

高速実験炉「常陽」の確率論的安全評価に係る研究

— 内的事象に対するレベル 1PSA —

Probabilistic Safety Assessment on Experimental Fast Reactor Joyo
- Level1 PSA for Internal Events -

石川 宏樹 高松 操 川原 啓孝 三原 隆嗣 栗坂 健一
寺野 壽洋 村上 隆典 則次 明広 井関 淳 齊藤 隆一 青山 卓史

Koki ISHIKAWA, Misao TAKAMATSU, Hirotaka KAWAHARA, Takatsugu MIHARA
Kenichi KURISAKA, Toshihiro TERANO, Takanori MURAKAMI, Akihiro NORITSUGI
Atsushi ISEKI, Takakazu SAITO and Takafumi AOYAMA

大洗研究開発センター
高速実験炉部

Experimental Fast Reactor Department
Oarai Research and Development Center

May 2009

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2009

高速実験炉「常陽」の確率論的安全評価に係る研究 - 内の事象に対するレベル1 PSA -

日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター 高速実験炉部
石川 宏樹^{*1}、高松 操、川原 啓孝、三原 隆嗣⁺¹、栗坂 健一⁺²、
寺野 壽洋、村上 隆典、則次 明広、井関 淳、齊藤 隆一、青山 卓史

(2009年1月9日 受理)

確率論的安全評価 (PSA: Probabilistic Safety Assessment) は、原子炉施設の合理的な安全規制・安全管理活動の一つであり、日本原子力研究開発機構では、高速増殖炉の PSA 手順標準化のための技術基盤整備を目的に、定格出力運転時における内の事象に対する PSA に係る研究を実施している。当該研究の一環として、高速実験炉「常陽」について、レベル1 PSA を試行し、出力運転時における内の事象に起因して炉心損傷に至る事故シーケンスの同定及び炉心損傷頻度を定量化した。

本研究の結果、「常陽」における全炉心損傷頻度は 5.0×10^{-6} /炉年であり、IAEA INSAG-12 に記載された炉心損傷頻度の目標値である 10^{-4} /炉年 (既設炉に対して) 及び 10^{-5} /炉年 (新設炉に対して) を下回っている。また、全炉心損傷頻度に対する各事故カテゴリーの寄与割合を調べたところ、過渡時スクラム機能喪失 (ATWS: Anticipated Transient Without Scram) 事象及び崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS: Protected Loss of Heat Sink) 事象が、各々約 60% 及び約 40% を占めており、原子炉液位喪失 (LORL: Loss of Reactor Level) 事象に至る可能性が小さいことが確認された。さらに、炉心損傷頻度への寄与が大きい事故シーケンスを分析することにより、今後の「常陽」における運転・保守管理の向上に資する知見を得ることができた。

本研究において構築した「常陽」のレベル1 PSA 解析モデル、パラメータの推定値、炉心損傷に至る事故シーケンス及びその発生頻度の定量結果並びに得られた結果の解釈の全てが、高速炉の PSA 実践例として貴重な技術基盤となるものと期待される。

大洗研究開発センター：〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002

+1 次世代原子力システム研究開発部門設計統括ユニット

+2 次世代原子力システム研究開発部門 FBR システムユニット

※1 技術開発協力員

**Probabilistic Safety Assessment on Experimental Fast Reactor Joyo
- Level1 PSA for Internal Events -**

Koki ISHIKAWA^{※1}, Misao TAKAMATSU, Hiroataka KAWAHARA, Takatsugu MIHARA⁺¹,
Kenichi KURISAKA⁺², Toshihiro TERANO, Takanori MURAKAMI, Akihiro NORITSUGI,
Atsushi ISEKI, Takakazu SAITO and Takafumi AOYAMA

Experimental Fast Reactor Department, Oarai Research and Development Center,
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received January 9, 2009)

Probabilistic safety assessment (PSA) has been applied to nuclear plants as a method to achieve effective safety regulation and safety management. In order to establish the PSA standard for fast breeder reactor (FBR), the FBR-PSA for internal events in rated power operation is studied by Japan Atomic Energy Agency (JAEA). The level1 PSA on the experimental fast reactor Joyo was conducted to investigate core damage probability for internal events with taking human factors effect and dependent failures into account.

The result of this study shows that the core damage probability of Joyo is 5.0×10^{-6} per reactor year (/ry) and that the core damage probability is smaller than the safety goal for existed plants (10^{-4} /ry) and future plants (10^{-5} /ry) in the IAEA INSAG-12 (International Nuclear Safety Advisory Group) basic safety principle. The contribution of ATWS (Anticipated Transient Without Scram) and PLOHS (Protected Loss of Heat Sink) events to the core damage probability are 60% and 40% respectively. This results shows that the probability of LORL (Loss of Reactor Level) event is almost negligible in Joyo. Furthermore, the analysis of the event sequence particularly contributing core damage probability could provide available insights to improve the safety for Joyo operation and maintenance.

All the results established by the level1 PSA, such as PSA analysis models for Joyo, estimated value of parameter, event sequence and core damage probability with quantitative analysis, are expected to be valuable and technical standard as the practice of the FBR-PSA.

Keywords: PSA, Fast Reactor, Joyo, ATWS

+1 Advanced Nuclear System Research and Development Directorate, FBR Cycle System Design Synthesis Unit

+2 Advanced Nuclear System Research and Development Directorate, FBR System Unit

※1 Collaborating Engineer

目 次

1. 緒言	1
2. レベル1 PSA 実施手順	2
3. プラント設計情報	4
4. 起因事象の同定	17
5. イベントツリーの作成	27
6. フォルトツリーの作成	50
7. 事故シーケンスの定量化 (炉心損傷頻度の算出)	102
8. 考察	133
9. 結言	138
謝辞	139
参考文献	139
付録 (CD-ROM に収録)	
付録1. フォルトツリー	
付録2. フォルトツリー解析ツール (PIRAS)	
付録3. イベントコード	

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of Level1 PSA	2
3. Plant Design Information	4
4. Original Incident	17
5. Event Tree	27
6. Fault Tree	50
7. Accident Sequence quantification (Calculation of Core damage Probability)	102
8. Discussion	133
9. Conclusion	138
Acknowledgements	139
Reference	139
Appendix (CD-ROM)	
Appendix 1 : Fault tree	
Appendix 2 : Fault tree analysis tool “PIRAS”	
Appendix 3 : Event code	

1. 緒言

原子炉施設の確率論的安全評価（PSA：Probabilistic Safety Assessment）は、以下に示すように、レベル1～3で構成され、異常事象の発生頻度及び重大性を評価することで、プラントの総合的な安全性の指標を評価するとともに、設計・製作・運転・事故時対応等における弱点を抽出し、より効果的にプラントの安全性を向上させる有効な手段として、活用されている。

- ・レベル1：プラントの設計、運転を分析し、炉心損傷に至るシーケンスを同定し、その発生頻度（確率）を求める。
- ・レベル2：レベル1に加え、炉心損傷の物理過程及び格納施設の応答を解析し、環境に放出される放射性物質の量とその確率を求める。
- ・レベル3：レベル2に加え、環境における放射性物質の移行及び一般公衆への健康被害の影響等を評価し、リスクカーブを求める。

日本原子力研究開発機構では、高速炉のPSAのための技術基盤整備を目的としたPSAに係る研究を実施している。その一環として、高速実験炉「常陽」の出力運転時における内的事象に対するレベル1 PSAを試行し、炉心損傷に至る事故シーケンスを同定するとともに、炉心損傷頻度を定量化した。「常陽」は発電設備を有しない試験研究炉であり、本評価により、高速炉へのPSAの適用性確認だけでなく、試験研究炉にPSAを適用した場合の妥当性検証に資するデータを取得する。

「常陽」においては、平成17年度より、下記に示すメンバーで構成されるワーキンググループを組織し、レベル1 PSAを実施した。ここでは、本章に続き、第2章 レベル1 PSA実施手順、第3章 プラント設計情報、第4章 起回事象の同定、第5章 イベントツリーの作成、第6章 フォルトツリーの作成、第7章 事故シーケンスの定量化（炉心損傷頻度の算出）について、作業・評価結果を報告するとともに、レベル1 PSA評価結果に基づき、プラントの特性や設備仕様を考慮した上で、更なる安全向上対策や運転への提言等に係る考察を第8章に記載し、第9章に結言をまとめた。

【レベル1 PSA WG体制（2008年4月現在）】

主査：青山 卓史¹⁾

構成員：栗坂 健一²⁾、三原 隆嗣³⁾、山野 秀将³⁾、長井 秋則⁴⁾、会田 剛⁴⁾、
大川 敏克⁵⁾、寺野 壽洋⁵⁾、寺門 嗣夫⁵⁾、村上 隆典⁵⁾、則次 明広⁵⁾、
井関 淳⁵⁾、齊藤 隆一⁵⁾、磯崎 和則⁴⁾、須藤 正義⁴⁾

事務局：川原 啓孝¹⁾、石川 宏樹¹⁾、高松 操⁶⁾

- 1) 高速実験炉部 高速炉技術課、2) FBRシステムユニット炉心安全Gr.
- 3) 設計統括ユニットFBR設計Gr.、4) 高速実験炉部 高速炉第2課
- 5) 高速実験炉部 高速炉第1課、6) 高速実験炉部 保全技術開発課

2. レベル1 PSA実施手順

レベル1 PSAの一般的な実施手順^{1),2)}を以下に示す。「常陽」レベル1 PSAは同実施手順に基づき実施した。

- (1) 対象となるプラントの構成・特性を把握する。
- (2) 起回事象の同定を行うため、想定される機器の故障、運転員の誤操作、漏えい等の故障を全て抽出し、これらの故障が生じたと仮定した場合に予想される事象の推移を分析する。
- (3) イベントツリーを前項で同定した起回事象毎に作成する。イベントツリーは、起回事象を出発点として、どのような事象推移により最終状態に至るかをほぼ時系列的に解析し、プラントの異常を緩和する機能またはシステムの成功/失敗を2分岐図で表す樹木上の論理構造図である（図2-1参照）。イベントツリーにおける分岐は上が成功、下が失敗を示す。分岐する点の機能、またはシステムをイベントツリーのヘディングと称する。ヘディングはプラント応答の順に従ってイベントツリーに出現する。
- (4) イベントツリーの各ヘディング事象の成功/失敗の流れを、フォルトツリー解析と呼ばれる手法を用いて展開する（図2-2）。フォルトツリーは、対象とすべきシステムとその故障（機能喪失）との関連を、イベントツリーとの対応に基づき明確にするとともに、多数の機器部品から成る複雑なシステムの故障に至る原因を順次抽出するものである。フォルトツリーにおいては、共通要因故障の寄与やシステム間の相互干渉とともに、試験・保守・運転操作に伴う人的過誤による故障を考慮する。
- (5) フォルトツリーにおける末端の事象のデータ（機器の故障率等）を整備する。機器の故障率等の整備にあたっては、当該プラントにおける機器の試験の頻度や所要時間、ヒューマンエラー、共通要因故障を考慮する。なお、「常陽」レベル1 PSAにおいては、商業用軽水炉のデータについても、参考情報として考慮する。これらのデータは13桁の英数字の組合せで構成されるイベントコードを付与し、データベース化する。
- (6) 前項で作成したデータベースを用いて、(2)項で同定した起回事象に対して、1炉年あたりの炉心損傷頻度を算出し、これらを合算することでプラントの全炉心損傷頻度を評価する。なお、炉心損傷頻度は不確かさを有するため、必要に応じて、炉心損傷頻度の分布の幅や上限等を評価する必要がある。また、各起回事象における炉心損傷頻度の寄与率を評価し、機器やシステム等の確率的な重要性を把握する。
- (7) 機器やシステム等の確率的な重要性等のデータに基づき、プラントの特性や設備仕様を考慮した上で、更なる安全向上対策や運転への提言等をまとめる。

起回事象	ヘディング (左から右へイベントが推移する)				プラント状態 (成否)
1次冷却材喪失	低圧注入系作動	蓄圧注入系作動	格納容器 スプレイ	格納容器 再循環	

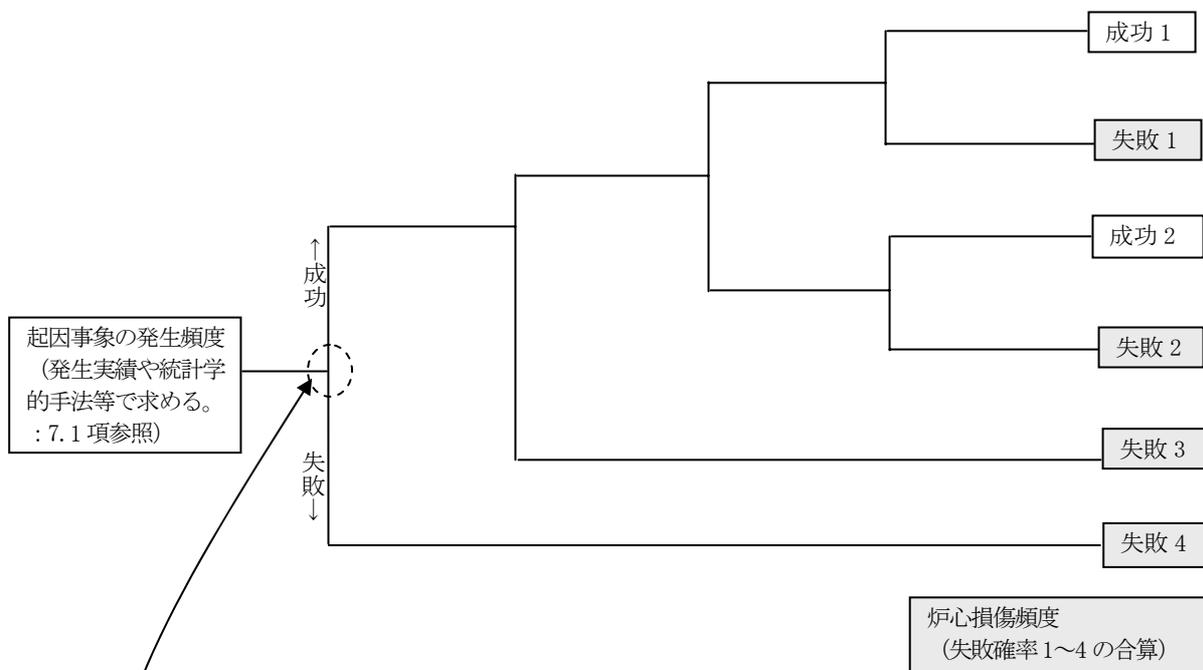


図 2-1 イベントツリー (ET) の例 (PWR)

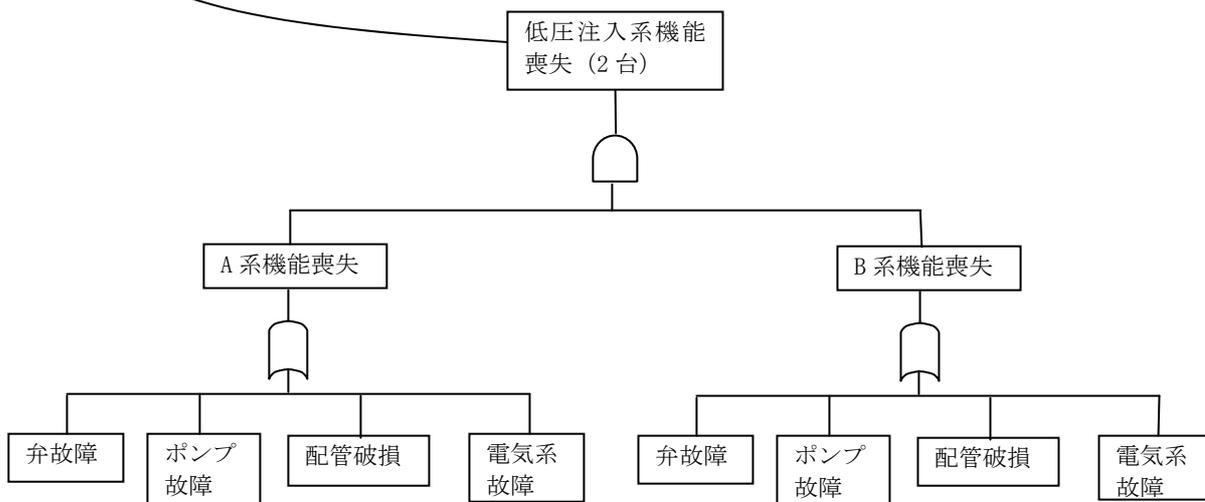


図 2-2 フォルトツリー (FT) の例 (PWR)

3. プラント設計情報

「常陽」のプラント概要を以下に示す。レベル1 PSAにおいては、プラント設計情報の収集には、原子炉設置変更許可申請書、設計及び工事の方法の認可申請書とともに、系統の機能・構成・運用等に係る情報収集のため、運転・保守に係る技術資料を使用した。また、必要に応じて、運転・保守部門からの情報収集を実施した。

3. 1 高速実験炉「常陽」の概要

高速実験炉「常陽」は日本で最初の高速増殖炉であり、日本の自主技術で新型炉を開発するため、国家プロジェクトとして茨城県大洗町に建設された。昭和45年2月に国の原子炉設置許可を受けて同年3月には建設工事を開始、4年半の建設と3年の機能試験を経て、昭和52年4月24日に初臨界を達成している。

高速増殖炉は原子力発電所で現在主流となっている軽水炉と異なり、燃料にプルトニウムとウランの混合酸化物を使用し、原子炉の冷却にもナトリウムを用いる等の特徴を有している。

「常陽」はこの高速増殖炉の開発の第1段階である実験炉として位置づけられており、大きく、以下に示す2つの設置目的が与えられている。

- ① 「常陽」を自主技術によって建設し、その設計・建設・運転によって得られる技術的経験を、原型炉「もんじゅ」の建設・運転のために活かすこと
- ② 高速増殖炉の開発に必要な燃料・材料の中性子照射試験の設備として使用すること

このなかで前者については、初臨界達成後に約1年をかけて低出力試験を実施し、原子炉熱出力で第Ⅰ期50MWt、第Ⅱ期75MWtと段階的に出力を増加、昭和56年12月のMK-I炉心（増殖炉心）の運転終了により目的を達成した。その後は照射炉として炉心の中性子束レベルを高めるために、炉心体積を小さくするとともに燃料集合体の燃料要素本数を増やし、炉心外側のブランケット集合体を反射体に置き換える等して、昭和57年11月22日にMK-II炉心（照射用炉心）の初臨界を原子炉熱出力100MWtで達成した。さらに高性能化するため、炉心領域の高速中性子束を1.3倍（原子炉熱出力140MWt）、稼働率を1.5倍に向上させて照射効率を倍増するとともに、照射スペースも2倍以上に拡大して、高速増殖炉実用化に向けた燃料・材料開発の促進を図る、「常陽」MK-III計画が実施された^{3)~11)}。

「常陽」では、平成12年6月にMK-III移行炉心（炉心サイズを徐々に拡大）の運転を終了し、主中間熱交換器、主冷却機等の冷却系改造工事、単体機能試験、総合機能試験を経て、平成15年6月に性能試験を開始、同年11月に使用前検査に合格した。平成16年5月より、MK-IIIの本格運転を開始した。

3. 2 原子炉本体

原子炉本体は図3-2-1に示すように、原子炉容器とその内部に配置した燃料集合体、制御棒、反射体等の炉心構成要素、炉心構造物（炉心支持構造物、炉心バレル等）、炉心上部機構及び原子炉容器上部に配置した回転プラグ等により構成される。冷却材であるナトリウム液面上はアルゴンガス雰囲気にて保たれており、その圧力は最大約980Pa（100mmAq）に制御されている。

炉心は、炉心燃料集合体、照射燃料集合体、制御棒、反射体及び遮へい集合体等によって構成され、全体としてほぼ円形をなしている。MK-Ⅲ第6サイクルの炉心構成を図3-2-2に、主な仕様を表3-2-1に示す。

炉心燃料集合体は、ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレット等をステンレス鋼で被覆した燃料要素を六角形断面のラッパ管内に127本配置したものであり、径方向の出力分布を平坦化して空間的にも高速中性子束を拡大するため、構造は同じで核分裂性プルトニウム富化度がわずかに異なる内側燃料集合体と外側燃料集合体とがある。

照射燃料集合体は、燃料材料を照射し、その結果を将来の高速増殖炉の設計に有効に活用するためのものであり、A型、B型、C型及びD型の4種類がある。

制御棒は、同一の構造と機能を有する6本が、炉心第3列に4本、炉心第5列に2本配置され、一定の速度で炉心に挿入・引抜きが行われるとともに、緊急時には、自重及びスプリング力により急速に炉心内へ挿入されるスクラム動作が行われる。

表 3-2-1 「常陽」MK-III炉心の主な仕様

炉型	ナトリウム冷却型高速炉
原子炉熱出力	140 MWt
冷却系ループ数	2
1次冷却系流量	約 2,700 t/h (1,350 t/h×2)
原子炉入口温度	約 350 °C
原子炉出口温度	約 500 °C
炉心	2 領域
高さ	約 50 cm
等価直径	約 80 cm
燃料タイプ	Pu・U MOX
全中性子束 (Max.)	5.7×10^{15} n/cm ² ・s
高速中性子束 (≥ 0.1 MeV、Max.)	4.0×10^{15} n/cm ² ・s
最大過剰反応度	4.5 % Δ k/k 以下
最大炉心燃料集合体装荷体数	85 体
制御棒体数	6 体
1 サイクルあたりの運転日数	60 日

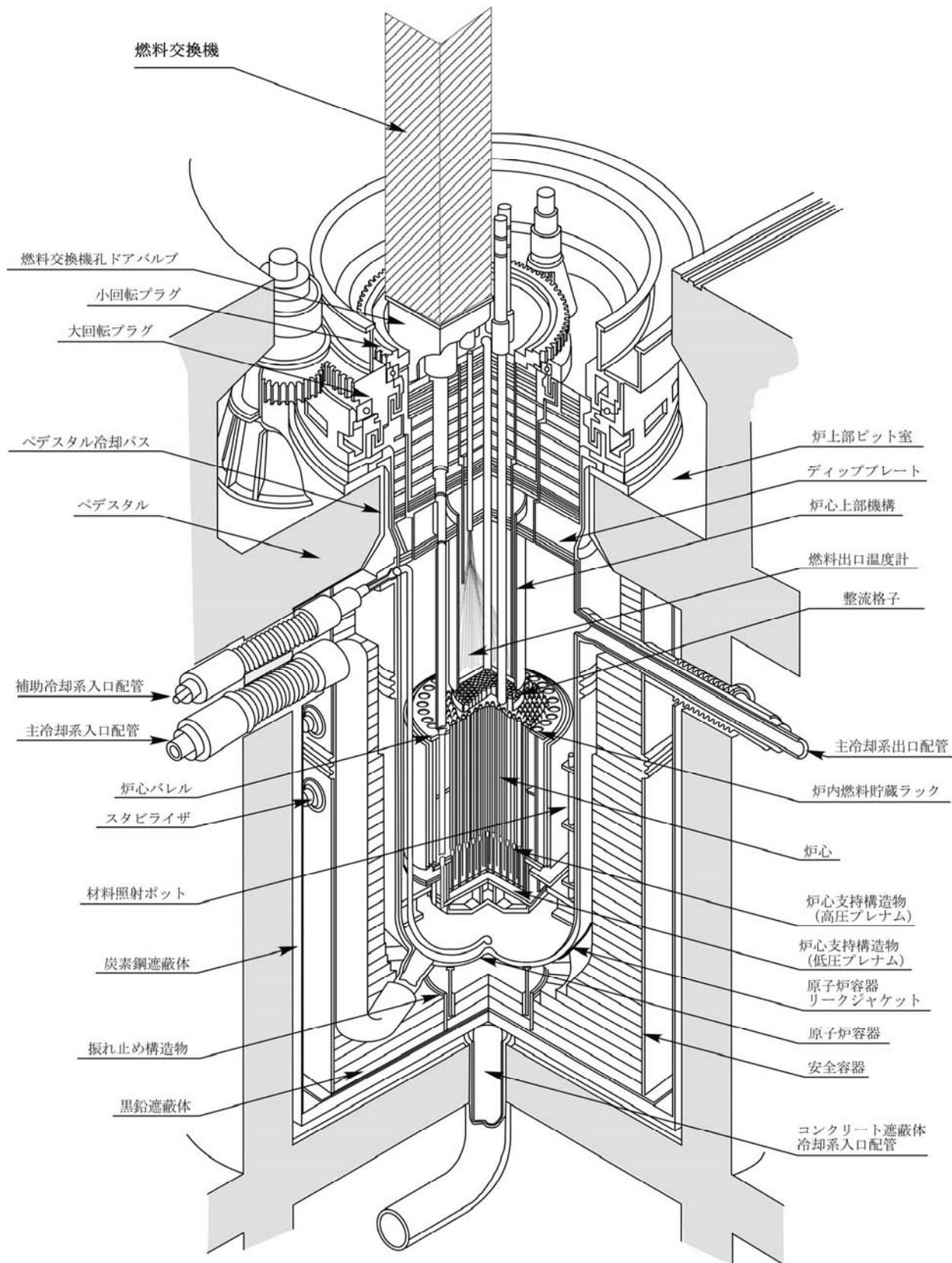
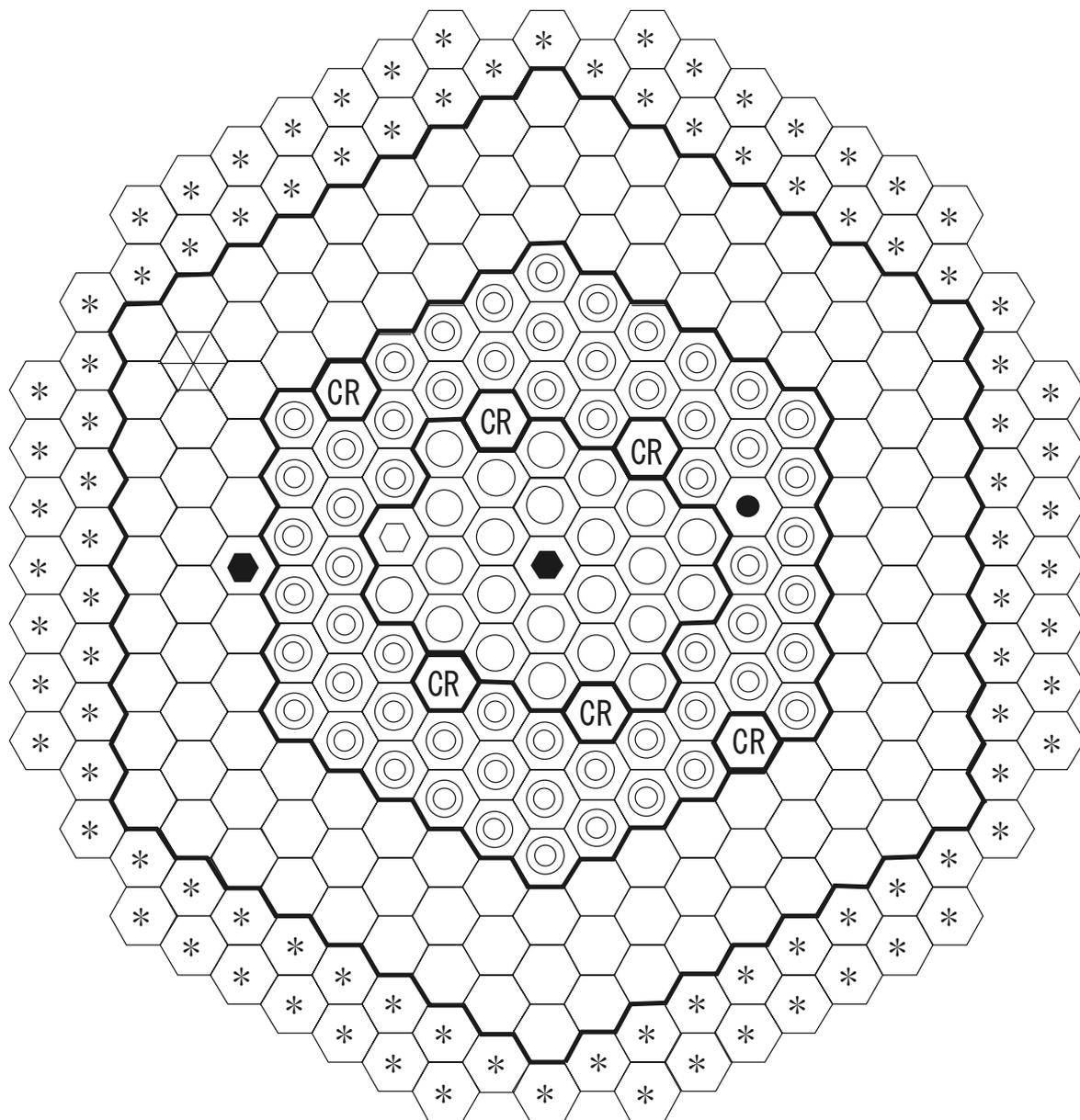


図 3-2-1 原子炉周りの鳥瞰図



- | | | | | | |
|---|---------|---|--------|--|-------------|
|  | 内側燃料集合体 |  | 中性子源 |  | 照射燃料集合体 |
|  | 外側燃料集合体 |  | 反射体 |  | 材料照射用反射体 |
|  | 制御棒 |  | 遮へい集合体 |  | 温度制御型材料照射装置 |

図 3-2-2 MK-III第6サイクル炉心構成

3. 3 冷却系

「常陽」の炉心内で発生する熱は、図3-3-1に示すループ型のナトリウム冷却系によって取り出される。このシステムは2つのループより構成され、それぞれ1次、2次の主冷却系と補助冷却系を備えている。

(1) 主冷却系

1次系ナトリウムは、約350°Cで原子炉容器下部の主冷却材入口配管から流入し、炉心内で加熱された後、約500°Cで原子炉容器胴上部の冷却材出口配管を経て高温側配管へ送られ、主中間熱交換器を介して炉心内で発生した熱を2次主冷却系に伝達する。2次系ナトリウムは、約300°Cから約470°Cに加熱され、空冷式の主冷却器により除熱される。

1次主冷却系はすべて格納容器内の床下に配置され、万一配管が破損し放射性ナトリウムが漏れいしても火災を起こさないように、床下は窒素ガス雰囲気としている。また、1次主冷却系の配管及び機器は二重壁構造となっており、二重管アニュラス部は窒素ガスによる予熱経路の構成及び漏れいナトリウムの検知、保持を行う。1次主循環ポンプは、主モータがトリップした場合、無停電電源駆動のポニーモータに引継がれ、炉心崩壊熱除去に必要な冷却材流量を確保する。

2次主冷却系については、冷却材ナトリウムが非放射性のため、配管及び機器は一重壁構造であり、系統機器は原子炉付属建屋に隣接する主冷却機建物内に収納され、地下の配管を通じて格納容器内の主中間熱交換器と接続されている。

1次系ナトリウムは原子炉容器、主中間熱交換器及び主循環ポンプにおいて、それぞれ自由液面を有し、液面上は酸素との反応を防ぐため、カバーガス（アルゴン）で覆う構造となっている。原子炉容器においては、液面レベルを一定に保持するため、オーバフロー系を有している。また、ナトリウム酸化物による構造材の腐食を防止するため、1次、2次主冷却系ともに純化系を有しており、コールドトラップを用いてナトリウムの純度管理を行っている。

(2) 補助冷却系

「常陽」では主冷却系の他に、1次主冷却系が使用不能の場合に炉心崩壊熱を除去するための補助冷却系が設けられている。補助冷却系は、1次、2次補助冷却系から構成されている。1次補助冷却系ナトリウムは、原子炉容器と補助中間熱交換器の間を循環し、炉心の崩壊熱を2次補助冷却系に伝達する。2次補助冷却系に伝えられた熱は、空冷式冷却器により大気に放散される。

