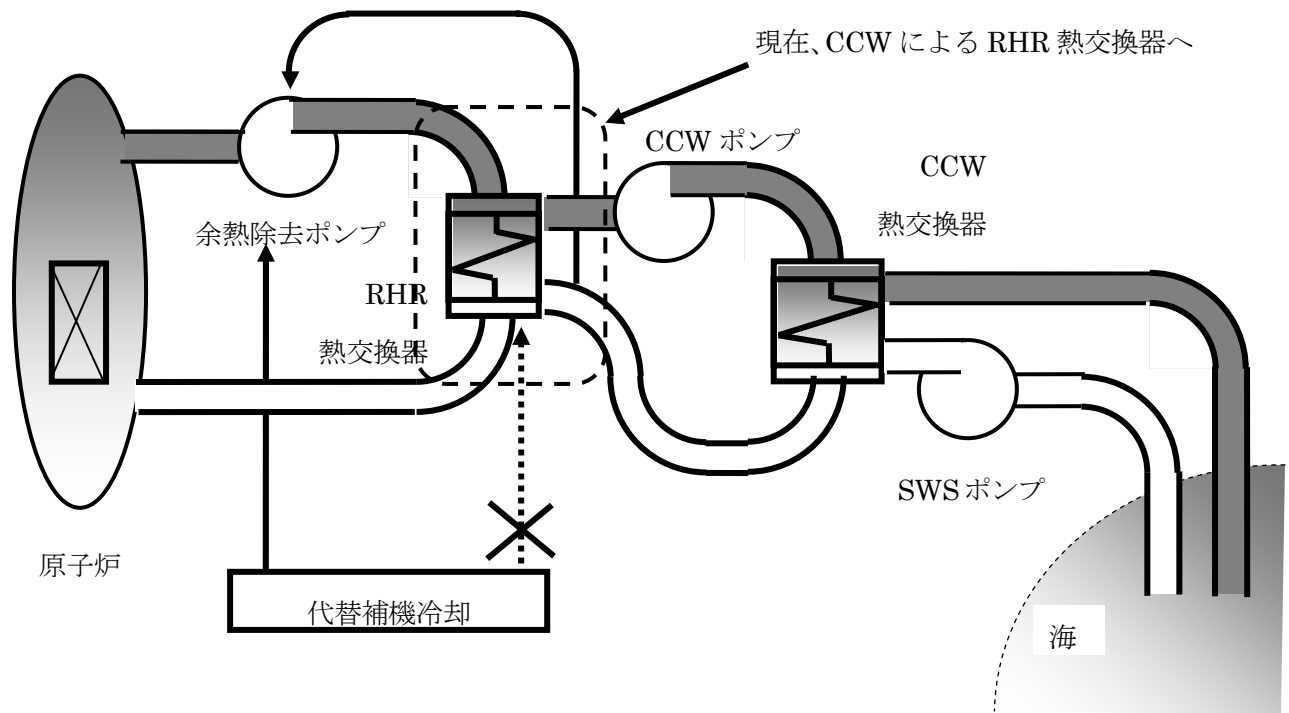


図 6.4 代替補機冷却策とモデル上の課題

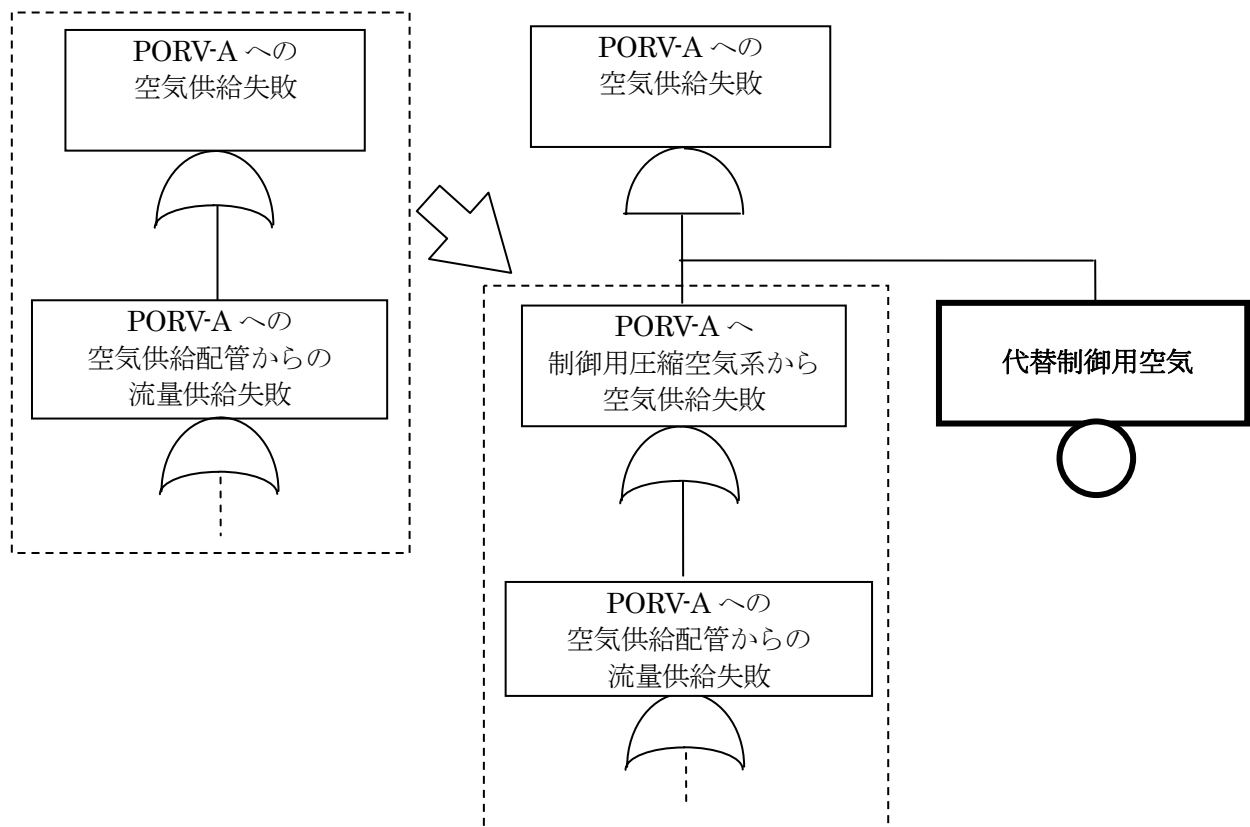


図 6.5 代替制御用空気供給の FT モデルの概要

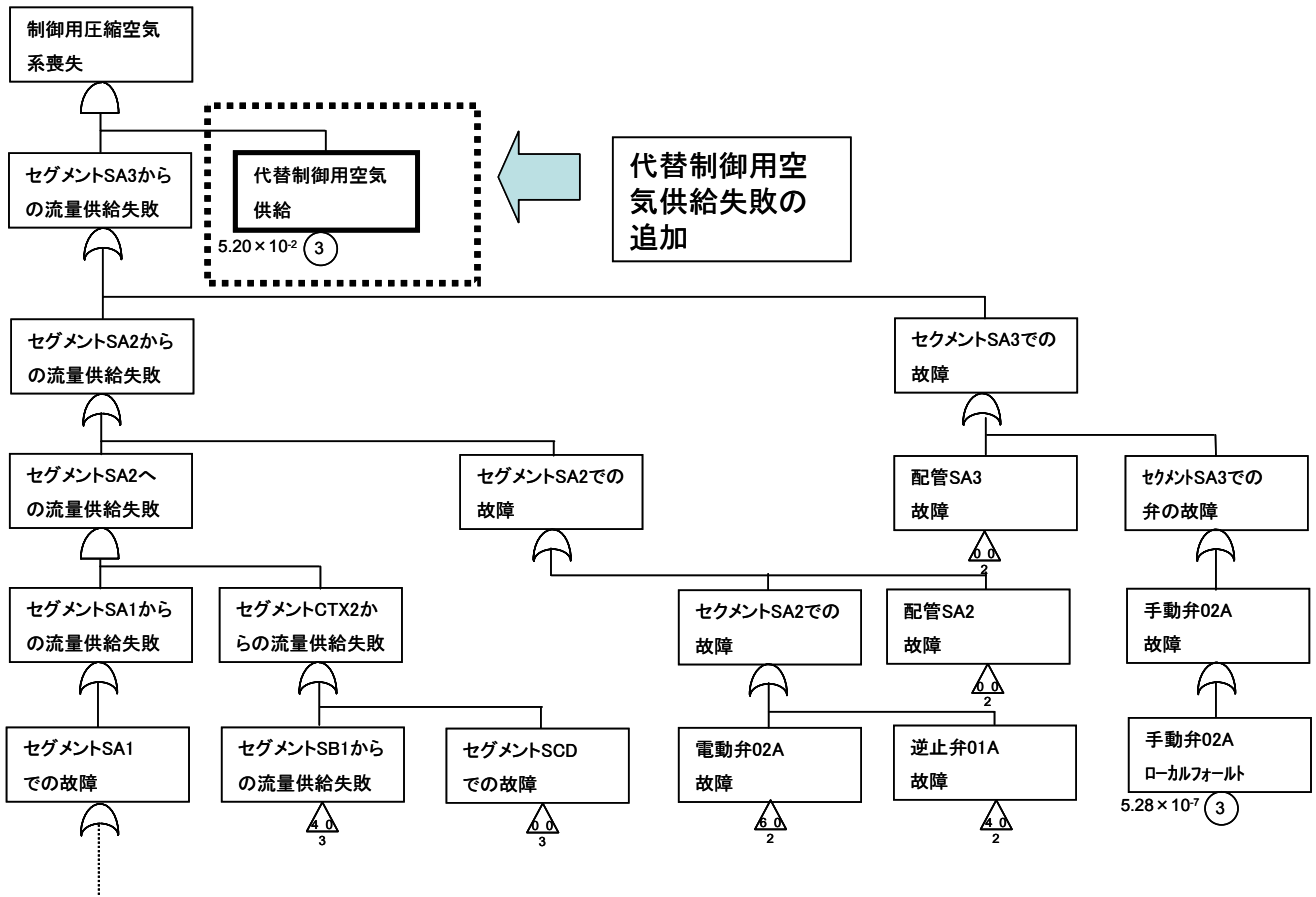


図 6.6 代替制御用空気供給の FT モデル

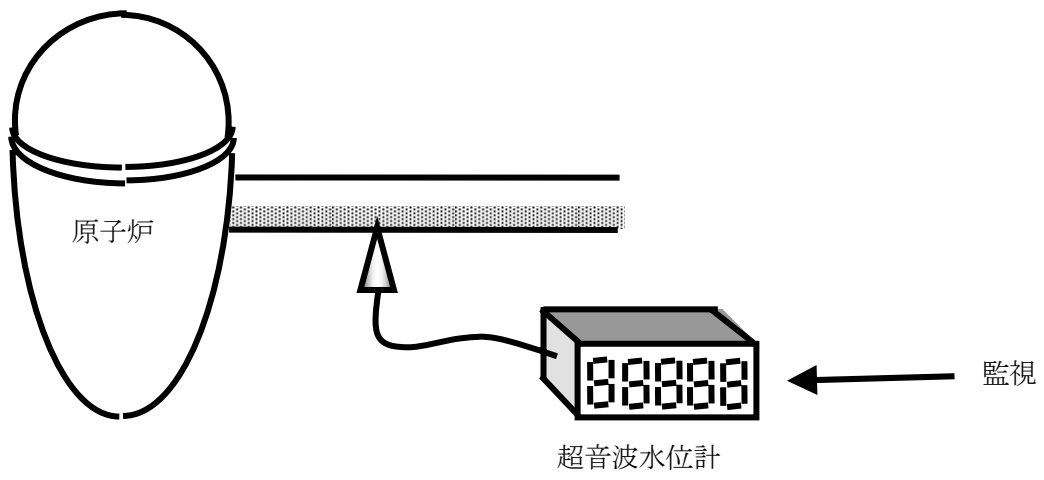


図 6.7 超音波水位計の設置概念図

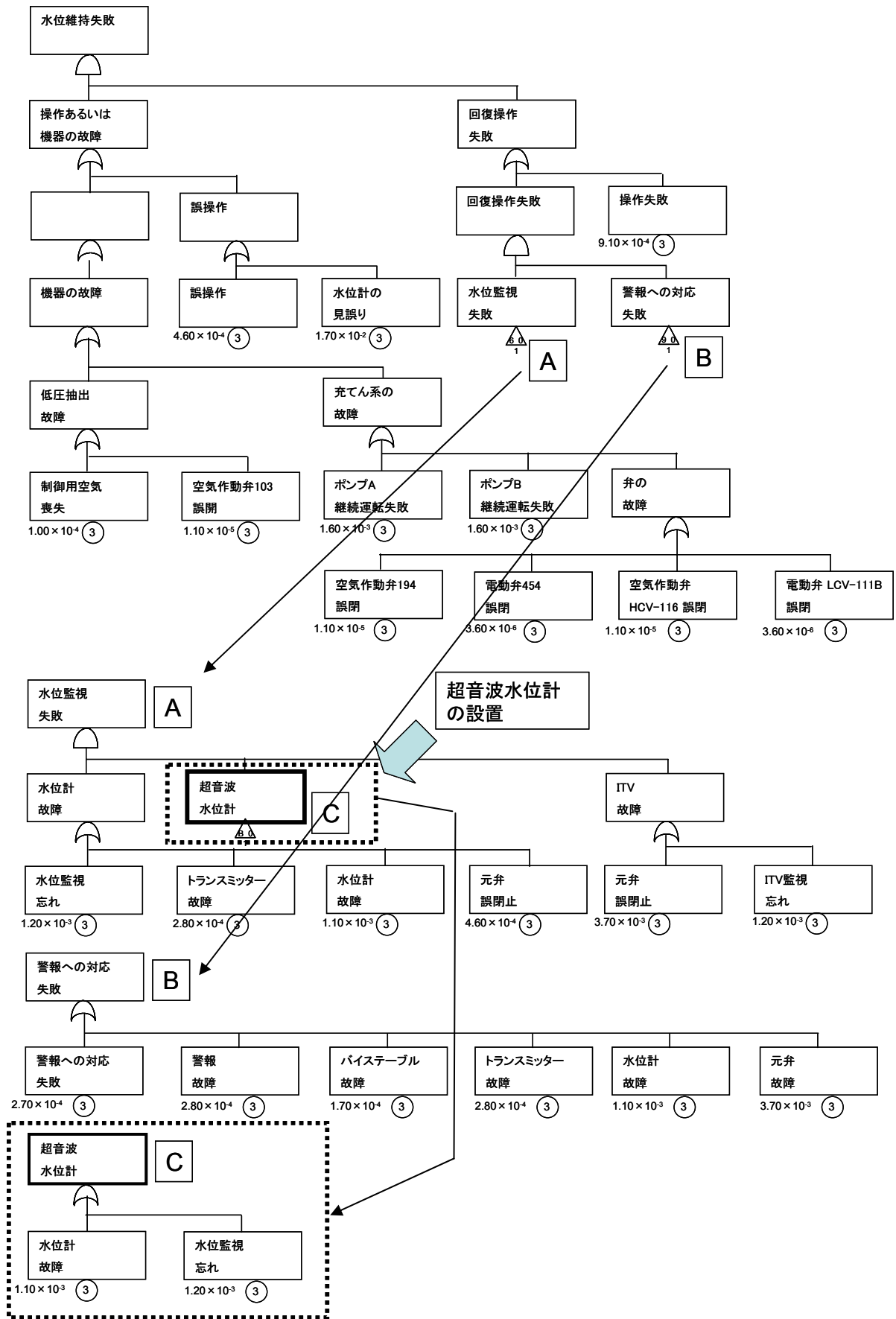


図 6.8 超音波水位計設置に伴う FT モデルの変更

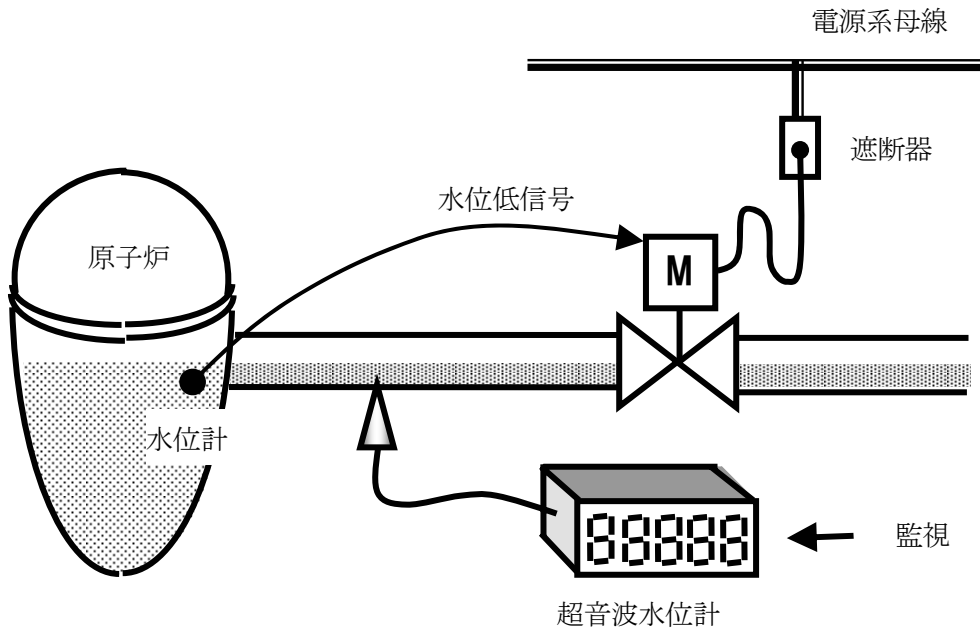


図 6.9 超音波水位計とインターロックの設置概念図

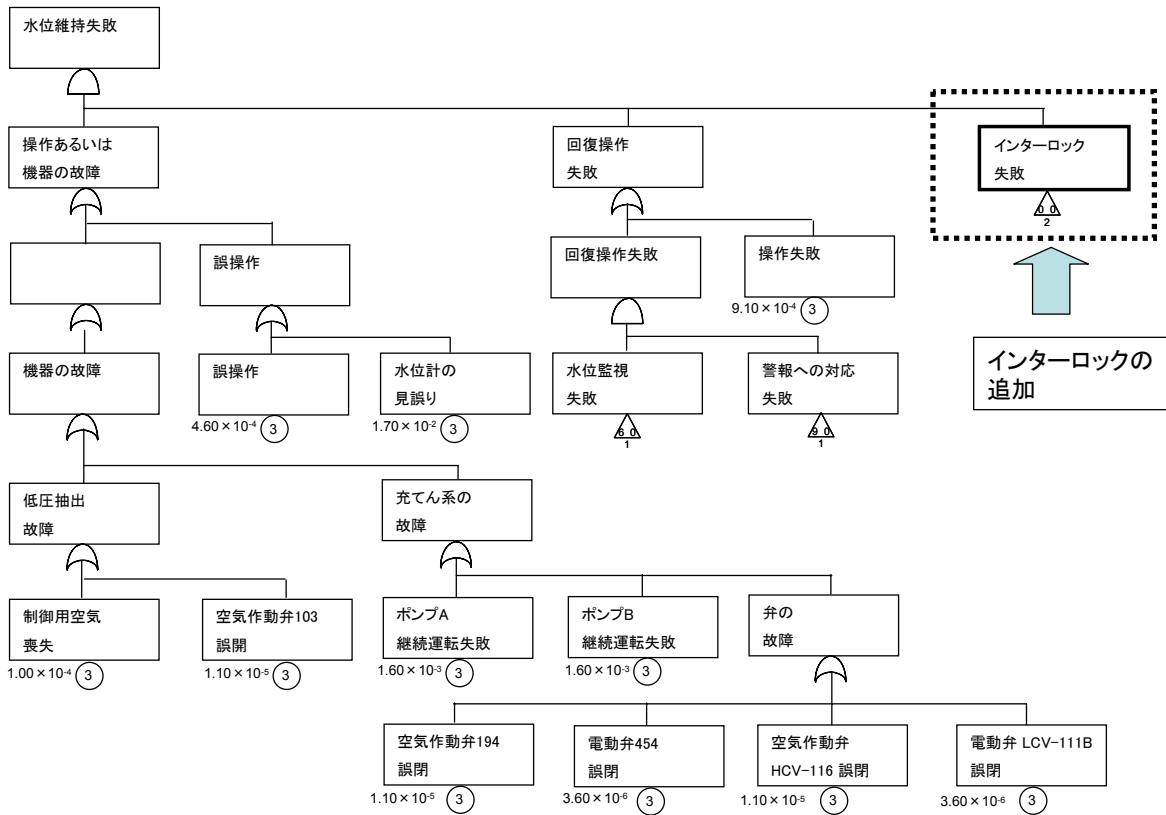


図 6.10 超音波水位計とインターロック設置に伴う FT モデルの変更点

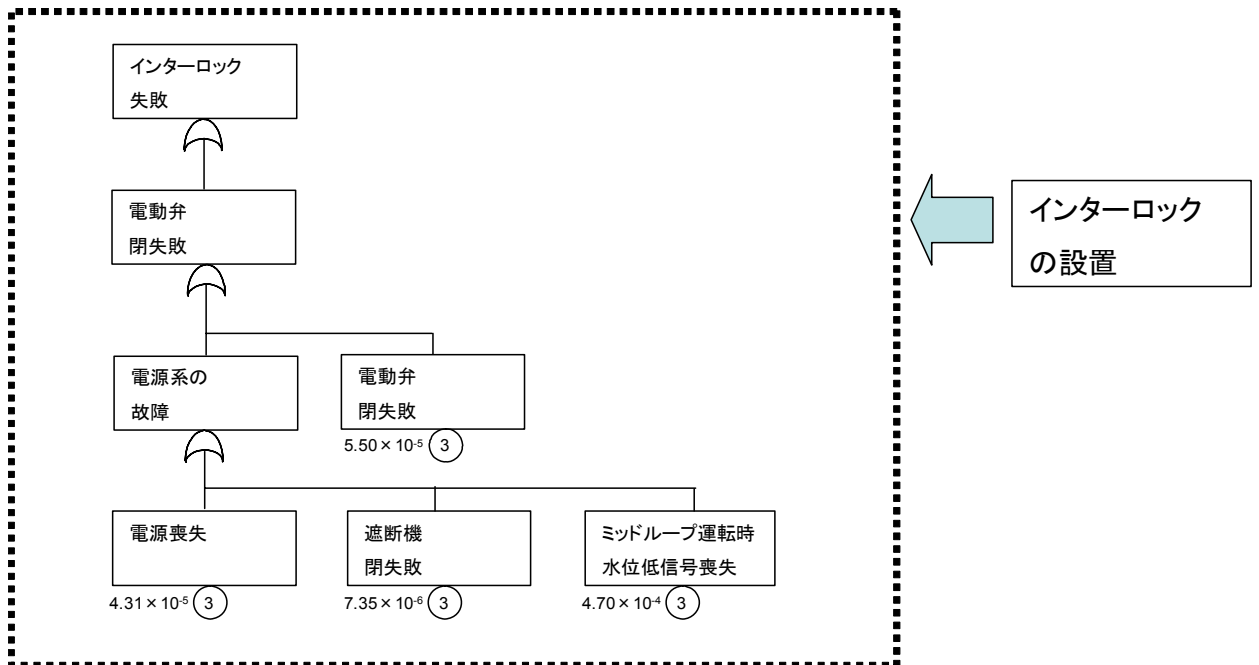


図 6.11 インターロック部分の FT モデル

## 7. 結論

平成4年5月の原子力安全委員会の決定文「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメント」を受けて、平成6年7月に通商産業省（現経済産業省）は電気事業者に対し「原子力発電所内におけるアクシデントマネジメントの整備において」により一層のリスク低減を目指して自主保安措置の整備を奨励勧告した。電気事業者はこれを受け出力運転時に対しては、平成12年頃までにアクシデントマネジメントの整備を行った。一方停止時に対しては代表炉の停止時PSAを実施し、原子力発電技術顧問会によりIAEAの基本安全原則に示してある炉心損傷頻度の目標を十分満足しているとの報告が行われている。本報告書において停止時のアクシデントマネジメント整備の対象や実効性を明確にし必要性を検討するために、今までに当機構で実施されてきたBWR及びPWRプラントの内の事象停止時レベル1PSAから得られた炉心損傷頻度の特徴の整理を行い、停止時に対し自主保安措置を講じることにより低減する炉心損傷頻度の程度を試算した。

以下、本作業で得られた成果を示す。

### 7.1 BWRプラントの停止時PSAの整理結果

- ① BWR3、BWR4、BWR5プラントの停止時の炉心損傷頻度は $10^{-7}$ /炉年程度である。出力運転時のアクシデントマネジメント整備後の炉心損傷頻度と比較して同程度である。