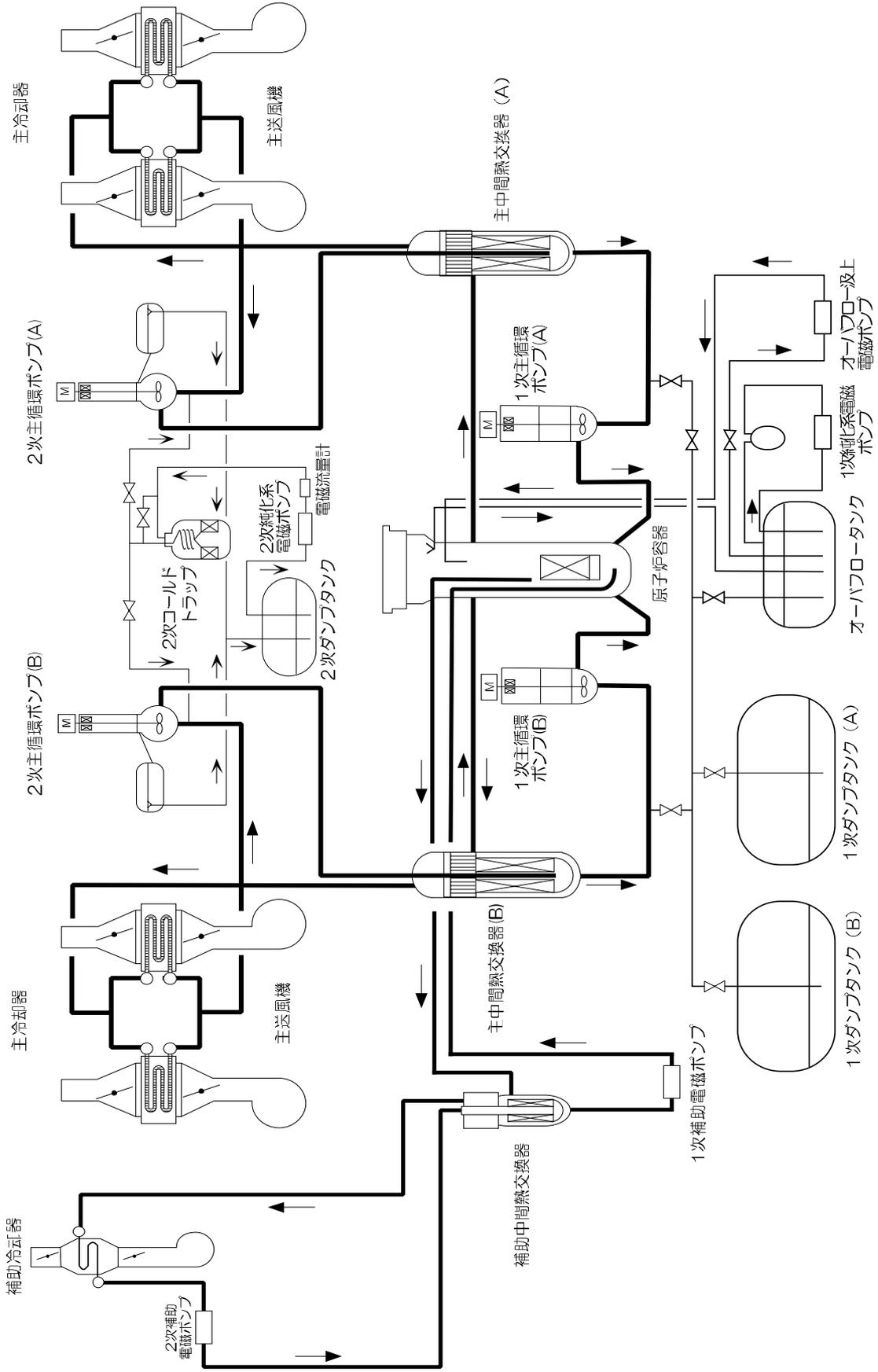


図 3-3-1 原子炉冷却システム

3. 4 制御設備

「常陽」の制御設備は、制御棒、制御棒駆動機構、原子炉制御盤及び原子炉保護系から構成される。

(1) 制御棒

制御棒は、中性子吸収体をステンレス鋼管に封入した制御要素、制御棒駆動機構と接続するためのハンドリングヘッド、スクラム動作時の緩衝作用を行わせるダッシュラム等からなる。制御要素は、 ^{10}B を約90%に濃縮した炭化ホウ素 (B_4C) ペレットをステンレス鋼管で被覆し、上部にダイビングベル型のベント機構を有している。このベント機構は、中性子吸収体である炭化ホウ素の ^{10}B (n, α) ^7Li 反応で生成するヘリウムガスを被覆管外に放出し、内圧の上昇を防ぐことを目的としており、放出されたヘリウムガスは、制御要素上部からナトリウム中を経て原子炉容器上部のアルゴンカバーガス空間へ移行する。このタイプの制御棒（ヘリウムボンド型）はMK-II炉心で採用されていた。

制御棒では、中性子吸収体のスエリングにより、中性子吸収体と被覆管との機械的相互作用（ACMI）が発生し、寿命が制限される。このため、MK-III炉心から、熱伝導の良いナトリウムを制御要素内に充てんし、中性子吸収体-被覆管のギャップを拡大することによりACMIの発生時期を遅らせるナトリウムボンド型制御棒を採用した。ナトリウムボンド型制御棒は従来のヘリウムボンド型制御棒と比較して約2倍（2サイクル→4サイクル）の寿命を有する。

前述の制御要素は7本ロッドクラスタとして保護管に収納され、1体の制御棒を構成している。制御棒の仕様を表3-4-1に、構造図を図3-4-1に示す。

(2) 制御棒駆動機構

制御棒駆動機構は、炉心上部機構を貫通して6基配置され、電動機駆動により一定速度で制御棒の挿入、引抜き動作を行い、スクラム時には、保持電磁石の消磁により駆動装置に保持されている制御棒を開放し、重力及びスプリング力で急速挿入させる。

制御棒のラッチは、4本のラッチフィンガー、フィンガー動作棒及びフィンガー押えリングからなるラッチ機構により行われる。ラッチフィンガーはフィンガー動作棒の軸方向への上下移動により開閉し、制御棒と制御棒駆動機構との接続及び開放を行う。また、ラッチ時にラッチフィンガーがフィンガー動作棒で押し広げられ制御棒を掴む構造となっている。

(3) 原子炉制御盤

原子炉制御盤には、原子炉の運転状態を監視するための中性子束指示計及び記録計、原子炉周期指示計及び記録計、制御棒位置指示計等が取り付けられている。また、制御棒駆動機構及び中性子束検出器保持駆動装置を駆動する操作スイッチや、前述のラッチ操作を行う操作スイ

ッチが取り付けられている。制御棒は制御棒選択スイッチによって選択され、1本ずつ原子炉制御盤から手動スイッチによって引抜き、挿入される。

盤面上部には、故障表示器が取り付けられ、制御棒駆動機構、核計装設備及び原子炉保護系設備に係る故障表示を行う。また、この制御盤には、緊急時の手動操作スイッチが設けられており、アイソレーション及びスクラムの動作を手動で行うことができる。

(4) 安全保護系設備

安全保護系は、原子炉の安全性を損なうおそれのある過渡状態や誤動作が生じた場合、あるいは異常な事態の発生が予想される場合に、原子炉及びプラントを速やかに停止して安全を確保する原子炉保護系と、原子炉運転の誤操作を防ぎ安全を確保する各種インターロック系とに分けられる。これら安全保護系は、多重設備でフェイルセーフの機能を有し、信頼性が増すように設計されている。原子炉保護系には、原子炉格納容器施設の隔離（アイソレーション）、原子炉緊急停止（スクラム）及びプラント異常時の警報機能としての異常表示がある。

① アイソレーション

格納容器の隔離は、核分裂生成物等が格納容器外へ漏えいすることを防ぐために、格納容器の貫通部を閉鎖するもので、次の条件で作動する。

- (a) 格納容器内床上放射能高
- (b) 格納容器内圧力高
- (c) 格納容器内温度高

この他、手動操作スイッチによってもアイソレーションを行うことができる。なお、アイソレーション作動時には、原子炉は自動的にスクラムする。

② スクラム

スクラムは、全ての制御棒を炉心内に急速に挿入し、原子炉の運転を停止するものである。スクラム回路は論理回路、補助継電器回路、保持電磁石電源装置から構成される。

各検出器でトリップ信号が発せられると、2重トレインの2 out of 3 あるいは1 out of 2 論理回路（図3-4-2参照）でスクラム信号が発せられ、制御棒の保持電磁石電源装置からの電流を遮断して、制御棒を駆動部から切り離す。この場合、制御棒はスプリングによって加速される。なお、制御棒駆動機構は、電動機により通常速度で自動的に追従して挿入される。「常陽」のスクラム条件は、下記のとおりである。

- (a) 中性子束高
- (b) 炉周期（ペリオド）短
- (c) 1次冷却材流量低
- (d) 炉内ナトリウム液面低
- (e) 1次冷却系主循環ポンプトリップ
- (f) 格納容器内温度高
- (g) 格納容器内圧力高
- (h) 格納容器内床上放射能レベル高
- (i) 原子炉出口冷却材温度高
- (j) 原子炉入口冷却材温度高
- (k) 炉内ナトリウム液面高
- (l) 2次冷却材流量低
- (m) 2次冷却系主循環ポンプトリップ
- (n) 電源喪失
- (o) 地震
- (p) 手動アイソレーション
- (q) 手動スクラム

③ 異常表示（アラーム）

プラント各系統に異常を生じた場合に適切な対策を講じるよう運転者の注意を喚起するためにアラーム系を設ける。異常設定点を超えるとブザー・ベルが鳴り、その異常箇所が表示される。重要なものは、アラーム設定点の上にさらにトリップ点を設け、安全保護回路に接続してプラントを保護している。

表 3-4-1 制御棒の仕様

制御棒体数	6 体	
被覆管材料	ステンレス鋼	
吸収材	B ₄ C	
要素数	7 本/体	
主要寸法	軸方向長さ	65 cm
	ペレット直径	16.3 mm
	被覆管厚さ	0.8 mm (ヘリウムボンド型) 0.5 mm (ナトリウムボンド型)
型式	ベント型 (ダイビングベル型)	
核的寿命	10 a/o	
全制御棒反応度価値	7.6% Δk/kk' 以上	
最大反応度付加率	0.019% Δk/kk' /s 以下	

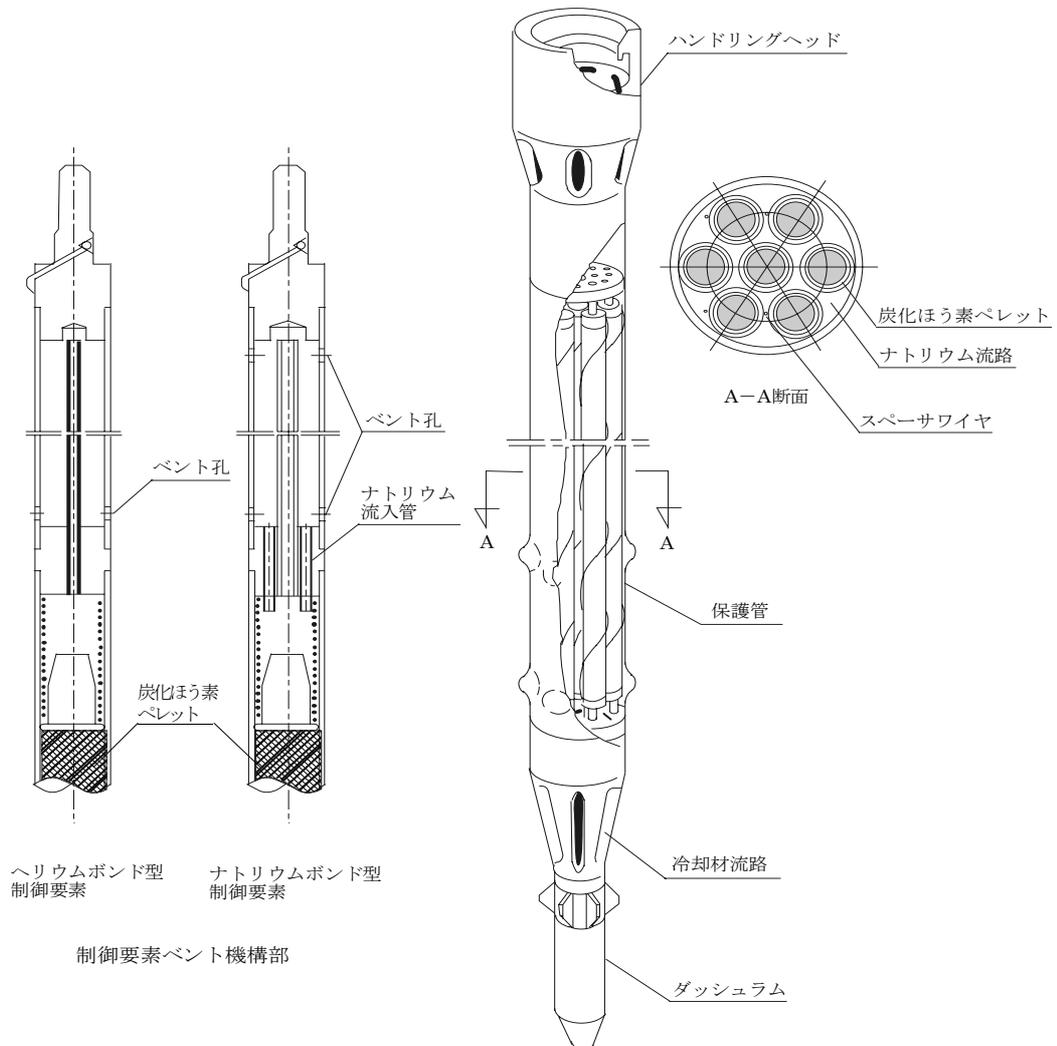


図 3-4-1 制御棒の構造図

ロジック入力例

プロセス計装 2 out of 3

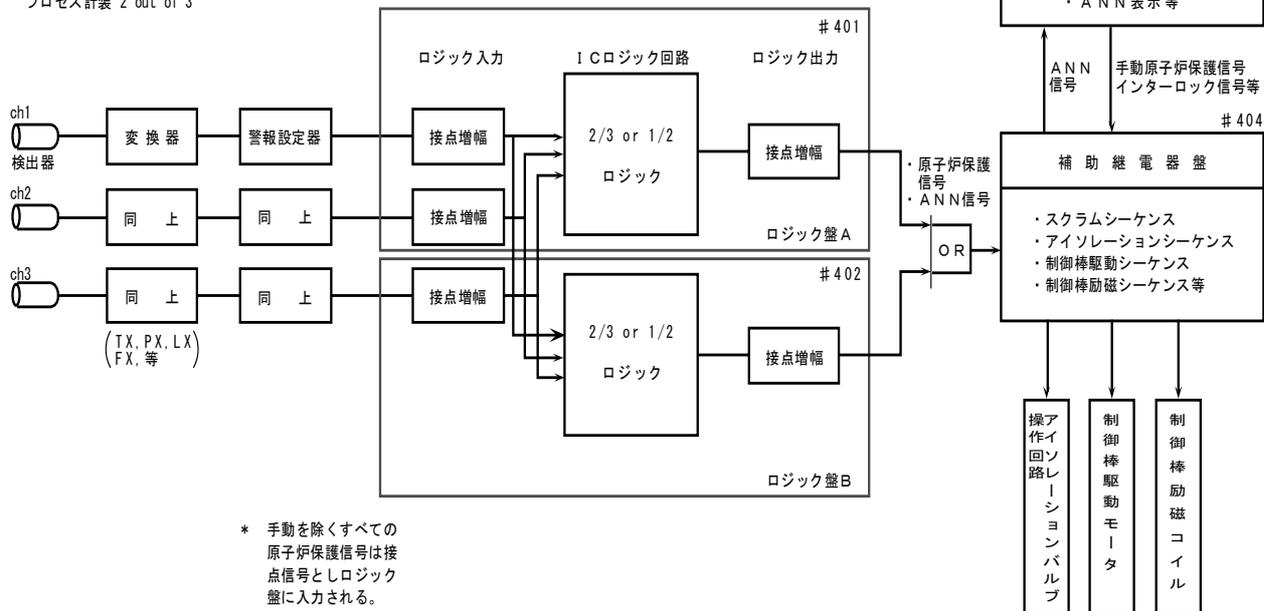


図 3-4-2 原子炉保護系設備

4. 起因事象の同定

4. 1 概要

起因事象は、「原子炉の緊急停止を必要とする異常な事象であり、プラントの安全系設備の作動を要求する事象であり、このような事象が発生した場合にその影響を緩和する安全系設備が機能喪失すると、炉心損傷に至りそして大気への放射性物質の放出に至る可能性のあるもの」と定義され、以下のとおり内的起因事象(内的事象)と外的起因事象(外的事象)に分類される。

- ・ 内的事象：プラント設備の異常によるもの
- ・ 外的事象：自然災害や破壊・妨害行為等によるもの

PSA を初めて導入する本評価ではプラント特性の把握が重要であることから、内的事象を対象とし、外的事象は対象外とする。また、放射線源には、炉心、燃料取扱設備、廃棄物処理設備等があるが、大量の放射性物資を内包する炉心を対象とする。

4. 2 起回事象の選定手法及び選定結果

起回事象の選定には、トップレベルの論理モデルであるマスターロジックダイアグラム(MLD)を用いた。MLDは、起回事象発生から炉心損傷そして放射性物質の放出へと至る数々の安全保護機能の失敗の概要を明らかにする略式フォルトツリーであり、起回事象の選定と分類を整理するのに有効な手法である。

「常陽」における起回事象の選定に使用したMLDを表4-2-1に示す。ここでは、MLDレベル1(頂上事象)として、「環境中への放射性物質の放出」を設定した。

MLDレベル2(リスク源による内訳)には、「炉心からの放射性物質の放出」及び「炉心以外からの放射性物質の放出」を設定し、上記4.1に示した方針に基づき、「炉心からの放射性物質の放出」を対象とし、以降の選定作業を進めた。同様に、MLDレベル3(放出シナリオ)、MLDレベル4(原因の所在による内訳)においては、炉心損傷事故(1次系への放射性物質の放出)、内的起回事象による炉心損傷事故を評価対象項目として設定した。

MLDレベル5(初期運転状態による内訳)では、原子炉の出力状態によって分類を実施するため、原子炉出力100%運転時、100%未満運転時を設定するが、以降のMLD構造が同じになるため、ここでは原子炉出力100%運転時を評価対象項目として設定した。MLDレベル6(炉心損傷シナリオ)においては、本来、事故緩和系の作動を期待することが可能であるが、ここでは、保守側に事故緩和系の作動を期待しないこととし、プラント停止を必要とする起回事象の発生を評価対象項目とした。

最終的に、MLDレベル7(起回事象の発生場所による内訳)、レベル8(起回事象の物理的なパラメータによる内訳)、MLDレベル9(物理パラメータの増減による内訳)において、系統、物理パラメータの異常(増減)に基づく分類評価により、合計39項目の起回事象を選定した。

表 4-2-1(1/2) 「常陽」のマスターロジックダイアグラム(1/2)

レベル1	レベル2	レベル3	レベル4	レベル5	レベル6
頂上事象	リスク源による内訳	放出シナリオ(発生の条件)	原因の所在(1次/2次)による内訳	初期運転状態による内訳	炉心損傷シナリオ(発生の条件)
	OR条件	AND条件	OR条件	OR条件	AND条件
環境中への放射性物質の放出	炉心からの放射性物質の放出	炉心損傷事故(1次系への放射性物質の放出)	内的起因事象による炉心損傷事故	プラント出力100%で運転中における炉心損傷事故	プラント停止を必要とする起因事象の発生
		1次系バウンダリー、格納容器の破損	外的起因事象による炉心損傷事故	プラント出力100%未満の状態における炉心損傷事故	事故緩和系の機能喪失
	炉心以外からの放射性物質の放出	以降省略	以降省略	以降省略	以降省略

→ 以降省略

表 4-2-1 (2/2) 「常陽」のマスターロジックダイアグラム(2/2)

レベル6	レベル7	レベル8	レベル9	レベル10	ID	炉心保護のための原子炉緊急停止の必要性の有無	期待される原子炉スクラム信号				
炉心損傷発生 の条件	起因事象の発生 場所による内訳 OR条件	起因事象の物理 パラメータによ る内訳 OR条件	物理パラメータ の増減による内 訳 OR条件	具体的起因事象 OR条件							
プラント停止 を必要とする 起因事象の発生	炉心/1次主冷却 系に直接影響す る起因事象発生	炉心/1次主冷却 系の圧力に影響 する事象	1次主冷却系圧 力増大	1次アルゴンガス系圧力制御系 故障	IE01	無し	無し(手動スクラム)				
			1次主冷却系圧 力減少	他系統からのガスの混入 1次アルゴンガス系圧力制御系 故障	IE02 IE03						
			炉心の反応度 に影響する事象	正の反応度投入	炉心燃料集合体の軸方向・径方 向の移動(収縮) 制御棒の誤引抜き	IE05	有り		・中性子束高(出力領域)105%		
				負の反応度投入	ガス気泡の炉心通過 炉心燃料集合体の軸方向・径方 向の移動(膨張) 制御棒誤挿入 制御棒落下	IE06 IE07 IE08 IE09 IE10	無し		無し(手動停止)		
				炉心/1次主冷却 系の冷却材イン ベントリに影響 する事象	1次主冷却系イ ンベントリ増大	補助中間熱交換器伝熱管破損 1次ナトリウムオーバーフロー系 故障	IE11 IE12	無し 有り		無し(手動停止) 炉内ナトリウム液面高 +200mm	
					1次主冷却系イ ンベントリ減少	1次主冷却系漏えい(内管破 損; 原子炉容器含む) 1次補助冷却系漏えい(内管破 損)	IE13 IE14	有り		・炉内ナトリウム液面低 -100mm ・1次冷却系主循環ポンプトリップ A/B ・1次冷却材流量低 80%	
					炉心/1次主冷却 系の除熱に影響 する事象	局所的燃料破損 による除熱不足	局所的燃料過出力 局所的冷却材流路閉塞(1サブ チャンネル) 局所的冷却材流路閉塞(1燃料 集合体の2/3)	IE15 IE16 IE17	無し		無し(手動スクラム)
				1次主冷却系流 量増大		1次主冷却系流量制御系故障	IE18	有り		・中性子束高(出力領域)105% ←温度低下に伴う正の反応度投入	
			1次主冷却系流 量減少			1次主循環ポンプ(1台)軸固 着 1次主循環ポンプ故障/トリッ プ	IE19 IE20	有り		・1次冷却系主循環ポンプトリップ A/B ・1次冷却材流量低 80% ・原子炉出口冷却材温度高 510℃	
			2次主冷却系に 直接影響する起 因事象発生	2次主冷却系イ ンベントリに影響 する事象	2次主冷却系イ ンベントリ増大	2次ナトリウム純化系故障	IE21	無し		無し(手動停止)	
					2次主冷却系イ ンベントリ減少	2次主冷却系漏えい 主中間熱交換器伝熱管破損	IE22 IE23	有り		・2次冷却系主循環ポンプトリップ ・2次冷却材流量低 80% ・原子炉入口冷却材温度高 365℃	
					2次主冷却系の 除熱に影響する 事象	2次主冷却系流 量増大	2次主冷却系流量制御系故障	IE24	有り		・中性子束高(出力領域)105% ←温度低下に伴う正の反応度投入 ・主冷却器出口温度低⇒主送風機ト リップ⇒2次冷却系主循環ポンプトリップ A/B
						2次主冷却系流 量減少	2次主循環ポンプ(1台)軸固 着 2次主循環ポンプ故障/トリッ プ	IE25 IE26	有り		・2次冷却系主循環ポンプトリップ A/B ・2次冷却材流量低 80% ・原子炉入口冷却材温度高 365℃
						2次主冷却系圧 力に影響する事 象	2次アルゴンガス系圧力制御系 故障	IE27	無し		無し(手動停止)
					2次アルゴンガス系圧力制御系 故障		IE28				
	2次アルゴンガス系漏えい	IE29		有り			・中性子束高(出力領域)105% ←温度低下に伴う正の反応度投入 ・主冷却器出口温度低⇒主送風機ト リップ⇒2次冷却系主循環ポンプトリップ A/B				
	主冷却器に直接 影響する起因事 象発生	主冷却器の除熱 に影響する事象		空気流量増大	温度制御系故障 温度制御系誤操作	IE30 IE31	有り		・主送風機トリップ⇒2次冷却系主循環 ポンプトリップ A/B ・原子炉入口冷却材温度高 365℃		
				空気流量減少	温度制御系故障 温度制御系誤操作 主送風機(1台)故障/トリッ プ	IE32 IE33 IE34	有り		・主送風機トリップ⇒2次冷却系主循環 ポンプトリップ A/B ・原子炉入口冷却材温度高 365℃		
				原子炉保護設備に直接影響する起 因事象発生	誤トリップ	原子炉スクラム(自動) 原子炉スクラム(手動)	IE35 IE36	-		※既に原子炉トリップ信号は発生して いる。	
					電源喪失	外部電源喪失	IE37	有り		・電源喪失(1A M/C, 1B M/C) ・1次冷却材流量低 80% ・原子炉出口冷却材温度高 510℃	
					圧空喪失	圧空供給設備故障 圧空漏えい	IE38 IE39	無し		無し(手動停止)	

スクラム信号の名称を示す場合、1次主循環ポンプは、1次冷却系主循環ポンプ、2次主循環ポンプは2次冷却系主循環ポンプと記載している。

4. 3 起因事象のカテゴリー化

上記 4.2 で選定した起因事象には、プラント応答や期待される安全保護機能が類似するものがある。不要なイベントツリーの作成を避けるため、ここでは、プラント応答等が類似する起因事象をカテゴリー分類した。カテゴリー分類においては、異常時運転マニュアルに基づき、原子炉緊急停止の必要性の有無を判断するとともに、期待される原子炉スクラム信号、崩壊熱除去運転モードを考慮した。カテゴリー分類した結果を表 4-3-1 に示す。起因事象カテゴリーは以下の 10 項目である。

- ・ IC01 : 正の反応度投入
- ・ IC02 : 1 次主冷却系ナトリウム漏えい
- ・ IC03 : 1 次補助冷却系ナトリウム漏えい
- ・ IC04 : 1 次主循環ポンプ (1 台) 軸固着
- ・ IC05 : 1 次主循環ポンプ (1 台) トリップ
- ・ IC06 : 2 次主冷却系ナトリウム漏えい
- ・ IC07 : 2 次主循環ポンプ (1 台) トリップ
- ・ IC08 : 主冷却機 (1 台) 故障 (主送風機 3 台運転)
- ・ IC09 : 外部電源喪失
- ・ IC10 : 手動スクラム

また、プラント応答及び有効な緩和対策の観点での各カテゴリーの特徴を以下に示す。

4.3.1 正の反応度挿入

MLD レベル 9 における「正の反応度投入」、「1 次主冷却系流量増大」、「2 次主冷却系流量増大」が、このカテゴリーに該当する。当該事象発生時には、正の反応度投入により原子炉出力が上昇するため、原子炉スクラム信号として「中性子束高」の動作が期待される。また、原子炉停止後の崩壊熱除去については、主冷却系 2 ループ及び補助冷却系が健全であることから、主冷却系 2 ループによる強制循環除熱、自然循環除熱、補助冷却系による強制循環除熱を適用することができる。

4.3.2 1 次主冷却系ナトリウム漏えい

MLD レベル 9 における「1 次主冷却系インベントリ減少」のうち、「1 次主冷却系ナトリウム漏えい (内管破損 : 原子炉容器含む)」が、このカテゴリーに該当する。当該事象発生時には、ナトリウム漏えいに伴って、炉内のナトリウム液面が低下するため、原子炉スクラム信号として「炉内ナトリウム液面低」の動作が期待される。また、ナトリウム漏えい検知信号の発生により、1 次主循環ポンプがトリップするため、原子炉スクラム信号として「1 次冷却系主循環ポンプトリップ A/B」、「1 次冷却材流量低」の動作も期待される。また、ナトリウム漏えい量が大きい場合には、「格納容器内温度高 (床上、床下)」の動作に

より原子炉スクラムとなる可能性がある。

原子炉停止後の崩壊熱除去については、原子炉液位確保機能の成否に依存するため、イベントツリー作成時に別途整理するが、オーバフロー系の運転に成功した場合には主冷却系を、失敗した場合には補助冷却系を使用し、崩壊熱除去を実施する。

4.3.3 1次補助冷却系ナトリウム漏えい

MLD レベル9における「1次主冷却系インベントリ減少」のうち、「1次補助冷却系ナトリウム漏えい（内管破損）」が、このカテゴリーに該当する。当該事象発生時には、上記4.3.2と同様に、「炉内ナトリウム液面低」、「1次冷却系主循環ポンプトリップ A/B」、「1次冷却材流量低」及び「格納容器内温度高（床上、床下）」が、原子炉スクラム信号として期待される。原子炉停止後の崩壊熱除去についても、上記4.3.2と同様に、原子炉液位確保機能の成否に依存するため、イベントツリー作成時に別途整理するが、オーバフローの運転に成功した場合には主冷却系を、失敗した場合には補助冷却系を使用し、崩壊熱除去を実施する。

4.3.4 1次主循環ポンプ（1台）軸固着

MLD レベル9における「1次主冷却系流量減少」のうち、「1次主冷却系循環ポンプ（1台）軸固着」が、このカテゴリーに該当する。当該事象発生時には、1次主冷却系循環ポンプが停止するため、原子炉スクラム信号として「1次冷却系主循環ポンプトリップ A/B」、「1次冷却材流量低」及び「原子炉出口冷却材温度高」の動作が期待される。また、原子炉停止後の崩壊熱除去については、主冷却系1ループのポンプ以外は健全であることから、主冷却系1ループによる強制循環除熱、2ループの自然循環除熱、補助冷却系による強制循環除熱を適用することができる。

4.3.5 1次主循環ポンプ（1台）トリップ

MLD レベル9における「1次主冷却系流量減少」のうち、「1次主循環ポンプ故障/トリップ」が、このカテゴリーに該当する。当該事象発生時には、1次主循環ポンプがトリップするため、上記4.3.4と同様に、原子炉スクラム信号として「1次冷却系主循環ポンプトリップ A/B」、「1次冷却材流量低」及び「原子炉出口冷却材温度高」の動作が期待される。また、原子炉停止後の崩壊熱除去については、上記4.3.4と異なり、主冷却系2ループのポンプモータによる強制循環除熱を適用できる。

4.3.6 2次主冷却系ナトリウム漏えい

MLD レベル9における「2次主冷却系インベントリ減少」が、このカテゴリーに該当する。

当該事象発生時には、ナトリウム漏えい検知信号の発生により、2次主循環ポンプがトリップするため、原子炉スクラム信号として「2次主循環ポンプトリップ A/B」、「2次冷却材流量低」の動作が期待される。また、2次主冷却系の除熱能力が低下するため、「原子炉入口冷却材温度高」の動作により原子炉スクラムとなる可能性がある。また、原子炉停止後の崩壊熱除去については、ナトリウム漏えい発生ループのナトリウムドレン操作が実施されるため、主冷却系1ループによる強制循環除熱、自然循環除熱、補助冷却系による強制循環除熱が適用される。

なお、主中間熱交換器の伝熱管破損時には、2次主循環ポンプ液面が低下するため、「2次冷却系主循環ポンプトリップ」により原子炉がスクラムする。「主中間熱交換器の伝熱管破損」は、「2次主冷却系インベントリ減少」のカテゴリーとした。

4.3.7 2次主循環ポンプ（1台）トリップ

MLD レベル9における「2次主冷却系流量減少」が、このカテゴリーに該当する。当該事象発生時には、2次主循環ポンプがトリップするため、原子炉スクラム信号として「2次冷却系主循環ポンプトリップ A/B」、「2次冷却材流量低」の動作が期待される。また、2次主冷却系の除熱能力が低下するため、「原子炉入口冷却材温度高」の動作により原子炉スクラムとなる可能性がある。また、原子炉停止後の崩壊熱除去については、主冷却系2ループによる強制循環除熱、自然循環除熱、補助冷却系による強制循環除熱が適用される。原子炉スクラム時には、2次主循環ポンプをトリップさせるインターロックを有しているため、2次主循環ポンプトリップは、崩壊熱除去手段の可否に影響しない。

4.3.8 主冷却機（1台）故障（主送風機3台運転）

MLD レベル9における「空気風量減少」が、このカテゴリーに該当する。空気風量減少の主な発生要因は、主送風機トリップである。主送風機は各ループに2台（合計4台）設置されており、ここでは、主送風機1台がトリップしたことを想定している（主送風機3台運転）。当該事象発生時には、主送風機トリップに起因して、2次主循環ポンプがトリップするため、原子炉スクラム信号として「2次主循環ポンプトリップ A/B」の動作が期待される。また、2次主冷却系の除熱能力が低下するため、「原子炉入口冷却材温度高」の動作により原子炉スクラムとなる可能性がある。また、原子炉停止後の崩壊熱除去については、主冷却系2ループによる強制循環除熱、自然循環除熱、補助冷却系による強制循環除熱が適用される。原子炉スクラム時には、主送風機をトリップさせるインターロックを有しているため、主送風機トリップは、崩壊熱除去手段の可否に影響しない。

4.3.9 電源喪失

MLD レベル9における「電源喪失」が、このカテゴリーに該当する。当該事象発生時に

は、常用電源電圧低信号により、原子炉スクラム信号として「電源喪失（1A M/C、1B M/C）」の動作が期待される。また、1次主循環ポンプの一時的な減速により、「1次冷却材流量低」、「原子炉出口冷却材温度高」の動作により原子炉スクラムとなる可能性がある。また、原子炉停止後の崩壊熱除去については、主冷却系2ループ及び補助冷却系が健全であることから、主冷却系2ループによる強制循環除熱（ポニーモータ運転）、自然循環除熱、補助冷却系による強制循環除熱を適用することができる。

なお、「常陽」MK-I炉心においては、瞬停による「1次冷却材流量低」と「オーバフロー汲み上げナトリウム流量低」で原子炉がスクラムしたが、当該復旧操作においては、非常用ディーゼル発電機の起動は行わなかった。そこで、電源喪失の発生頻度評価にあたっては、瞬停を「誤トリップ」とし、7章の事故シーケンスの定量化（炉心損傷頻度の算出）における起因事象の発生実績評価では、後述の4.3.10 手動スクラムのカテゴリーにて取り扱うこととした。

4.3.10 手動スクラム

MLDレベル9における「誤トリップ」、「1次主冷却系圧力増大・減少」、「局所的燃料破損による除熱不足（集合体出口温度高）」、「負の反応度投入」、「1次主冷却系インベントリ増大」、「2次主冷却系インベントリ増大」、「2次主冷却系圧力増大・減少」、「圧空喪失」が、「手動スクラム」のカテゴリーに該当する。これらの項目は、異常時運転マニュアルにおいて、当該事象発生時の対応として、「手動スクラム」もしくは「手動停止」が定められているものである。なお、「1次主冷却系インベントリ増大」のうち、「1次ナトリウムオーバフロー系故障」については、「炉内ナトリウム液面高」の原子炉スクラム信号が発生するが、原子炉スクラムに失敗した場合であっても、十分な炉心冷却能力を確保でき、炉心損傷に至ることはないため、手動スクラム操作により原子炉を停止することができる。イベントの推移が、「手動スクラム」と同じであるため、このカテゴリーに含むこととした。また、「補助中間熱交換器伝熱管破損」においては、補助冷却系におけるナトリウムインベントリが少ないため、補助中間熱交換器の伝熱管破損時により「炉内ナトリウム液面高」が発生することはない。そのため、当該項目をこのカテゴリーに含むこととした。

原子炉停止後の崩壊熱除去については、主冷却系2ループ及び補助冷却系が健全であることから、主冷却系2ループによる強制循環除熱、自然循環除熱、補助冷却系による強制循環除熱を適用することができる。

表 4-3-1(1/2) 起回事象分類 (1/2)

具体的起回事象		MLD レベル9分類	炉心保護 のための 原子炉緊急 停止の 必要性の 有無	原子炉停止についての分類： 期待される原子炉スクラム信号	原子炉停止後の原子炉容器液位確保 及び崩壊熱除去についての分類： 崩壊熱除去運転モード	起回事象分類	
IE05	炉心燃料集合体の軸方向・径 方向の移動（収縮）	正の反応度投入	有り	RP1 ・中性子束高（出力領域）105% ・中性子束高（出力領域）105%→温度低下に 伴う正の反応度投入 （IE24、30、31のケースでは、以下を追加） ・主冷却器出口温度低⇒主送風機トリップ⇒2 次冷却系主循環ポンプトリップ A/B	D1 ①主冷却系2ループによる強 制循環除熱（ランバック運 転） ②主冷却系2ループによる強 制循環除熱（ボニーモーター 運転） ③補助冷却系による強制循環 除熱 ④主冷却系2ループによる自 然循環除熱	IC01： 正の反応度投入	
IE06	制御棒の誤引抜き						
IE18	1次主冷却系流量制御系故障						1次主冷却系流 量増大
IE24	2次主冷却系流量制御系故障						2次主冷却系流 量増大
IE30	温度制御系故障						空気流量増大
IE31	温度制御系誤操作						
IE13	1次主冷却系漏えい（内管破 損：原子炉容器含む）	1次主冷却系イ ンベントリ減少	RP2 ・炉内ナトリウム液面低 -100mm ・1次冷却系主循環ポンプトリップ A/B ・1次冷却材流量低 80% ・格納容器内温度高（床上、床下）60℃	MS1 ※原子炉液位確保機能の成否 に依存するため、別途イベン トツリー解析により整理	IC02： 1次主冷却系ナトリウ ム漏えい IC03： 1次補助冷却系ナトリ ウム漏えい		
IE14	1次補助冷却系漏えい（内管 破損）						
IE19	1次主循環ポンプ（1台）軸 固着	1次主冷却系流 量減少	RP3 ・1次冷却系主循環ポンプトリップ A/B ・1次冷却材流量低 80% ・原子炉出口冷却材温度高 510℃	D2 ①主冷却系1ループによる強 制循環除熱（ボニーモーター 運転） ②補助冷却系による強制循環 除熱 ③主冷却系2ループによる自 然循環除熱	IC04： 1次主循環ポンプ （1台）軸固着		
IE20	1次主循環ポンプ故障/トリッ プ					D3 ①主冷却系2ループによる強 制循環除熱（ボニーモーター 運転） ②補助冷却系による強制循環 除熱 ③主冷却系2ループによる自 然循環除熱	IC05： 1次主循環ポンプ （1台）トリップ
IE22	2次主冷却系漏えい	2次主冷却系イ ンベントリ減少	RP4 ・2次冷却系主循環ポンプトリップ ・2次冷却材流量低 80% ・原子炉入口冷却材温度高 365℃	D4 ①主冷却系1ループによる強 制循環除熱（ランバック運 転） ②主冷却系1ループによる強 制循環除熱（ボニーモーター 運転） ③補助冷却系による強制循環 除熱 ④主冷却系1ループによる自 然循環除熱	IC06： 2次主冷却系ナトリウ ム漏えい		
IE23	主中間熱交換器伝熱管破損						
IE25	2次主循環ポンプ（1台）軸 固着	2次主冷却系流 量減少	RP5 ・2次冷却系主循環ポンプトリップ A/B ・2次冷却材流量低 80% ・原子炉入口冷却材温度高 365℃	D1 ①主冷却系2ループによる強 制循環除熱（ランバック運 転） ②主冷却系2ループによる強 制循環除熱（ボニーモーター 運転） ③補助冷却系による強制循環 除熱 ④主冷却系2ループによる自 然循環除熱	IC07： 2次主循環ポンプ （1台）トリップ		
IE26	2次主循環ポンプ故障/トリッ プ						
IE32	温度制御系故障	空気流量減少	RP6 ・主送風機トリップ⇒2次冷却系主循環ポンプトリップ A/B ・原子炉入口冷却材温度高 365℃	D3 ①主冷却系2ループによる強 制循環除熱（ランバック運 転） ②補助冷却系による強制循環 除熱 ③主冷却系2ループによる自 然循環除熱	IC08： 主冷却機（1台）故障 （主送風機3台運転）		
IE33	温度制御系誤操作						
IE34	主送風機（1台）故障/トリッ プ						
IE37	外部電源喪失					電源喪失	RP7 ・電源喪失（1A M/C、1B M/C） ・1次冷却材流量低 80% ・原子炉出口冷却材温度高 510℃

スクラム信号の名称を示す場合、1次主循環ポンプは、1次冷却系主循環ポンプ、2次主循環ポンプは2次冷却系主循環ポンプと記載している。

表 4-3-1 (2/2) 起因事象分類 (2/2)

具体的起因事象	MLD レベル9分類	炉心保護 のための 原子炉緊急 停止の 必要性の 有無	原子炉停止についての分類： 期待される原子炉スクラム信号		原子炉停止後の原子炉容器液位確保 及び崩壊熱除去についての分類： 崩壊熱除去運転モード	起因事象分類
IE35 原子炉誤スクラム (自動)	誤トリップ	-	RP8	※既に原子炉トリップ信号は発生している。	D1	IC10： 手動スクラム
IE36 原子炉誤スクラム (手動)						
IE01 1次アルゴンガス系圧力制御系故障	1次主冷却系圧力増大	無し	RP9	無し (手動スクラム)	①主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ランバック運転) ②主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ポンプモーター運転) ③補助冷却系による強制循環除熱 ④主冷却系2ループによる自然循環除熱	
IE02 他系統からのガス混入						
IE03 1次アルゴンガス系圧力制御系故障	1次主冷却系圧力減少	無し	RP10	・炉内ナトリウム液面高 +200mm		
IE04 1次アルゴンガス系漏えい						
IE12 1次ナトリウムオーバーフロー系故障	局所的燃料破損による除熱不足	無し	RP9	無し (手動スクラム)		
IE15 局所的燃料過出力						
IE16 局所的冷却材流路閉塞 (1サブチャンネル)	負の反応度投入	無し	RP11	無し (手動停止)		
IE17 局所的冷却材流路閉塞 (1燃料集合体の2/3)						
IE07 ガス気泡の炉心通過	1次主冷却系インベントリ増大	無し	無し (手動停止)	①主冷却系2ループによる強制循環除熱 (定格流量) ②主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ランバック制御) ③主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ポンプモーター運転) ④補助冷却系による強制循環除熱 ⑤主冷却系2ループによる自然循環除熱		
IE08 炉心燃料集合体の軸方向・径方向の移動 (膨張)						
IE09 制御棒誤挿入	2次主冷却系インベントリ増大	無し	無し (手動停止)			
IE10 制御棒落下						
IE11 補助中間熱交換器伝熱管破損	2次主冷却系圧力増大	無し	無し (手動停止)			
IE21 2次ナトリウム純化系故障						
IE27 2次アルゴンガス系圧力制御系故障	2次主冷却系圧力減少	無し	無し (手動停止)			
IE28 2次アルゴンガス系圧力制御系故障						
IE29 2次アルゴンガス系漏えい	圧空喪失	無し	無し (手動停止)			
IE38 圧空供給設備故障						
IE39 圧空漏えい						

5. イベントツリーの作成

イベントツリーは、ある起因事象に対して、プラント異常防止・緩和機能の成功/失敗を二分岐図で示す論理モデルを用いて、最終的にどのような状態となるかを検討するための帰納的手法である。イベントツリーの分岐点として設けられた機能は、イベントツリーのヘディングと呼ばれ、その分岐は上が成功、下が失敗を意味する。ヘディングは、実際のプラント応答の順に従ってイベントツリーに表記され、分岐条件の決定においては、起因事象とヘディング間及びヘディング相互の従属性が考慮される。イベントツリーは、①機能に関するイベントツリー（機能イベントツリー）、②各機能を達成するシステムに関するイベントツリー（システムイベントツリー）の2段階で作成する。

5. 1 機能イベントツリー

機能イベントツリーは、起因事象に対して、プラント異常防止・緩和機能の成功/失敗を二分岐図で表記するものである。異常事象が発生した際に、「常陽」の安全機能として要求される主要項目は、時系列順に「原子炉出力低下機能」、「炉容器液面保持機能」、「崩壊熱除去機能」である。これらは、機能の単独喪失の場合にあっても、炉心損傷に至る可能性があるプラント応答機能である。

(1) 原子炉出力低下機能

異常事象が発生した場合には、原子炉出力を低下（原子炉スクラム）させることで、熱源を排除する必要がある。原子炉出力の低下に失敗した場合、崩壊熱除去や炉容器液面保持確保等の機能の成功した場合にあっても、炉心損傷に至る可能性がある。

(2) 炉容器液面保持機能

起因事象が1次主冷却系・補助系ナトリウム漏えいの場合、崩壊熱を除去するための前提条件として、原子炉容器内のナトリウム液位をホットレグ上端以上に保持する必要がある。原子炉出力低下に成功しても、原子炉容器ナトリウム液位がホットレグ上端より低下すると崩壊熱除去が不可能となり、炉心損傷に至る可能性がある。

(3) 崩壊熱除去機能

異常事象が発生し、原子炉出力の低下に成功した後の熱源は、崩壊熱である。崩壊熱除去に失敗した場合には、炉心損傷に至る可能性がある。

上記(1)～(3)の機能の成功/失敗の組み合わせによって、プラントが到達すると考えられる状態を事故カテゴリーとして分類する。本解析では、以下に示す6カテゴリーを設けた。上記(1)の成功のシーケンス以外は全て炉心損傷に至る。ただし、炉心損傷の定義は、「異常時に必要な安全機能が不十分であることによって、炉心もしくは冷却材のバウンダリが設計上の基準を超えた状態」であり、実際には、炉心損傷に至らない場合もある。

(1) 成功

プラント異常防止・緩和機能が要求どおりに作動し、原子炉を安全に停止できる事象

(2) LORL (Loss of Reactor Level)

1次主冷却系・補助系ナトリウム漏えい時に原子炉スクラムに成功したものの、原子炉容器内ナトリウム液位の確保に失敗する事象（原子炉容器ナトリウム液位がホットレグ上端より低下すると崩壊熱除去が不可能となる。）

(3) PLOHS (Protected Loss of Heat Sink)

原子炉スクラムに成功したものの、崩壊熱除去に失敗する事象

(4) UTOP (Unprotected Transient Over Power)

正の反応度投入により、原子炉出力が上昇している状態で、原子炉スクラムに失敗する事象

(5) ULOF (Unprotected Loss of Flow)

炉心冷却材流量（1次主冷却系ナトリウム流量）が減少した状態で、原子炉スクラムに失敗する事象

(6) UL0HS (Unprotected Loss of Heat Sink)

除熱機能（2次主冷却系）を喪失した状態で、原子炉スクラムに失敗する事象

※ 1次主冷却系と2次主冷却系の両方が除熱機能を喪失した場合は、1次主冷却系の機能喪失が、短時間で炉心に直接的な影響を与えることに留意してULOFに分類する。

機能イベントツリーを図5-1-1に示す。「1次主冷却系ナトリウム漏えい」、「1次補助冷却系ナトリウム漏えい」を除く起因事象に対しては、プラント異常防止・緩和機能として、原子炉出力低下機能、崩壊熱除去機能が要求される。起因事象が「1次主冷却系ナトリウム漏えい」、「1次補助冷却系ナトリウム漏えい」の場合は、原子炉出力低下機能、炉容器液面保持機能、崩壊熱除去機能が要求される。

原子炉出力低下機能、炉容器液面保持機能、崩壊熱除去機能が正常に動作した場合には、原子炉を安全に停止することが可能である。崩壊熱除去に失敗した場合には、PLOHSに至る。炉容器液面保持に失敗した場合には、崩壊熱除去は不可能となるので、崩壊熱除去のヘディングの下に分岐点はなく、LORLに至る。原子炉出力低下に失敗した場合には、炉容器液面保持、崩壊熱除去の成功/失敗に関係なく、起因事象に応じて、UTOP、ULOF、UL0HSに至る。

※ 本評価では、「原子炉出力低下」、「崩壊熱除去」は全てのイベントツリーにおいて、必要な機能であるため、「原子炉出力低下」を「A」、「崩壊熱除去」を「B」として、機能番号を割り振った。1次主冷却系・補助系ナトリウム漏えいでのみ要求される「炉容器液面保持」については、機能番号を「C」とした。

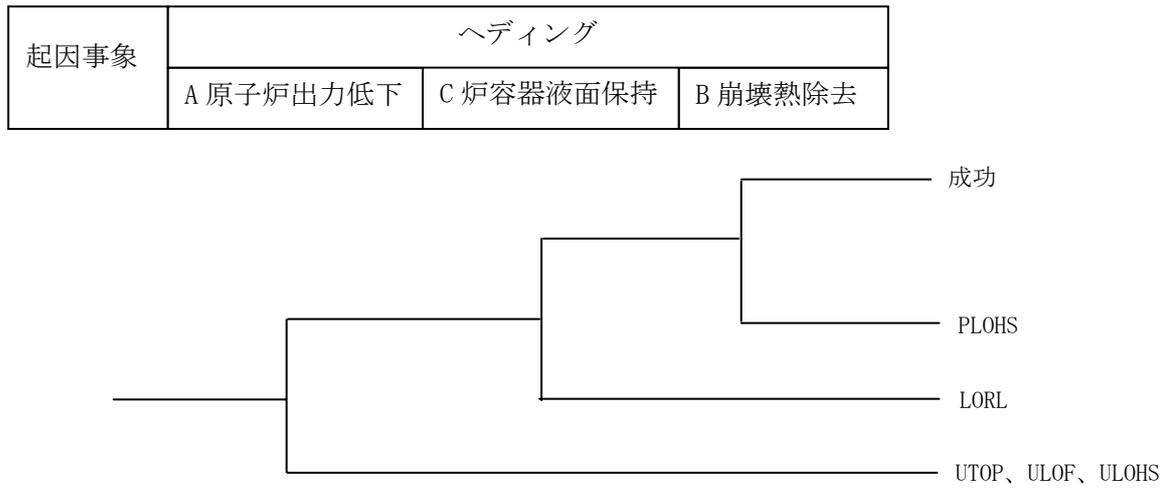


図 5-1-1 機能イベントツリー

5. 2 システムイベントツリー

システムイベントツリーは、機能イベントツリーのヘディング（機能）について、具体的なシステムに置き換え、詳細化したものである。各機能を構成するシステムを以下に示す。

(1) 原子炉出力低下機能

原子炉出力低下（原子炉スクラム）機能は、①原子炉安全保護系動作、②制御棒の挿入の2項目で構成される。各項目の定義を以下に示す。

- ・ 原子炉安全保護系動作：原子炉スクラム信号発生～制御棒励磁コイル「開」
- ・ 制御棒の挿入：制御棒励磁コイル「開」～制御棒挿入

原子炉安全保護系動作項目は起因事象によって異なるが、原子炉安全保護系動作に失敗した場合、起因事象に応じて、UTOP、ULOF、ULOHSに至る。原子炉安全保護系が動作した場合、インターロックにより、1次主循環ポンプがランバック制御に移行するとともに、2次主循環ポンプ及び主送風機がトリップする。制御棒の挿入に失敗した場合は、原子炉スクラムに失敗し、1次主冷却系流量が減少した状態に至る（ULOF）。原子炉出力低下機能に係わるヘディングを以下に示す。

A 原子炉出力低下機能

A01 原子炉安全保護系動作

A02 制御棒の挿入（6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入）

※ 最大過剰反応度 $0.0392 \Delta k/k$ (250℃体系) [＝原子炉設置変更許可申請書記載値 $0.045 \Delta k/k$ (最大過剰反応度 (100℃体系)) －温度補償用反応度 $0.0058 \Delta k/k$ (100～250℃)] に対して、第3列の制御棒反応度値は $0.0198 \Delta k/k$ (性能試験時最小値)、第5列の制御棒反応度値は $0.0074 \Delta k/k$ (性能試験時最小値) であり、250℃体系で未臨界を維持する場合には、最低、第3列の制御棒2本を挿入する必要がある。

(2) 炉容器液面保持機能

1次主冷却系・補助冷却系ナトリウム漏えい時には、炉容器液面保持機能として、①バウンダリの確保、②オーバフロー系運転、③サイフォンブレイク動作が、原則として要求される。ただし、要求される項目及び各項目の具体的な内容はナトリウム漏えい発生位置により異なる。ナトリウム漏えい発生位置の分類及び炉容器液面保持機能に係るヘディングを以下に示す。

ナトリウム漏えい発生位置による分類

IC02：1次主冷却系ナトリウム漏えい

IC02-1 1次主冷却系ナトリウム漏えい（原子炉容器（出口配管上）：内管）

- IC02-2 1次主冷却系ナトリウム漏えい（原子炉容器（出口配管下～炉心頂部）：内管）
- IC02-3 1次主冷却系ナトリウム漏えい（原子炉容器（炉心頂部下）：内管）
- IC02-4 1次主冷却系ナトリウム漏えい（配管：内管）
- IC03：1次補助冷却系ナトリウム漏えい（配管：内管）

C 炉容器液面保持機能

- C01 リークジャケット部健全性確保（IC02-2～3）
外管健全性確保（IC02-4, IC03）
- C02 安全容器健全性確保（IC02-3）
予熱窒素ガス系仕切弁「閉」動作（IC03）
- C03 リークジャケット仕切弁「閉」動作（IC02-2～3）
予熱窒素ガス系仕切弁「閉」動作（IC02-4）
1次補助冷却系出入口弁「閉」動作（手動）（IC03）
- C04 オーバフロー系運転（ON-OFF 運転）（IC02, IC03 共通）
※ ナトリウム漏えいによる原子炉スクラム時には、インターロックによりオーバフロー系電磁ポンプがトリップする。トリップの10～11分後に炉容器ナトリウム液位が-50 mm以下の場合、オーバフロー系電磁ポンプが自動起動し、-50 mm位置までの再汲み上げが実施される（以降、繰り返し）。
- C05 主冷却系サイフォンブレイク（IC02-4）
補助冷却系サイフォンブレイク（IC03）

(3) 崩壊熱除去機能

崩壊熱除去機能は、①主冷却系による強制循環除熱（ランバック運転）、②主冷却系による強制循環除熱（ポニーモータ運転）、③補助冷却系による強制循環除熱（自動起動）、④主冷却系による自然循環除熱（自動移行）の4項目で原則構成される。ただし、要求される項目は起因事象により異なる。また、主冷却系について、起因事象により、除熱に寄与するループ数が1ループの場合と2ループの場合がある。崩壊熱除去機能に係るヘディングを以下に示す。

B 崩壊熱除去機能

- B01 主冷却系2ループによる強制循環除熱（ランバック運転）
- B01' 主冷却系1ループによる強制循環除熱（ランバック運転）
- B02 主冷却系2ループによる強制循環除熱（ポニーモータ運転）
- B02' 主冷却系1ループによる強制循環除熱（ポニーモータ運転）
- B03 補助冷却系による強制循環除熱（自動起動）
- B04 補助冷却系による強制循環除熱（手動起動）
※ B04 補助冷却系による強制循環除熱（手動起動）では、運転員の操作が必要となる。そこで、B04を無視して、炉心損傷頻度を評価し、その影響が大きいと

推定される場合に、当該項目について追加評価する手順とした。その結果、B04の成功の影響は小さいと推定されたため、追加評価は実施しなかった。

B05 主冷却系 2 ループによる自然循環除熱（自動移行）

B05' 主冷却系 1 ループによる自然循環除熱（自動移行）

以下の起回事象におけるシステムイベントツリーを図 5-2-1～13 に示す。また、各起回事象におけるヘディングを整理した結果を表 5-2-1 に示す。なお、表 5-2-1 においては、ヘディング名称が同じ場合でも、フォルトツリーが異なるものがある。その場合については、ヘディング記号の後にカッコ付で、起回事象番号を追記して区別した（例：A01(IC01)）。

- ・ IC01：正の反応度投入
- ・ IC02：1 次主冷却系ナトリウム漏えい
- ・ IC03：1 次補助冷却系ナトリウム漏えい
- ・ IC04：1 次主循環ポンプ（1 台）軸固着
- ・ IC05：1 次主循環ポンプ（1 台）トリップ
- ・ IC06：2 次主冷却系ナトリウム漏えい
- ・ IC07：2 次主循環ポンプ（1 台）トリップ
- ・ IC08：主冷却機（1 台）故障（主送風機 3 台運転）
- ・ IC09：外部電源喪失
- ・ IC10：手動スクラム

This is a blank page.

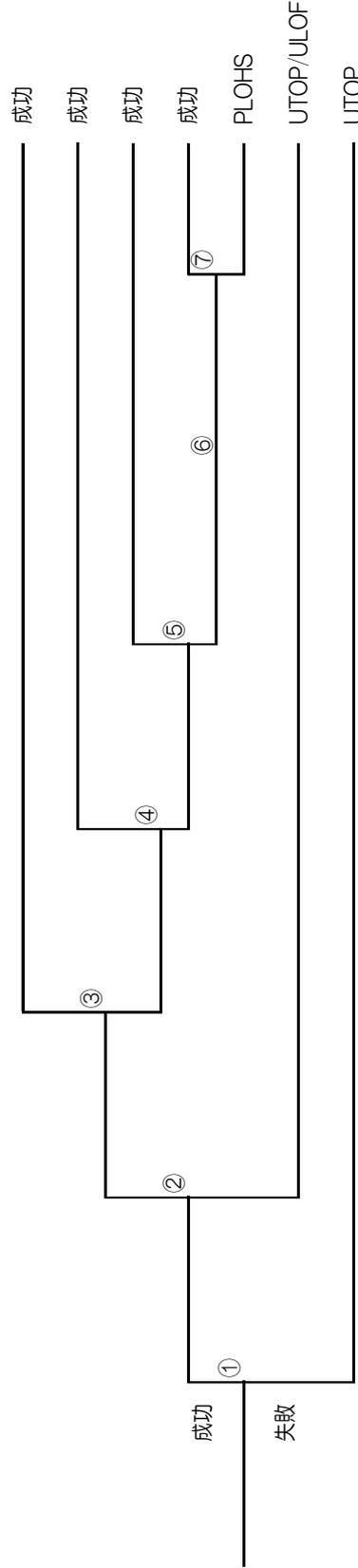
表5-2-1 各起因事象におけるヘディング整理結果

起因事象	原子炉出力低下機能		炉容器液面保持機能				崩壊熱除去機能					
	A01 (IC01)	A02	C01 (IC02-1)	C02 (IC02-1)	C03 (IC02-1)	C04	B01	B02	B03	B04	B05	
IC01 正の反応度投入	原子炉安全保護系動作	制御棒の挿入(成功:6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)					主冷却系2ループによる強制循環除熱(ランバック運転)		主冷却系2ループによる強制循環除熱(ボニーマータ運転)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	主冷却系2ループによる自然循環除熱(自動移行)
IC02-1 1次主冷却系ナトリウム漏えい(原子炉容器(出口配管上):内管)	原子炉安全保護系動作	制御棒の挿入(成功:6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)	リークジャケット下部健全性確保	安全容器健全性確保	リークジャケットト仕切弁「閉」動作(炉容器:4.3、A:6.2、B:6.4m ³)	オーバフロー系運転(ON-OFF運転:タンク内Na量17m ³)			主冷却系2ループによる強制循環除熱(ボニーマータ運転)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	主冷却系2ループによる自然循環除熱(自動移行)
IC02-2 1次主冷却系ナトリウム漏えい(原子炉容器(出口配管下~炉心頂部):内管)	原子炉安全保護系動作	制御棒の挿入(成功:6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)	リークジャケット下部健全性確保	安全容器健全性確保	リークジャケットト仕切弁「閉」動作(炉容器:4.3、A:6.2、B:6.4m ³)	オーバフロー系運転(ON-OFF運転:タンク内Na量17m ³)			主冷却系2ループによる強制循環除熱(ボニーマータ運転:炉容器液面-5cm保持)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	主冷却系2ループによる自然循環除熱(自動移行)
IC02-3 1次主冷却系ナトリウム漏えい(原子炉容器(炉心頂部下):内管)	原子炉安全保護系動作	制御棒の挿入(成功:6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)	リークジャケット下部健全性確保	安全容器健全性確保	リークジャケットト仕切弁「閉」動作(炉容器:4.3、A:6.2、B:6.4m ³)	オーバフロー系運転(ON-OFF運転:タンク内Na量17m ³)			主冷却系2ループによる強制循環除熱(ボニーマータ運転:炉容器液面-5cm保持)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	主冷却系2ループによる自然循環除熱(自動移行)
IC02-4 1次主冷却系ナトリウム漏えい(配管:内管)	原子炉安全保護系動作	制御棒の挿入(成功:6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)	外管健全性確保	予熱N2ガス系仕切弁「閉」動作(炉容器:4.3、A:6.2、B:6.4m ³)	予熱N2ガス系仕切弁「閉」動作(炉容器:4.3、A:6.2、B:6.4m ³)	オーバフロー系運転(ON-OFF運転:タンク内Na量17m ³)	主冷却系サイフォンブレイク		主冷却系2ループによる強制循環除熱(ボニーマータ運転)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	主冷却系2ループによる自然循環除熱(自動移行)
IC03 1次補助冷却系ナトリウム漏えい(配管:内管)	原子炉安全保護系動作	制御棒の挿入(成功:6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)	外管健全性確保	予熱N2ガス系仕切弁「閉」動作(配管0.6、炉容器:4.3m ³)	1次補助冷却系出入口弁「閉」動作(手動)	オーバフロー系運転(ON-OFF運転:タンク内Na量17m ³)	補助冷却系サイフォンブレイク		主冷却系1ループによる強制循環除熱(ボニーマータ運転)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	主冷却系2ループによる自然循環除熱(自動移行)
IC04 1次主循環ポンプ(1台)軸固着	原子炉安全保護系動作	制御棒の挿入(成功:6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)						主冷却系1ループによる強制循環除熱(ボニーマータ運転)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	主冷却系2ループによる自然循環除熱(自動移行)	
IC05 1次主循環ポンプ(1台)トリップ	原子炉安全保護系動作	制御棒の挿入(成功:6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)						主冷却系2ループによる強制循環除熱(ボニーマータ運転)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	主冷却系2ループによる自然循環除熱(自動移行)	
IC06 2次主冷却系ナトリウム漏えい	原子炉安全保護系動作	制御棒の挿入(成功:6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)					主冷却系1ループによる強制循環除熱(ランバック運転)	主冷却系1ループによる強制循環除熱(ボニーマータ運転)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	主冷却系1ループによる自然循環除熱(自動移行)	
IC07 2次主循環ポンプ(1台)トリップ	原子炉安全保護系動作	制御棒の挿入(成功:6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)					主冷却系2ループによる強制循環除熱(ランバック運転)		主冷却系2ループによる強制循環除熱(ボニーマータ運転)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	主冷却系2ループによる自然循環除熱(自動移行)
IC08 主冷却機(1台)故障(主送風機3台運転)	原子炉安全保護系動作	制御棒の挿入(成功:6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)					主冷却系2ループによる強制循環除熱(ランバック運転)		主冷却系2ループによる強制循環除熱(ボニーマータ運転)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	主冷却系2ループによる自然循環除熱(自動移行)
IC09 外部電源喪失	原子炉安全保護系動作	制御棒の挿入(成功:6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)							主冷却系2ループによる強制循環除熱(ボニーマータ運転)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	主冷却系2ループによる自然循環除熱(自動移行)
IC10 手動スクラム	原子炉安全保護系動作	制御棒の挿入(成功:6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)					主冷却系2ループによる強制循環除熱(ランバック運転)		主冷却系2ループによる強制循環除熱(ボニーマータ運転)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	主冷却系2ループによる自然循環除熱(自動移行)

・ヘディングが同じ場合でも起因事象によりフォルトツリーが異なる場合は、ヘディング記号の後にカッコ付で起因事象番号を追記して区別した。(例:A01(IC01))
 ・空欄は該当するヘディングがないことを示す。
 ・灰色反転欄はヘディングはあるが、その成否が関係しないことを示す。

This is a blank page.