- ② 炉心損傷頻度に寄与するプラント運転状態（POS）は、いずれの型のBWRプラントも定期検査後半において原子炉容器閉、通常水位の状態にあり相対的に利用できる緩和系統が少なくなるPOS-Cである。
- ③ 停止時においても出力運転時を対象に整備されたアクシデントマネジメント策である消火系による注水は利用できるため、その効果を考慮すると炉心損傷頻度は約20%低下する。
- ④ BWRプラントにおける停止時の炉心損傷頻度は、平成18年4月に原子力安全委員会安全目標専門部会にてとりまとめられた報告書「発電用軽水型原子炉施設の性能目標についてー安全目標案に対応する性能目標案についてー」に示されている性能目標としての炉心損傷頻度 $10^{-4}$ /炉年程度かつ格納容器機能喪失頻度 $10^{-5}$ /炉年程度と比較すると、停止時に格納容器の閉じ込め性能が期待できないことを考慮しても、十分低い。

### 7.2 PWRプラントの停止時PSAの整理結果

- ① ドライ型2ループPWRプラント、ドライ型3ループPWRプラント及びドライ型4ルー

プ PWR プラントの停止時の炉心損傷頻度は  $10^{-6}$  / 炉年～ $10^{-7}$  / 炉年程度である。

出力運転時のアクシデントマネジメント整備後の炉心損傷頻度と比較して同程度か、1桁大きい

- ② 炉心損傷頻度に寄与するプラント運転状態 (POS) は、いずれの型の PWR プラントも燃料交換前のミッドループ運転 (POS6A,6AB,6B) 時である。これは、ミッドループ運転時においては、原子炉容器開放、RHR ミッドループ運転水位状態にあり、炉心損傷までの時間余裕が小さいこと、水位管理が必要であること等による。
- ③ 停止時においても出力運転時を対象に整備されたアクシデントマネジメント策である代替補機冷却が利用できるため、その効果を考慮すると炉心損傷頻度は約 89%低下する。
- ④ 停止時固有のアクシデントマネジメント策としてミッドループ運転時に適用可能である超音波水位計を設置したと想定した場合、炉心損傷頻度は約 80%低下する。
- ⑤ PWR プラントにおける停止時の炉心損傷頻度は、平成 18 年 4 月に原子力安全委員会安全目標専門部会にてとりまとめられた報告書「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について－安全目標案に対応する性能目標案について－」に示されている性能目標としての炉心損傷頻度  $10^{-4}$  / 炉年程度かつ格納容器機能喪失頻度  $10^{-5}$  / 炉年程度と比較すると、停止時に格納容器の閉じ込め性能が期待できないことを考慮しても、十分低い。