起因事象 IC01 正の反応度投入	原子炉出力低下機能 A01 原子炉安全保護系動作	原子炉出力低下機能 A02 制御棒の挿入 (成功: 6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入※1)	崩壊熱除去機能				プラント状態
	B01 主冷却系2 ループによる 強制循環除熱 (ランバック 運転)	B02 主冷却系2 ループによる 強制循環除熱 (ボーターモータ 運転)	B03 補助冷却系に よる強制循環 除熱(自動起 動)	B04 補助冷却系に よる強制循環 除熱(自動起 動)	B05 補助冷却系に よる強制循環 除熱(自動起 動)	主冷却系2 ループによる 自然循環除熱 (自動移行)	



※1: 最大過剰反応度0.0392Δk/k (250℃体系) (二原子炉設置変更許可申請書記載値0.045Δk/k (最大過剰反応度 (100℃体系)) - 温度補償用反応度0.0058Δk/k (100~250℃)) に対して、第3列制御棒反応度値は0.0198Δk/k (性能試験時最小値)、第5列制御棒反応度値は0.0074Δk/k (性能試験時最小値) であり、250℃体系で未臨界を維持する場合には、最低、第3列制御棒2本を挿入する必要がある。

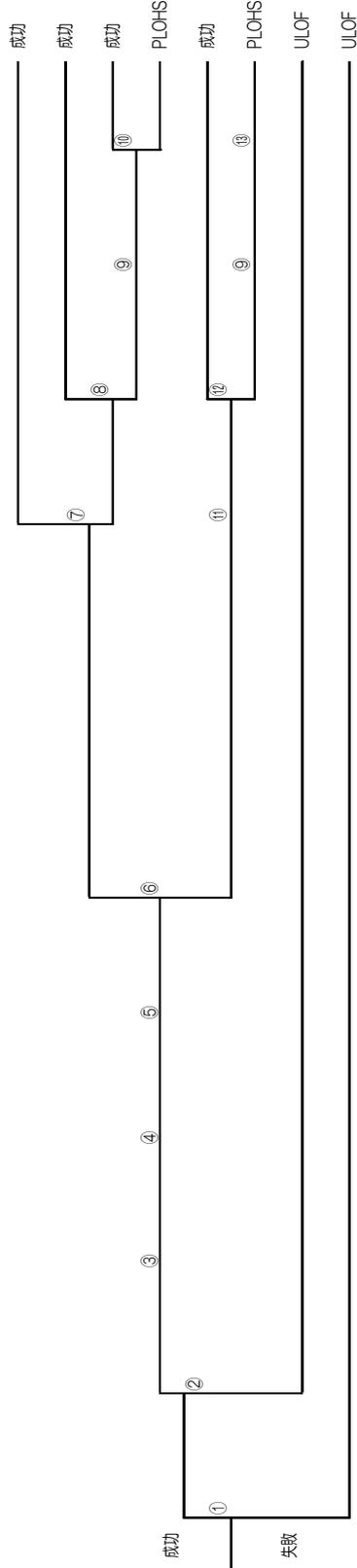
(注) 原子炉スクラム時には、2次冷却系主循環ポンプ及び主送風機が自動停止する。自動停止が失敗したとしても、炉心の崩壊熱除去機能を喪失するものではなく、ここでは考慮しない。

期待される原子炉スクラム信号
A01 ・中性子束高(出力領域) 105%

- ①: 安全保護系の動作に失敗した場合、正の反応度が投入された状態で原子炉スクラムに失敗するため、UTOPIに至る。
- ②: 安全保護系が動作した時点で、1次主冷却系はランバック運転に移行するため、制御棒挿入に失敗した場合には、UTOPとULOFの重畳事象に至る。
- ③: 主冷却系2ループによる強制循環除熱(ランバック運転)に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ④: 主冷却系2ループによる強制循環除熱(ボーターモータ運転)に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑤: 補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑥: 運転員の操作が必要となるため、炉心損傷発生頻度への影響が大さいと推定される場合に追加評価する手順とした。影響は小さいと推定されたため、追加評価は実施しなかった。
- ⑦: 主冷却系2ループによる自然循環除熱に失敗した場合には、崩壊熱除去手段を喪失するため、PLOHSに至る。

図5-2-1 IC01 正の反応度投入

起原事象 IC02 1次主冷却系 ナトリウム漏 えい(原子炉 容器(出口配 管上):内 管)	原子炉出力低下機能 A01 原子炉安全保 護系動作	原子炉容器健全 性確保 A02 制御棒の挿入 (成功:6本 のうち、第3 列の制御棒2 本以上を挿入 ※1)	原子炉容器健全 性確保 C001 リークジャ ケット健全 性確保	原子炉容器健全 性確保 C02 リークジャ ケット健全 性確保	原子炉容器健全 性確保 C03 リークジャ ケット仕切弁 「閉」動作 (炉容器: 4.3, A: 6.2, B: 6.4m ³)	オーバフロー 系運転 (ON-OFF 運転:タンク 内Na量 17m ³)	崩壊熱除去機能			原子炉状態
							B02 主冷却系2 ループによる 強制循環除熱 (ボニーマー タ運転)	B03 補助冷却系に よる強制循環 除熱自動起 動	B04 補助冷却系に よる強制循環 除熱自動起 動	B05 主冷却系2 ループによる 強制循環除熱 自然循環除熱 (自動移行)



※1: 最大過剰反応度0.0392Δk/k (250℃体系) (二原子炉設置要許可申請書記載値0.045Δk/k (最大過剰反応度 (100℃体系)) - 温度補償用反応度0.0058Δk/k (100~250℃)) に対し、第3列制御棒反応度値は0.0198Δk/k (性能試験時最小値)、第5列制御棒反応度値は0.0074Δk/k (性能試験時最小値) であり、250℃体系で余裕を維持する場合には、最低、第3列制御棒2本を挿入する必要がある。

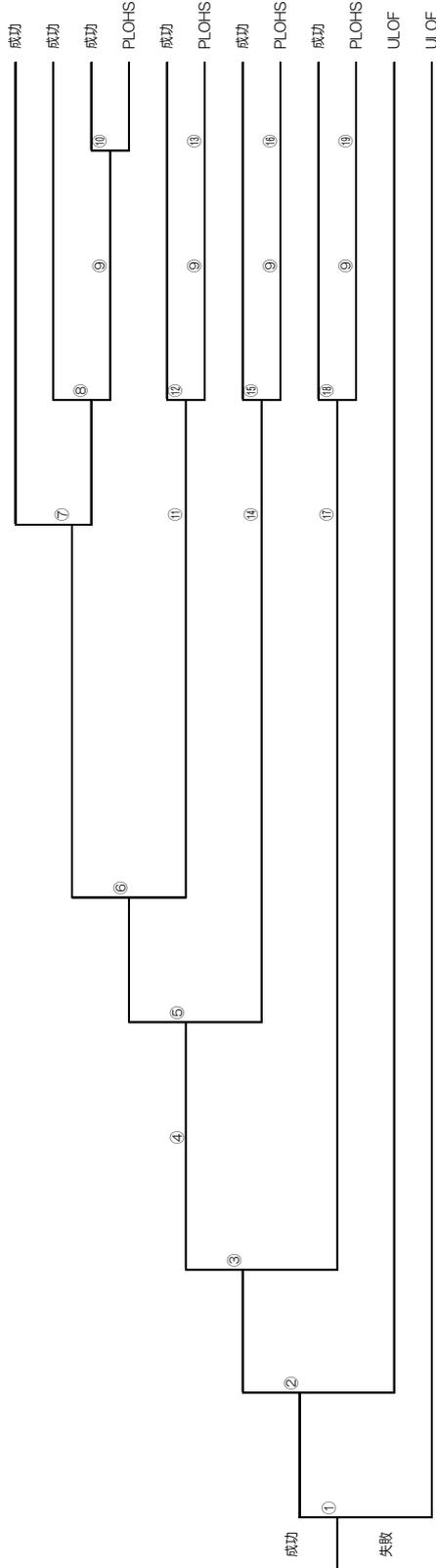
(注) 原子炉スクラム時には、2次冷却系主循環ポンプ及び生じ送風機が自動停止する。自動停止が失敗したとしても、炉心の崩壊熱除去機能を喪失するものではなく、ここでは考慮しない。

期待される原子炉スクラム番号	
A01	・1次冷却系主循環ポンプトリップ A/B (Na漏えい検出器動作 2 out of n による) ・炉内ナトリウム液面低 -100mm

- ①: 1次冷却系主循環ポンプがトリップするため、安全保護系の動作に失敗した場合にはULOFに至る。
- ②: 補助冷却系主循環ポンプがトリップするため、制御棒挿入に失敗した場合には、ULOFに至る。
- ③: 漏えい位置は、出口配管上であり、リークジャケットの健全性確保に失敗した場合には、ULOFに至る。
- ④: 漏えい位置は、出口配管上であり、リークジャケットの健全性確保に失敗した場合には、ULOFに至る。
- ⑤: 漏えい位置は、出口配管上であり、リークジャケット仕切弁「閉」に失敗した場合には、ULOFに至る。
- ⑥: 高温状態で漏えいが発生し、出口配管上のNaが全て漏えいした状態で、出力低下に伴う熱収縮を想定した場合、炉容器液面レベルは、主冷却系による除熱を期待できる基準GL-6910 (HX流入器上端) を下回る。オーバーフロー系運転による汲み上げに失敗した場合には、主冷却系による除熱を期待できない。
- ⑦: 主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ボニーマータ運転) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑧: 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑨: 運転員の操作が必要となるため、炉心損傷発生頻度への影響が大きいと推定される場合に追加評価する手順とした。影響は小さいと推定されたため、追加評価は実施しなかった。
- ⑩: 主冷却系2ループによる自然強制循環に失敗した場合には、崩壊熱除去手段を喪失するため、PLOHSに至る。
- ⑪: 炉容器液面レベルは、主冷却系による除熱を期待できる基準GL-6910 (HX流入器上端) を下回るため、主冷却系による除熱を期待できない。
- ⑫: 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑬: 炉容器液面レベルは、主冷却系による除熱を期待できる基準GL-6910 (HX流入器上端) を下回るため、主冷却系による除熱を期待できない。

図5-2-2 IC02-1 1次主冷却系ナトリウム漏えい (原子炉容器 (出口配管上) : 内管)

起用装置 CO2 1次主冷却系 ナトリウム漏 えい(原子炉 容器(出口配 管下~炉心頂 部): 両管)	A01 原子炉出力低下機能 原子炉安全保 護系動作	A02 制御棒の挿入 (成功: 6本 のうち、第3 列の制御棒2 本以上を挿入 ※1)	CO1 リークシヤ クット部健全 性確保	CO2 安全容器健全 性確保	CO3 リークシヤ クット仕切弁 1閉じ動作 (存留量: 4.3, A: 6.2, B: 6.4m ³)	CO4 オーバーロー 系運転 (ON-OFF 運転: タンク 内Na重 17m ³)	前操熱除去機能			B02 主冷却系2 ループによる 強制循環除熱 (炉心~炉容 器直近: 炉容 器直近~5m 保持)	B03 補助冷却系に による強制循環 除熱(自動起 動)	B04 補助冷却系に による強制循環 除熱(自動起 動)	B05 主冷却系2 ループによる 自然循環除熱 (自動発序)	プラント状態
---	---------------------------------	--	----------------------------	-------------------	--	---	---------	--	--	---	---------------------------------------	---------------------------------------	---	--------



※1: 最大過熱反応度0.0392Δk/k (250℃体系) (二原子炉設置変更許可申請記録値)0.045Δk/k (最大過熱反応度 (100℃体系)) - 過熱補償用反応度0.0058Δk/k (100~250℃) に対して、第3列制御棒反応度評価は0.0198Δk/k (性能試験時最小値)、第5列制御棒反応度評価は0.0074Δk/k (性能試験時最小値)であり、250℃体系で未臨界を維持する場合には、最低、第3列制御棒2本を挿入する必要がある。

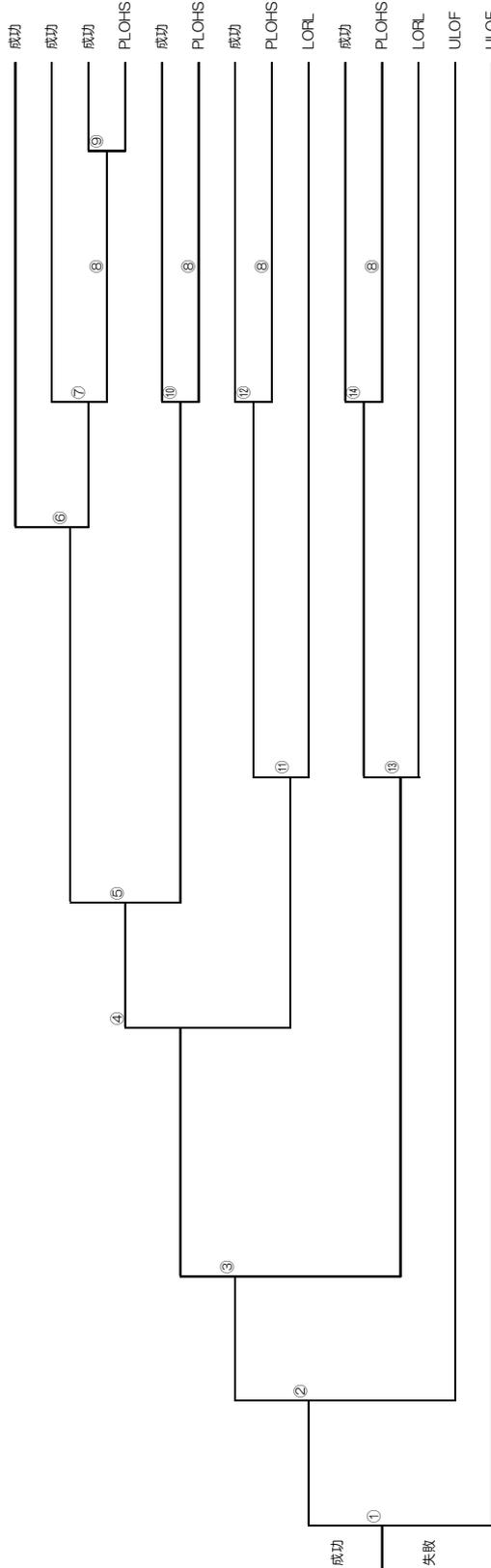
(注) 原子炉スクラム時には、2次冷却系主循環ポンプ及び主送風機が自動停止する。自動停止が失敗したとしても、炉心の前操熱除去機能を喪失するものではなく、ここでは考慮しない。

A01	期待される原子炉スクラム値 ・1次冷却系主循環ポンプトリップ A/B (Na漏えい検出器動作 2 out of n による) ・炉内ナトリウム液面低 -100mm
-----	---

- ①: 1次冷却系主循環ポンプがトリップするため、安全保護系の動作に失敗した場合にはULOFに至る。
- ②: 1次冷却系主循環ポンプがトリップするため、制御棒挿入に失敗した場合には、ULOFに至る。
- ③: リークシヤクットの健全性が確保できない場合は、最終的に、炉器液面レベルは、主冷却系による除熱を期待できず、主冷却系による除熱を期待できない。
- ④: 漏えい位置は、炉心頂部より上部であり、炉心頂部が露出することはない。ナトリウム漏えい位置は制御されるため、安全容器の健全性確保の可否には依存しない。
- ⑤: 仕切弁「閉」に失敗すれば、最終的に、炉器液面レベルは、主冷却系による除熱を期待できず、主冷却系による除熱を期待できない。
- ⑥: オーバーロー系運転による強制循環除熱 (炉心~炉器直近) に成功した場合には、前操熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑦: 補助冷却系による強制循環除熱 (炉心~炉器直近) に成功した場合には、前操熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑧: 補助冷却系による強制循環除熱 (炉心~炉器直近) に成功した場合には、前操熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑨: 運転員の操作が必要となるため、炉心損傷発生猶度への影響が大きいと推定されるため、影響は小さいと推定されたため、追加評価は実施しなかった。
- ⑩: 主冷却系2ループによる自然循環除熱に失敗した場合には、前操熱除去手段を喪失するため、PLOHSに至る。
- ⑪: 炉器液面レベルは、主冷却系による除熱を期待できる基準GL-6910 (HX流入系上層) を下回るため、主冷却系による除熱を期待できない。
- ⑫: 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動) に成功した場合には、前操熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑬: 炉器液面レベルは、主冷却系による除熱を期待できる基準GL-6910 (HX流入系上層) を下回るため、主冷却系による除熱を期待できない。
- ⑭: 炉器液面レベルは、主冷却系による除熱を期待できる基準GL-6910 (HX流入系上層) を下回るため、主冷却系による除熱を期待できない。
- ⑮: 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動) に成功した場合には、前操熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑯: 炉器液面レベルは、主冷却系による除熱を期待できる基準GL-6910 (HX流入系上層) を下回るため、主冷却系による除熱を期待できない。
- ⑰: 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動) に成功した場合には、前操熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑱: 炉器液面レベルは、主冷却系による除熱を期待できる基準GL-6910 (HX流入系上層) を下回るため、主冷却系による除熱を期待できない。
- ⑲: 炉器液面レベルは、主冷却系による除熱を期待できる基準GL-6910 (HX流入系上層) を下回るため、主冷却系による除熱を期待できない。
- ⑳: 炉器液面レベルは、主冷却系による除熱を期待できる基準GL-6910 (HX流入系上層) を下回るため、主冷却系による除熱を期待できない。

図5-2-3 IC02-2 1次主冷却系ナトリウム漏えい (原子炉容器 (出口配管下~炉心頂部) : 内管)

起因事象 IC02 1次主冷却系 ナトリウム漏 えい(配管: 内管)	原子炉出力低下機能 AO1 原子炉安全系 動作	制御棒の挿入 (成功: 6本 のうち、第3 列の制御棒2 本以上を挿入 ※1)	炉内温度監視機能 CO1 外観健全性 確保	予熱N2ガス 系統切替 (行程数: 4.3、A: 6.2、B: 6.4m ³)	オーバフロー 系運転 (ON-OFF 運転/タンク 内Na量 17m ³)	主冷却系 サイフォン シレーク	加濃熱除去機能 B02 主冷却系2 強制循環 (ボーンモ ータ運転)	B03 補助冷却系 による強制循 環熱除去機 能(自動起 動)	B04 補助冷却系 による強制循 環熱除去機 能(自動起 動)	B05 補助冷却系 による強制循 環熱除去機 能(自動起 動)	主冷却系2 ループによる 自然循環熱 除去(自動移 行)	プラント状態
--	-------------------------------	--	-----------------------------	--	--	-----------------------	--	---	---	---	--	--------



※1: 最大過剰反応度0.0392Δk/k (250℃体系) [三原子炉過剰反応度0.045Δk/k (最大過剰反応度 (100℃体系)) - 温度補償用反応度0.0058Δk/k (100~250℃)] に列して、第3列制御棒反度値は0.0198Δk/k (性能試験時最小値)、第5列制御棒反度値は0.0074Δk/k (性能試験時最小値) であり、250℃体系で失敗時は、最低、第3列制御棒2本を挿入する必要がある。

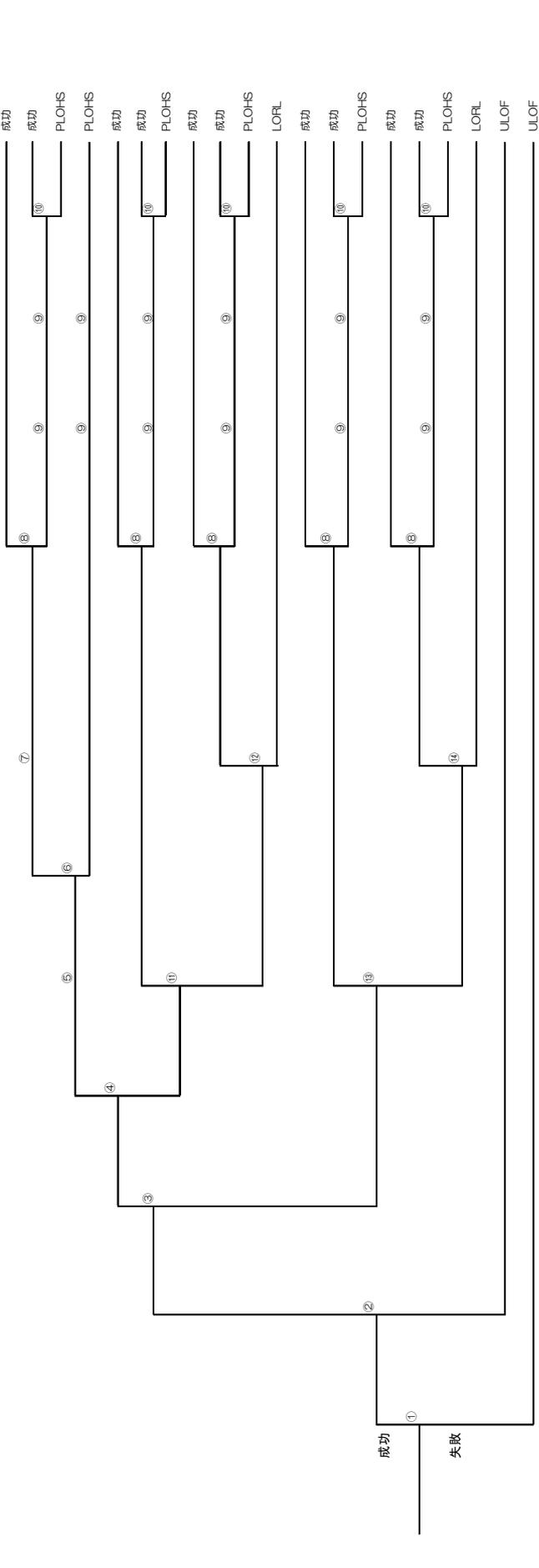
(注) 原子炉スクラム時には、2次冷却系主循環ポンプ及び主送風機が自動停止する。自動停止が失敗したとしても、炉心の崩壊熱除去機能を喪失するものではなく、ここでは考慮しない。

AO1	期待される原子炉スクラム番号 ・1次冷却系主循環ポンプトリップ A/B (Na漏えい検出時動作 2 out of n による) ・炉内ナトリウム液面低 -100mm
-----	--

- 1次冷却系主循環ポンプがトリップするため、安全保護系の動作に失敗した場合にはULOFに至る。
- 1次冷却系主循環ポンプがトリップするため、制御棒挿入に失敗した場合には、ULOFに至る。
- 外管の健全性が確保できない場合には、最終的に、炉内温度監視機能による熱除去を期待できる基準GL-6910 (HX流入器上端) を下回り、主冷却系による熱除去を期待できない。
- 仕切弁「閉」に失敗すれば、最終的に、炉内温度監視機能による熱除去を期待できる基準GL-6910 (HX流入器上端) を下回り、主冷却系による熱除去を期待できない。
- オーバフロー系運転による液面上げに失敗した場合には、炉内温度監視機能による熱除去を期待できる基準GL-6910 (HX流入器上端) を下回らないため、主冷却系による熱除去を期待できない。
- 主冷却系ループによる強制循環熱除去 (自動起動) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- 補助冷却系による強制循環熱除去 (自動起動) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- 運転転換が必要となるため、炉内温度監視機能による熱除去が大きいと推定される場合に追加評価する手順とした。影響は小さいと推定されたため、追加評価は実施しなかった。
- 主冷却系ループによる自然循環熱除去に成功した場合には、崩壊熱除去手段を喪失するため、PLOHSに至る。
- 補助冷却系による強制循環熱除去 (自動起動) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- 主冷却系サイフォンループに失敗した場合には、漏えいが継続し、LOHL (基準: GL-9490 (集合体頂部)) に至る。成功した場合には、炉内温度監視機能による崩壊熱除去機能を維持できる。
- 補助冷却系による強制循環熱除去 (自動起動) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- 主冷却系サイフォンループに失敗した場合には、漏えいが継続し、LOHL (基準: GL-9490 (集合体頂部)) に至る。成功した場合には、炉内温度監視機能による崩壊熱除去機能を維持できる。
- 補助冷却系による強制循環熱除去 (自動起動) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。

図5-2-5 IC02-4 1次主冷却系ナトリウム漏えい (配管: 内管)

起動事象	原子炉炉心下下機能	炉器液体循環機能	加温熱除去機能	プラント状態								
IC03 1次補助冷却系トリップ （成功・6本 挿入・1部 管：内管）	AO1 原子炉安全保護系動作	AO2 制御棒の挿入 （成功・6本 挿入・2部 列の制御棒 本以上を挿入 ※1）	IC01 外管健全性 確保	IC02 予熱ガス系 （成功・6本 挿入・2部 列の制御棒 本以上を挿入 ※1）	IC03 1次補助冷却系トリップ（成功・6本挿入・1部管：内管）	IC04 オーバーロー ネーション（ON- シフト） （17m ³ ）	IC05 補助冷却系 ワイヤオフ シフト	B 02 主冷却系1 ループによる 強制循環熱 交換（ヒート 交換）	B03 補助冷却系に よる強制循環 熱交換（自動 動作）	B04 補助冷却系に よる強制循環 熱交換（自動 動作）	B05 主冷却系2 ループによる 強制循環熱 交換（自動移行）	プラント状態



※1：最大過剰反応度0.0392Δk/k（250℃体系）（三原子炉装置変更許可申請書記載値0.045Δk/k（最大過剰反応度（100℃体系））一温度補償用反応度値は0.0198Δk/k（性能試験時最小値）、第5列制御棒反応度値は0.00774Δk/k（性能試験時最小値）であり、250℃体系で未臨界を維持する場合には、緊急、第3列制御棒之本を挿入する必要がある。

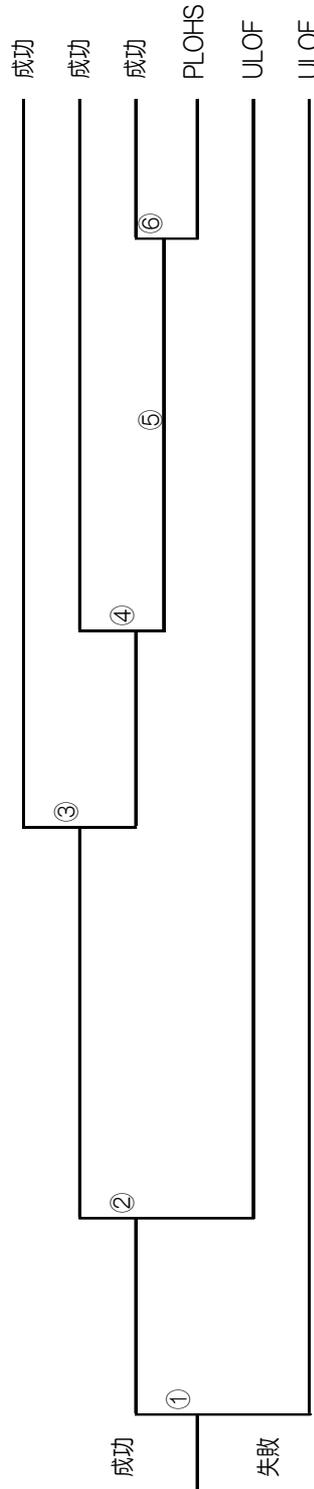
（注）原子炉スクラム時は、2次冷却系主循環ポンプ及び主送風機が自動停止する。自動停止が失敗したとしても、炉心の前導熱除去機能を喪失するものではなく、ここでは考慮しない。

期待される原子炉スクラム番号	・1次冷却系主循環ポンプトリップ A/B INa漏えい検出器動作 2 out of n による
・炉内トリウム液面低	-100mm

- ①：1次冷却系主循環ポンプがトリップするため、安全保護系の動作に失敗した場合にはULOFに至る。
- ②：1次冷却系主循環ポンプがトリップするため、制御棒挿入に失敗した場合には、ULOFに至る。
- ③：外管の健全性が確保できない場合には、最終的に、炉器液体レベルは、主冷却系による除熱を期待できない場合がある。
- ④：仕切弁「閉」に失敗すれば、最終的に、炉器液体レベルは、主冷却系による除熱を期待できない場合がある。
- ⑤：出入口弁「閉」に失敗しても、Na漏えい量は4.0%抑制される。主冷却系による除熱を期待できない場合がある。
- ⑥：ターボポンプ系運転による汲み上げに失敗した場合には、炉器液体レベルは、主冷却系による除熱を期待できない場合がある。
- ⑦：補助系サイフォンによる強制循環熱交換（ヒート交換）に成功した場合、前導熱除去系は、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑧：Na漏えいにより補助系を使用できない。
- ⑨：Na漏えいによる自然循環熱交換に失敗した場合には、前導熱除去手段を喪失するため、PLOHSに至る。
- ⑩：仕切弁「閉」に失敗した場合には、出入口弁「閉」によりNa漏えい量を抑制し、炉器液体レベルは、主冷却系による除熱を期待できる基準GL-6910（HX流入感上側）を保持することができる。
- ⑪：補助冷却系サイフォンに失敗した場合には、Na漏えいが継続し、LORL（基準：GL-9490（集合体頂部））に至る。成功した場合には、炉器液体レベルを主冷却系による除熱を期待できる基準GL-6910（HX流入感上側）以上に保持することができる。
- ⑫：外管の健全性が確保できない場合には、出入口弁「閉」によりNa漏えい量を抑制し、炉器液体レベルは、主冷却系による除熱を期待できる基準GL-6910（HX流入感上側）を保持することができる。
- ⑬：補助冷却系サイフォンに失敗した場合には、Na漏えいが継続し、LORL（基準：GL-9490（集合体頂部））に至る。成功した場合には、炉器液体レベルを主冷却系による除熱を期待できる基準GL-6910（HX流入感上側）以上に保持することができる。
- ⑭：ヒート交換がトリップするため、主冷却系による除熱は1ループで実施される。

図5-2-6 IC03 1次補助冷却系トリウム液面低

起回事象 IC04 1次主循環ポンプ(1台)軸固着	原子炉出力低下機能 AO1 原子炉安全保護系動作	崩壊熱除去機能 B02' 制御棒の挿入(成功:6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入※1)	崩壊熱除去機能 B03 主冷却系1ループによる強制循環除熱(ボーンータ運転)	崩壊熱除去機能 B04 補助冷却系による強制循環除熱(自動移行)	崩壊熱除去機能 B05 補助冷却系による強制循環除熱(自動移行)	プラント状態
------------------------------	-----------------------------	---	---	-------------------------------------	-------------------------------------	--------



※1：最大過剰反応度0.0392Δk/k (250℃体系)〔二原子炉設置変更許可申請書記載値0.045Δk/k (最大過剰反応度 (100℃体系)) - 温度補償用反応度0.0058Δk/k (100~250℃)〕に対して、第3列制御棒反応度値は0.0198Δk/k (性能試験時最小値)、第5列制御棒反応度値は0.0074Δk/k (性能試験時最小値)であり、250℃体系で未臨界を維持する場合には、最低、第3列制御棒2本を挿入する必要がある。

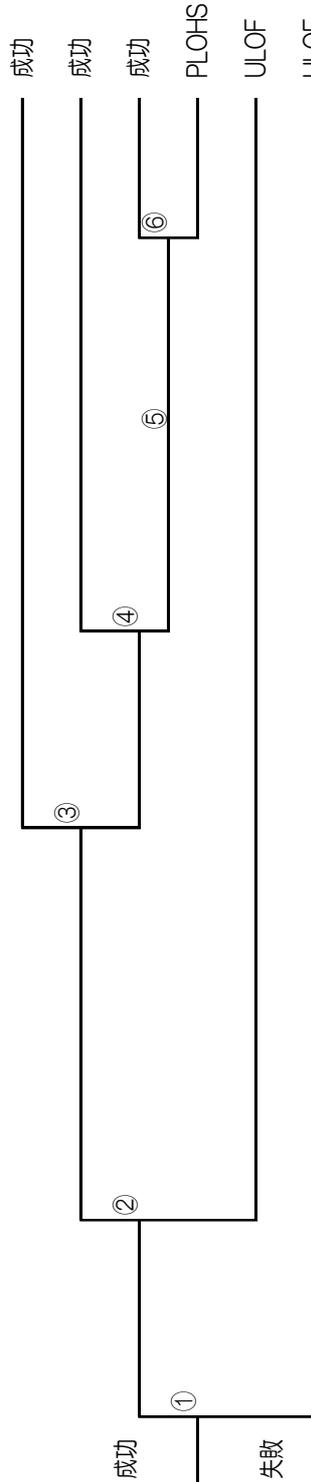
(注) 原子炉スクラム時には、2次冷却系主循環ポンプ及び主送風機が自動停止する。自動停止が失敗したとしても、炉心の崩壊熱除去機能を喪失するものではなく、ここでは考慮しない。

期待される原子炉スクラム信号
A01
・1次冷却系主循環ポンプトリップ A/B
・1次冷却材流量低 80%
・原子炉出口冷却材温度高 510℃

- ①：1次冷却系主循環ポンプがトリップするため、安全保護系の動作に失敗した場合にはULOFに至る。
- ②：1次冷却系主循環ポンプがトリップするため、制御棒挿入に失敗した場合には、ULOFに至る。
- ③：軸固着に伴って1次主循環ポンプがトリップするため、1ループは崩壊熱除去(強制循環)に使用できない。主冷却系1ループによる強制循環除熱(ボーンータ運転)に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ④：補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑤：運転員の操作が必要となるため、炉心損傷発生頻度への影響が大きいと推定される場合に追加評価する手順とした。影響は小さいと推定されたため、追加評価は実施しなかった。
- ⑥：主冷却系2ループによる自然循環除熱に失敗した場合には、崩壊熱除去手段を喪失するため、PLOHSに至る。

図5-2-7 IC04 1次主循環ポンプ(1台)軸固着

起回事象	原子炉出力低下機能	崩壊熱除去機能	プラント状態
IC05 1次主循環ポンプ (1台) トリップ	A01 原子炉安全保護系動作	A02 制御棒の挿入 (成功: 6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入 ※1)	B02 主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ボネーモータ運転)
		B03 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動)	B04 補助冷却系による強制循環除熱 (自動移行)
		B05 主冷却系2ループによる強制循環除熱 (自動移行)	



※1: 最大過剰反応度0.0392Δk/k (250℃体系) (二原子炉設置変更許可申請書記載値0.045Δk/k (最大過剰反応度 (100℃体系)) - 温度補償用反応度0.0058Δk/k (100~250℃)) に対し、第3列制御棒反応度値は0.0198Δk/k (性能試験時最小値)、第5列制御棒反応度値は0.0074Δk/k (性能試験時最小値) であり、250℃体系で未臨界を維持する場合には、最低、第3列制御棒2本を挿入する必要がある。

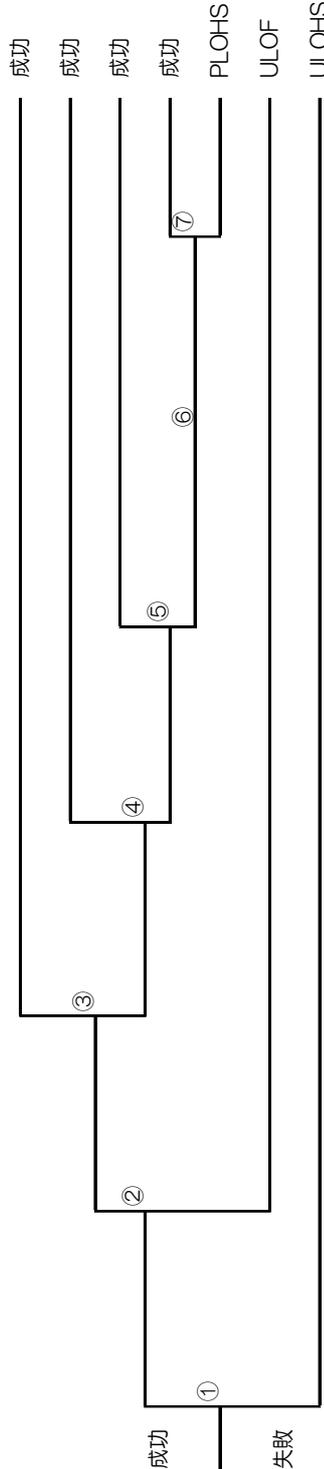
(注) 原子炉スクラム時には、2次冷却系主循環ポンプ及び主送風機が自動停止する。自動停止が失敗したとしても、炉心の崩壊熱除去機能を喪失するものではなく、ここでは考慮しない。

期待される原子炉スクラム信号
A01
・1次冷却系主循環ポンプトリップ A/B
・1次冷却材流量低 80%
・原子炉出口冷却材温度高 510℃

- ①: 1次冷却系主循環ポンプがトリップするため、安全保護系の動作に失敗した場合にはULOFに至る。
- ②: 1次冷却系主循環ポンプがトリップするため、制御棒挿入に失敗した場合には、ULOFに至る。
- ③: 主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ボネーモータ運転) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ④: 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑤: 運転員の操作が必要となるため、炉心損傷発生頻度への影響が大さいと推定される場合に追加評価する手順とした。影響は小さいと推定されたため、追加評価は実施しなかった。
- ⑥: 主冷却系2ループによる自然循環除熱に失敗した場合には、崩壊熱除去手段を喪失するため、PLOHSに至る。

図5-2-8 IC05 1次主循環ポンプ (1台) トリップ

起因事象	原子炉出力低下機能	崩壊熱除去機能	プラント状態
IC06 2次主冷却系ナトリウム漏えい	A01 原子炉安全保護系動作	B 01' 主冷却系1ループによる強制循環除熱(ランハック運転)	プラント状態
	A02 制御棒の挿入(成功:6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入※1)	B 02' 主冷却系1ループによる強制循環除熱(ボーンモータ運転)	
		B03 補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	
		B04 補助冷却系による強制循環除熱(手動起動)	
		主冷却系1ループによる自然循環除熱(自動移行)	



※1: 最大過剰反応度0.0392Δk/k (250℃体系) [二原子炉設置変更許可申請書記載値0.045Δk/k (最大過剰反応度 (100℃体系)) - 温度補償用反応度0.0058Δk/k (100~250℃)] に対し、第3列制御棒反応度値は0.0198Δk/k (性能試験時最小値)、第5列制御棒反応度値は0.0074Δk/k (性能試験時最小値) であり、250℃体系で未臨界を維持する場合には、最低、第3列制御棒2本を挿入する必要がある。

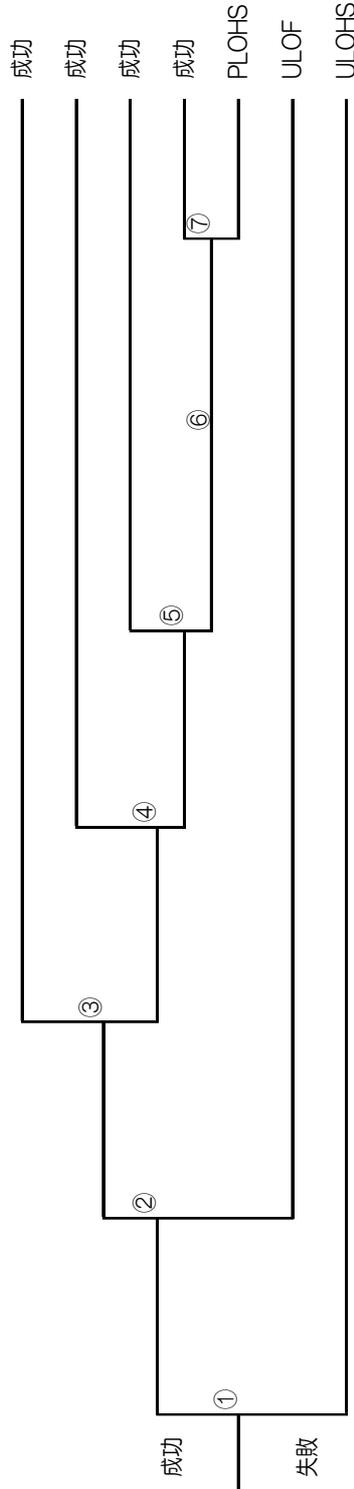
- (注) 原子炉スクラム時には、2次冷却系主循環ポンプ及び主送風機が自動停止する。自動停止が失敗したとしても、炉心の崩壊熱除去機能を喪失するものではなく、ここでは考慮しない。
- (注) マニュアル上は、2次主冷却系のNa漏えい警報(2つ以上)の発生により、手動停止であるが、ここでは、運転員による操作は介入しないとする。ただし、2次主冷却系のナトリウムドレンは実施する。

期待される原子炉スクラム信号
A01
・2次冷却系主循環ポンプトリップ A/B
・2次冷却材流量低下 80%
・原子炉入口冷却材温度高 365℃

- ①: 安全保護系の動作に失敗した場合、2次冷却系主循環ポンプがトリップにより除熱機能を喪失した状態となるため、UL0HSに至る。
- ②: 安全保護系が動作した時点で、1次主冷却系はランハック運転に移行するため、制御棒挿入に失敗した場合には、ULOFに至る。なお、原子炉停止失敗の際に1次主冷却系と2次主冷却系で同時に除熱機能を喪失する場合は、短時間で炉心に直接的な影響が及ぶ点に留意してULOFとして分類する。
- ③: 1次冷却系主循環ポンプは2ループとも運転しているものの、1ループについて、Naドレンが実施されるため、崩壊熱除去は1ループで実施する。主冷却系1ループによる強制循環除熱(ランハック運転)に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ④: 主冷却系1ループによる強制循環除熱(ボーンモータ運転)に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑤: 補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑥: 運転員の操作が必要となるため、炉心損傷発生頻度への影響が大きいと推定される場合に追加評価する手順とした。影響は小さいと推定されたため、追加評価は実施しなかった。
- ⑦: 主冷却系1ループによる自然循環除熱に失敗した場合には、崩壊熱除去手段を喪失するため、PLOHSに至る。

図5-2-9 IC06 2次主冷却系ナトリウム漏えい

起因事象 IC07 2次主循環ポンプ(1台)トリップ	原子炉出力低下機能 A01 原子炉安全保護系動作	A02 制御棒の挿入(成功:6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入※1)	崩壊熱除去機能				プラント状態
			B01 主冷却系2ループによる強制循環除熱(ランバック運転)	B02 主冷却系2ループによる強制循環除熱(ポニーモータ運転)	B03 補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)	B04 補助冷却系による強制循環除熱(手動起動)	B05 主冷却系2ループによる自然循環除熱(自動移行)



※1: 最大過剰反応度0.0392Δk/k (250℃体系) [二原子炉設置変更許可申請書記載値0.045Δk/k (最大過剰反応度 (100℃体系)) - 温度補償用反応度0.0058Δk/k (100~250℃)] に対して、第3列制御棒反応度値は0.0198Δk/k (性能試験時最小値)、第5列制御棒反応度値は0.0074Δk/k (性能試験時最小値) であり、250℃体系で未臨界を維持する場合には、最低、第3列制御棒2本を挿入する必要がある。

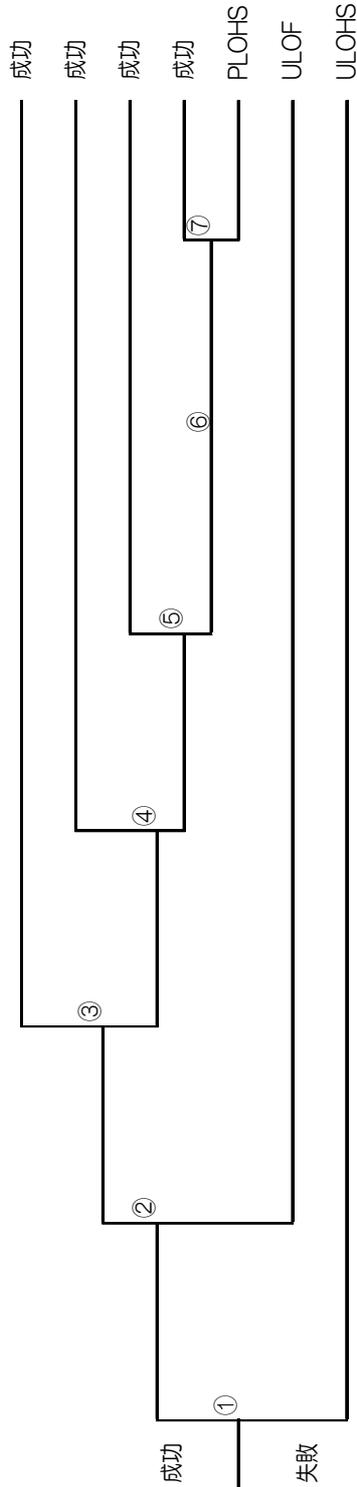
(注) 原子炉スクラム時には、2次冷却系主循環ポンプ及び主送風機が自動停止する。自動停止が失敗したとしても、炉心の崩壊熱除去機能を喪失するものではなく、ここでは考慮しない。

期待される原子炉スクラム信号
A01
・2次冷却系主循環ポンプトリップ A/B
・2次冷却材流量低 80%
・原子炉入口冷却材温度高 365℃

- ①: 安全保護系の動作に失敗した場合、2次冷却系主循環ポンプがトリップにより除熱機能を喪失した状態となるため、ULOHSに至る。
- ②: 安全保護系が動作した時点で、1次主冷却系はランバック運転に移行するため、制御棒挿入に失敗した場合には、ULOFに至る。なお、原子炉停止失敗の際に1次主冷却系と2次主冷却系で同時に除熱機能を喪失する場合は、短時間で炉心に直接的な影響が及ぶ点に留意してULOFとして分類する。
- ③: 主冷却系2ループによる強制循環除熱(ランバック運転)に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ④: 主冷却系2ループによる強制循環除熱(ポニーモータ運転)に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑤: 補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑥: 運転員の操作が必要となるため、炉心損傷発生頻度への影響が大きいと推定される場合に追加評価する手順とした。影響は小さいと推定されたため、追加評価は実施しなかった。
- ⑦: 主冷却系2ループによる自然循環除熱に失敗した場合には、崩壊熱除去手段を喪失するため、PLOHSに至る。

図5-2-10 IC07 2次主循環ポンプ(1台)トリップ

起因事象 IC08 主冷却機 (1台)故障 (主送風機 3台運転)	原子炉出力低下機能 A01 原子炉安全保 護系動作	IA02 制御棒の挿入 (成功:6本 のうち、第3 列の制御棒2 本以上を挿入 ※1)	B01 主冷却系2 ループによる 強制循環除熱 (ランバック 運転)	B02 主冷却系2 ループによる 強制循環除熱 (ボニータ運 転)	B03 補助冷却系に よる強制循環 除熱(自動起 動)	B04 補助冷却系に よる強制循環 除熱(手動起 動)	B05 主冷却系2 ループによる 自然循環除熱 (自動移行)	プラント状態
---	---------------------------------	--	--	---	--------------------------------------	--------------------------------------	---	--------



※1：最大過剰反応度0.0392Δk/k (250℃体系)〔(原子炉設置変更許可申請書記載値0.045Δk/k (最大過剰反応度 (100℃体系)) - 温度補償用反応度0.0058Δk/k (100~250℃)) に対し、第3列制御棒反応度値は0.0198Δk/k (性能試験時最小値)、第5列制御棒反応度値は0.0074Δk/k (性能試験時最小値)であり、250℃体系で未臨界を維持する場合には、最低、第3列制御棒2本を挿入する必要がある。

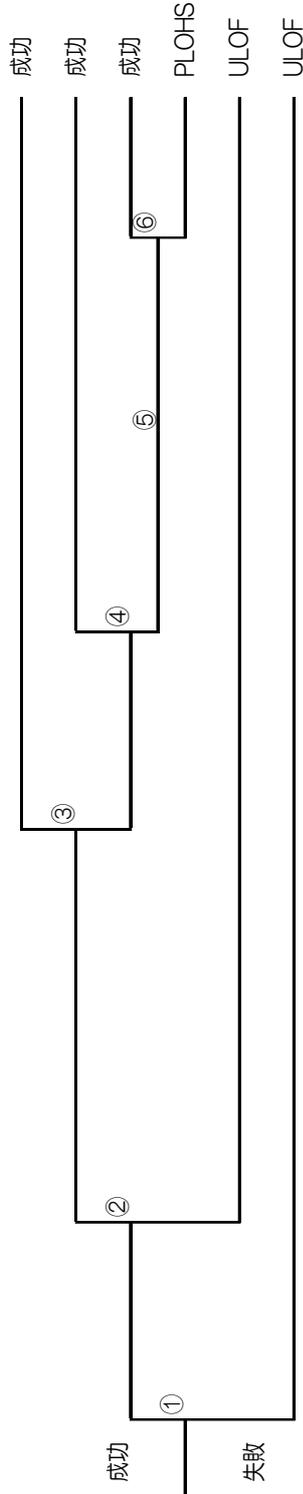
(注) 原子炉スクラム時には、2次冷却系主循環ポンプ及び主送風機が自動停止する。自動停止が失敗したとしても、炉心の崩壊熱除去機能を喪失するものではなく、ここでは考慮しない。

期待される原子炉スクラム信号
A01 ・2次冷却系主循環ポンプトリップA/B (主送風機トリップと連動) ・原子炉入口冷却材温度高 365℃

- ①：安全保護系の動作に失敗した場合、2次冷却系主循環ポンプがトリップにより除熱機能を喪失した状態となるため、ULOHSに至る。
- ②：安全保護系が動作した時点で、1次主冷却系はランバック運転に移行するため、制御棒挿入に失敗した場合には、ULOFSに至る。なお、原子炉停止失敗の際に1次主冷却系と2次主冷却系で同時に除熱機能を喪失する場合は、短時間で炉心に直接的な影響が及びる点に留意してULOFとして分類する。
- ③：主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ランバック運転) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ④：主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ボニータ運転) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑤：補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑥：運転員の操作が必要となるため、炉心損傷発生頻度への影響が大きいと推定される場合に追加評価する手順とした。影響は小さいと推定されたため、追加評価は実施しなかった。
- ⑦：主冷却系2ループによる自然循環除熱に失敗した場合には、崩壊熱除去手段を喪失するため、PLOHSに至る。

図5-2-11 IC08 主冷却機 (1台) 故障 (主送風機3台運転)

起因事象	原子炉出力低下機能	崩壊熱除去機能					
IC09 外部電源喪失	A01 原子炉安全保護系動作	A02 制御棒の挿入 (成功: 6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入 ※1)	B02 主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ボーンモータ運転)	B03 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動)	B04 補助冷却系による強制循環除熱 (手動起動)	B05 主冷却系2ループによる自然循環除熱 (自動移行)	プラント状態



※1: 最大過剰反応度0.0392Δk/k (250℃体系) [二原子炉設置変更許可申請書記載値0.045Δk/k (最大過剰反応度 (100℃体系)) - 温度補償用反応度0.0058Δk/k (100~250℃)] に対して、第3列制御棒反応度値は0.0198Δk/k (性能試験時最小値)、第5列制御棒反応度値は0.0074Δk/k (性能試験時最小値) であり、250℃体系で未臨界を維持する場合には、最低、第3列制御棒2本を挿入する必要がある。

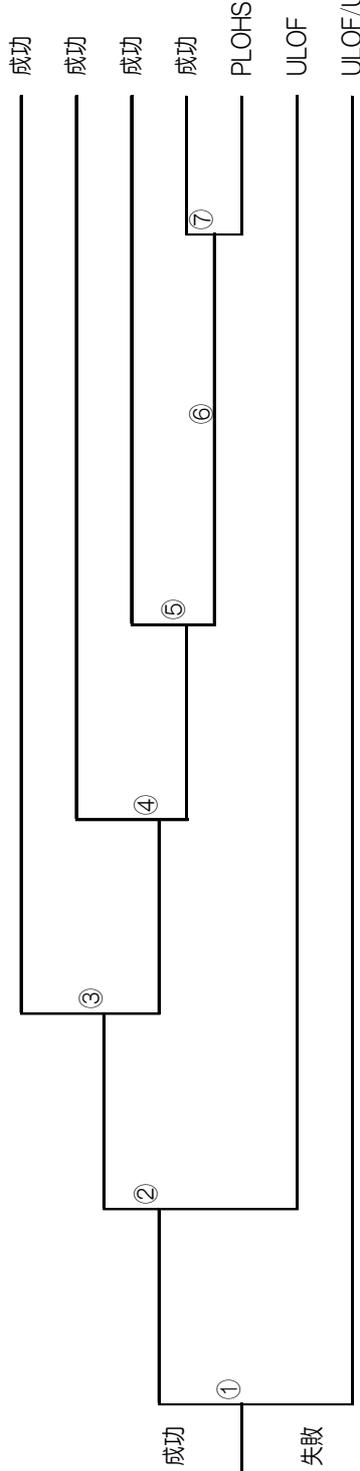
(注) 原子炉スクラム時には、2次冷却系主循環ポンプ及び主送風機が自動停止する。自動停止が失敗したとしても、炉心の崩壊熱除去機能を喪失するものではなく、ここでは考慮しない。

A01	期待される原子炉スクラム信号
	<ul style="list-style-type: none"> ・電源喪失 (1A M/C, 1B M/C) ・1次冷却系主循環ポンプトリップ A/B ・2次冷却系主循環ポンプトリップ A/B ・1次冷却材流量低 80% ・2次冷却材流量低 80% ・原子炉出口冷却材温度高 510℃ 他

- ①: 1次冷却系主循環ポンプがトリップするため、安全保護系の動作に失敗した場合にはULofに至る。
- ②: 1次冷却系主循環ポンプがトリップするため、制御棒挿入に失敗した場合には、ULofに至る。
- ③: 主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ボーンモータ運転) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ④: 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑤: 運転員の操作が必要となるため、炉心損傷発生順序への影響が大きいと推定される場合に追加評価する手順とした。影響は小さいと推定されたため、追加評価は実施しなかった。
- ⑥: 主冷却系2ループによる自然循環除熱に失敗した場合には、崩壊熱除去手段を喪失するため、PLOHSに至る。

図5-2-12 IC09 外部電源喪失

起回事象	原子炉出力低下機能	崩壊熱除去機能	プラント状態
IC10 手動スクラム	A01 原子炉安全保護系動作	A02 制御棒の挿入 (成功: 6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入 ※1)	
	B01 主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ランバック運転)	B02 主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ポニーモータ運転)	
	B03 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動)	B04 補助冷却系による強制循環除熱 (手動起動)	
	B05 主冷却系2ループによる自然循環除熱 (自動移行)		プラント状態



※1: 最大過剰反応度0.0392Δk/k (250℃体系) [二原子炉設置変更許可申請書記載値0.045Δk/k (最大過剰反応度 (100℃体系)) - 温度補償用反応度0.0058Δk/k (100~250℃)] に対して、第3列制御棒反応度値は0.0198Δk/k (性能試験時最小値)、第5列制御棒反応度値は0.0074Δk/k (性能試験時最小値) であり、250℃体系で未臨界を維持する場合には、最低、第3列制御棒2本を挿入する必要がある。

(注) 原子炉スクラム時には、2次冷却系主循環ポンプ及び主送風機が自動停止する。自動停止が失敗したとしても、炉心の崩壊熱除去機能を喪失するものではなく、ここでは考慮しない。

期待される原子炉スクラム信号
A01
・手動スクラム
・炉内ナトリウム液面高 +200mm (オーバーフロー系故障による1次冷却材インベントリ増大)

- ①: 手動スクラムが、局所燃料破損による除熱不足等に起因するものはULOF、圧空喪失等に起因するものはULOHSに至る。安全保護系が動作した時点で、1次主冷却系はランバック運転に移行するため、制御棒挿入に失敗した場合には、ULOFに至る。
- ②: 主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ランバック運転) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ③: 主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ポニーモータ運転) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ④: 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑤: 補助冷却系による強制循環除熱 (手動起動) に成功した場合には、崩壊熱を除去し、系統温度250℃で安全に保持できる。
- ⑥: 運転員の操作が必要となるため、炉心損傷発生頻度への影響が大さいと推定される場合に追加評価する手順とした。影響は小さいと推定されたため、追加評価は実施しなかった。
- ⑦: 主冷却系2ループによる自然循環除熱に失敗した場合には、崩壊熱除去手段を喪失するため、PLOHSに至る。

図5-2-13 IC10 手動スクラム

6. フォルトツリーの作成

フォルトツリーは、システムのある状態に至るまでのプロセスを演繹的に同定し、その発生確率を算出するための手法である（IREP Procedures Guide (NUREG/CR-2278)、PRA Procedures Guide (NUREG/CR-2300)によって推奨）。フォルトツリー手法の具体的な手順は Fault Tree Handbook (NUREG-0942) に定められている。本評価では、これらを参考にフォルトツリーを作成した。

フォルトツリーにおいては、定義した頂上事象に対して、その直接原因を AND ゲート、OR ゲート等により、基本事象（発生確率データが存在し、定量化が可能である事象）に至るまで、順次展開する。原因の展開にあたっては、ある事象に必要な十分な原因を段階的に抽出する。頂上事象には、各起因事象のイベントツリーにおけるヘディングが該当する。フォルトツリーの頂上事象を以下に示す。

- (1) 原子炉安全保護系動作
- (2) 制御棒の挿入
- (3) 主冷却系 2 ループによるランバック運転
- (4) 主冷却系 1 ループによるランバック運転
- (5) 主冷却系 2 ループによるポニーモータ運転
- (6) 主冷却系 1 ループによるポニーモータ運転
- (7) 主冷却系 2 ループによる自然循環除熱（自動移行）
- (8) 主冷却系 1 ループによる自然循環除熱（自動移行）
- (9) 補助冷却系による強制循環除熱（自動起動-1 次系）
- (10) 補助冷却系による強制循環除熱（自動起動-2 次系）
- ((11) 補助冷却系による強制循環除熱（手動起動-1 次系）)
- ((12) 補助冷却系による強制循環除熱（手動起動-2 次系）)
- (13) リークジャケット部健全性確保
- (14) 外管健全性確保
- (15) 安全容器健全性確保
- (16) 予熱室素ガス系仕切弁「閉」動作
- (17) リークジャケット仕切弁「閉」動作
- (18) 1 次補助冷却系出入口弁「閉」動作（手動）
- (19) オーバフロー系運転
- (20) 主冷却系サイフォンブレーク
- (21) 補助冷却系サイフォンブレーク

本章では、各フォルトツリーのシステムやフォルトツリーの作成にあたっての前提条件等について、各ヘディング毎に 6.1～6.16 項で示す。フォルトツリー自体や解析ツールは参考資料として、付録 CD-ROM に一式収録する。一例として、(16) 予熱室素ガス系仕切弁「閉」動作のトップイベントのフォルトツリーを図 6-1 に示す。

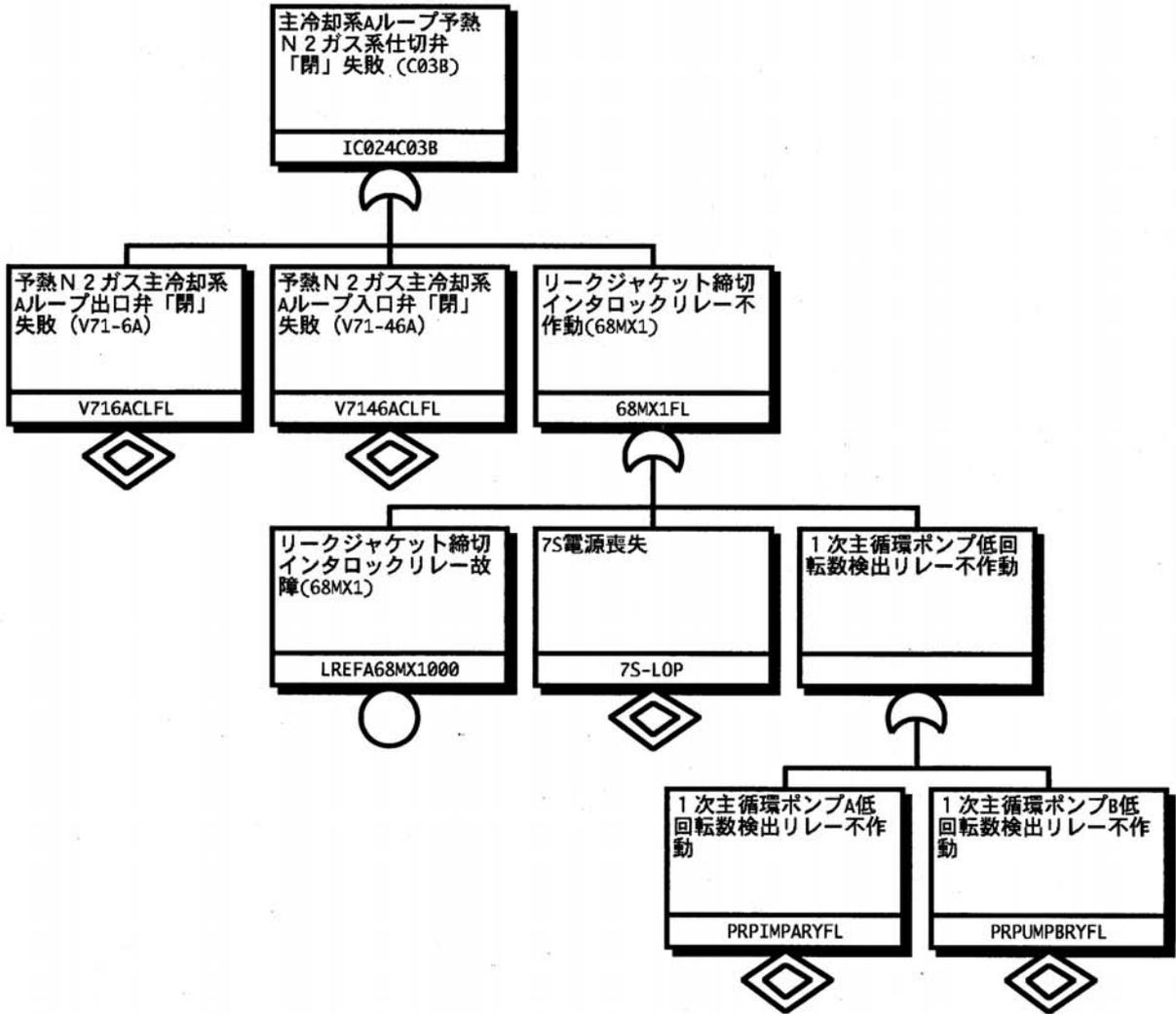


図 6-1 予熱窒素ガス系仕切弁「閉」動作のフォルトツリー例 (トップイベント)

なお、作業の効率化を図るため、フォルトツリー作成にあたっては、以下の共通条件等を定めた。

- ① 附帯機器については、1式として取り扱い、附帯機器のトリップ要因まで言及しない。
- ② 運転員の操作は原則期待しない。ただし、運転操作を考慮しないと妥当な評価が得られない場合には必要に応じて考慮する。また、機器の復旧操作は考慮しない。
- ③ 炉心での除熱失敗に関連する事象については、炉心に近い機器等から故障の影響を検討し、必要に応じて拡大する (炉心から離れた機器の寄与割合は基本的に小さい)。
- ④ ナトリウム漏えい位置は、機器、弁、配管とする。配管については、主配管、温度計鞘管、その他配管の3分類とする。また、配管長さについては、エルボ部の曲線を考慮せず、その長さを保守的に設定する。
- ⑤ フォルトツリー作成時に、重複する展開項目 (故障要因) が発生しても、一つに統合しない。ただし、名称等は統一する。

- ⑥ 多重システムを有する機器については、機器の故障を、例えばA号機故障とB号機故障のORまたはANDで構成する。また、各号機故障は起動失敗と運転継続失敗のORで構成する。なお、B05:主冷却系2ループによる自然循環除熱(自動移行)については、展開数が多いため、Aループを代表とし、Bループには、Aループの故障率を使用する。
- ⑦ 電源ケーブルのモデル化は、単線結線図をベースとする。その他のケーブルの故障率は、接続するリレー等の故障率に含める。また、接点の故障は、対応するリレー等の故障率に含める。
- ⑧ ポニーモータ等、駆動電源を有する機器は電源喪失(母線単位)を展開項目として考慮する。
- ⑨ 崩壊熱除去機能のヘディングのフォルトツリーは、関連フォルトツリーを組み合わせることで作成する。組み合わせを以下に示す。
- a. 主冷却系による強制循環除熱失敗

B01 主冷却系2ループによる強制循環除熱(ランバック運転)、B02 主冷却系2ループによる強制循環除熱(ポニーモータ運転)が本項目に該当する。図6-2に示すように、ランバック運転失敗またはポニーモータ運転失敗のフォルトツリーと2次主冷却系2ループによる自然循環除熱失敗のフォルトツリーのORで構成される。

B01' 主冷却系1ループによる強制循環除熱(ランバック運転)またはB02' 主冷却系1ループによる強制循環除熱(ポニーモータ運転)の場合は1ループのみを考慮したフォルトツリーを組み合わせる。
 - b. 補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)失敗

B03 補助冷却系による強制循環除熱(自動起動)が本項目に該当する。図6-3に示すように、1次系機器の自動起動失敗と2次系機器の自動起動失敗のORで構成される。
 - c. 主冷却系による自然循環除熱(自動移行)失敗

B05 主冷却系2ループによる自然循環除熱(自動移行)が本項目に該当する。図6-4に示すように、Aループによる自然循環除熱失敗とBループによる自然循環除熱失敗のANDで構成される(上記⑥に記載したように、ここではAループを代表としてフォルトツリーを作成する)。

B05' 主冷却系1ループによる自然循環除熱(自動移行)の場合は1ループのみを考慮したフォルトツリーを組み合わせる。
- ⑩ フォルトツリーは解析ツール(PIRAS^{*})により作成する(出力は図6-1の形)。また、計算機による定量化作業の省力化を図るため、基本事象に対して、機器番号や故障率等の情報を13桁の英数字の組合せで構成されるイベントコード^{*}としてデータベース化する。
- (*: PIRAS ユーザーガイド、イベントコードの説明及びイベントコードリストは付録に収録)

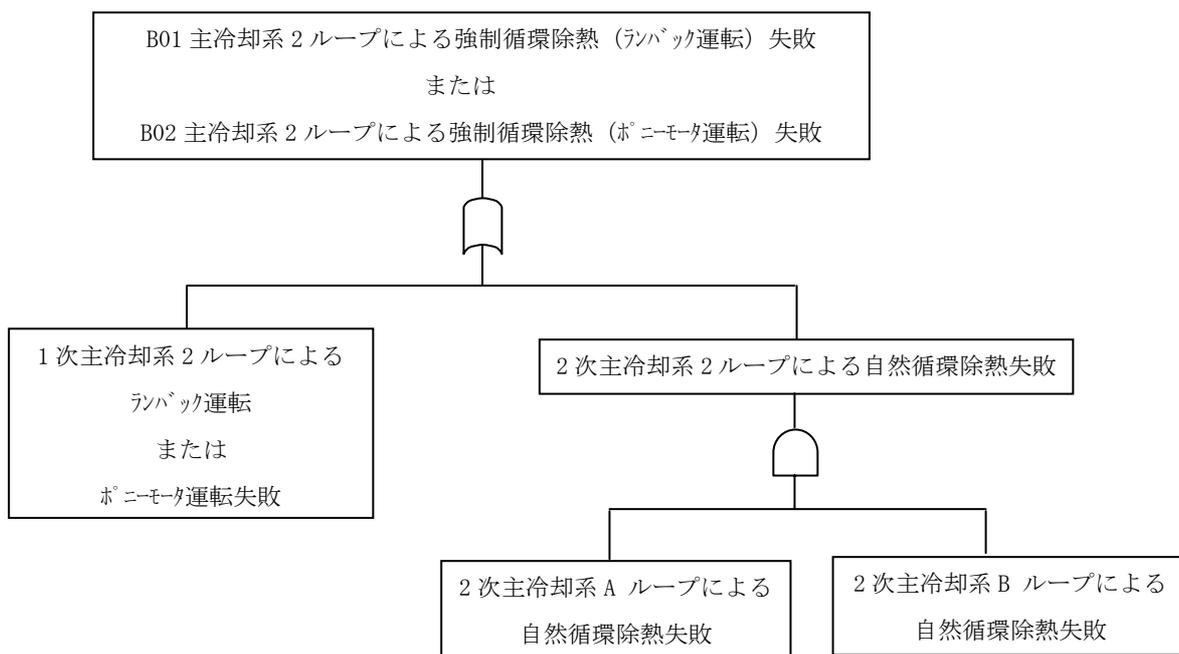


図 6-2 主冷却系 2 ループによる強制循環除熱失敗におけるフォルトツリー関係図

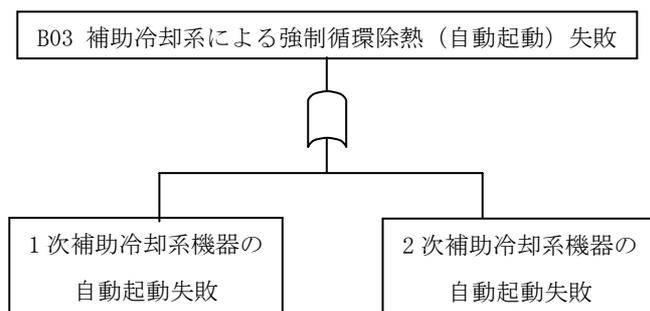


図 6-3 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動) 失敗におけるフォルトツリー関係図

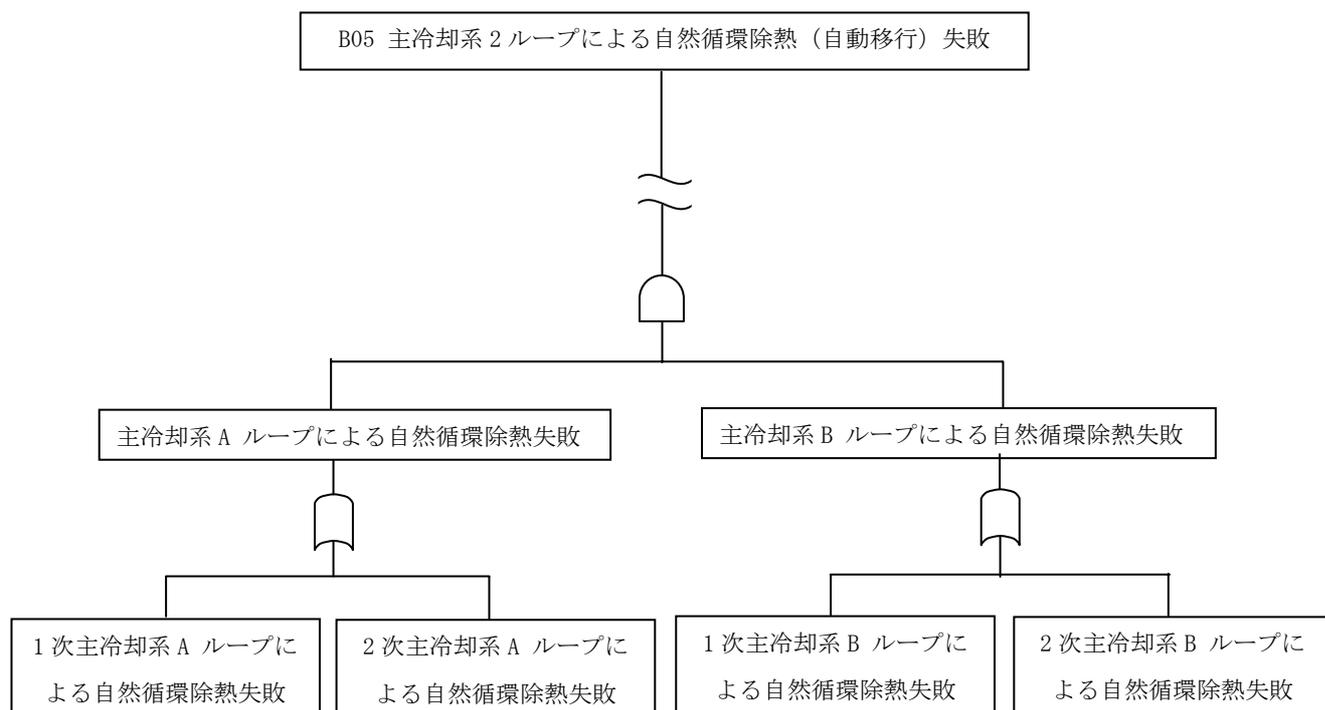


図 6-4 主冷却系 2 ループによる自然循環除熱 (自動移行) 失敗におけるフォルトツリー関係図

6. 1 原子炉安全保護系動作

(1) 頂上事象

原子炉安全保護系動作失敗（動作項目は以下に示す起因事象により異なる）

- ・ 正の反応度投入
- ・ 1次主冷却系ナトリウム漏えい
- ・ 1次補助冷却系ナトリウム漏えい
- ・ 1次主循環ポンプ（1台）軸固着
- ・ 1次主循環ポンプ（1台）トリップ
- ・ 2次主冷却系ナトリウム漏えい
- ・ 2次主循環ポンプ（1台）トリップ
- ・ 主冷却機（1台）故障（主送風機3台運転）
- ・ 外部電源喪失
- ・ 手動スクラム