上記の検討結果より、BWR、PWR の停止時は炉心損傷頻度の観点から見る限り十分低く、新たなアクシデントマネジメント策の必要性は低いと考えられる。

但し、停止中のプラントは特殊な保守点検作業も含め定期検査ごとに様々な作業が行われるため、評価に用いた標準工程からずれるのが一般的である。また、国内外において PWR プラントのミッドループ運転時の RHR 機能喪失対応のために水位監視システムが導入されている例があり、このようなシステムが利用できる場合はその効果を考慮できる。さらに、停止時は燃料取替え等のために、格納容器を開放している期間が長い。このため公衆被ばくの観点からの検討も必要である。

参考文献 (1/2)

- (1) 「平成 9 年度 BWR プラントの停止時レベル 1PSA に関する報告書」、財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所、INS/M97-72、平成 10 年 3 月。
- (2) 「平成 10 年度 BWR プラントの停止時レベル 1 P S A 手法の整備に関する報告書」、財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所、INS/M98-09、平成 11 年 3 月。
- (3) 「平成 11 年度 BWR プラントの停止時レベル 1PSA に関する報告書」、財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所、INS/M99-09、平成 12 年 3 月。
- (4) 「平成 13 年度 BWR プラントのレベル 1PSA の活用に関する報告書」、財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所、INS/M01-33、平成 14 年 3 月。
- (5) 「平成 14 年度 PWR 及び BWR プラントのレベル 1PSA の活用に関する報告書」、財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所、INS/M02-26、平成 15 年 3 月。
- (6) 「平成 12 年度 BWR プラントのレベル 1PSA 手法の整備＝AM 策を反映したレベル 1PSA (BWR5 型プラント) に関する報告書」、財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所、INS/M00-09、平成 13 年 3 月。
- (7) 「平成 12 年度 BWR プラントのレベル 1PSA 手法の整備＝AM 策を反映したレベル 1PSA (BWR4、3 型及び ABWR 型プラント) に関する報告書」、財団法人 原子力発電技術機構 原子力安全解析所、INS/M00-10、平成 13 年 3 月。
- (8) 「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手順:2002」(社)日本原子力学会、AESJ-SC-P001:2002、平成 14 年 4 月
- (9) 「PWR プラントの停止時レベル 1PSA に関する報告書」、(財) 原子力発電技術機構原子力安全解析所、INS/M97-71、平成 10 年 3 月
- (10) 「PWR プラントの停止時レベル 1PSA 手法の整備に関する報告書」、(財) 原子力発電技術機構 原子力安全解析所、INS/M98-03、平成 11 年 3 月
- (11) 「PWR プラントの停止時レベル 1PSA に関する報告書」、(財) 原子力発電技術機構原子力安全解析所、INS/M99-02、平成 12 年 3 月
- (12) 「PWR プラントのレベル 1PSA に関する報告書」、(財) 原子力発電技術機構原子力安全解析所、INS/M01-28、平成 14 年 3 月

参考文献 (2/2)

- (13) 「PWR プラントの出力運転時レベル 1PSA 手法の整備に関する報告書=ドライ型 4 ループ PWR=」、(財) 原子力発電技術機構原子力安全解析所、INS/M00-04、平成 13 年 3 月
- (14) 「PWR プラントの出力運転時レベル 1PSA 手法の整備に関する報告書=ドライ型 3 ループ PWR=」、(財) 原子力発電技術機構原子力安全解析所、INS/M00-05、平成 13 年 3 月
- (15) 「PWR プラントの出力運転時レベル 1PSA 手法の整備に関する報告書=ドライ型 2 ループ PWR=」、(財) 原子力発電技術機構原子力安全解析所、INS/M00-06、平成 13 年 3 月
- (16) 「事業者におけるリスク情報の活用に関する取組みについて」、関西電力株式会社、平成 17 年 10 月
- (17) 「NEA/CSNI/R(2005)11/Vol.1」、Improving Low Power and Shutdown PSA Methods and Data to Permit Better Risk Comparison and Trade-off Decision-making Volume 1:Summary Report、2005
- (18) 「CSNI/R (1997)」、A Compendium of Practices on Safety Improvements in Low Power and Shutdown Operating Modes、1998
- (19) 「NUREG-1449」、Shutdown and Low-Power Operation at Commercial Nuclear Power Plants in the United States、1994
- (20) 「PSAM5」、Perspectives on Shutdown and Low Power Risk SAND99-3114C、2000
- (21) 「PSAM6」、Probabilistic Safety Analysis for a Modern 1300MWe Pressurized Water Reactor under Low Power and Shutdown Conditions、2002
- (22) 「PSA2002」、Insights from an All-Modes PSA at Seabrook Station、2002

## 略語一覧 (1/3)

AC	Alternate Current	交流電源
ADS	Automatic Depressurization System	自動減圧系
AFWS	Auxiliary Feedwater System	補助給水系
AM	Accident Management	アクシデントマネジメント
CCF	Common Cause Failure	共通原因故障
CCI	Component Cooling Water System (Injection Mode)	原子炉補機冷却水系 (注入モード)
CCWS	Component Cooling Water System	原子炉補機冷却水系
CDF	Core Damage Frequency	炉心損傷頻度
CRDHS	Control Rod Drive Hydraulic Control System	制御棒駆動水圧系
CS	Core Spray System	炉心スプレイ系
CST	Condensate Storage Tank	復水貯蔵タンク
CV	Containment Vessel	原子炉格納容器
CVCS	Chemical Volume Control System	化学体積制御系
DEP	Depressurization	原子炉手動減圧
DG	Diesel Generator	ディーゼル発電機
ECCS	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却系
EF	Error Factor	エラーファクター (誤差幅)
EOP	Emergency Operating Procedure	非常時運転手順書
ELC	Emergency Local Cooling System	非常用ローカルクーラー系
ET	Event Tree	イベントツリー
FT	Fault Tree	フォールトツリー
F&B	Feed and Bleed	フィードアンドブリード
HCLPF	High Confidence Low Probability of Failure	高信頼度低損傷確率
HE(P)	Human Error (Probability)	人的過誤 (率)
HPCI	High Pressure Coolant Injection System	高圧注入系
HRA	Human Reliability Analysis	人間信頼性解析
IAS	Instrument Air System	制御用空気系

## 略語一覧 (2/3)

ICM	In Core Monitor	炉内核計装
IE	Initiating Event	起因事象
ISLOCA	Interfacing System Loca	インターフェースシステム
		LOCA
LOCA	Loss of Coolant Accident	冷却材喪失事故
LOSP	Loss of Offsite Power	所外電源喪失
LPCI	Low Pressure Coolant Injection System	低圧注入系
MCS	Minimal Cut Set	ミニマルカットセット
MDP	Motor Driven Pump	電動駆動ポンプ
MSRV	Main Safety Relief Valve	主蒸気逃がし弁
MUWC	Makeup Water System Condensated	復水補給水系
NUCIA	Nuclear Information Archives	原子力施設情報公開 ライブラリー
PCVS	Primary Containment Venting System	格納容器ベント
PORV	Power Operated Relief Valve	加圧器逃がし弁
POS	Plant Operation States	プラント運転状態
PSA	Probabilistic Safety Assessment	確率論的安全評価
PSR	Periodic Safety Review	定期安全レビュー
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型軽水炉
RCCW	Reactor Components Cooling System	原子炉機器冷却水系
RCP	Reactor Coolant Pump	原子炉冷却材ポンプ
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling System	原子炉隔離時冷却系
RCS	Reactor Coolant System	原子炉冷却系
RHR	Residual Heat Removal System	残留熱除去（余熱除去）系
RPT	Recirculation Pump Trip	再循環ポンプトリップ
RIA	Reactivity Insertion Accident	起因事象（反応度事象）
RWSP	Refueling Water Storage Pit	燃料交換用水ピット
RWST	Refueling Water Storage Tank	燃料交換用水タンク

## 略語一覧 (3/3)

SDCS	Shutdown Cooling System	原子炉停止時冷却系
SEQ	Sequence	事故シーケンス
SGTS	Standby Gas Treatment System	非常用ガス処理系
SLCS	Standby Liquid Control System	ほう酸水注入系
SI	Safety Injection	安全注入
SWI	Sea Water System (Injction Mode)	原子炉補機冷却海水系 (注入モード)
SWS	Sea Water System	原子炉補機冷却海水系

添付資料1 BWR プラントの停止時事故トラブル例  
(原子力施設情報公開ライブラリーNuCIA より)

原子力施設情報公開ライブラリー (<http://www.nucia.jp/>) より

冷却材浄化系

通番	報告書番号	発生日	ユニット名	炉型	プラント状態	件名
382	2003-東京-T022	2003年10月2日	福島第二発電所4号	BWR5	冷温停止	定期検査中の原子炉冷却材浄化系再生熱交換器戻り弁の折損部品発見について
754	1981-原電-T046	1981年12月25日	敦賀発電所1号	BWR3	起動	原子炉冷却材浄化系補助ポンプメカニカルシール部よりの漏洩について
1114	1983-東京-T030	1984年3月6日	福島第一発電所2号	BWR4	冷温停止	CUWポンプ(B)軸受焼損について
1613	1989-東京-T006	1989年7月3日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器の不具合について
1782	1994-東京-T011	1994年12月19日	福島第一発電所2号	BWR4	冷温停止	原子炉冷却材浄化系循環ポンプ(B)電気式ベアリングモニタ電圧指示値の上昇について
1943	1998-東京-T022	1999年2月16日	福島第二発電所1号	BWR5	冷温停止	定期検査中における原子炉冷却材浄化系隔離弁の不具合について
2122	2001-東京-T017	2001年9月7日	柏崎刈羽発電所4号	BWR5	冷温停止	原子炉冷却材浄化系再生熱交換器伝熱管損傷について
2269	2002-中部-T007	2003年1月15日	浜岡発電所1号	BWR5	冷温停止	原子炉冷却材浄化系サンプリングラック周りの溢水について
2298	2003-東京-T051	2004年2月20日	福島第一発電所6号	BWR5	燃料交換	原子炉冷却材浄化系ポンプ出口逆止弁の点検結果について
2578	2004-東京-T030	2004年9月24日	柏崎刈羽発電所4号	BWR5	冷温停止	柏崎刈羽原子力発電所4号機 CUW再生熱交換器内部での漏えいについて

スプレイ

通番	報告書番号	発生日	ユニット名	炉型	プラント状態	件名
474	1976-東京-T004	1976年6月14日	福島第一発電所2号	BWR4	冷温停止	炉心スプレイ系配管の異常について
811	1981-東京-T022	1981年9月3日	福島第一発電所5号	BWR4	冷温停止	炉心スプレイ系手動ゲート弁の損傷について
821	1981-東京-T032	1981年10月16日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	炉心スプレイポンプ入口配管の損傷について
2232	2003-東京-T048	2004年2月7日	福島第二発電所3号	BWR5	燃料交換	高圧炉心スプレイ系注入ライン配管フランジ部からの水の滴下について
2370	2003-原電-T015	2004年2月23日	東海第二	BWR5	燃料交換	高圧炉心スプレイ系スプレインズルデフレクタの脱落について

高圧注入

通番	報告書番号	発生日	ユニット名	炉型	プラント状態	件名
942	1982-中部-T002	1982年4月10日	浜岡発電所1号	BWR4	燃料交換	高圧注入系蒸気入口弁の液体浸透探傷結果について
1084	1983-中部-T007	1984年3月26日	浜岡発電所2号	BWR4	燃料交換	高圧注入系蒸気入口弁の液体浸透探傷検査結果について
1537	1988-中部-T003	1988年5月22日	浜岡発電所2号	BWR4	起動	高圧注入系蒸気ドレン配管点検・保修に伴う原子炉手動停止について
1925	1998-中部-T002	1998年8月16日	浜岡発電所2号	BWR4	起動	プラント起動時における高圧注入系の不具合について

高圧注水

通番	報告書番号	発生日	ユニット名	炉型	プラント状態	件名
366	2003-中国-T003	2003年10月8日	島根発電所1号	BWR3	冷温停止	高圧注水ポンプ駆動用タービンの不具合
2322	2003-東京-T056	2004年3月18日	福島第一発電所4号	BWR4	起動	高圧注水系ポンプ駆動用タービン回転数検出器の不具合
3077	2005-東京-T011	2005年6月30日	福島第一発電所2号	BWR4	起動	高圧注水系における微少な蒸気漏れ

制御棒

通番	報告書番号	発生日月	ユニット名	炉型	プラント状態	件名
189	1999-原電-T002	1999年4月26日	東海第二	BWR5	燃料交換	制御棒ハンドル部の微小なひびについて
240	2001-中部-T004	2001年11月9日	浜岡発電所1号	BWR4	冷温停止	制御棒駆動機構ハウジング部からの漏えいについて
267	2003-原電-T003	2003年6月25日	敦賀発電所1号	BWR3	燃料交換	制御棒表面のひびについて
294	2002-東京-T038	2003年2月28日	福島第一発電所3号	BWR4	燃料交換	原子炉停止中の制御棒引抜き操作に関する保安規定違反事象について
375	2003-東京-T024	2003年10月6日	福島第二発電所4号	BWR5	冷温停止	制御棒の点検状況について
468	1976-中国-T002	1977年3月1日	島根発電所1号	BWR3	冷温停止	原子炉圧力容器の制御棒駆動水戻り用ノズルのひび割れ
483	1976-東京-T013	1977年2月27日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	制御棒駆動水戻しノズルの異常について
485	1976-東京-T015	1977年3月8日	福島第一発電所2号	BWR4	冷温停止	制御棒駆動機構コレット・リティナー・チューブの異常
496	1977-中部-T002	1977年11月12日	浜岡発電所1号	BWR4	燃料交換	制御棒駆動水戻しノズルの異常について
498	1977-中部-T004	1978年2月22日	浜岡発電所1号	BWR4	冷温停止	制御棒駆動水圧系配管の異常について
500	1977-東京-T002	1977年5月25日	福島第一発電所3号	BWR4	冷温停止	制御棒駆動機構コレットリティナーチューブの異常
501	1977-東京-T003	1977年5月28日	福島第一発電所3号	BWR4	冷温停止	制御棒駆動水戻しノズルの異常について
503	1977-東京-T005	1977年6月17日	福島第一発電所2号	BWR4	冷温停止	制御棒駆動水戻しノズルの異常について
775	1981-中国-T003	1981年12月7日	島根発電所1号	BWR3	冷温停止	制御棒駆動水圧系引抜配管表面の傷について
777	1981-中部-T002	1981年6月1日	浜岡発電所1号	BWR4	冷温停止	制御棒（34-15）のアンカップリング現象
782	1981-中部-T007	1981年10月30日	浜岡発電所2号	BWR4	燃料交換	制御棒駆動水ポンプの羽根車の欠陥指示について
1527	1988-原電-T009	1989年2月4日	敦賀発電所1号	BWR3	冷温停止	制御棒駆動機構の位置表示警報発報について
1891	1997-東京-T020	1997年12月22日	柏崎刈羽発電所6号	ABWR	冷温停止	制御棒操作監視系の不具合について
1933	1998-東京-T007	1998年8月8日	福島第二発電所2号	BWR5	冷温停止	制御棒（18-43）の誤挿入について
2022	2000-原電-T005	2001年1月30日	敦賀発電所1号	BWR3	冷温停止	制御棒駆動機構フランジ面からの漏えいについて
2094	2001-原電-T012	2002年3月31日	東海第二	BWR5	高温停止	原子炉自動停止における制御棒1本の不完全挿入について
2160	2002-原電-T014	2002年11月21日	東海第二	BWR5	冷温停止	制御棒駆動機構フランジ面の手入れについて
2258	2003-北陸-T008	2003年7月30日	志賀発電所1号	BWR5	冷温停止	制御棒駆動機構補修室における水漏れについて
2357	2003-中部-T005	2004年3月16日	浜岡発電所5号	BWR5	起動	臨界確認検査時における制御棒の動作不良について
2396	2003-東京-T008	2003年5月22日	福島第二発電所3号	BWR5	冷温停止	制御棒の点検状況について
2498	2004-東京-T023	2004年8月5日	福島第一発電所6号	BWR5	燃料交換	制御棒駆動水圧系配管取り付け部からの水のにじみについて
2516	2004-東京-T026	2004年8月24日	柏崎刈羽発電所6号	ABWR	燃料交換	制御棒の隔離解除に関するLCO逸脱事象の発生
2759	2004-東京-T056	2005年1月15日	福島第二発電所1号	BWR5	燃料交換	制御棒駆動水圧系配管における減肉について
2761	2004-東京-T060	2005年2月10日	福島第二発電所3号	BWR5	モード3	制御棒案内管等の移動作業中における不適合

シュラウド

通番	報告書番号	発生日	ユニット名	炉型	プラント状態	件名
193	1999-原電-T012	1999年12月9日	敦賀発電所1号	BWR3	燃料交換	シュラウドサポートのひび割れについて
278	2002-東京-T018	2002年10月6日	福島第二発電所3号	BWR5	燃料交換	炉心シュラウドの自主点検について
283	2002-東京-T022	2002年10月24日	福島第二発電所4号	BWR5	燃料交換	炉心シュラウドの自主点検について
285	2002-東京-T013	2002年9月24日	福島第二発電所2号	BWR5	燃料交換	炉心シュラウドの自主点検について
290	2002-東京-T017	2002年10月4日	柏崎刈羽発電所1号	BWR5	燃料交換	炉心シュラウドの自主点検について
292	2002-東京-T023	2002年10月30日	柏崎刈羽発電所2号	BWR5	燃料交換	炉心シュラウドの自主点検について
293	2002-東京-T015	2002年9月28日	福島第一発電所4号	BWR4	燃料交換	炉心シュラウドの自主点検について
296	2002-東京-T010	2002年8月23日	柏崎刈羽発電所3号	BWR5	燃料交換	炉心シュラウドの自主点検について
298	2003-東京-T005	2003年5月16日	柏崎刈羽発電所5号	BWR5	燃料交換	炉心シュラウドの自主点検について
355	2003-中国-T001	2003年4月29日	島根発電所2号	BWR5	冷温停止	炉心シュラウドのひび
1388	1986-東京-T013	1987年3月11日	福島第一発電所2号	BWR4	冷温停止	シュラウドヘッドボルトのインジケーションについて
1422	1987-原電-T004	1987年5月18日	東海第二	BWR5	燃料交換	シュラウドヘッドボルトのインジケーションについて
1469	1987-東京-T020	1987年12月8日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	シュラウドヘッドボルトのインジケーションについて
1475	1987-東京-T026	1988年2月4日	福島第一発電所4号	BWR4	冷温停止	シュラウドヘッドボルトのインジケーションについて
1481	1987-東京-T032	1988年3月28日	福島第一発電所6号	BWR5	冷温停止	シュラウドヘッドボルトのインジケーションについて
2346	2003-中部-T006	2004年3月22日	浜岡発電所2号	BWR4	燃料交換	シュラウドサポートリング溶接線付近のひび割れについて
2347	2003-中部-T007	2004年3月29日	浜岡発電所2号	BWR4	燃料交換	シュラウドサポートのひび割れについて
2361	2002-中部-T008	2003年3月6日	浜岡発電所3号	BWR5	燃料交換	炉心シュラウドの自主点検について
2362	2002-中部-T003	2002年9月16日	浜岡発電所4号	BWR5	燃料交換	炉心シュラウドの自主点検について
2375	2004-原電-T001	2004年4月1日	東海第二	BWR5	燃料交換	シュラウドヘッドボルト アライメントピンの不具合について
2590	2004-中部-T008	2004年10月19日	浜岡発電所4号	BWR5	燃料交換	炉心シュラウド上部リング内側のスカート溶接線付近で発見されたひび割れについて
2783	2004-中部-T013	2005年2月8日	浜岡発電所3号	BWR5	燃料交換	シュラウドサポートリング外側溶接線付近で発見されたひび割れについて
2994	2005-原電-T002	2005年5月24日	東海第二	BWR5	燃料交換	シュラウドサポート縦溶接線上のひびについて

ジェットポンプ

通番	報告書番号	発生日	ユニット名	炉型	プラント状態	件名
276	2002-東京-T030	2002年12月5日	福島第二発電所3号	BWR5	燃料交換	ジェットポンプ点検結果について
277	2002-東京-T025	2002年11月23日	福島第二発電所4号	BWR5	燃料交換	ジェットポンプ点検結果について
279	2002-東京-T035	2003年1月31日	福島第二発電所1号	BWR5	燃料交換	ジェットポンプ点検結果について
280	2002-東京-T028	2002年12月2日	福島第二発電所2号	BWR5	燃料交換	ジェットポンプ点検結果について
303	2002-東京-T039	2003年3月6日	柏崎刈羽発電所1号	BWR5	燃料交換	ジェットポンプ点検結果について
304	2002-東京-T021	2002年10月22日	柏崎刈羽発電所2号	BWR5	燃料交換	ジェットポンプ点検結果について
305	2002-東京-T033	2003年1月17日	柏崎刈羽発電所3号	BWR5	燃料交換	ジェットポンプ点検結果について
306	2002-東京-T040	2003年3月6日	柏崎刈羽発電所4号	BWR5	燃料交換	ジェットポンプ点検結果について
307	2003-東京-T009	2003年5月23日	柏崎刈羽発電所5号	BWR5	燃料交換	ジェットポンプ点検結果について
609	1979-東京-T012	1980年3月8日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	ジェットポンプ計装ノズルセイフエンドの損傷について
822	1981-東京-T033	1981年10月16日	福島第一発電所2号	BWR4	冷温停止	ジェットポンプビームの超音波探傷結果について
941	1982-中部-T001	1982年4月9日	浜岡発電所1号	BWR4	燃料交換	ジェットポンプビームの超音波探傷検査結果について
1180	1984-原電-T030	1985年1月24日	東海第二	BWR5	燃料交換	ジェットポンプNo. 6インレットミキサー位置決めボルトの緩みについて
1292	1985-東京-T014	1985年9月14日	福島第一発電所6号	BWR5	冷温停止	ジェットポンプセンシングラインのはずれについて
2225	2003-東京-T045	2004年1月29日	福島第二発電所2号	BWR5	冷温停止	ジェットポンプ流量計測用配管のひびの確認について
2392	2004-中部-T003	2004年4月27日	浜岡発電所2号	BWR4	燃料交換	ジェットポンプのひび割れについて

## 再循環

通番	報告書番号	発生日月	ユニット名	炉型	プラント状態	件名
284	2002-東京-T041	2003年3月19日	柏崎刈羽発電所4号	BWR5	燃料交換	原子炉冷却材再循環系配管のひびについて
287	2003-東京-T001	2003年4月16日	福島第二発電所1号	BWR5	燃料交換	原子炉冷却材再循環系配管のひびについて
288	2002-東京-T032	2002年12月26日	福島第二発電所2号	BWR5	燃料交換	原子炉冷却材再循環系配管のひびについて
289	2002-東京-T031	2002年12月18日	福島第二発電所3号	BWR5	燃料交換	原子炉冷却材再循環系配管のひびについて
291	2002-東京-T026	2002年11月26日	福島第二発電所4号	BWR5	燃料交換	原子炉冷却材再循環系配管のひびについて
299	2002-東京-T029	2002年12月3日	柏崎刈羽発電所2号	BWR5	冷温停止	原子炉冷却材再循環系配管のひびについて
300	2002-東京-T037	2003年2月26日	柏崎刈羽発電所3号	BWR5	燃料交換	原子炉冷却材再循環系配管のひびについて
301	2003-東京-T004	2003年5月12日	柏崎刈羽発電所5号	BWR5	燃料交換	原子炉冷却材再循環系配管のひびについて
302	2002-東京-T027	2002年11月29日	柏崎刈羽発電所1号	BWR5	冷温停止	原子炉冷却材再循環系配管のひびについて
495	1977-中部-T001	1977年11月4日	浜岡発電所1号	BWR4	燃料交換	原子炉再循環系分岐配管の異常について
499	1977-東京-T001	1977年4月7日	福島第一発電所2号	BWR4	冷温停止	原子炉再循環系ライザー管の異常について
502	1977-東京-T004	1977年6月13日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	原子炉再循環系ライザー管の異常について
505	1977-東京-T007	1978年1月26日	福島第一発電所1号	BWR3	起動	原子炉再循環ポンプの異常について
758	1981-原電-T048	1981年12月26日	敦賀発電所1号	BWR3	起動	原子炉再循環ポンプ(A)フランジ部からの漏洩について
813	1981-東京-T024	1981年9月14日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	原子炉再循環系連絡弁(エコライジング弁)の補修について
893	1982-原電-T010	1982年5月18日	敦賀発電所1号	BWR3	起動	原子炉再循環ポンプ(A)フランジ部からの漏洩について
1209	1984-東京-T015	1984年11月8日	福島第二発電所1号	BWR5	冷温停止	原子炉再循環ポンプA号機水中軸受リング損傷について
1210	1984-東京-T016	1984年11月17日	福島第二発電所3号	BWR5	冷温停止	原子炉冷却材再循環ポンプ(PLRポンプ)メカニカルシール分解点検について
1550	1988-東京-T004	1988年7月8日	福島第一発電所6号	BWR5	起動	原子炉再循環ポンプ(A)メカニカルシールの点検について
1551	1988-東京-T005	1988年7月26日	福島第二発電所1号	BWR5	冷温停止	原子炉再循環ポンプ水中軸受リングのひび割れについて
1562	1988-東京-T016	1989年1月23日	福島第二発電所3号	BWR5	冷温停止	原子炉再循環ポンプ(B)の損傷について(最終報告)
1593	1989-原電-T010	1989年12月26日	東海第二	BWR5	燃料交換	原子炉再循環ポンプ(A)メカニカルシールの不具合について
1735	1992-東京-T001	1992年4月12日	福島第一発電所5号	BWR4	起動	原子炉再循環ポンプ(A)第2段シールキャビティ圧力検出配管用ベント弁シートリークについて
1811	1995-中部-T005	1995年11月10日	浜岡発電所1号	BWR4	起動	原子炉再循環ポンプ(B)メカニカルシールの不具合について
1838	1996-東京-T001	1996年4月22日	福島第二発電所1号	BWR5	冷温停止	原子炉再循環ポンプ(A)メカニカルシールパージ配管からの漏えいについて
2073	2000-東京-T016	2001年1月25日	福島第一発電所6号	BWR5	冷温停止	原子炉再循環ポンプ(B)電動機の接触音について
2158	2002-原電-T012	2002年9月15日	東海第二	BWR5	燃料交換	A系再循環流量制御弁の動作不調について
2257	2003-北陸-T007	2003年7月29日	志賀発電所1号	BWR5	冷温停止	原子炉冷却材再循環系配管等の溶接部のひびについて
2266	2003-北陸-T014	2003年9月2日	志賀発電所1号	BWR5	冷温停止	原子炉冷却材再循環(A)系配管等の溶接部のひびについて
2271	2003-北陸-T018	2003年11月12日	志賀発電所1号	BWR5	冷温停止	原子炉冷却材再循環系配管ドレン弁からの水漏れについて
2345	2003-中部-T008	2004年3月29日	浜岡発電所2号	BWR4	燃料交換	原子炉冷却材再循環系配管のひび割れの徴候について
2348	2003-東京-T025	2003年10月6日	柏崎刈羽発電所7号	ABWR	燃料交換	原子炉冷却材再循環ポンプのインペラの傷
2389	2002-中部-T005	2002年10月4日	浜岡発電所3号	BWR5	冷温停止	原子炉冷却材再循環系配管のひび割れについて
2391	2002-中部-T004	2002年9月19日	浜岡発電所4号	BWR5	冷温停止	原子炉冷却材再循環系配管のひび割れについて
2519	2004-東京-T028	2004年9月1日	柏崎刈羽発電所4号	BWR5	燃料交換	柏崎刈羽原子力発電所4号機の原子炉再循環系配管の追加点検結果について
2681	2004-中国-T002	2004年9月17日	島根発電所2号	BWR5	冷温停止	原子炉再循環系配管のひび
2842	2004-中国-T004	2005年3月5日	島根発電所1号	BWR3	冷温停止	原子炉再循環系配管のひび
2961	2005-東京-T005	2005年5月17日	福島第二発電所3号	BWR5	燃料交換	原子炉冷却材再循環系配管のひびについて