(2) システム記述

① 機能

原子炉安全保護系は、原子炉の状態を監視する計装設備のうち、あらかじめ設定された計装設備から異常信号が発信された場合に、原子炉スクラム（制御棒の急速挿入により原子炉を緊急停止させる）及びアイソレーション（格納容器隔離弁を閉じることで格納容器を外側雰囲気と隔離し、放射性物質の漏えいを防止する）のための始動信号を出力する機能を有する。

② 構成

原子炉安全保護系動作は、トリガーとなる信号を発生させる原子炉安全保護系用検出器（複数で構成される）、警報設定器を含む計装回路（以下、安全保護系信号）、ロジック盤、制御棒励磁回路及びアイソレーション用隔離弁を制御する補助継電器盤の動作で構成される。ロジック盤は、同一機能を有するA系統及びB系統の独立した盤構成としており、多重性を有する。原子炉安全保護系の構成を図6-1-1に示す。

③ 運用

安全保護系信号は、核計装設備またはプロセス計装設備等からの1プロセス変数につき、各々独立した1または2～3個のトリップ接点の信号としてロジック盤に伝送される。ロジック盤においては、1 out of 1または2 out of 3、1 out of 2のロジック回路が構成され、ロジック回路からの出力信号により補助継電器盤内の継電器接点が動作し、原子炉スクラムまたはアイソレーションのための始動信号を出力する。これを受けて原子炉スクラムの場合には、制御棒保持電磁石の励磁電源が「断」となり、制御棒が急速挿入される。

④ 成功基準

原子炉安全保護系動作に成功するためには、以下の事項を全て満足する必要がある。

- ・ 各起因事象に対応した安全保護系信号がトリガー信号としてロジック盤に正常に出力され、かつ、2 out of 3 等の対応ロジックを満足すること。
- ・ ロジック盤 A 系統または B 系統の回路において、入力された安全保護系信号を正常に処理し、原子炉スクラムを始動させる信号を出力すること。

なお、起因事象により、成功基準である安全保護信号が異なる。以下に各起因事象における安全保護信号を示す。

a. 正の反応度投入

- ・ 出力系中性子束高 (2 out of 3)

b. 1 次主冷却系ナトリウム漏えい

- ・ 1 次主冷却系循環ポンプトリップ A/B
(ナトリウム漏えい検出器の 2 out of n により動作)
- ・ 炉内ナトリウム液面低 (2 out of 3)

c. 1 次補助冷却系ナトリウム漏えい

- ・ 1 次主冷却系循環ポンプトリップ A/B
(ナトリウム漏えい検出器の 2 out of n により動作)
- ・ 炉内ナトリウム液面低 (2 out of 3)

d. 1 次主循環ポンプ (1 台) 軸固着

- ・ 1 次主冷却系循環ポンプトリップ A/B
- ・ 1 次冷却材流量低 (2 out of 3)
- ・ 原子炉出口冷却材温度高 (2 out of 3)

e. 1 次主循環ポンプ (1 台) トリップ

- ・ 1 次主冷却系循環ポンプトリップ A/B
- ・ 1 次冷却材流量低 (2 out of 3)
- ・ 原子炉出口冷却材温度高 (2 out of 3)

f. 2 次主冷却系ナトリウム漏えい

- ・ 2 次主冷却系循環ポンプトリップ A/B
- ・ 2 次冷却材流量低 (2 out of 3)
- ・ 原子炉入口冷却材温度高 (2 out of 3)

g. 2 次主循環ポンプ (1 台) トリップ

- ・ 2 次主冷却系循環ポンプトリップ A/B
- ・ 2 次冷却材流量低 (2 out of 3)
- ・ 原子炉入口冷却材温度高 (2 out of 3)

h. 主冷却機 (1 台) 故障 (主送風機 3 台運転)

- ・ 2 次主冷却系循環ポンプトリップ A/B (主送風機トリップと連動)
- ・ 原子炉入口冷却材温度高 (2 out of 3)

- i. 外部電源喪失
 - ・ 電源喪失 (1A M/C、1B M/C)
 - ・ 1次主冷却系循環ポンプトリップ A/B
 - ・ 2次主冷却系循環ポンプトリップ A/B
 - ・ 1次冷却材流量低 (2 out of 3)
 - ・ 2次冷却材流量低 (2 out of 3)
 - ・ 原子炉出口冷却材温度高 (2 out of 3)
- j. 手動スクラム
 - ・ 手動スクラム
 - ・ 炉内ナトリウム液面高 (2 out of 3)

(3) サポートシステム

① 電源

交流無停電電源 (6C or 6D) : ロジック盤 (A 系統は 6C、B 系統は 6D)

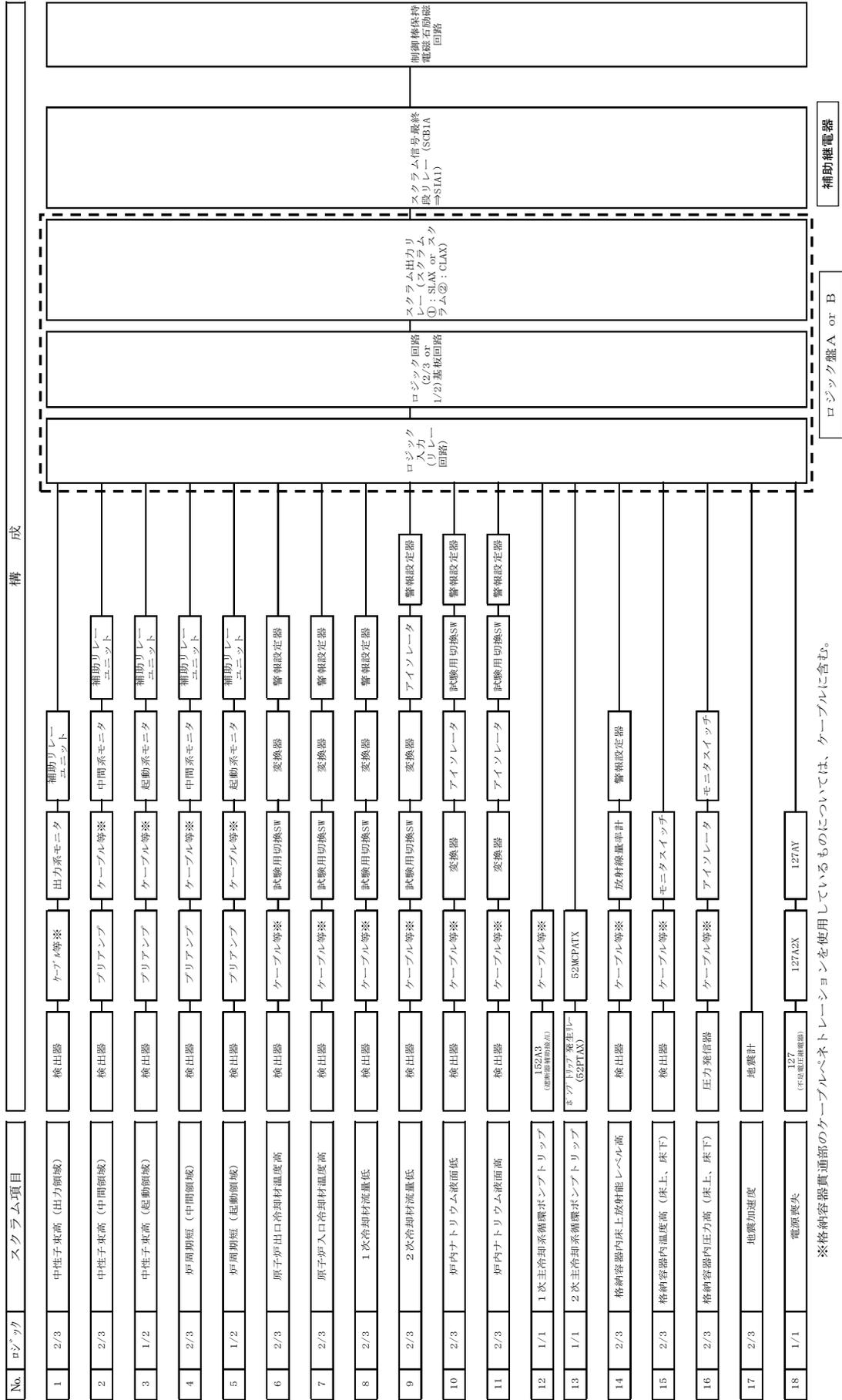
※ 安全保護信号に関わる検出器、設定器、及びロジック盤については、電源喪失時に原子炉スクラム信号を出力するように動作し、フェイルセーフの設計となっている。

(4) フォルトツリー作成にあたって用いた仮定

- ① 1次主循環ポンプ軸固着を起因事象とする原子炉安全保護系動作失敗のフォルトツリーについては、安全保護信号が1次主循環ポンプトリップと同じであるため、1次主循環ポンプトリップを起因事象とする原子炉安全保護系動作失敗のフォルトツリーと同じとする。
- ② 安全保護信号に係わる検出器、設定器及びロジック盤については、電源喪失時に原子炉スクラムを動作させるフェイルセーフの設計となっている。電源喪失に伴う故障事象は、フォルトツリー作成においては考慮しない。
- ③ 1次、2次冷却材流量低の安全保護信号に係わる検出器及び変換器の故障は、流量低の信号出力の発信失敗に包絡されるため、フォルトツリー作成において考慮しない。
- ④ 安全保護回路を構成するケーブルの断線は、回路を構成する装置、機器の故障として取り扱う (フォルトツリー作成において、単独では考慮しない)。
- ⑤ 1次主冷却系ナトリウム漏えいを起因事象とする原子炉安全保護系動作失敗のフォルトツリーにおいて、1次主冷却系循環ポンプトリップに至るナトリウム漏えい信号は、「原子炉容器からの漏えい」と「配管からの漏えい」に分類し、別々のフォルトツリーを作成する。
- ⑥ 配管系の1次主冷却系ナトリウム漏えいを起因事象とする原子炉安全保護系動作失敗については、Aループを代表としてフォルトツリーを作成する。
- ⑦ 1次主冷却系ナトリウム漏えいを起因事象とする原子炉安全保護系動作において、1

次主冷却系循環ポンプトリップに至るナトリウム漏えいのインターロックは、複数の漏えい検出器の 2 out of n（一例：1 次主冷却系 A ループ 2 out of 33）で動作するが、フォルトツリーにおいては、保守的に 2 out of 3 とする。

- ⑧ 2 次主冷却系ナトリウム漏えいを起因事象とする原子炉安全保護系動作において、2 次主冷却系循環ポンプトリップに至るインターロックは、ナトリウム漏えいに伴う 2 次主冷却系循環ポンプ内のナトリウム液面低下により動作する。



※格納容器貫通部のケーブルレベルレーションを使用しているものについては、ケーブルに含む。

図 6-1-1 原子炉安全保護系の構成

6. 2 制御棒の挿入

(1) 頂上事象

制御棒挿入による原子炉スクラム失敗
(第3列の制御棒4本のうち3本が同時に挿入失敗)

(2) システム記述

① 機能

制御棒の挿入は、原子炉安全保護系の始動信号に基づき、制御棒を炉心に急速挿入させることで原子炉を緊急停止させる機能を有する（原子炉スクラム）。

② 構成

制御棒の挿入は、制御棒の急速落下を開始させる保持電磁石の励磁断の過程及び制御棒を炉心下端まで挿入する過程で構成される。

制御棒保持電磁石電源回路は、無停電電源から電源供給される電磁石励磁用DC電源装置と保持電磁石、電源回路を「断」とするためのリレー回路等により構成される。制御棒保持電磁石の電源回路構成について、図6-2-1に示す。

制御棒を炉心下端まで挿入する過程は、保持電磁石励磁断によるアーマチュアの解放、制御棒駆動機構におけるラッチ機構の解放、制御棒の急速落下、案内管での落下の手順で構成される。

③ 運用

制御棒の挿入（原子炉スクラム）は、原子炉安全保護系の動作により、制御棒保持電磁石電源回路における「ロジックA系トリップ最終段リレー」または「ロジックB系トリップ最終段リレー」の接点が開放され、同保持電磁石の励磁電源が「断」となることで開始される。

④ 成功基準

第3列の制御棒4本のうち、2本以上が挿入されること。

(3) サポートシステム

① 電源

交流無停電電源（6S）：制御棒保持電磁石励磁回路

※ 保持電磁石は、励磁電源喪失時にはアーマチュアが解放され、制御棒挿入に至るフェイルセーフの設計となっている。

(4) フォルトツリー作成にあたって用いた仮定

① 制御棒を炉心下端まで挿入する過程は、上述したように複数の手順で構成されるが、

フォルトツリー作成においては、当該過程を一式として取り扱う。

- ② 保持電磁石励磁回路の点検信号用リレーは、点検時に人為的に投入されるため、誤操作以外で当該リレーが問題になることはないが、フォルトツリー作成においては、点検終了後、無励磁とした当該リレーの接点が固着したままとなることを想定する。
- ③ 励磁電源喪失については、フェイルセーフの設計となっている。電源喪失に伴う故障事象は、フォルトツリー作成においては考慮しない。

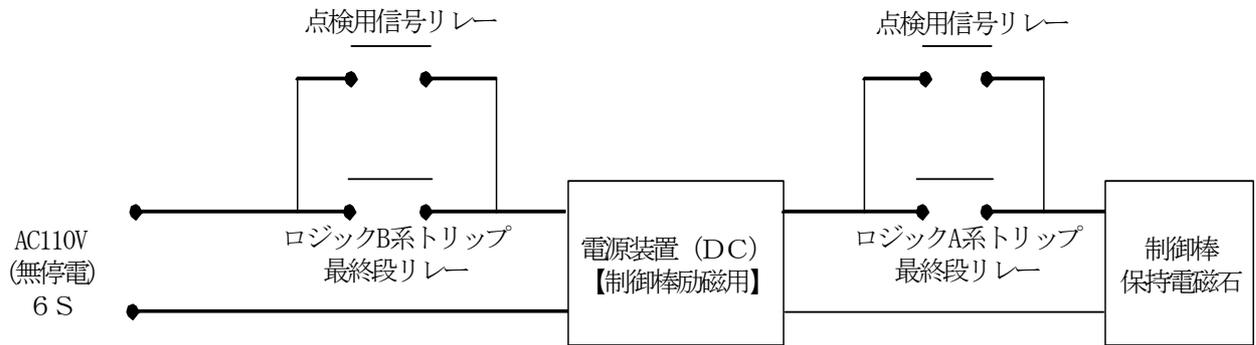


図 6-2-1 制御棒保持電磁石電源回路構成

6. 3 主冷却系によるランバック運転

(1) 頂上事象

主冷却系 2 ループもしくは 1 ループの強制循環除熱(ランバック運転)失敗

(2) システム記述

① 機能

1 次主冷却系は、炉心で発生した熱を主中間熱交換器に伝達する機能を有する。2 次主冷却系は、主中間熱交換器を介して 1 次主冷却系と熱交換を行い、伝達された熱を主冷却機より大気中に放散させる機能を有する。原子炉スクラム時には、1 次主冷却系はランバック運転もしくはポニーモータ運転に移行する。これらの運転に失敗した場合には、自然循環運転に移行する。2 次主冷却系においては、2 次主循環ポンプ及び主冷却機がトリップし、自然循環運転に移行して、崩壊熱を除去する。

② 構成

1 次主冷却系系統図を図 6-3-1 に、2 次主冷却系系統図を図 6-3-2 に示す。1 次・2 次主冷却系は、2 ループで構成され、各々 50% の負荷を有する。1 ループあたり、1 次主循環ポンプ 1 台、主中間熱交換器 1 基、2 次主循環ポンプ 1 台、主冷却機 2 基が設置されている。

主冷却器 1 基には、強制冷却用の空気送風機（主送風機）1 台が設置され、主送風機の冷却空気取入口に入口ベーン、主冷却器に入口ダンパ、出口ダンパが配置され、温度設定器により開度調整を行い、原子炉入口温度を一定に制御している（主冷却器、主送風機、ダンパ等を総称して主冷却機と云う）。

1 次主循環ポンプは、堅型 2 軸受の自由液面遠心ポンプで、駆動用電動機には、常用電源(AC3.3kV)より受電している主電動機及び直流無停電電源(DC110V)より受電しているポニーモータがある。駆動用電動機はポンプ上部に設置され、フローコーストダウン時定数を長くするために設けられたフライホイールを介して、ポンプと連結されている。

1 次主循環ポンプの制御設備は、速度制御系、流量制御系及び回転数計装系に大別される。速度制御系には、静止セルビウス方式を採用している。静止セルビウス方式は、電動機の 2 次側で発生するすべり電力(誘導起電力)をシリコン制御整流素子(SCR)で制御し、ポンプの回転数を制御する方式である。流量制御系は 1 台の流量マスターコントローラと 2 台の流量コントローラから構成される。流量制御系は、1 次主冷却系の電磁流量計からの実流量信号と流量マスターコントローラで設定された流量設定値を比較し、その流量偏差をセルビウス速度制御系に送信する役割を有する。また、回転数計装系には、電磁ピックアップ方式を採用している。

③ 運用

1次・2次主冷却系は、基本的に、常時100%流量で強制循環運転している。2次主冷却系の温度制御は、原子炉入口温度を常時350℃一定に保つようにした温度設定器を使用し、送風機入口ベーン、主冷却器入口ダンパにて送風量を調整することで実施する。主冷却機においては、原子炉熱出力18MWt以下で自然通風冷却であり、原子炉熱出力18MWt以上で主送風機を起動した強制冷却を実施する。自然循環時にあっても、温度制御方法は同様である。

原子炉スクラム時の崩壊熱除去は、1次主循環ポンプ主電動機のランバック制御運転、または無停電系電源から電源供給されるポニーモータ運転により実施される。ランバック制御運転は、原子炉スクラムが外部電源喪失や1次主循環ポンプの故障に起因しない場合の強制循環除熱モードである。ランバック運転への切替は、2ループ同時に行われる。万一、1ループが移行に失敗した場合、1次主循環ポンプは回転数差大のインターロックにより、2台ともトリップする。2次主冷却系については、原子炉スクラムにより、2次主循環ポンプ、主送風機がトリップし、自然循環に移行する。

④ 成功基準

1次・2次主冷却系による崩壊熱除去機能を原子炉スクラム後1440時間(2ヶ月)保持する(1次主冷却系ランバック運転)。この際、主冷却器入口ダンパは全開状態、主送風機入口ベーンは約9.5%までの開度制限状態で自然通風冷却が行われる。

(3) サポートシステム

① 電源

母線名称	機器名称	機器番号
1A M/C	主循環ポンプA動力電源	P31.1-1A
1B M/C	主循環ポンプB動力電源	P31.1-1B
6C	主循環ポンプAインターロック電源	
6D	主循環ポンプBインターロック電源	
7C	主循環ポンプA直流主回路制御電源	
7D	主循環ポンプB直流主回路制御電源	

(4) フォルトツリー作成にあたって用いた仮定

- ① 1次主循環ポンプAまたはBループのどちらかがランバック運転に失敗した場合、A、Bループの回転数差大により、双方がトリップし、ポニーモータ運転に移行する。
- ② 1次主循環ポンプ流量制御系の故障は、ポンプ本体の故障に含めて、フォルトツリーを作成する。
- ③ 1次主循環ポンプ主電動機のランバック運転移行は、原子炉起動前点検においてサイクル運転毎に確認している。

- ④ 1次主冷却系の配管長を以下に示す。
- ・ 炉容器出口～主中間熱交換器入口
 外径 22B、肉厚 3.0mm、全長 60m
 - ・ 主中間熱交換器出口～1次主循環ポンプ入口
 外径 20B、肉厚 3.0mm、全長 48m
 - ・ 1次主循環ポンプ出口～炉容器入口
 外径 16B、肉厚 3.0mm、全長 60m
 - ・ ドレンライン
 外径 3B、肉厚 3.0mm、全長 14m
 - ・ ベント、サイフォンブレイクライン
 外径 2B、肉厚 2.8mm、全長 18m

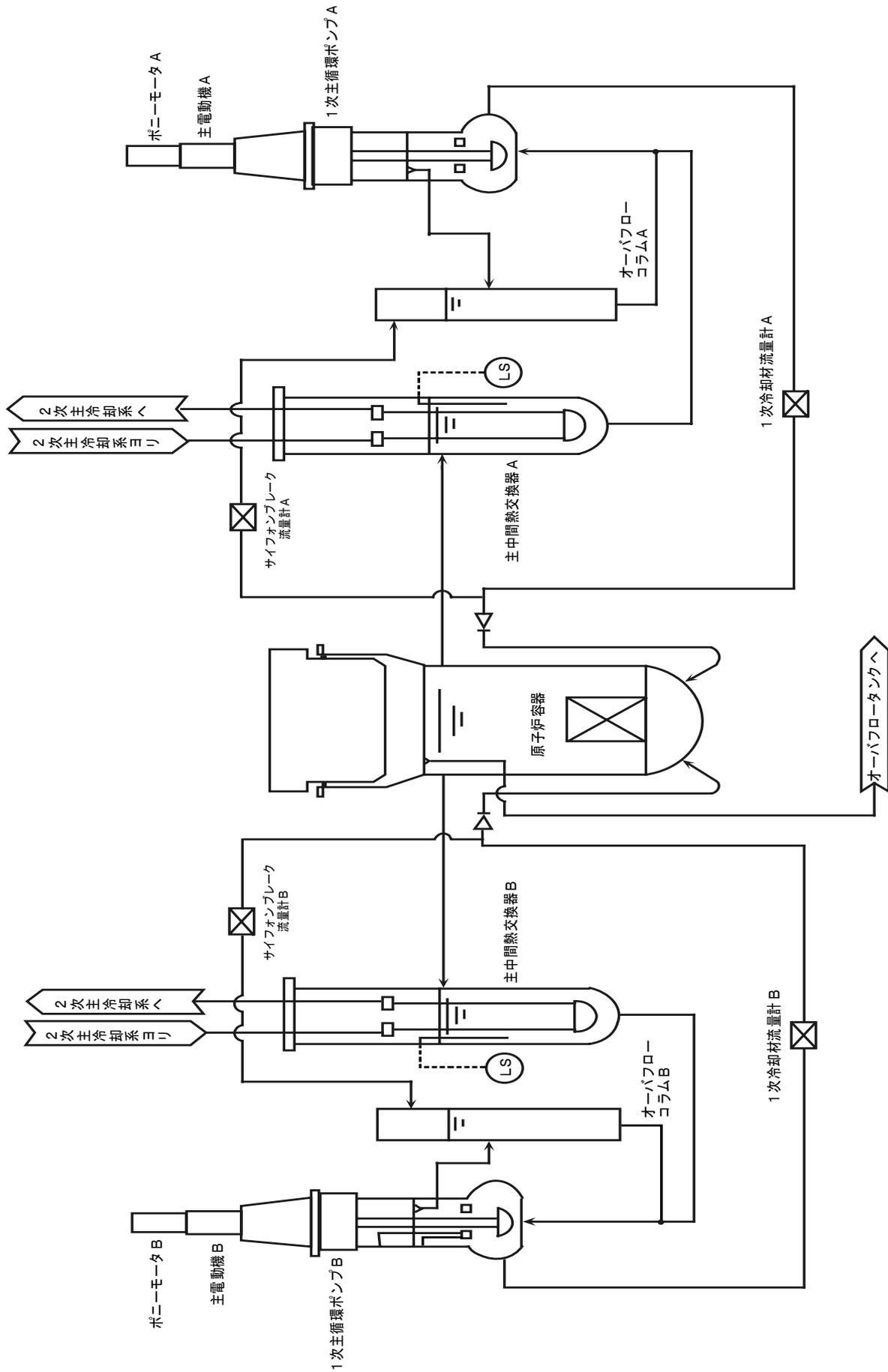


図 6-3-1 1次主冷却系系統図

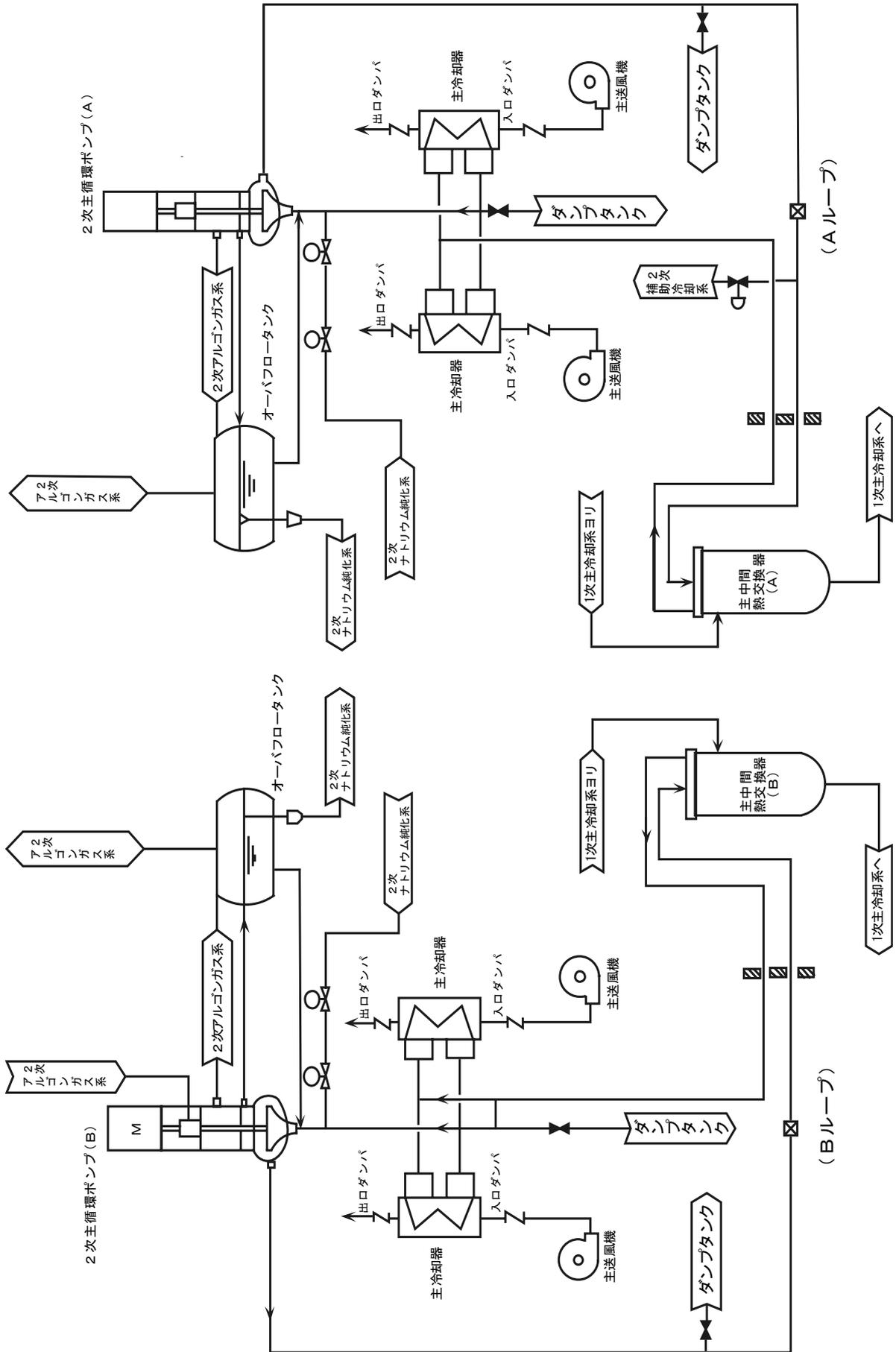


図 6-3-2 2 次主冷却系統図

6. 4 主冷却系によるポニーモータ運転

(1) 頂上事象

主冷却系 2 ループもしくは 1 ループの強制循環除熱 (ポニーモータ運転) 失敗

(2) システム記述

① 機能

1 次主冷却系は、炉心で発生した熱を主中間熱交換器に伝達する機能を有する。2 次主冷却系は、主中間熱交換器を介して 1 次主冷却系と熱交換を行い、伝達された熱を主冷却機より大気中に放散させる機能を有する。原子炉スクラム時には、1 次主冷却系はランバック運転もしくはポニーモータ運転に移行する。これらの運転に失敗した場合には、自然循環運転に移行する。2 次主冷却系においては、2 次主循環ポンプ及び主冷却機がトリップし、自然循環運転に移行して、崩壊熱を除去する。

② 構成

1 次主冷却系系統図を図 6-3-1 に、2 次主冷却系系統図を図 6-3-2 に示す。1 次・2 次主冷却系統は、2 ループで構成され、各々 50% の負荷を有する。1 ループあたり、1 次主循環ポンプ 1 台、主中間熱交換器 1 基、2 次主循環ポンプ 1 台、主冷却機 2 基が設置されている。

主冷却器 1 基には、強制冷却用の空気送風機 (主送風機) 1 台が設置され、主送風機の冷却空気取入口に入口ベーン、主冷却器に入口ダンパ、出口ダンパが配置され、温度設定器により開度調整を行い、原子炉入口温度を一定に制御している。

1 次主循環ポンプは、堅型 2 軸受の自由液面遠心ポンプで、駆動用電動機には、常用電源 (AC3.3kV) より受電している主電動機及び直流無停電電源 (DC110V) より受電しているポニーモータがある。駆動用電動機はポンプ上部に設置され、フローコーストダウン時定数を長くするために設けられたフライホイールを介して、ポンプと連結されている。

1 次主循環ポンプの制御設備は、速度制御系、流量制御系及び回転数計装系に大別される。速度制御系には、静止セルビウス方式を採用している。静止セルビウス方式は、電動機の 2 次側で発生するすべり電力 (誘導起電力) をシリコン制御整流素子 (SCR) で制御し、ポンプの回転数を制御する方式である。流量制御系は 1 台の流量マスターコントローラと 2 台の流量コントローラから構成される。流量制御系は、1 次主冷却系の電磁流量計からの実流量信号と流量マスターコントローラで設定された流量設定値を比較し、その流量偏差をセルビウス速度制御系に送信する役割を有する。また、回転数計装系には、電磁ピックアップ方式を採用している。

③ 運用

1次・2次主冷却系は、基本的に、常時100%流量で強制循環運転している。2次主冷却系の温度制御は、原子炉入口温度を常時350℃一定に保つようにした温度設定器を使用し、送風機入口ベーン、主冷却器入口ダンパにて送風風量を調整することで実施する。主冷却機においては、原子炉熱出力18MWt以下で自然通風冷却であり、原子炉熱出力18MWt以上で主送風機を起動した強制冷却を実施する。自然循環時にあっても、温度制御方法は同様である。

原子炉スクラム時の崩壊熱除去は、1次主循環ポンプ主電動機のランバック制御運転、または無停電系電源から電源供給されるポニーモータ運転により実施される。ポニーモータ運転は、原子炉スクラム発生原因が外部電源喪失や1次主循環ポンプの故障等の場合の強制循環除熱モードである。ポニーモータ運転への切替は、2ループ同時に行われる。万一、1ループが移行に失敗した場合、残り1ループにて、崩壊熱除去を行う。

④ 成功基準

1次・2次主冷却系による崩壊熱除去機能を原子炉スクラム後1440時間(2ヶ月)保持する(1次主冷却系ポニーモータ運転)。この際、主冷却器入口ダンパは全開状態、主送風機入口ベーンは約9.5%までの開度制限状態で自然通風冷却が行われる。

(3) サポートシステム

① 電源

母線名称	機器名称	機器番号
6C	ポニーモータ A インターロック電源	
6D	ポニーモータ B インターロック電源	
7C	ポニーモータ A 動力電源	
7D	ポニーモータ B 動力電源	