格納容器

通番	報告書番号	発生年月日	ユニット名	炉型	プラント状態	件名
295	2002-東京-T034	2003年1月23日	柏崎刈羽発電所2号	BWR5	燃料交換	原子炉格納容器内における水漏れについて
1185	1984-原電-T035	1985年3月14日	東海第二	BWR5	冷温停止	原子炉格納容器圧力高の誤信号発生について
1192	1984-中部-T002	1984年10月24日	浜岡発電所1号	BWR4	燃料交換	格納容器内の養生用ポリシートの焼損について
1201	1984-東京-T007	1984年5月7日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	格納容器スプレー海水ポンプ(C)軸受取替
1770	1994-中部-T001	1994年7月8日	浜岡発電所1号	BWR4	冷温停止	格納容器内の漏水について
1935	1998-東京-T012	1998年10月9日	福島第一発電所2号	BWR4	冷温停止	格納容器内でのボヤ発生について
1937	1998-東京-T015	1998年11月30日	柏崎刈羽発電所1号	BWR5	冷温停止	原子炉格納容器内でのボヤ発生について
2184	2002-東京-T014	2002年9月24日	福島第一発電所3号	BWR4	燃料交換	格納容器内への水漏れについて
2265	2003-北陸-T011	2003年8月20日	志賀発電所1号	BWR5	冷温停止	原子炉格納容器内の原子炉格納容器冷却器排水口からの水漏れについて
2267	2003-北陸-T016	2003年9月25日	志賀発電所1号	BWR5	冷温停止	原子炉格納容器内における漏水について
2326	2003-東京-T055	2004年3月15日	福島第二発電所2号	BWR5	冷温停止	原子炉格納容器漏えい率検査準備時における原子炉水位の低下について
2372	2003-原電-T014	2004年2月16日	東海第二	BWR5	燃料交換	原子炉格納容器圧力抑制室プール異物混入について
2547	2004-原電-T007	2004年9月22日	敦賀発電所1号	BWR3	燃料交換	原子炉格納容器圧力抑制室内の異物確認について
2806	2004-北陸-T011	2004年10月14日	志賀発電所1号	BWR5	燃料交換	原子炉格納容器外側隔離弁駆動用電動機の損傷について
3009	2004-東京-T040	2004年10月30日	福島第一発電所2号	BWR4	起動	原子炉格納容器人員用二重扉の動作不良について

タービン

通番	報告書番号	発生年月日	ユニット名	炉型	プラント状態	件名
272	2003-北陸-T001	2003年5月31日	志賀発電所1号	BWR5	冷温停止	タービン建屋内の漏水について
529	1978-東京-T003	1978年9月1日	福島第一発電所3号	BWR4	冷温停止	タービン建家内の人身障害について
607	1979-東京-T010	1980年1月7日	福島第一発電所3号	BWR4	冷温停止	高圧タービン損傷について
978	1982-東京-T028	1982年8月23日	福島第一発電所3号	BWR4	冷温停止	低圧タービン円板の欠陥について
1249	1985-原電-T002	1985年5月30日	敦賀発電所1号	BWR3	起動	蒸気タービン第3軸受の摩損について
1546	1988-中部-T011	1988年10月18日	浜岡発電所3号	BWR5	燃料交換	タービンバイパス減圧管オリフィスプレート用止め金の損傷
1710	1991-東京-T001	1991年6月24日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	タービン建屋内海水漏えいについて
1716	1991-東京-T007	1991年11月26日	福島第一発電所3号	BWR4	冷温停止	タービン建屋内における発煙について
1719	1991-東京-T010	1992年1月17日	福島第一発電所3号	BWR4	冷温停止	タービン制御用EH油冷却器(A)の漏えいについて
1758	1993-東京-T011	1993年12月24日	福島第一発電所4号	BWR4	冷温停止	主タービントーニング装置操作中における負傷について
1832	1996-中部-T001	1996年4月9日	浜岡発電所2号	BWR4	燃料交換	タービン潤滑油の漏えいについて
1843	1996-東京-T009	1996年10月23日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	タービン建屋内でのボヤ発生について
1930	1998-東京-T002	1998年6月1日	柏崎刈羽発電所7号	ABWR	冷温停止	タービン建屋循環水配管エリアにおける海水の溢水について
1941	1998-東京-T020	1999年1月25日	福島第二発電所1号	BWR5	冷温停止	定期検査中におけるタービン建屋2階での火災の発生について
1991	1999-東京-T015	1999年10月18日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	定期検査中のタービン建屋内での油漏えいについて
2111	2001-東京-T003	2001年5月14日	柏崎刈羽発電所1号	BWR5	冷温停止	タービン建屋における工事中仮設分電盤からの発煙について
2251	2003-中部-T004	2004年2月21日	浜岡発電所2号	BWR4	高温停止	タービン建屋屋上における火災について
2254	2003-東北-T003	2004年2月23日	東通発電所1号	BWR5	その他	タービン建屋地下1階仮設分電盤の火災について
2340	2003-東京-T059	2004年3月28日	福島第二発電所4号	BWR5	燃料交換	タービン建屋における作業員の障害について

タービン駆動給水ポンプ

通番	報告書番号	発生年月日	ユニット名	炉型	プラント状態	件名
1612	1989-東京-T004	1989年6月27日	福島第二発電所1号	BWR5	冷温停止	タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)軸封部の不具合について
2214	2003-東京-T023	2003年10月4日	柏崎刈羽発電所7号	ABWR	燃料交換	タービン駆動原子炉給水ポンプケーシングの一部欠損について
2373	2003-原電-T013	2004年2月11日	東海第二	BWR5	燃料交換	タービン駆動原子炉給水ポンプ出口逆止弁の不具合について
2684	2004-中国-T003	2004年12月10日	島根発電所2号	BWR5	冷温停止	原子炉給水ポンプ駆動用タービン軸封蒸気排気配管の損傷

原子炉隔離時冷却系

通番	報告書番号	発生年月日	ユニット名	炉型	プラント状態	件名
1840	1996-東京-T005	1996年7月27日	福島第二発電所1号	BWR5	起動	原子炉隔離時冷却系(RCIC)電気油圧変換器の不具合について
1887	1997-東京-T014	1997年10月31日	福島第二発電所1号	BWR5	冷温停止	定期検査中の原子炉隔離時冷却(RCIC)系タービン蒸気加減弁の点検について
2360	2003-東京-T060	2004年3月29日	柏崎刈羽発電所1号	BWR5	起動	原子炉隔離時冷却系タービン蒸気加減弁の不調について
2593	2004-東京-T034	2004年10月17日	福島第二発電所4号	BWR5	起動	原子炉隔離時冷却系における運転上の制限の逸脱
2920	2005-東京-T002	2005年4月18日	福島第二発電所1号	BWR5	起動	原子炉隔離時冷却系における運転上の制限の逸脱
3197	2005-東京-T023	2005年8月17日	福島第二発電所4号	BWR5	起動	福島第二原子力発電所4号機における原子炉隔離時冷却系タービン油圧の不具合について

非常用ディーゼル

通番	報告書番号	発生年月日	ユニット名	炉型	プラント状態	件名
1611	1989-東京-T005	1989年6月27日	柏崎刈羽発電所1号	BWR5	冷温停止	定期検査中における新新漏幹線2号線しゃ遮断器0-2トリップに伴う非常用ディーゼル発電機起動について
1662	1990-東京-T001	1990年5月27日	福島第一発電所2号	BWR4	冷温停止	非常用ディーゼル発電機の損傷について
2349	2004-東京-T003	2004年4月6日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	非常用ディーゼル発電機(A)の不具合について
2417	2004-東京-T007	2004年5月7日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	非常用ディーゼル発電機冷却水ポンプ圧力低下事象について
2591	2004-原電-T008	2004年10月11日	敦賀発電所1号	BWR3	燃料交換	非常用ディーゼル発電機B機関冷却用海水配管からの漏えいについて
2810	2004-東京-T062	2005年3月1日	福島第一発電所3号	BWR4	冷温停止	非常用ディーゼル発電機(B)室内での油漏れ

残留熱除去、余熱除去系

通番	報告書番号	発生年月日	ユニット名	炉型	プラント状態	件名
368	2003-東京-T012	2003年6月19日	福島第二発電所3号	BWR5	冷温停止	残留熱除去系配管内の点検について
380	2003-東京-T026	2003年10月7日	福島第二発電所2号	BWR5	冷温停止	残留熱除去系安全弁フランジ部からの水の滴下について
814	1981-東京-T025	1981年9月14日	福島第一発電所2号	BWR4	冷温停止	残留熱除去海水系配管の漏洩について
1465	1987-東京-T016	1987年9月17日	福島第一発電所5号	BWR4	冷温停止	残留熱除去系配管溶接部の損傷について
1895	1997-東京-T026	1998年3月29日	福島第二発電所4号	BWR5	冷温停止	残留熱除去機器冷却系海水配管フランジパッキンの取替について
2071	2000-東京-T013	2000年12月13日	福島第一発電所6号	BWR5	冷温停止	原子炉残留熱除去系熱交換器(B)伝熱管の損傷について
2204	2003-東京-T041	2004年1月15日	福島第二発電所3号	BWR5	冷温停止	残留熱除去機器冷却系(B)への補給水量の増加について
2228	2003-東京-T042	2004年1月19日	福島第二発電所3号	BWR5	冷温停止	残留熱除去機器冷却系冷却水ポンプ(B)吸込側の配管フランジ部からの水の滴下について
2256	2003-北陸-T002	2003年6月9日	志賀発電所1号	BWR5	冷温停止	残留熱除去系ポンプ室における弁のグランドパッキン部からの水の滴下について
2270	2003-北陸-T017	2003年9月27日	志賀発電所1号	BWR5	冷温停止	残留熱除去系(C)ポンプメカニカルシール部からの水漏れについて
2311	2003-東京-T053	2004年2月27日	福島第二発電所2号	BWR5	燃料交換	残留熱除去系ポンプ(A)の一時停止について
2738	2004-東京-T058	2005年1月29日	福島第一発電所3号	BWR4	冷温停止	残留熱除去系弁の不具合について
3021	2005-東京-T007	2005年5月31日	福島第二発電所3号	BWR5	燃料交換	残留熱除去系(A)ストレーナの金網の不具合について
253	2002-中部-T001	2002年5月25日	浜岡発電所2号	BWR4	起動	余熱除去系低圧注入管第2隔離弁ドレン配管溶接部からの漏えいに伴う原子炉手動停止について
2064	2000-中部-T001	2000年4月6日	浜岡発電所2号	BWR4	冷温停止	余熱除去系低圧注入調整弁不具合について

その他

通番	報告書番号	発生日月	ユニット名	炉型	プラント状態	件名
24	1992-東京-T008	1992年9月19日	福島第二発電所4号	BWR5	冷温停止	炉心における針金の発見について
119	1996-中部-T005	1996年9月7日	浜岡発電所3号	BWR5	高温停止	460V母線連絡バスダクトの焼損について
191	1999-原電-T006	1999年6月11日	東海第二	BWR5	燃料交換	中性子計測ハウジングのひびについて
265	2003-原電-T002	2003年6月23日	敦賀発電所1号	BWR3	燃料交換	定期検査中における主給水逆止弁等の不具合について
274	2003-東京-T014	2003年7月24日	福島第一発電所2号	BWR4	燃料交換	原子炉建屋内での水漏れについて
275	2003-東京-T011	2003年6月14日	福島第二発電所3号	BWR5	燃料交換	燃料装荷作業手順の誤りに伴う保安規定違反事象について
313	2003-東京-T003	2003年4月24日	柏崎刈羽発電所6号	ABWR	燃料交換	FMC RD分離警報の発生について
314	2003-東京-T002	2003年4月24日	柏崎刈羽発電所7号	ABWR	燃料交換	FMC RD点検中の異物発見について
320	2003-東京-T030	2003年10月28日	福島第一発電所4号	BWR4	燃料交換	起動領域中性子束モニタ(SRNM)一時的指示変動について
324	2003-東京-T034	2003年11月17日	福島第一発電所1号	BWR3	燃料交換	定期検査中の1号機中央操作室換気空調系社内検査における不適合について
332	2002-東京-T036	2003年2月19日	柏崎刈羽発電所2号	BWR5	燃料交換	SGTS(A)論理電源喪失によるSGTS(A, B)の自動起動について
334	2003-東京-T021	2003年9月30日	柏崎刈羽発電所1号	BWR5	燃料交換	ほう酸水注入系ドレン配管からの漏えいについて
342	2003-東京-T039	2003年12月5日	福島第一発電所6号	BWR5	燃料交換	原子炉建屋内における水漏れについて
347	2003-東京-T035	2003年11月19日	柏崎刈羽発電所7号	ABWR	燃料交換	原子炉水位計の基準水位の設定是正について
349	2003-東京-T036	2003年11月19日	福島第一発電所1号	BWR3	燃料交換	原子炉水位計の基準水位の設定是正について
354	2003-東京-T037	2003年12月5日	福島第二発電所2号	BWR5	燃料交換	定期検査作業時における放射性物質の内部取り込み及び作業エリアの汚染について
363	2003-中国-T004	2003年10月14日	島根発電所1号	BWR3	冷温停止	照射済燃料集合体のスペーサ位置ずれ
381	2003-東京-T040	2003年12月19日	柏崎刈羽発電所5号	BWR5	燃料交換	炉内作業に伴うチェーンリングの落下回収について
439	1973-東京-T001	1973年6月25日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	放射線事故について
452	1974-東京-T003	1975年3月9日	福島第一発電所2号	BWR4	起動	発電支障事故について
470	1976-中部-T002	1976年12月25日	浜岡発電所1号	BWR4	燃料交換	作業者感電負傷事故
482	1976-東京-T012	1977年2月26日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	給水ノズルの異常について
484	1976-東京-T014	1977年3月5日	福島第一発電所3号	BWR4	冷温停止	廃棄物処理建家内の人身災害について
486	1976-東京-T016	1977年3月25日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	原子炉建屋内溶断作業中のトラブルについて
497	1977-中部-T003	1977年11月23日	浜岡発電所1号	BWR4	燃料交換	排ガス系機器の調査結果について
530	1978-東京-T004	1978年10月27日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	貯蔵プール中における燃料落下及び貯蔵ラックの損傷について
532	1978-東京-T006	1978年12月11日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	燃料ひび割れ
589	1979-中部-T002	1980年1月9日	浜岡発電所1号	BWR4	燃料交換	原子炉建屋内の漏水について
733	1981-原電-T025	1981年9月12日	東海第二	BWR5	高温停止	原子炉給水ポンプ入口安全弁取出配管の漏えいについて
776	1981-中部-T001	1981年5月11日	浜岡発電所1号	BWR4	冷温停止	スクラム弁リセットの不具合について
817	1981-東京-T028	1981年9月25日	福島第一発電所2号	BWR4	冷温停止	燃料集合体移動中における燃料集合体の落下について
819	1981-東京-T030	1981年9月29日	福島第一発電所5号	BWR4	冷温停止	廃棄設備廃液濃縮器給液ポンプ(B)の摩耗について
823	1981-東京-T034	1981年10月21日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	燃料取替機のトラブルについて
827	1981-東京-T038	1981年11月8日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	6,900V装甲閉鎖配電盤における感電負傷事故について
833	1981-東京-T044	1981年12月9日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	気体廃棄物処理系配管の詰りについて
899	1982-原電-T016	1982年6月30日	東海第二	BWR5	燃料交換	原子炉建屋内の水漏れについて
906	1982-原電-T023	1982年8月7日	敦賀発電所1号	BWR3	燃料交換	燃料交換機電源ケーブル巻取不具合について
918	1982-原電-T035	1982年11月7日	敦賀発電所1号	BWR3	起動	発電機励磁機用減速機からの油漏れについて
962	1982-東京-T012	1982年6月17日	福島第一発電所3号	BWR4	冷温停止	廃液濃縮器の孔食による損傷について
972	1982-東京-T022	1982年7月24日	福島第一発電所1号	BWR3	高温停止	原子炉停止時における排気筒モニタ高々警報の発生について
974	1982-東京-T024	1982年8月10日	福島第一発電所5号	BWR4	冷温停止	床ドレン濃縮器の孔食による損傷について

980	1982-東京-T030	1982年9月26日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	漏えい燃料について
982	1982-東京-T032	1982年10月21日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	屋外放射線モニタの空間ガンマ線測定装置（モニタリングポスト）データ収集処理装置一時停止について
984	1982-東京-T034	1982年10月27日	福島第一発電所3号	BWR4	冷温停止	原子炉保護系スクラムリセット不調について
989	1982-東京-T039	1982年12月7日	福島第一発電所4号	BWR4	冷温停止	燃料体の漏えいについて
994	1982-東京-T044	1983年2月17日	福島第一発電所6号	BWR5	冷温停止	廃棄物処理建屋における作業員の負傷について
1083	1983-中部-T006	1984年3月9日	浜岡発電所2号	BWR4	燃料交換	漏えい燃料について
1085	1983-東京-T001	1983年4月20日	福島第一発電所2号	BWR4	冷温停止	原子炉圧力容器上蓋予備ノズル（N-6B）内面コーナ部の欠陥について
1101	1983-東京-T017	1983年10月27日	福島第一発電所3号	BWR4	冷温停止	照射燃料体検査における燃料スペーサ部の損傷について
1111	1983-東京-T026	1984年1月18日	福島第一発電所1号	BWR3	燃料交換	燃料体の漏えいについて
1115	1983-東京-T031	1984年3月19日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	漏えい燃料棒の非破壊検査中の落下損傷について
1176	1984-原電-T026	1984年12月12日	敦賀発電所1号	BWR3	起動	原子炉停止操作中の原子炉保護系チャンネルAトリップについて
1207	1984-東京-T013	1984年10月17日	福島第一発電所2号	BWR4	冷温停止	復水貯蔵タンクしゃへい壁内バルブの不具合について
1208	1984-東京-T014	1984年10月26日	福島第一発電所3号	BWR4	燃料交換	蒸気乾燥器損傷について
1248	1985-原電-T001	1985年5月13日	敦賀発電所1号	BWR3	起動	非常用復水器B系蒸気側配管からの漏えいについて
1268	1985-原電-T021	1986年2月11日	東海第二	BWR5	燃料交換	スチームドライヤードレンチャンネル溶接部の不具合について
1278	1985-中部-T002	1985年7月24日	浜岡発電所2号	BWR4	燃料交換	屋外循環水管内での災害について
1284	1985-東京-T006	1985年7月4日	福島第一発電所6号	BWR5	冷温停止	燃料体の漏えいについて
1289	1985-東京-T011	1985年8月31日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	起動用母線電源盤の焼損について
1302	1985-東京-T024	1986年1月8日	福島第一発電所2号	BWR4	冷温停止	給水加熱器水室における作業員の火傷について
1303	1985-東京-T025	1986年3月10日	福島第二発電所2号	BWR5	冷温停止	蒸気乾燥器ドレンチャンネル溶接部の不具合について
1372	1986-中部-T003	1986年9月29日	浜岡発電所2号	BWR4	燃料交換	蒸気乾燥器ドレンチャンネル溶接部の不具合について
1379	1986-東京-T004	1986年7月7日	福島第二発電所3号	BWR5	冷温停止	蒸気乾燥器ドレンチャンネル溶接部の不具合について
1382	1986-東京-T007	1986年9月25日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	隔離時復水器系配管の損傷について
1420	1987-原電-T002	1987年4月20日	東海第二	BWR5	燃料交換	燃料体の漏洩について
1435	1987-原電-T017	1987年10月1日	敦賀発電所1号	BWR3	起動	定期検査中の原子炉自動停止について
1446	1987-中部-T002	1987年6月20日	浜岡発電所1号	BWR4	燃料交換	排ガスコンデンサの不具合について
1449	1987-中部-T005	1988年3月1日	浜岡発電所2号	BWR4	燃料交換	作業員の負傷について
1455	1987-東京-T006	1987年5月18日	福島第一発電所2号	BWR4	冷温停止	M/D RFP (A) ミニマムフロー配管の減肉について
1460	1987-東京-T010	1987年6月30日	福島第二発電所2号	BWR5	冷温停止	蒸気乾燥器ドレンチャンネル溶接部の不具合について
1461	1987-東京-T012	1987年7月3日	福島第一発電所2号	BWR4	冷温停止	復水脱塩装置出口導電率検出器の不具合について
1467	1987-東京-T018	1987年11月13日	福島第一発電所5号	BWR4	冷温停止	廃液濃縮器（A）の不具合について
1468	1987-東京-T019	1987年11月18日	福島第一発電所5号	BWR4	冷温停止	原子炉建屋床表面汚染密度の上昇について
1470	1987-東京-T021	1987年12月10日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	復水給水系配管の減肉について
1472	1987-東京-T023	1988年1月12日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	排ガス復水器の不具合について
1480	1987-東京-T031	1988年3月24日	福島第一発電所6号	BWR5	冷温停止	排ガス予熱器の不具合について
1521	1988-原電-T003	1988年8月22日	東海第二	BWR5	燃料交換	燃料チャンネルファスナ止めねじの折損について
1542	1988-中部-T007	1988年8月9日	浜岡発電所1号	BWR4	燃料交換	燃料交換プラットフォームのマストの変形について
1544	1988-中部-T009	1988年9月17日	浜岡発電所1号	BWR4	冷温停止	インコアモニタハウジングの損傷について
1615	1989-東京-T008	1989年9月16日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	蒸気乾燥器ドレンチャンネルの不具合について
1657	1990-中国-T002	1990年12月4日	島根発電所2号	BWR5	起動	原子炉出力上昇中の原子炉自動停止について
1658	1990-中国-T003	1991年2月19日	島根発電所1号	BWR3	冷温停止	定期検査中の送電線トリップに伴う所内全停電事象について
1660	1990-中部-T002	1990年10月8日	浜岡発電所1号	BWR4	燃料交換	燃料損傷について

1711	1991-東京-T002	1991年7月2日	福島第一発電所1号	BWR3	起動	原子炉給水ポンプ出口逆止弁の点検について
1740	1992-東京-T017	1993年3月18日	福島第一発電所2号	BWR4	冷温停止	原子炉建屋内における発煙について
1810	1995-中部-T004	1995年10月25日	浜岡発電所1号	BWR4	冷温停止	原子炉圧力容器フランジシール部からの漏えいについて
1836	1996-中部-T006	1996年10月27日	浜岡発電所3号	BWR5	燃料交換	定期点検作業中の作業員の負傷について
1839	1996-東京-T002	1996年6月13日	福島第一発電所4号	BWR4	冷温停止	補助ボイラ室での火災について
1878	1997-中部-T006	1998年1月30日	浜岡発電所1号	BWR4	燃料交換	低圧第1給水加熱器防熱板取付溶接部点検について
1881	1997-東京-T002	1997年4月30日	柏崎刈羽発電所3号	BWR5	冷温停止	簡易電気焼却式トイレからの煙の発生について
1892	1997-東京-T021	1998年1月9日	柏崎刈羽発電所5号	BWR5	燃料交換	原子炉建屋地下3階南西エリアにおける火災について
1931	1998-東京-T003	1998年7月6日	福島第二発電所2号	BWR5	冷温停止	原子炉ウエル内における漏えいについて
1964	1999-原電-T010	1999年10月13日	敦賀発電所1号	BWR3	燃料交換	仮設浄化装置からの水の飛散について
1986	1999-東京-T006	1999年7月24日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	モニタリングポストMP-2、4（低レンジ用）の欠測について
1992	1999-東京-T016	1999年10月31日	柏崎刈羽発電所7号	ABWR	冷温停止	第6軸受メタル温度検出器の不具合について
1994	1999-東京-T019	2000年1月16日	福島第一発電所5号	BWR4	冷温停止	原子炉圧力容器内化学除染中における作業員の熱傷について
1996	1999-東京-T021	2000年2月25日	柏崎刈羽発電所1号	BWR5	冷温停止	中央制御室表示機能の一部喪失について
2000	1999-北陸-T002	1999年7月26日	志賀発電所1号	BWR3	起動	中間領域計測装置の不具合について
2067	2000-東京-T003	2000年6月8日	福島第二発電所1号	BWR5	冷温停止	可燃性ガス濃度制御系ブロウ（B）の過負荷トリップについて
2068	2000-東京-T009	2000年9月3日	福島第一発電所4号	BWR4	起動	空気抽出器復水器排水配管の点検について
2070	2000-東京-T011	2000年9月14日	柏崎刈羽発電所5号	BWR5	冷温停止	モニタリングポストの欠測について
2114	2001-東京-T007	2001年5月24日	柏崎刈羽発電所1号	BWR5	冷温停止	定期検査中における非常用ガス処理系の自動起動について
2118	2001-東京-T013	2001年7月12日	柏崎刈羽発電所1号	BWR5	冷温停止	サプレッションプール水位計からの漏水について
2137	2001-北陸-T003	2002年1月14日	志賀発電所1号	BWR4	起動	中間領域計測装置の不具合について
2159	2002-原電-T013	2002年10月1日	東海第二	BWR5	燃料交換	原子炉建屋ガス処理系（B）の不具合について
2178	2002-東京-T004	2002年5月13日	柏崎刈羽発電所7号	ABWR	燃料交換	R I P（E）インペラの微小傷について
2181	2002-東京-T006	2002年7月12日	柏崎刈羽発電所7号	ABWR	冷温停止	低圧ドレンポンプ室での漏水について
2205	2003-東京-T029	2003年10月20日	柏崎刈羽発電所7号	ABWR	燃料交換	給水配管たわみ事象
2224	2003-東京-T044	2004年1月28日	福島第二発電所2号	BWR5	冷温停止	燃料取替機主ホイストの使用済燃料プール手すりへの接触について
2237	2003-東京-T043	2004年1月26日	福島第一発電所1号	BWR3	冷温停止	作業員の管理区域内における入域時間の超過について
2259	2003-北陸-T009	2003年8月11日	志賀発電所1号	BWR5	冷温停止	原子炉内等の薄膜状の沈降物の回収について
2261	2003-北陸-T003	2003年6月12日	志賀発電所1号	BWR5	冷温停止	復水器内の配管とさや管との溶接部のひびについて
2262	2003-北陸-T004	2003年6月19日	志賀発電所1号	BWR5	冷温停止	復水器内の配管溶接部のひびについて
2264	2003-北陸-T005	2003年6月26日	志賀発電所1号	BWR5	冷温停止	タービン建屋内の所内蒸気凝縮水の飛散について
2275	2003-北陸-T019	2003年11月21日	志賀発電所1号	BWR5	燃料交換	原子炉水位計設定値の是正について
2282	2003-北陸-T006	2003年6月27日	志賀発電所1号	BWR5	燃料交換	ドライクリーニング設備における溶剤残渣の飛散について
2283	2003-北陸-T010	2003年8月13日	志賀発電所1号	BWR5	燃料交換	ドライクリーニング設備からの水漏れについて
2374	2003-原電-T016	2004年3月20日	東海第二	BWR5	燃料交換	起動領域モニタ予備チューブ（ドライチューブ）の曲りについて
2377	2003-東京-T010	2003年5月24日	柏崎刈羽発電所4号	BWR5	燃料交換	第7回定期検査「燃料装荷手順作成」におけるSRM指示値予想計算値確認の未実施について
2398	2004-東京-T008	2004年5月11日	福島第一発電所1号	BWR3	燃料交換	作業員の管理区域内における入域時間の超過について
2409	2004-東京-T010	2004年5月21日	福島第二発電所4号	BWR5	燃料交換	作業員の放射性物質内部取り込みについて
2495	2004-東京-T024	2004年8月7日	福島第二発電所2号	BWR5	起動	原子炉起動時における原子炉水位高事象の発生について
2496	2004-東京-T025	2004年8月7日	福島第二発電所2号	BWR5	起動	原子炉建屋および原子炉建屋付属棟における水の漏えいについて
2561	2004-東京-T027	2004年8月29日	柏崎刈羽発電所6号	ABWR	燃料交換	作業員の極微量な放射性物質の内部取り込みについて
2577	2004-東京-T033	2004年10月12日	福島第一発電所3号	BWR4	燃料交換	原子炉建屋からの放射線測定器の誤搬出について
2595	2004-東京-T037	2004年10月21日	柏崎刈羽発電所4号	BWR5	冷温停止	原子炉付属建屋における火災報知器の発報について