(4) フォルトツリー作成にあたって用いた仮定

- ① 1次主循環ポンプオイルプレッシャーユニットの故障は、ポンプ本体の故障に含めて、フォルトツリーを作成する。
- ② 1次主循環ポンプ流量制御系の故障は、ポンプ本体の故障に含めて、フォルトツリーを作成する。
- ③ 原子炉出力運転中に1ループの1次主循環ポンプが軸固着事故で瞬時に停止し、さらに当該ループの逆止弁の「閉」失敗を仮定しても、残り1ループのポニーモータ運転により、炉心の燃料、被覆管及び冷却材は過度に上昇することはない。
- ④ 1次主循環ポンプ主電動機のポニーモータ運転移行は、原子炉起動前点検においてサイクル運転毎に実施している。

- ⑤ 1次主冷却系の配管長を以下に示す。
- ・ 炉容器出口～主中間熱交換器入口
 外径 22B、肉厚 3.0mm、全長 60m
 - ・ 主中間熱交換器出口～1次主循環ポンプ入口
 外径 20B、肉厚 3.0mm、全長 48m
 - ・ 1次主循環ポンプ出口～炉容器入口
 外径 16B、肉厚 3.0mm、全長 60m
 - ・ ドレンライン
 外径 3B、肉厚 3.0mm、全長 14m
 - ・ ベント、サイフォンブレイクライン
 外径 2B、肉厚 2.8mm、全長 18m

6. 5 主冷却系による自然循環除熱（自動移行）

(1) 頂上事象

主冷却系 2 ループもしくは 1 ループによる自然循環除熱に失敗

(2) システム記述

① 機能

1 次主冷却系は、炉心で発生した熱を主中間熱交換器に伝達する機能を有する。2 次主冷却系は、主中間熱交換器を介して 1 次主冷却系と熱交換を行い、伝達された熱を主冷却機より大気中に放散させる機能を有する。原子炉スクラム時には、1 次主冷却系はランバック運転もしくはポニーモータ運転に移行する。これらの運転に失敗した場合には、自然循環運転に移行する。2 次主冷却系においては、主循環ポンプ及び主冷却機がトリップし、自然循環運転に移行して、崩壊熱を除去する。

② 構成

1 次主冷却系系統図を図 6-3-1 に、2 次主冷却系系統図を図 6-3-2 に示す。1 次・2 次主冷却系統は、2 ループで構成され、各々 50% の負荷を有する。1 ループあたり、1 次主循環ポンプ 1 台、主中間熱交換器 1 基、2 次主循環ポンプ 1 台、主冷却機 2 基が設置されている。

主冷却器 1 基には、強制冷却用の空気送風機 1 台が設置され、送風機の冷却空気取入口に入口ベーン、主冷却器に入口ダンパ、出口ダンパが配置され、温度設定器により開度調整を行い、原子炉入口温度を一定に制御している。

③ 運用

1 次・2 次主冷却系は、基本的に、常時 100% 流量で強制循環運転している。2 次主冷却系の温度制御は、原子炉入口温度を常時 350℃ 一定に保つようにした温度設定器を使用し、送風機入口ベーン、主冷却器入口ダンパにて送風風量を調整することで実施する。主冷却機においては、原子炉熱出力 18MWt 以下で自然通風冷却であり、原子炉熱出力 18MWt 以上で主送風機を起動した強制冷却を実施する。自然循環時にあっても温度制御方法は同様である。

④ 成功基準

1 次・2 次主冷却系の自然循環による崩壊熱除去機能を原子炉スクラム後 1440 時間 (2 ヶ月) 保持する。この際、主冷却器入口ダンパは全開状態、主送風機入口ベーンは約 9.5% までの開度制限状態で自然通風冷却が行われる。

(3) サポートシステム

① 電源

母線名称	機器名称	機器番号
3C C/C	主冷却器出口ダンパ(A ループ)	
3D C/C	主冷却器出口ダンパ(B ループ)	
6C	2次温度制御回路(A ループ)	
6D	2次温度制御回路(B ループ)	
2S	A 空気圧縮機	CP75-1A
2C	B 空気圧縮機	CP75-1B
2D	C 空気圧縮機	CP75-1C

② 制御用圧縮空気

系統名称	機器名称	機器番号
2次主冷却系計装用空気配管系統	アキュームレータタンク A	TK75. 2-1A
〃	アキュームレータタンク B	TK75. 2-1B
圧縮空気供給設備系統	A 空気圧縮機	CP75-1A
〃	B 空気圧縮機	CP75-1B
〃	C 空気圧縮機	CP75-1C
〃	除湿塔	H75-2A, 2B
〃	空気貯槽(A)	TK75-3
〃	空気貯槽(B)	TK75-5

(4) フォルトツリー作成にあたって用いた仮定

- ① 1次主冷却系の自然循環除熱への移行は、人的・機械的な対応を必要としない。フォルトツリー作成においては、1次主冷却系の自然循環除熱は成功すると仮定し、2次主冷却系の自然循環除熱能力喪失を対象とした。
- ② 2次主冷却系統の自然循環除熱能力喪失として、冷却材の喪失、流路閉塞、温度制御系の故障、電源系の故障を考慮する。
- ③ 冷却能力喪失として、ベーン・ダンパ動作不良による冷却機能喪失及び過冷却による閉塞を考慮する。
- ④ 1ループの冷却機能喪失があつたとしても、残り1ループで崩壊熱除去機能は十分維持されることを考慮する。
- ⑤ 圧縮空気供給設備系統では、圧縮空気喪失時の緊急遮断は手動操作にて行われるため、単一故障による圧縮空気全喪失を考慮する。

6. 6 補助冷却系による強制循環除熱（自動起動-1次系）

(1) 頂上事象

① 補助冷却系による強制循環除熱（自動起動-1次系）失敗

(2) システム記述

① 機能

1次補助冷却系設備は、主冷却系設備にて炉心の崩壊熱除去ができなくなった緊急炉心冷却時、炉容器内ナトリウム液面を下げ実施する炉内検査時、及び炉体メンテナンスモード移行時のように炉容器内のナトリウム液面を主冷却系配管より低くする場合に2次補助冷却系とあわせて、炉心の崩壊熱を除去する機能を有する。

② 構成

1次補助冷却系系統図を図6-6-1に示す。1次補助冷却系は1ループの構成であり、補助中間熱交換器、1次補助冷却系循環ポンプ（1次補助電磁ポンプ）、電磁流量計、配管及び弁類で構成され、除熱量は約2.6MWtである。ナトリウムは1次補助電磁ポンプにより、炉容器下部プレナムに流入し、炉心を通じたナトリウムはポンプ吸込側に戻る。ナトリウム吸込配管下端は、燃料頂部よりも下に位置し、液面低下時においても炉心の熱除去が可能である。

③ 運用

- a. 原子炉の通常運転時には炉心の熱除去は主冷却系で行い、補助冷却系による熱除去は行わず、1次補助冷却系内は1次ナトリウムが定格流量の約30%にて炉容器下部プレナムより炉容器上部プレナムへ逆流している。
- b. 外部電源喪失等によりポニーモータ2台運転による炉心崩壊熱除去運転になった状態から、ポニーモータ1台のトリップ信号により1次補助電磁ポンプが自動起動し、強制循環を開始する。
- c. 炉容器及び1次主冷却系でナトリウム漏えいが発生し、炉容器ナトリウム液面が通常液位より32cm低下した時点で2 out of 3の液位低下検出信号により1次補助電磁ポンプが自動起動し、強制循環を開始する。
- d. 1次補助電磁ポンプは手動起動が可能であり、定格流量への流量調整も手動操作となる。

④ 成功基準

1次・2次補助冷却系強制循環による崩壊熱除去機能を原子炉スクラム後1440時間（2ヶ月）保持する。

(3) サポートシステム

① 電源

母線名称	機器名称	機器番号
3D P/C	1次補助冷却系循環ポンプ (1次補助電磁ポンプ)	EP32.1-1
3S C/C	同ポンプ IVR	IR32.1-1
7S	1次補助冷却系出口弁	V32.1-1
〃	1次補助冷却系入口弁	V32.1-3
6C	補助冷却系操作回路	
7S	サイフォンブレーク止弁 A	V32.1-6
〃	サイフォンブレーク止弁 B	V32.1-7
3S C/C	サイフォンブレーク止弁 C	V32.1-8
〃	サイフォンブレーク止弁 D	V32.1-9

② 機器の冷却

系統名称	機器名称	機器番号
格納容器雰囲気調整系統	機器冷却ファン A	B84-7A
〃	機器冷却ファン B	B84-7B

(4) フォルトツリー作成にあたって用いた仮定

- ① 1次補助電磁ポンプは3C P/Cより受電可能であるが、通常は3D P/Cに接続されており、電源切替操作は手動となるため、フォルトツリー作成においては考慮しない。
- ② 1次補助電磁ポンプ冷却機能喪失は、機器冷却ファンから1次電磁ポンプまでの冷却ガス供給機能喪失を想定し、機器冷却ファンへの冷却ガス供給系（フレオン冷凍機、格納容器再循環空調器、バックアップモード切替機能等）故障は、フォルトツリー作成においては考慮しない。
- ③ 1次補助冷却系のドレン弁前後のナトリウムはフリーズさせているため、ドレン弁破損によるナトリウム漏えい及び誤ドレンは、フォルトツリー作成においては考慮しない。
- ④ 1次補助冷却系統設備の強制循環機能試験はサイクル運転毎に1回実施する。
- ⑤ 1次補助冷却系出入口弁及びサイフォンブレーク止弁の作動試験は施設定期検査時に実施する。
- ⑥ 1次補助冷却系の配管長を以下に示す。
 - ・ 炉容器出口～1次補助電磁ポンプ入口
 外径 4B、肉厚 4.0mm、全長 27.0m
 - ・ 1次補助電磁ポンプ出口～炉容器入口
 外径 3B、肉厚 4.0mm、全長 19.8m
 - ・ ドレンライン
 外径 2B、肉厚 3.5mm、全長 19.9m

- ベント、サイフォンブレイクライン
外径 1B、肉厚 3.0mm、全長 18.1m
- 温度計鞘管（補助中間熱交換器出入口）
外径 1/2B、肉厚 2.3mm、全長 1.2m

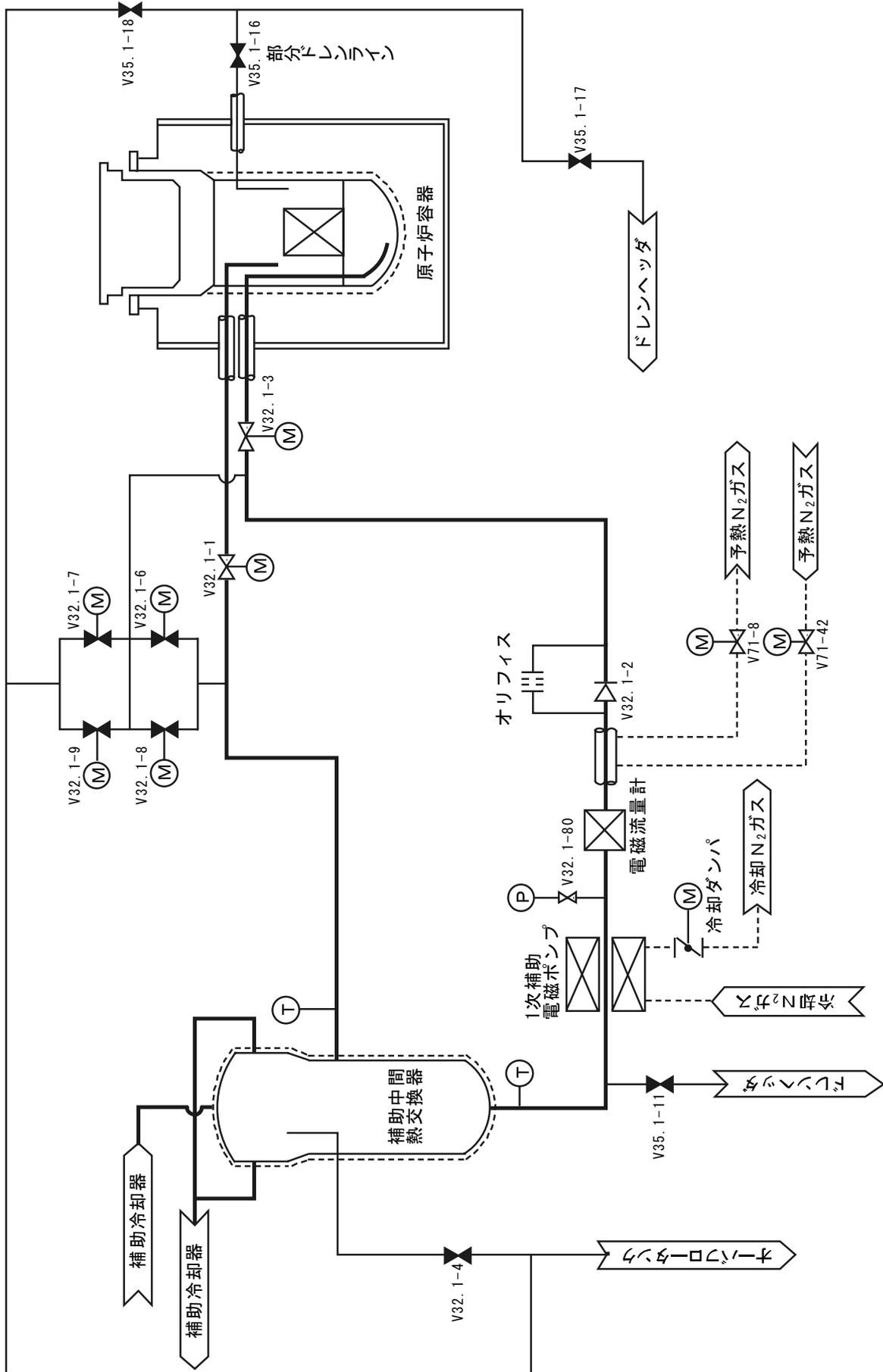


図 6-6-1 1 次補助冷却系系統図

6. 7 補助冷却系による強制循環除熱（自動起動-2次系）

(1) 頂上事象

補助冷却系による強制循環除熱失敗（自動起動-2次系）

(2) システム記述

① 機能

2次補助冷却系は、1次補助冷却系より補助中間熱交換器を介して伝えられた熱を大気に放散する機能を有する。

② 構成

2次補助冷却系系統図を図6-7-1に示す。2次補助冷却系は1ループの構成であり、2次補助冷却系循環ポンプ（2次補助電磁ポンプ）、補助冷却器、膨張タンク、配管及び弁類、2次補助プラグ計、電磁流量計等で構成され、除熱量は約2.6MWtである。また、補助冷却器は、冷却器本体と冷却媒体である空気を冷却器に送り込む送風設備から構成され、送風設備は補助送風機のほか、入口ベーン、出入口ダンパ、ダクト類及び予熱設備を有する。2次冷却材は放射化されないため、配管は一重管構造である。

③ 運用

- a. 2次補助電磁ポンプは、誘導電圧調整器(IVR)の手動調整により通常時100%流量(65m³/h)で運転されている。IVRは、2次補助電磁ポンプの停止で、自動的に最小位置に戻る。また、停電対策として、2次補助電磁ポンプCSが入残であれば、2次補助2SC/C遮断器投入(DG切替完了)と同時に自動起動する。ただし、IVRの自動昇圧は、補助系自動起動信号発生時のみである。
- b. 補助冷却器は、原子炉出力上昇時の45MWt出力において自然通風を開始(出口ダンパ「全開」、入口ダンパ「10%開」、補助冷却器出口Na温度調節計「AUTO」・設定「390℃」)するとともに、補助送風機を自動待機状態(CS「自動」)とする。入口ダンパについては、原子炉熱出力100MWtにて「全開」とする。
- c. 補助送風機は、自動待機状態において補助系自動起動信号が発生した場合に自動起動し、除熱を開始する。また、補助系自動起動信号を除く自動起動条件が成立していれば、手動起動が可能である。

2次補助冷却系において、ナトリウムは通常時にも100%流量で循環しているが、1次補助冷却系が逆流状態であるため、除熱は行っていない。1次補助電磁ポンプが自動起動した場合には、自動で補助冷却器出入口ダンパ及び入口ベーンが「開」となり、補助送風機が自動起動し、必要な熱除去を行うことができるようになっている。

④ 成功基準

1次・2次補助冷却系強制循環による崩壊熱除去機能を原子炉スクラム後 1440 時間 (2 ヶ月) 保持する。

(3) サポートシステム

① 電源

母線名称	機器名称	機器番号
2S C/C (AC420V)	補助送風機	B32. 2-1
〃	2次補助冷却系循環ポンプ (2次補助電磁ポンプ)	EP32. 2-1
〃	同ポンプ IVR モータ	IM32. 2-1
2S C/C (AC210V)	同ポンプ冷却ファン A	B32. 2-2A
〃	同ポンプ冷却ファン B	B32. 2-2B
〃	補助冷却器出口ダンパ	DP32. 2-3
7C	2次補助冷却系 2S C/C 制御電源	
7S	補助中間熱交換器出口止弁	V32. 2-1
〃	補助中間熱交換器入口止弁	V32. 2-2
〃	2次補助冷却系制御電源	

(4) フォルトツリー作成にあたって用いた仮定

- ① 2次補助冷却系による強制循環除熱機能が喪失する共通要因として、2次補助電磁ポンプ継続運転失敗、補助冷却器除熱機能喪失、冷却材ナトリウム喪失を抽出し、外部電源喪失事象においては前述の要因に、2次補助電磁ポンプ起動失敗、2次補助電磁ポンプ IVR 昇圧不可を考慮してフォルトツリーを作成する。
- ② 動的機器である 2次補助電磁ポンプ及び 2次補助送風機については、それぞれの起動失敗と継続運転失敗の要因として、制御系の動作、電源系の故障等だけでなく、本体の故障を考慮する。
- ③ 2次補助冷却系設備の動力電源である 2次補助冷却系 2S C/C は、通常 2C P/C から受電されている。2D P/C からの受電も可能であるが、受電切替は手動操作となるため、フォルトツリー作成においては考慮しない。
- ④ 2次補助冷却系設備の機能試験は、起動前点検毎に実施する (非常用冷却系点検における補助冷却系起動確認時の 2次補助冷却系自動起動信号の発生確認をもって、機能確認とする)。
- ⑤ 2次補助冷却系の配管長を以下に示す。
 - ・補助中間熱交換器出口合流点～補助冷却器入口/補助冷却器出口～補助中間熱交換器入口ノズル
 外径 3B、肉厚 5.5mm、全長 114.7m
 - ・補助中間熱交換器出口ノズル～補助中間熱交換器出口合流点
 外径 2B、肉厚 3.9mm、全長 5.3m

- ・膨張タンク～2次補助冷却系主配管接続点～2次補助充てん弁
外径 1B、肉厚 3.4mm、全長 19.5m
- ・2次補助プラグング計内 1B 配管
外径 1B、肉厚 3.0mm、全長 0.7m
- ・ベント/ドレン配管、2次補助プラグング計出入口配管
外径 3/4B、肉厚 2.9mm、全長 13.9m
- ・2次補助プラグング計内 3/4B 配管
外径 3/4B、肉厚 2.5mm、全長 0.5m
- ・2次補助プラグング計出入口配管
外径 1/2B、肉厚 2.8mm、全長 1.7m
- ・2次補助プラグング計内 1/2B 配管
外径 1/2B、肉厚 2.5mm、全長 0.4m
- ・2次補助プラグング計内 1/2B 配管
外径 3/8B、肉厚 2.0mm、全長 1.5m
- ・補助冷却器出入口及び補助中間熱交換器出入口温度計鞘管（母管内突出し部分）
外径 8.6mm（内径 3.6mm）、肉厚 2.5mm、全長 0.6m（150mm×4本）

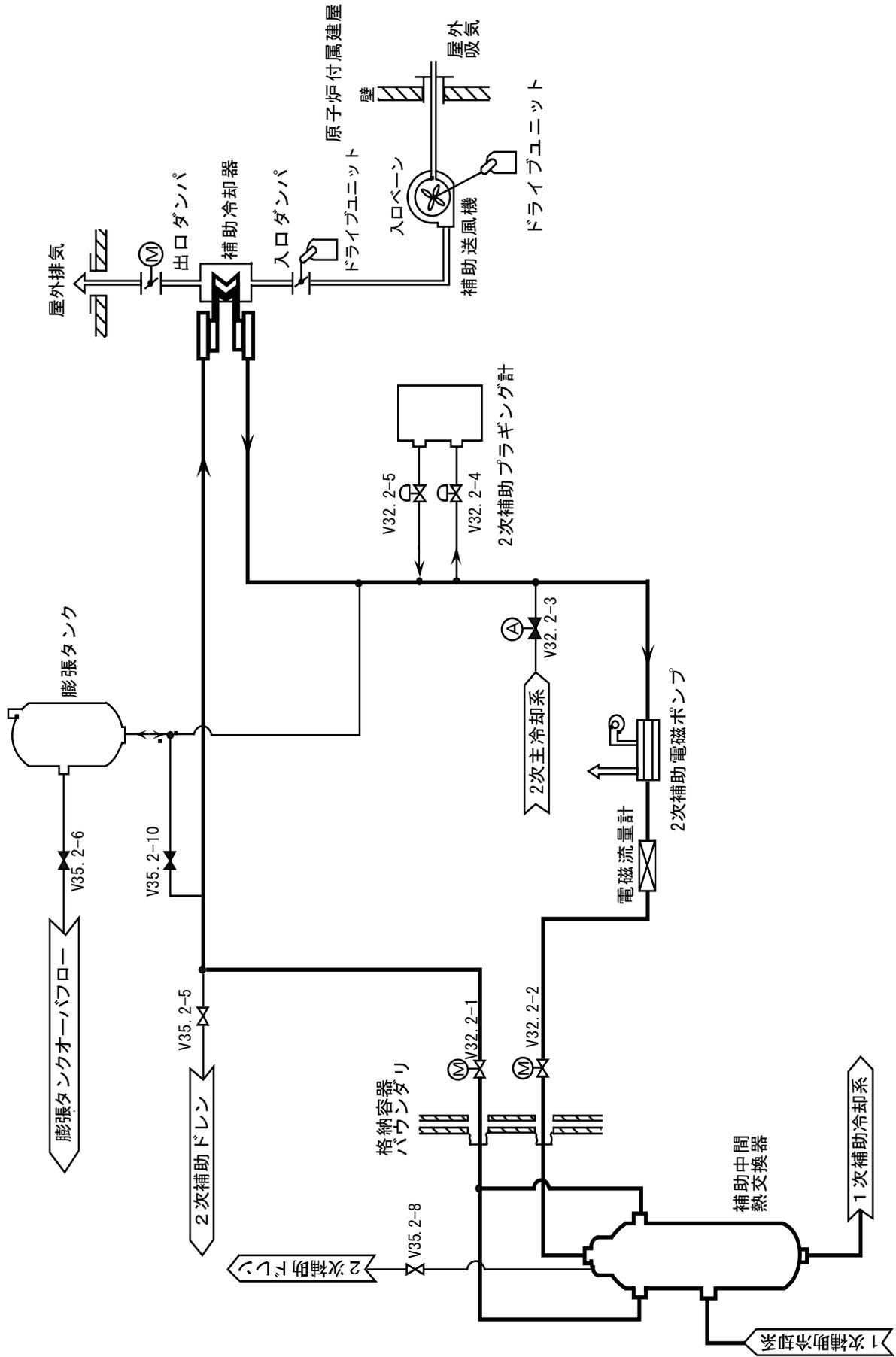


図 6-7-1 2次補助冷却系統図

6. 8 リークジャケット部健全性確保

(1) 頂上事象

原子炉容器リークジャケット部の破損による原子炉容器液面保持機能の喪失

(2) システム記述

① 機能

1 次主冷却系ナトリウム漏えい（原子炉容器）が発生した場合、ナトリウムはリークジャケット内に流入する。漏えいナトリウムをリークジャケット部（二重構造空間部）に閉じ込めることによって漏えい容量を制限する機能を有する。

② 構成

リークジャケットは原子炉容器及び原子炉容器出入口配管部で二重構造バウンダリを形成している。

③ 運用

原子炉停止中において、予熱窒素ガスをリークジャケット部に通気させることで、原子炉容器及び主配管を一定の温度に保持する。

④ 成功基準

通電式ナトリウム漏えい検知器により、ナトリウム漏えいを早期に検知し、ナトリウム漏えい量をリークジャケット空間体積に制限し、1440 時間（2 ヶ月）保持する。

(3) サポートシステム

バウンダリ構成要件としてリークジャケット仕切弁閉動作を考慮する必要がある（「6.12 リークジャケット仕切弁「閉」動作」参照）。

(4) フォルトツリー作成にあたっての仮定

- ① 原子炉容器のリークジャケットは、原子炉出入口配管の1次系冷却配管を一部含み、バウンダリを構成している。
- ② 原子炉容器のリークジャケットには、漏えいループを特定できるよう、漏えいナトリウム流路を制御しているが、フォルトツリー作成においては考慮しない。
- ③ リークジャケットはステンレス製の静的機器である。故障事象としては、経年劣化による破損を想定する。
- ④ リークジャケット空間体積は、4.3m³とした（下記参照）。

原子炉容器部	2.25 m ³	ホットレグ(20B)配管	0.321m ³
コールドレグ(12B)配管	1.142m ³	窒素ガス入口(10B)配管	0.311m ³
窒素ガス出口(10B)配管	0.262m ³	合計	4.3m ³

6. 9 外管健全性確保

(1) 頂上事象

- ① 外管健全性確保失敗（起因事象：1次主冷却系ナトリウム漏えい）
- ② 外管健全性確保失敗（起因事象：1次補助冷却系ナトリウム漏えい）

(2) システム記述

① 機能

1次主冷却系及び1次補助冷却系統設備の機器・配管類においては、ナトリウム充てんドレン系を除いた大部分が二重管で構成される。二重管においては、外管がナトリウムのリークジャケットの役割を有する。また、原子炉停止中において、二重管アニュラスに予熱窒素ガスを通気することで、配管を一定の温度に保持する。

② 構成

二重管構造を有する系統は、1次主冷却系統・主中間熱交換器・炉容器・1次補助冷却系統であり、図6-9-1に1次主冷却系配管二重管（原子炉容器～主中間熱交換器）の構造図を示す。

二重管の機能は以下のとおりである。

- ・内管破損によるナトリウム漏えい時のバックアップバウンダリ機能
- ・ナトリウム漏えい検出機能
- ・予熱窒素ガスによる予熱機能

外管には保温材が設置されており、上記の機能を有するため、(通電式)ナトリウム漏えい検出器用座及び予熱窒素ガス系接続ノズルが設置されている。

内管及び外管はスペーサにより間隙を均等に保持する。ハンガ及び防振器取付用ラグは外管を貫通して内管に設置されており、当該位置では内外管が固定されるため、内外管の熱伸び差を吸収するよう、隣接するラグ間の外管にベローズが設置されている。なお、垂直配管部の一部にはベローズが外管自重によって伸縮することがないように、内外管にストッパーが設置されている。また、地震等の振動による変位を拘束するため、建屋側と内管（防振器取付用ラグ）との間に防振器が設置されている。

その他、内管温度測定のための温度計用座、内管の最低水平部の真下部にはドレンノズルが設置されている。

③ 運用

原子炉運転中（予熱窒素ガスブロー停止時）は、全ての系統の二重管アニュラス部の流路が形成され、窒素ガス圧力はリークジャケット圧力制御系により 3.43kPa～13.24kPa の範囲で制御される。

④ 成功基準

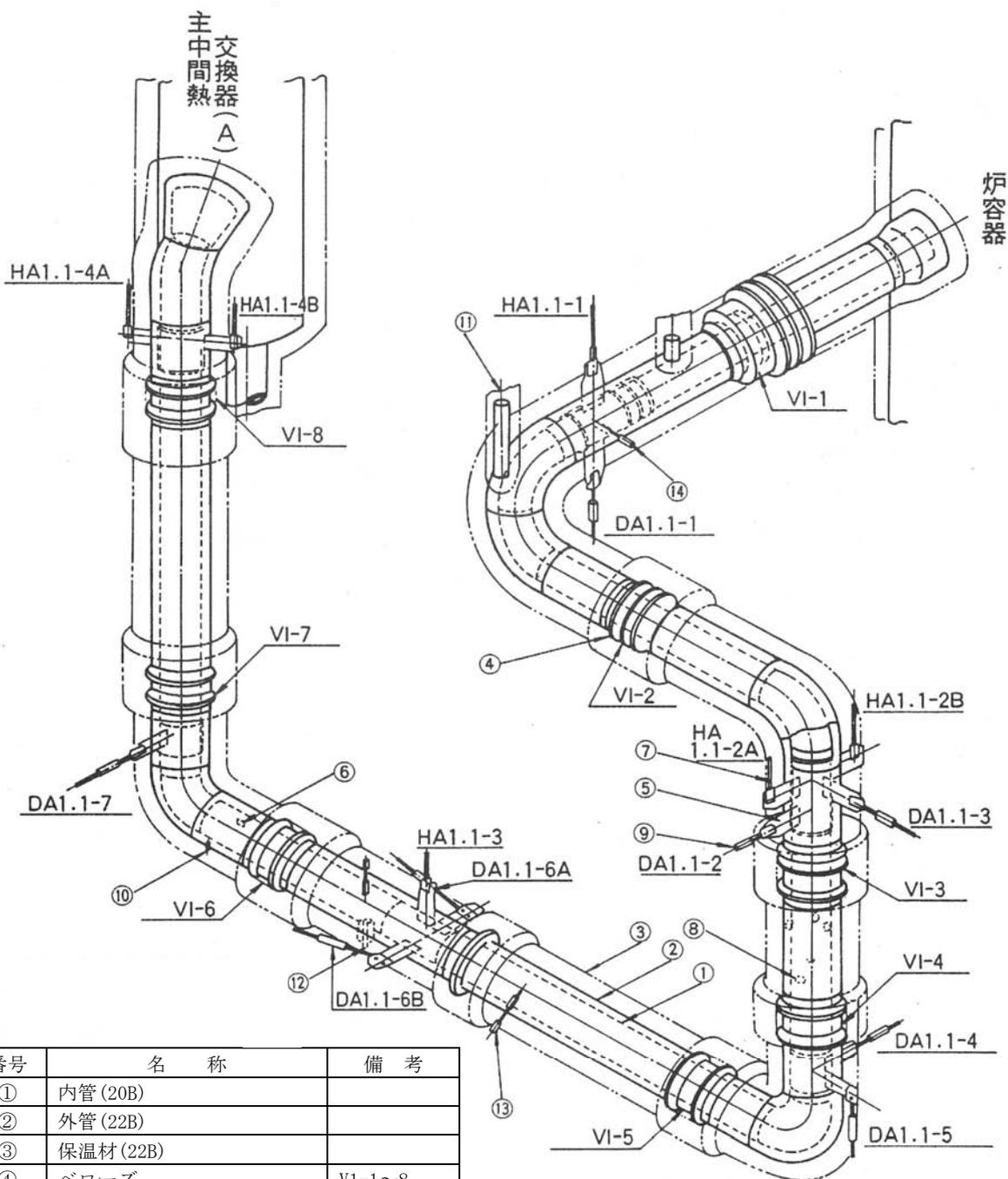
通電式ナトリウム漏えい検知器により、ナトリウム漏えいを早期に検知し、ナトリウム漏えい量を二重管アニュラス部空間体積に制限し、1440時間(2ヶ月)保持する。

(3) サポートシステム

なし

(4) フォルトツリー作成にあたって用いた仮定

- ① 外管健全性確保の機能喪失要因として、配管破損のみを想定した。
- ② 待機状態における配管破損は、リークジャケット圧力の監視及び圧力低(2.45kPa以下)警報の発報により検知する。
- ③ 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管長(内管)を以下に示す。外管の配管長は、内管と同じとした。
 - a. 1次主冷却系配管長
 - ・炉容器出口～主中間熱交換器入口
外径 22B、肉厚 3.0mm、全長 60m
 - ・主中間熱交換器出口～1次主循環ポンプ入口
外径 20B、肉厚 3.0mm、全長 48m
 - ・1次主循環ポンプ出口～炉容器入口
外径 16B、肉厚 3.0mm、全長 60m
 - ・ドレンライン
外径 3B、肉厚 3.0mm、全長 14m
 - ・ベント、サイフォンブレイクライン
外径 2B、肉厚 2.8mm、全長 18m
 - b. 1次補助冷却系配管長
 - ・炉容器出口～1次補助電磁ポンプ入口
外径 6B、肉厚 3.0mm、全長 46.8m
 - ・1次補助電磁ポンプ出口～炉容器入口
外径 3B、肉厚 3.0mm、全長 19.9m
 - ・ベント、サイフォンブレイクライン
外径 2B、肉厚 2.8mm、全長 18.1m



番号	名称	備考
①	内管 (20B)	
②	外管 (22B)	
③	保温材 (22B)	
④	ベローズ	V1-1~8
⑤	ラグ	
⑥	スペーサ	
⑦	ハンガ	HA1.1-1~4B
⑧	ストッパー	
⑨	防振器	DA1.1-1~7
⑩	ナトリウム漏えい検出器用座	
⑪	予熱窒素ガス系接続ノズル	(10B)
⑫	ドレンノズル	(2B)
⑬	温度計用座 (A)	
⑭	温度計用座 (B)	

図 6-9-1 1次主冷却系配管二重管構造図(原子炉容器~主中間熱交換器)

6. 1.0 安全容器健全性確保

(1) 頂上事象

安全容器の破損による原子炉容器液面保持機能の喪失

(2) システム記述

① 機能

原子炉容器（リークジャケットを含む）が破損し、ナトリウム漏えいが発生した場合に、安全容器の健全性を確保することで、原子炉容器内ナトリウム液面を炉心頂部より高い位置に保持する機能を有する。