2606	2004-中部-T009	2004年11月4日	浜岡発電所4号	BWR5	燃料交換	高圧第1給水加熱器(A)伝熱管内での異物発見・回収について
2626	2004-東京-T043	2004年11月2日	福島第一発電所3号	BWR4	冷温停止	発電機しゃ断器動作確認試験における警報の発生について
2677	2004-東京-T052	2004年12月18日	福島第一発電所5号	BWR4	燃料交換	作業員の放射性物質の微量な内部取り込みについて
2687	2004-中部-T011	2004年12月21日	浜岡発電所1,2号	BWR4	燃料交換	浜岡原子力発電所 排気筒(1,2号炉共用)のひび割れについて
2718	2004-中部-T010	2004年11月15日	浜岡発電所4号	BWR5	燃料交換	低圧第3給水加熱器(A)ドレンレベルスイッチの部品破損について
2725	2004-東京-T054	2004年12月23日	福島第一発電所3号	BWR4	冷温停止	起動領域中性子束モニタの指示変動について
2786	2004-東京-T061	2005年2月18日	福島第二発電所1号	BWR5	燃料交換	燃料装荷作業に係る不適合について
2793	2004-北陸-T006	2004年9月16日	志賀発電所1号	BWR5	冷温停止	中央制御室等の換気空調用冷却水系冷凍機圧縮機の羽根車の損傷について
2794	2004-北陸-T007	2004年9月27日	志賀発電所1号	BWR5	燃料交換	圧力抑制室内の清掃作業結果について
2800	2004-東京-T042	2004年10月31日	福島第一発電所2号	BWR4	起動	移動式炉心内計装系の弁の不具合に伴う運転上の制限の逸脱について
2803	2004-北陸-T008	2004年10月6日	志賀発電所1号	BWR5	燃料交換	湿分離器水位検知器の損傷について
2804	2004-北陸-T009	2004年10月7日	志賀発電所1号	BWR5	燃料交換	使用済燃料貯蔵プールへの布の落下について
2805	2004-北陸-T010	2004年10月11日	志賀発電所1号	BWR5	燃料交換	配管支持構造物の補修について
2807	2004-北陸-T012	2004年10月19日	志賀発電所1号	BWR5	その他	中性子源領域モニタ(B)の不具合について
2808	2004-北陸-T013	2004年10月20日	志賀発電所1号	BWR5	その他	補機冷却水系タンクからの水のオーバーフローについて
2835	2004-東京-T063	2005年3月9日	福島第一発電所3号	BWR4	起動	蒸気式空気抽出器用安全弁の点検
2893	2004-中部-T012	2005年2月1日	浜岡発電所3号	BWR5	燃料交換	グランドスチームコンバータドレンタンクレベルスイッチ部品変形事象について
2895	2004-中部-T014	2005年2月15日	浜岡発電所3号	BWR5	燃料交換	配管の肉厚点検状況について
2942	2005-東京-T001	2005年4月13日	福島第二発電所4号	BWR5	燃料交換	サンプリングノズル折損の確認について
2974	2005-原電-T001	2005年5月13日	東海第二	BWR5	燃料交換	炉内アニュラス部(バッフルプレート上)における異物について
3057	2005-中部-T001	2005年5月27日	浜岡発電所3号	BWR5	起動	給水注入逆止弁(A)の点検について
3147	2005-東京-T016	2005年7月30日	福島第二発電所3号	BWR5	燃料交換	燃料取替機主マストの格納不良

添付資料2 PWR プラントの停止時事故トラブル例  
(原子力施設情報公開ライブラリーNuCIA より)

添付 2-1.1 PWR 停止時の原子炉本体に関する事故トラブル

事象特定情報					故障箇所						トラブル原因			
通番	報告書番号	発生日月	電力	ユニット	件名	設備	系統	装置	標準装置名	機器	部品	大分類	小分類	原因概略
2390	2004-関西-T001	2004/5/5	関西	大飯3号	原子炉容器上部ふた制御棒駆動装置取付管台等からの漏えいについて	原子炉本体	原子炉圧力容器及び炉内構造物	原子炉圧力容器	(-)	原子炉圧力容器付属構造物	蓋・キャブ管台	その他	その他	溶接部の仕上げ不良によるPWSCCの発生と推定。他の原因も否定できない。
2648	2004-北海道-T003	2004/11/2	北海道	泊1号	制御棒クラスタ案内管の取替	原子炉本体	原子炉圧力容器及び炉内構造物	炉内構造物	炉内構造物	原子炉圧力容器内部構造物	制御棒クラスタ案内管	その他	その他	制御棒と案内板との間での摩擦による減肉現象
3163	2005-九州-T001	2005/8/4	九州	玄海2号	燃料集合体検査結果について	原子炉本体	燃料	原子燃料	原子燃料	燃料集合体	被覆管	その他	その他	燃料棒に偶発的に発生したピンホールからの微小な漏えい
2694	2004-原電-T016	2004/12/30	原電	敦賀2号	燃料集合体支持格子のわずかな変形について	原子炉本体	燃料	原子燃料	原子燃料	燃料集合体	スペーサ	その他	(未記載)	燃料集合体を取り出す際に、炉心パッフルと接触したため
2100	2001-四国-T007	2001/12/11	四国	伊方2号	炉内温度測定用熱電対引出管接続部からの漏えいについて	原子炉本体	原子炉圧力容器及び炉内構造物	原子炉圧力容器	原子炉圧力容器	(未記載)	ケーシング・ケース・ハウジング	設備不備	施工不完全	潤滑剤の不十分な塗布
2719	2004-関西-T024	2005/1/14	関西	美浜2号	原子炉容器胴部側面から底部にかけての流れ痕について	原子炉本体	原子炉圧力容器及び炉内構造物	(未記載)	(未記載)	原子炉圧力容器	(キャビティシール)	不明	(未記載)	パッキンのシール性能が十分でなかった
2439	2004-関西-T002	2004/5/12	関西	高浜1号	制御棒クラスタ案内管支持ピン(ナット、止めピン)摩擦	原子炉本体	原子炉圧力容器及び炉内構造物	炉内構造物	炉内構造物	原子炉圧力容器内部構造物	ボルト・ナット・座金・ネジピン	その他	その他	1次冷却材の流体振動による摩擦
1360	1986-原電-T023	1986/12/10	原電	敦賀2号	燃料集合体漏えいについて	原子炉本体	燃料	原子燃料	原子燃料	燃料集合体	被覆管	その他	その他	微小なピンホールが発生した

添付 2-1

添付 2-1.2 PWR 停止時の非常用炉心冷却設備に関する事故トラブル

事象特定情報					故障箇所						トラブル原因			
通番	報告書番号	発生日月	電力	ユニット	件名	設備	系統	装置	標準装置名	機器	部品	大分類	小分類	原因概略
2483	2004-関西-T007	2004/6/14	関西	大飯1号	高サイクル熱疲労割れに係る検査結果について	非常用炉心冷却設備	低圧注入系(余熱除去系)	配管装置	配管装置	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	配管	その他	その他	内部流体の温度ゆらぎによる熱疲労割れ
2320	2003-関西-T013	2004/2/20	関西	大飯2号	余熱除去系統他配管の点検結果について	非常用炉心冷却設備	低圧注入系(余熱除去系)	配管装置	配管装置	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	配管	保守不備	保守不完全	塩化ビニールテープによる配管外表面からの塩素型応力腐食割れ
2198	2003-関西-T004	2003/9/26	関西	高浜2号	余熱除去系他配管の点検結果	非常用炉心冷却設備	低圧注入系(余熱除去系)	配管装置	配管装置	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	配管	保守不備	保守不完全	配管外表面からの塩素型応力腐食割れ
2538	2004-関西-T017	2004/9/16	関西	美浜1号	B余熱除去クーラ下部からのほう酸析出について	非常用炉心冷却設備	低圧注入系(余熱除去系)	熱交換器・冷却器装置・冷凍機	余熱除去冷却器	(未記載)	フランジ	保守不備	保守不完全	フランジボルトの締め付けトルク不足
2848	2004-四国-T010	2005/3/15	四国	伊方3号	余熱除去ポンプの不具合について	非常用炉心冷却設備	低圧注入系(余熱除去系)	ポンプ装置	余熱除去ポンプ	電動ポンプ	ポンプ軸封部	保守不備	保守不完全	遊動環の取付方向を誤って組み立てた。
2482	2004-関西-T008	2004/6/26	関西	大飯1号	安全注入系統テストライン配管の点検結果について	非常用炉心冷却設備	蓄圧注入系	配管装置	配管装置	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	配管	腐しよく	化学腐しよく	配管外表面からのテープSCC
319	2003-四国-T005	2003/9/24	四国	伊方3号	余熱除去系統配管のひびについて	非常用炉心冷却設備	低圧注入系(余熱除去系)	配管装置	配管装置	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	配管	設備不備	施工不完全	建設時の塩化ビニールテープによる塩素型応力腐食割れ

添付 2-1.3 PWR 停止時の原子炉冷却系統設備に関する事故トラブル

事象特定情報					故障箇所						トラブル原因			
通番	報告書番号	発生年月日	電力	ユニット	件名	設備	系統	装置	標準装置名	機器	部品	大分類	小分類	原因概略
1851	1996-北海道-T001	1996/11/24	北海道	泊1号	原子炉停止中における一次冷却系統ドレン弁閉止力不足によるC/Vサンフへの流入について	原子炉冷却系統設備	一次冷却系	弁装置	一次冷却材ループ手動弁	手動弁	シート	その他	その他	手締めによる閉止力不足
2337	1999-北海道-T001	1999/7/7	北海道	泊1号	1A-1次冷却材ポンプシールハウジング組込み不良によるシールハウジングあわせ面の傷について	原子炉冷却系統設備	一次冷却系	ポンプ装置	一次冷却材ポンプ	電動ポンプ	ポンプ	保守不備	保守不完全	組み込み時の芯ずれ・傾き、微小異物混入による傷
263	2003-関西-T003	2003/5/22	関西	高浜4号	蒸気発生器伝熱管の損傷について	原子炉冷却系統設備	一次冷却系	熱交換器・冷却器装置・冷凍機	蒸気発生器	蒸気発生器	伝熱管	設備不備	製作不完全	製作時の残留応力と運転時の内圧による応力腐食割れ
264	2003-九州-T001	2003/5/15	九州	川内1号	川内原子力発電所1号機 蒸気発生器伝熱管の損傷について	原子炉冷却系統設備	一次冷却系	熱交換器・冷却器装置・冷凍機	蒸気発生器	蒸気発生器	伝熱管	設備不備	製作不完全	製作時の残留応力と運転時の内圧による応力腐食割れ
2711	2004-原電-T017	2005/1/18	原電	敦賀2号	蒸気発生器伝熱管の損傷について	原子炉冷却系統設備	一次冷却系	熱交換器・冷却器装置・冷凍機	蒸気発生器	蒸気発生器	伝熱管	設備不備	製作不完全	旧AVB部伝熱管の摩耗減肉
2164	2002-四国-T001	2002/4/18	四国	伊方1号	定期検査中の原子炉格納容器サンプ水位上昇について	原子炉冷却系統設備	一次冷却系	弁装置	一次冷却材ループドレン弁	手動弁	シート 軸封部	その他	その他	温度上昇に伴う弁棒と弁箱の伸び差が大きかったことから、取替前の弁より早めにシート部に微小な隙間が生じた
1584	1989-原電-T001	1989/6/10	原電	敦賀2号	B-1次冷却材ポンプNo. 1シール封水戻り流量の増加について	原子炉冷却系統設備	一次冷却系	ポンプ装置	一次冷却材ポンプ	電動ポンプ	軸封部	保守不備	保守不完全	シール組込み時の異物混入
2309	2003-関西-T015	2004/2/26	関西	高浜3号	1次冷却系統漏えい検査中の不具合について	原子炉冷却系統設備	一次冷却系	弁装置	一次冷却系その他弁	手動弁	弁体	その他	その他	異物の付着
2551	2004-関西-T015	2004/9/6	関西	高浜4号	蒸気発生器伝熱管の損傷について	原子炉冷却系統設備	一次冷却系	熱交換器・冷却器装置・冷凍機	蒸気発生器	蒸気発生器	伝熱管	設備不備	製作不完全	旧AVB部伝熱管の摩耗減肉
2461	2004-関西-T010	2004/7/14	関西	大飯1号	燃料取替用水タンク戻りライン当て板部付近からのにじみについて	原子炉冷却系統設備	燃料取替用水系	タンク・槽・アキュムレータ装置	タンク・槽・アキュムレータ	水タンク	タンク	腐しよく	化学腐しよく	海塩粒子によるSCC
2426	2004-関西-T006	2004/6/10	関西	大飯1号	燃料取替用水タンクの変形について	原子炉冷却系統設備	燃料取替用水系	タンク・槽・アキュムレータ装置	タンク・槽・アキュムレータ	水タンク	タンク	保守不備	保守不完全	不適切なタイミングでのダストホースの取付け
2210	2003-関西-T012	2004/1/22	関西	高浜3号	蒸気発生器伝熱管の損傷について	原子炉冷却系統設備	一次冷却系	熱交換器・冷却器装置・冷凍機	蒸気発生器	蒸気発生器	伝熱管	設備不備	製作不完全	旧AVB部伝熱管外面の摩耗減肉
2539	2004-北海道-T002	2004/9/21	北海道	泊1号	蒸気発生器伝熱管の損傷について	原子炉冷却系統設備	一次冷却系	熱交換器・冷却器装置・冷凍機	蒸気発生器	蒸気発生器	伝熱管	設備不備	製作不完全	旧AVB部伝熱管外面の摩耗減肉
2664	2004-九州-T003	2004/12/15	九州	川内2号	蒸気発生器伝熱管の損傷について	原子炉冷却系統設備	一次冷却系	熱交換器・冷却器装置・冷凍機	蒸気発生器	蒸気発生器	伝熱管	設備不備	製作不完全	旧AVB部伝熱管外面の摩耗減肉
2529	2004-九州-T001	2004/9/10	九州	川内1号	蒸気発生器伝熱管の損傷について	原子炉冷却系統設備	一次冷却系	熱交換器・冷却器装置・冷凍機	蒸気発生器	蒸気発生器	伝熱管	設備不備	製作不完全	製作時の残留応力によるPWSCC、及び、旧AVB部伝熱管外面の摩耗減肉
281	2003-原電-T006	2003/9/10	原電	敦賀2号	加圧器逃がし弁用管台部等の損傷について	原子炉冷却系統設備	一次冷却系	タンク・槽・アキュムレータ装置	加圧器	加圧器	容器	保守不備	保守不完全	手直し溶接によって周方向応力が増加した

添付 2-1.4 PWR 停止時の原子炉補助設備に関する事故トラブル

事象特定情報						故障箇所					トラブル原因			
通番	報告書番号	発生年月日	電力	ユニット	件名	設備	系統	装置	標準装置名	機器	部品	大分類	小分類	原因概略
2096	2001-四国-T002	2001/5/23	四国	伊方3号	一次冷却材の予備サンプリングライン元弁からの漏えい	原子炉補助設備	原子炉試料採取系	弁装置	一次冷却系その他弁	手動弁	ガスケット・パッキン	保守不備	保守不完全	片締めの可能性
2061	2000-四国-T035	2000/12/15	四国	伊方1号	定期検査作業中における水漏れについて	原子炉補助設備	化学体積制御系	配管装置	配管装置	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	フィッティング(接続部・溶接部)	保守不備	保守不完全	経年変化による弾力性低下と締め付け力低下
270	2003-四国-T001	2003/5/1	四国	伊方1号	原子炉補機冷却海水系統配管フランジからの漏えいについて	原子炉補助設備	原子炉補機海水系	配管装置	配管装置	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	フランジ	故意・過失	作業者の過失	作業内容の連絡ミスと思い込み

添付 2-1.5 PWR 停止時の電気設備に関する事故トラブル

事象特定情報						故障箇所					トラブル原因			
通番	報告書番号	発生年月日	電力	ユニット	件名	設備	系統	装置	標準装置名	機器	部品	大分類	小分類	原因概略
2947	2005-関西-T001	2005/4/6	関西	美浜3号	4-3C母線電圧低信号発信に伴うAディーゼル発電機の自動起動について	電気設備	AC所内電源系	(-)	(-)	電気回路	その他試験用端子・ヒューズ	その他	その他	作業員の接続ミス
3063	2005-関西-T003	2005/6/3	関西	大飯2号	B-非常用母線の一時的な停電について	電気設備	AC所内電源系	遮断器・断路器装置	所内母線連絡遮断器	6000V級遮断器(M/C)	遮断器・断路器	不明	不明	導電性の異物混入、または、検回不足
2196	2003-関西-T006	2003/10/16	関西	高浜2号	非常用予備発電装置検査中の不具合について	電気設備	非常用ディーゼル発電機系	弁装置	非常用ディーゼル発電機	その他または不明の弁	弁	保守不備	保守不完全	分解作業時に発生した「ばり」の混入

添付 2-1.6 PWR 停止時のタービン設備に関する事故トラブル

運転状態	事象特定情報						故障箇所					トラブル原因			
	通番	報告書番号	発生日月	電力	ユニット	件名	設備	系統	装置	標準装置名	機器	部品	大分類	小分類	原因概略
冷温停止	1724	1991-北海道-T002	1991/8/2	北海道	泊2号	低圧タービン静翼部のき裂について	タービン設備	主タービン	主タービン装置	主タービン	発電用タービン羽根		その他	その他	高サイクル疲労
冷温停止	1723	1991-北海道-T001	1991/5/1	北海道	泊1号	低圧タービン静翼部のき裂について	タービン設備	主タービン	主タービン装置	主タービン	発電用タービン羽根		その他	その他	高サイクル疲労
その他	3167	2005-関西-T009	2005/6/30	関西	美浜1号	A-湿分離加熱器加熱管の損傷について	タービン設備	主蒸気系	熱交換器・冷却器装置・冷凍機	湿分離加熱器	湿分離加熱器	熱交換器伝熱管	設備不備	製作不完全	プラントの起動・停止時に繰り返し応力が作用したことによる疲労き裂
その他	3144	2005-関西-T005	2005/6/23	関西	高浜3号	2次系配管肉厚測定結果について	タービン設備	主蒸気系	(-)	(-)	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	配管 高圧排気管(異材継手部)	その他	その他	エロージョン&コロージョンによるものと推定
その他	3047	2004-関西-T031	2005/3/29	関西	大飯2号	大飯2号機第19回定期検査中における2次系配管点検結果について(2次系配管の減肉)	タービン設備	抽気及びヒータドレン系	配管装置	配管装置	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	配管 低圧第4給水ヒータドレン管、第2ヒータ空気抜管、復水ポンプバランスタブ、スチームコンバータドレン管	その他	(未記載)	エロージョン&コロージョンによるものと推定
その他	2680	2004-関西-T022	2004/11/30	関西	美浜3号	美浜3号機2次系配管点検結果について(2次系配管の減肉)	タービン設備	給水系	(-)	(-)	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	(炭素鋼配管) 給水ブースタポンプ吐出管、給水過熱器ドレン管、タービングラウンド蒸気管等(ステンレス鋼配管) 蒸気発生器ブローダウン水回収管、補助蒸気管等	その他	その他	エロージョン&コロージョンによるものと推定
その他	2602	2004-関西-T019	2004/10/14	関西	大飯4号	主給水ポンプブースタポンプ吐出管の減肉について	タービン設備	給水系	配管装置	配管装置	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	配管	その他	その他	エロージョン&コロージョンによるものと推定
その他	2449	2004-関西-T009	2004/7/5	関西	大飯1号	2次系主給水配管曲がり部の減肉について	タービン設備	給水系	配管装置	配管装置	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	配管 エルボ・分岐管・レデュース	保守不備	保守不完全	エロージョン&コロージョンによるものと推定
モード3	3176	2005-関西-T014	2005/8/5	原電	美浜1号	A給水ポンプ下部ケーシングからの漏えいについて	タービン設備	給水系	ポンプ装置	電動主給水ポンプ	電動ポンプ	ポンプ	設備不備	製作不完全	製造過程で発生した内在欠陥
モード3	2098	2001-四国-T004	2001/5/29	四国	伊方3号	湿分離加熱器加熱蒸気配管フランジ部からの蒸気漏えいについて	タービン設備	主タービン	配管装置	配管装置	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	ガスケット・パッキン	保守不備	保守不完全	締め付け開始地点の間違い
モード5	2599	2004-関西-T020	2004/10/19	関西	美浜1号	タービン動補助給水配管の肉厚不足について	タービン設備	補助給水系	配管装置	配管装置	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	配管	設備不備	施工不完全	芯ずれ
モード5	2598	2004-関西-T018	2004/9/30	関西	大飯1号	低圧第4給水ヒータドレン管の減肉について	タービン設備	抽気及びヒータドレン系	配管装置	配管装置	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	配管	その他	(未記載)	エロージョン&コロージョンによるものと推定。
モード5	2587	2004-関西-T016	2004/9/13	関西	美浜1号	主給水管の減肉について	タービン設備	給水系	配管装置	配管装置	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	配管 主給水管ティーズ(枝管)	(未記載)	(未記載)	エロージョン&コロージョンによるものと推定。
モード5	2586	2004-関西-T013	2004/8/24	関西	美浜2号	高圧排気管及び主給水管の減肉について	タービン設備	抽気及びヒータドレン系	配管装置	配管装置	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	配管	その他	(未記載)	エロージョン&コロージョンによるものと推定。
モード5	2097	2001-四国-T003	2001/5/24	四国	伊方3号	主給水ポンプタービン3A排気弁の不調について	タービン設備	給水系	弁装置	給水系その他弁	電動弁	スイッチ	保守不備	保守不完全	リミットスイッチの動作位置の不適切な設定
モード6	2746	2004-原電-T018	2005/2/8	原電	敦賀2号	主給水ヘッダードレン配管からの水の漏えいについて	タービン設備	給水系	配管装置	配管装置	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	配管	設備不備	施工不完全	高サイクル疲労

添付 2-1.7 PWR 停止時の換気空調設備に関する事故トラブル

事象特定情報						故障箇所						トラブル原因		
通番	報告書番号	発生年月日	電力	ユニット	件名	設備	系統	装置	標準装置名	機器	部品	大分類	小分類	原因概略
2199	2003-関西-T005	2003/10/6	関西	美浜2号	原子炉格納容器送気ラインベローズ(アニュラス内)からの僅かな漏れ	換気空調設備	格納容器換気空調系	配管装置	配管装置	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	ベローズ	腐しよく	化学腐しよく	フィルタで取りきれない塩素粒子による孔食と塩素型応力腐食割れ
2440	2004-関西-T003	2004/5/20	関西	高浜1号	中央制御室非常用循環フィルタユニットA系入口ダンパの動作不良について	換気空調設備	中央制御室換気空調系	給排気装置	中央制御室非常用循環ファン	ダンパ	ダンパ	その他	その他	開度表示板が若干ずれた
2299	2003-関西-T011	2004/1/19	関西	美浜1号	原子炉格納容器送排気ラインベローズの点検結果	換気空調設備	格納容器換気空調系	配管装置	配管装置	配管(計装配管・オリフィス本体除く)	ベローズ	腐しよく	化学腐しよく	フィルタで取りきれない僅かな海塩粒子による孔食・塩素型応力腐食割れ

添付 2-1.8 PWR 停止時の計装制御系統設備に関する事故トラブ

事象特定情報						故障箇所						トラブル原因		
通番	報告書番号	発生年月日	電力	ユニット	件名	設備	系統	装置	標準装置名	機器	部品	大分類	小分類	原因概略
2675	2004-原電-T013	2004/12/15	原電	敦賀2号	中性子源領域モニタの1チャンネル動作不能について	計測制御系統設備	核計装系	核・放射線モニタ装置	中性子源領域モニタ(SRM)	電気回路	ケーブル・導線	保守不備	保守不完全	配線の取り付け不良
2248	2003-関西-T010	2004/1/14	原電	美浜1号	中性子計装装置(中性子源領域1チャンネル)指示不良	計測制御系統設備	核計装系	核・放射線モニタ装置	中性子源領域モニタ(SRM)	電源ユニット	不明	その他	その他	偶発的な要因による不具合
3255	2005-四国-T004	2005/9/6	四国	伊方2号	中性子検出器の指示不良について	計測制御系統設備	核計装系	核・放射線モニタ装置	その他核・放射線モニタ装置	中性子検出器	炉内計装筒	(未記載)	(未記載)	検出器の不良
3209	2005-関西-T008	2005/6/27	関西	大飯3号	炉外中性子束測定装置(中性子源領域)の一時的な指示不良について	計測制御系統設備	核計装系	核・放射線モニタ装置	中性子源領域モニタ(SRM)	中性子検出器	演算増幅器	設備不備	製作不完全	一時的な接触不良
357	2003-関西-T001	2003/5/11	関西	美浜3号	炉内計装用コンジットチューブの点検結果について	計測制御系統設備	核計装系	核・放射線モニタ装置	炉内中性子束モニタ	中性子検出器	炉内計装用コンジットチューブ	設備不備	施工不完全	建設時の塩化ビニールテープによる塩素型応力腐食割れ
2171	2002-四国-T008	2003/1/29	四国	伊方2号	定期検査中の加圧器逃がし弁の誤動作について	計測制御系統設備	原子炉制御系	制御・保護装置	制御・保護装置	(未記載)	軸封部なし	故意・過失	作業者の過失	作業条件の見逃し、連絡不足
1339	1986-原電-T003	1986/4/23	原電	敦賀2号	制御棒駆動軸結合作業時の不具合について	計測制御系統設備	制御棒及び制御棒駆動系	制御棒・制御棒駆動装置	制御棒・制御棒駆動装置	制御棒	その他制御棒クラスタ	その他	その他	ボルトをキャビティ内に置き忘れた