② 構成

安全容器は、原子炉容器・遮へいグラファイトブロックを収納・保持する鋼製の円筒状容器である。

③ 運用

安全容器の外側は、鋼板と遮へい用コンクリートで覆われている。鋼板とコンクリート遮へい体の間に冷却用窒素ガスを通気して、遮へい用コンクリート体の温度を許容温度以下に保持している。

④ 成功基準

原子炉容器（リークジャケットを含む）が破損し、ナトリウム漏えいが発生した場合に、原子炉容器内ナトリウム液面を炉心頂部より高い位置に 1440 時間（2 ヶ月）保持する。

(3) サポートシステム

安全容器の冷却は、遮へいコンクリート冷却系により実施される。ただし、遮へいコンクリートの強制冷却機能がない場合でも、安全容器の形状維持は可能であり、本評価においては、遮へいコンクリート冷却系の影響は考慮しない。

(4) フォルトツリー作成にあたって用いた仮定

- ① 遮へいコンクリート冷却系により安全容器を冷却することで、炉心の崩壊熱除去は可能であるが、運用実績が少ないこと、切替操作等は手動操作であることを勘案し、安全容器については、形状維持による原子炉容器内ナトリウム液面保持機能のみに期待する。
- ② 安全容器は鋼製の静的機器である。故障事象としては経年劣化による破損を想定する。
- ③ 安全容器の主要目を以下に示す。
 - ・容積（内径 6400×全高 9050×板厚（円筒部：19、底板：25））：約 300m³
 - （遮へいグラファイトブロック占有量：約 150m³、窒素ガス空間容量：約 19m³）

- ・最高使用圧力 貫通部ベローズより上部：内圧 49kPa 外圧 98kPa
貫通部ベローズより下部：内圧 98kPa 外圧 98kPa
- ・設計温度：450℃

6. 1.1 予熱窒素ガス系仕切弁「閉」動作

(1) 頂上事象

- ① 予熱窒素ガス系仕切弁「閉」動作失敗（1次主冷却系ナトリウム漏えい）
- ② 予熱窒素ガス系仕切弁「閉」動作失敗（1次補助冷却系ナトリウム漏えい）

(2) システム記述

① 機能

予熱窒素ガス系仕切弁は、1次冷却系予熱用窒素ガスを炉容器、主冷却系 A ループ、主冷却系 B ループ及び1次補助冷却系のリークジャケット及び二重管アニュラス部へ通気するため、各系統の出入口に設置されている。また、ナトリウム漏えい発生時には自動的に「閉」となり、漏えい箇所を隔離することで、ナトリウム漏えい量を抑制する機能を有する。

② 構成

予熱窒素ガス系系統図を図 6-11-1 に示す。予熱窒素ガス系仕切弁は、主冷却系 A ループ出/入口弁 (V71-6A/46A)、主冷却系 B ループ出/入口弁 (V71-6B/46B)、炉容器 A ループ出/入口弁 (V71-47A/7A)、炉容器 B ループ出/入口弁 (V71-47B/7B)、補助冷却系出/入口弁 (V71-8/42) で構成される。電動駆動弁であるが、切替ハンドルにより手動操作も可能である。

③ 運用

- a. 原子炉運転中（予熱窒素ガス系ブロー停止時）は、二重管アニュラス部の窒素ガス圧力制御のため、各仕切弁を 5%「開」（微開）とし、流路を形成している。
- b. 予熱窒素ガスブロー運転による予熱窒素ガス通気時は、入口側の弁を「全開」とし、出口側の弁の開度調整により、各系統への通気流量を調整する。
- c. 1次主冷却系でナトリウム漏えいが発生し、ナトリウム漏えい検出器の作動 (2 out of n) 及び1次主循環ポンプ A/B の低回転数検出の and 条件により当該系統の予熱窒素ガス仕切弁が自動的に「閉」となる。

④ 成功基準

1次冷却系ナトリウム漏えい発生時に仕切弁が「閉」となり、ナトリウム漏えい量を当該部空間体積に制限し、1440時間（2ヶ月）保持する。

(3) サポートシステム

① 電源

母線名称	機器名称	機器番号
3S C/C	主冷却系 A ループ出口弁	V71-6A
〃	主冷却系 A ループ入口弁	V71-46A
〃	補助冷却系出口弁	V71-8
〃	補助冷却系入口弁	V71-42
7S	仕切弁インターロック制御電源	
6C	1次補助継電器盤	
6D	1次補助継電器盤	

(4) フォルトツリー作成にあたって用いた仮定

- ① A ループを代表としてフォルトツリーを作成した。
- ② 予熱窒素ガス系仕切弁の作動試験は施設定期検査時に実施する。

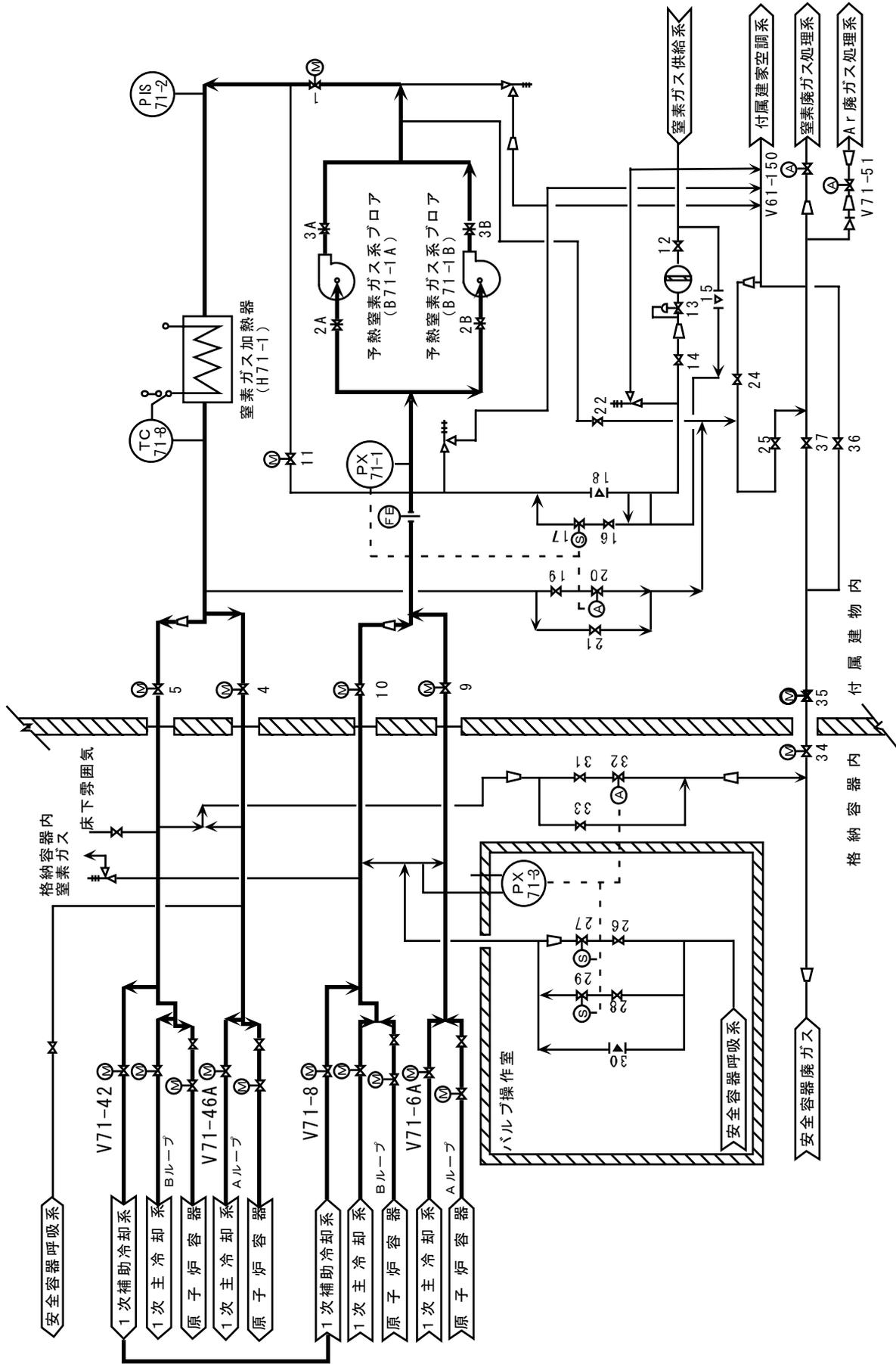


図 6-11-1 予熱窒素ガス系系統図

6. 1 2 リークジャケット仕切弁「閉」動作

(1) 頂上事象

リークジャケット仕切弁「閉」動作失敗による原子炉容器の液面保持機能喪失

(2) システム記述

① 機能

1次主冷却系ナトリウム漏えい（原子炉容器）が発生した場合、ナトリウムはリークジャケット内に流入する。リークジャケット仕切弁はナトリウム漏えい発生時に自動的に「閉」となり、ナトリウム漏えい量を抑制する機能がある。

② 構成

リークジャケットは原子炉容器及び原子炉容器出入口配管部で二重構造バウンダリを形成している。ナトリウム漏えい時には、漏えいナトリウムをリークジャケット部（二重構造空間部）に閉じ込めることによって漏えい量を制限する。リークジャケット仕切弁「閉」動作は、リークジャケット部の空間容量を保持するため、ナトリウム漏えいによる1次主循環ポンプ低回転検出信号を検知して自動的に全「閉」となるインターロックを有する。

③ 運用

リークジャケット仕切弁は、通常「開」であり、リークジャケットに予熱用窒素ガスを供給する流路となる。

④ 成功基準

1次主冷却系ナトリウム漏えい（原子炉容器）が発生した場合に、インターロック作動によってリークジャケット仕切弁が全「閉」となり、ナトリウム漏えい量が抑制される。

(3) サポートシステム

① 電源

母線名称	機器名称	機器番号
3S	Aループリークジャケット仕切弁	
	原子炉入口側	V71-7A
"	原子炉出口側	V71-47A
	Bループリークジャケット仕切弁	
6C	原子炉入口側	V71-7B
	原子炉出口側	V71-47B
6D	1次主循環ポンプ(A)制御回路	
	1次主循環ポンプ(B)制御回路	

(4) フォルトツリー作成にあたっての仮定

- ① リークジャケット仕切弁は、ナトリウム漏えいによる自動閉止インターロックが作動するものを対象とし、リークジャケット仕切機能を達成できる弁であっても、手動操作を伴う場合には、当該弁を考慮しない。
- ② 原子炉容器からのナトリウム漏えいが対象であり、原子炉容器及び原子炉容器出入口配管部に設置されたナトリウム漏えい検出器を対象として、フォルトツリーを作成する。
- ③ リークジャケット仕切弁は、全て電動駆動弁であり、電源供給がなくなると、弁開度は停電前の開度に維持される。手動による開閉操作は可能であるが、フォルトツリー作成においては考慮しない（手動操作に期待しない）。
- ④ 手動操作スイッチにより、リークジャケット仕切弁の全数一括「閉」が可能であるが、フォルトツリー作成においては考慮しない（手動操作に期待しない）。

6. 1.3 1次補助冷却系出入口弁「閉」動作

(1) 頂上事象

① 1次補助冷却系出入口弁^{*}「閉」動作（手動）失敗

(*：付録のフォルトツリー上の名称は炉容器出入口弁)

(2) システム記述

① 機能

1次補助冷却系系統図を図6-6-1に示す。1次補助冷却系ナトリウム漏えい発生時に、1次補助冷却系出入口弁を「閉」とすることで、ナトリウムの漏えいを抑制するとともに、漏えい箇所を隔離する機能を有する。

② 構成

1次補助冷却系出入口弁は電動駆動弁であり、中央制御室の制御盤操作スイッチによる開閉指令により動作する。自動的に「閉」または「開」となるインターロックは設置されていない。

③ 運用

- a. 1次補助冷却系出入口弁は、常時「開」で運用されている。
- b. 1次補助冷却系でのナトリウム漏えい発生時に「閉」とする。

④ 成功基準

1次補助冷却系ナトリウム漏えい発生時に1次補助冷却系出入口弁を「閉」とし、1440時間（2ヶ月）保持する。

(3) サポートシステム

① 電源

母線名称	機器名称	機器番号
7S	1次補助冷却系出口弁	V32.1-1
〃	1次補助冷却系入口弁	V32.1-3
6C	補助冷却系操作回路	

(4) フォルトツリー作成にあたって用いた仮定

- ① 1次補助冷却系出入口弁操作は手動により実施されるため、フォルトツリー作成においては、ヒューマンエラーを想定した。
- ② 1次補助冷却系出入口弁の作動試験は施設定期検査時に実施する。

6. 1.4 オーバフロー系運転

(1) 頂上事象

1 次冷却系ナトリウム漏えい発生時に、原子炉容器ナトリウム液面を通常液位の -50mm 位置で一定に保持するため、オーバフロー系電磁ポンプの自動間欠運転により、ナトリウムをオーバフロータンクから汲み上げる。これに失敗した場合、原子炉容器の液面保持機能を喪失する。

(2) システム記述

① 機能

オーバフロー系は、1 次冷却系ナトリウムをオーバフロータンクから汲み上げ、通常液位にてオーバフロー状態とすることで、原子炉容器ナトリウム液面を一定に保持する機能を有する。

② 構成

オーバフロー系系統図を図 6-14-1 に示す。オーバフロー系は、原子炉容器からオーバフローしたナトリウムが流入する戻り配管、オーバフロータンクからの汲み上げ配管、電磁ポンプ及び弁類で構成される。オーバフロー系統は、一重管構造であり、配管予熱には電気ヒータを使用する。

③ 運用

1 次冷却系ナトリウム漏えい時には、漏えいによるナトリウムの喪失と原子炉停止に伴う温度低下によるナトリウムの熱収縮が重なって、原子炉容器内のナトリウム液位は大きく低下する。ナトリウム漏えいによる原子炉スクラム時には、インターロックによりオーバフロー系電磁ポンプがトリップする。トリップの 10～11 分後に炉容器ナトリウム液位が -50mm 以下の場合、オーバフロー系電磁ポンプが自動起動し、 -50mm 位置までの再汲み上げが実施される（以降、繰り返し）。

なお、ナトリウム液位（通常液位の -50mm ）は、再オーバフローによりオーバフロー戻り配管に熱衝撃を与えないように設定されたものである。

④ 成功基準

オーバフロー系によるナトリウム汲み上げにより、原子炉容器の液面保持機能を維持する。

(3) サポートシステム

① 電源

母線名称	機器名称	機器番号
3S	オーバフロー電磁ポンプ	EP33-1
4S	1次系制御電源	
6C	原子炉容器液面計 A	LS31.1-1A
6D	原子炉容器液面計 B	LS31.1-1B
6S	原子炉容器液面計 C	LS31.1-1C
1HC P/C	1次系予熱ヒータ	
2C P/C	機器冷却ファン A	B84-7A
7C	制御電源	
2D P/C	機器冷却ファン B	B84-7A
7D	制御電源	

② 機器の冷却

系統名称	機器名称	機器番号
格納容器雰囲気調整系統	機器冷却ファン A	B84-7A
〃	機器冷却ファン B	B84-7B

(4) フォルトツリー作成にあたって用いた仮定

- ① 運転継続失敗、冷却材の喪失、流路閉塞、カバーガス閉塞、制御系の故障、電源系の故障及びオーバフロー電磁ポンプの冷却機能喪失を考慮する。
- ② オーバフロー系統は一重配管である。このため、構造上熱的影響を大きく受ける可能性があることを考慮する。
- ③ 純化系電磁ポンプを用いた緊急汲み上げは可能であるが、流路切替操作が手動となるため、フォルトツリー作成においては考慮しない。
- ④ オーバフロー系の系統の降温率が大きいこと、漏えい時の間欠運転が停止後 10 分から 11 分間で通常液位 -50mm を下回らない限り電磁ポンプを再起動しないことを考慮する。
- ⑤ オーバフロー系には水平配管部及び U 字部があるため、ナトリウムの配管内滞留の可能性はある。このため、配管閉塞の要因として電気ヒータの故障を考慮する。
- ⑥ オーバフロー系の配管長を以下に示す。
 - ・ 炉容器オーバフローノズル（戻り配管）～オーバフロータンク入口ノズル
 外径 4B、肉厚 4mm、全長 35m
 - ・ オーバフロータンク汲み上げノズル～炉容器入口
 外径 2B、肉厚 3.5mm、全長 54m

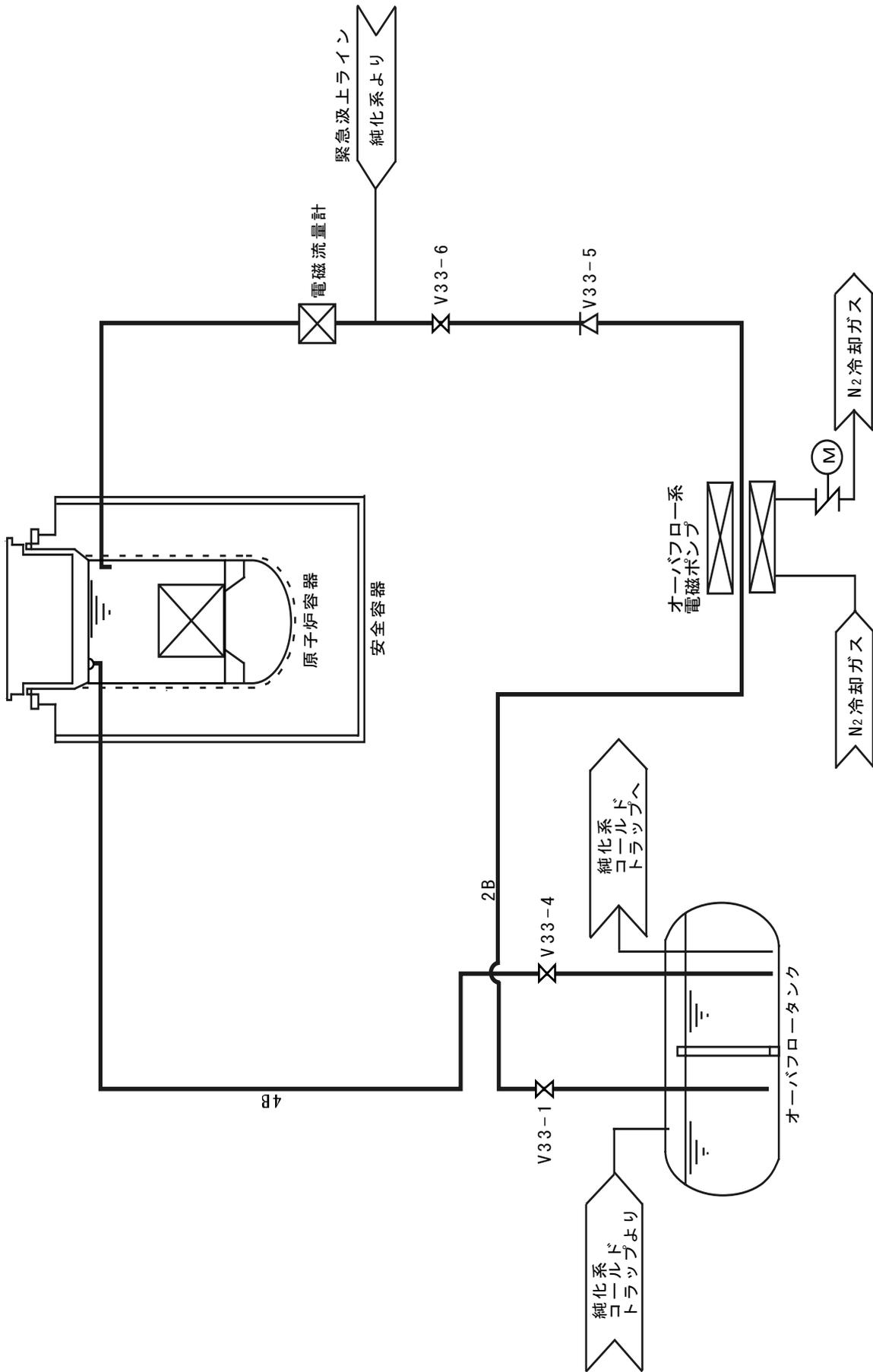


図 6-14-1 オーババロー系系統図

6. 1 5 主冷却系サイフォンブレイク

(1) 頂上事象

① 主冷却系サイフォンブレイク失敗

(2) システム記述

① 機能

1次主冷却系サイフォンブレイクは、1次主冷却系ナトリウム漏えい発生時にサイフォン作用により炉容器のナトリウムが炉心頂部より低下することを防止する機能を有する。

② 構成

主冷却系サイフォンブレイク作動時状態を図 6-15-1 に示す。1次主冷却系サイフォンブレイクは、サイフォンブレイク配管、ナトリウム流量計及び原子炉入口逆止弁で構成される。サイフォンブレイク配管は、1次主冷却系コールドレグ配管最高部とオーバフローカラム側ナトリウム部を接続している配管で構成され、その中間にはナトリウム流量計が設置されている。原子炉入口逆止弁は、原子炉入口主冷却配管において、サイフォンブレイク配管接続部より下流側に設置されている。オーバフローカラムのアルゴンカバーガスは1次主循環ポンプカバーガスと合流し、アルゴンガス呼吸ヘッダに流入する。

③ 運用

- a. 主冷却系定格流量運転(1538m³/h)時において、1次主冷却系コールドレグ配管の最高部に接続されるサイフォンブレイク配管内は、常時少量のナトリウム(主冷却系流量の0.8%程度、約210ℓ/min)が低温側配管からオーバフローカラム側に流れる。
- b. 1次主循環ポンプの停止により、サイフォンブレイク配管内のナトリウム流れは停止する。
- c. 安全容器外側の1次主冷却系コールドレグ配管でのナトリウム漏えいの発生または、ドレン開始により、炉容器出口ノズルのレベル以上部分にアルゴンガスが流入する。システム内のナトリウム保有量が減少すると、配管、主中間熱交換器、1次主循環ポンプ内のナトリウムレベルが低下する。アルゴンガス流入により配管のサイフォン作用は防止され、炉容器内ナトリウムレベルはほぼ出入口ノズル下端に維持される。

④ 成功基準

1次主冷却系ナトリウム漏えい(配管)時に、原子炉スクラム後1440時間(2ヶ月)の期間において、主冷却系サイフォンブレイクが要求された場合に、アルゴンガスが導通し、サイフォンブレイクする。

(3) サポートシステム

なし

(4) フォルトツリー作成にあたって用いた仮定

- ① サイフォンブレイク機能喪失要因として、配管閉塞のみを想定した。
- ② 通常待機状態でのサイフォンブレイク配管の閉塞については、サイフォンブレイク流量低(ナトリウム流量 250/min 以下)警報の発生により検知できる。
- ③ サイフォンブレイクの作動試験は施設定期検査時に実施される。

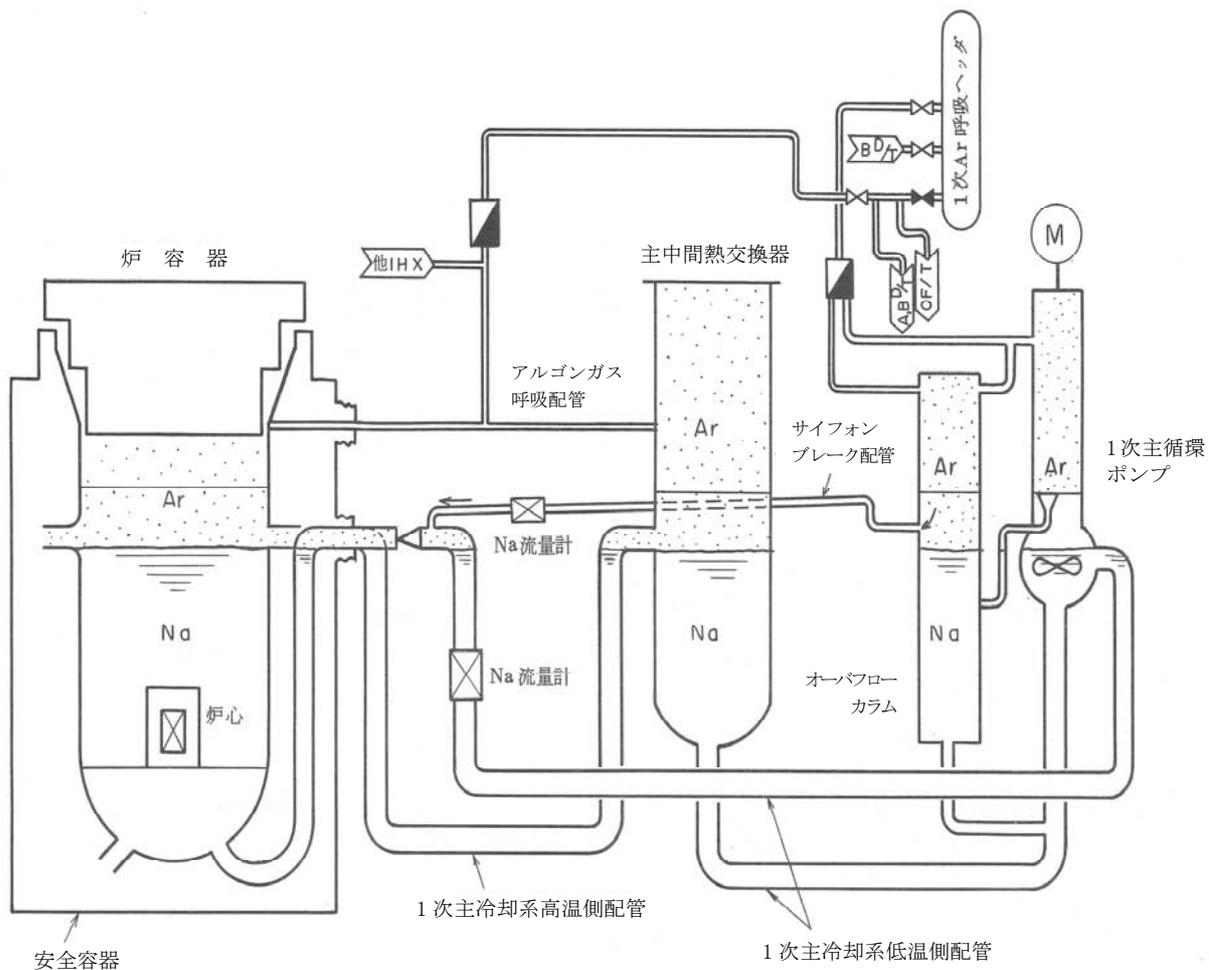


図 6-15-1 主冷却系サイフォンブレイク作動時状態図

6. 1 6 補助冷却系サイフォンブレイク

(1) 頂上事象

① 補助冷却系サイフォンブレイク失敗

(2) システム記述

① 機能

1次補助冷却系サイフォンブレイクは、1次補助冷却系ナトリウム漏えい（内管、外管同時破損）時にサイフォン作用により炉容器のナトリウムが炉心頂部より低下することを防止する機能を有する。

② 構成

1次補助冷却系サイフォンブレイク配管は、図 6-16-1 の 1次補助冷却系系統図に示す点線で囲んだ部分である。サイフォンブレイク配管は止弁 4 個と配管で構成されている。配管は第 1 止弁以後（アルゴンガス系統側）が一重管であることを除きすべて二重管構造である。サイフォンブレイク弁は電動弁である。また、サイフォンブレイクを作動させる際のアルゴンガス接続止弁（2 個）が並列に設置され、多重性を考慮した設計としている。

③ 運用

a. 以下の 4 条件が成立した状態が 5 秒継続した時点で 4 個のサイフォンブレイク止弁が開動作する。

- 1) 1次主循環ポンプ A 及び B 低回転検出 (130min^{-1} 以下)
- 2) 1次補助冷却系ナトリウム漏えい（検出器作動 2 out of 28)
- 3) 1次主循環ポンプポニーモータ 1 台停止
- 4) 炉容器ナトリウム液面低低以下（通常液位-32cm 以下 2 out of 3)

④ 成功基準

1次補助冷却系ナトリウム漏えい時に、原子炉スクラム後 1440 時間（2 ヶ月）の期間において、補助冷却系サイフォンブレイクが要求された場合に、アルゴンガスが導通し、サイフォンブレイクする。

(3) サポートシステム

① 電源

母線名称	機器名称	機器番号
7S	サイフォンブレーク止弁 A	V32.1-6
〃	サイフォンブレーク止弁 B	V32.1-7
3S C/C	サイフォンブレーク止弁 C	V32.1-8
〃	サイフォンブレーク止弁 D	V32.1-9
6C	補助冷却系操作回路	

(4) フォルトツリー作成にあたって用いた仮定

- ① 1次補助冷却系サイフォンブレーク止弁不作動によるサイフォンブレーク失敗は、V32.1-6 と V32.1-8 の同時不作動または、V32.1-7 と V32.1-9 の同時不作動の組合せとする。
- ② 1次補助冷却系サイフォンブレーク止弁の作動試験は施設定期検査時に実施する。

1次補助冷却サイフォンブレイク配管

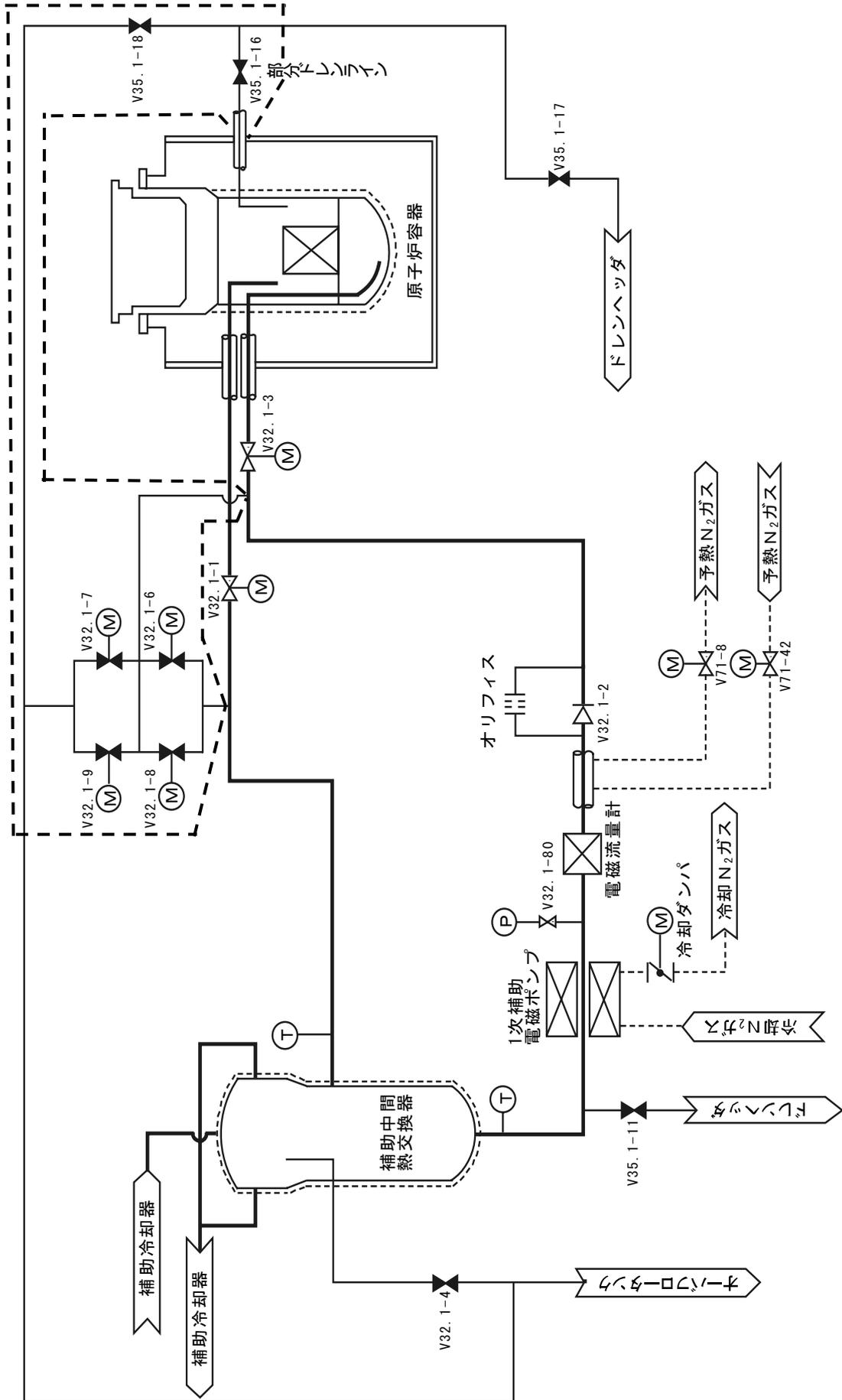


図 6-16-1 1次補助冷却系統図 (1次補助冷却サイフォンブレイク配管)

7. 事故シーケンスの定量化（炉心損傷頻度の算出）

事故シーケンスの定量化（炉心損傷頻度の算出）における基本手順を以下に示す。ここでは、炉心損傷に至る事故シーケンスについて事故カテゴリー分類を実施し、各カテゴリー毎の事故シーケンスを定量化するとともに、炉心損傷頻度の評価過程において取得できるミニマルカットセット（システムの失敗等に至る基本事象の最小の組み合わせ）とその発生確率を評価し、炉心損傷頻度に対して支配的な寄与因子を評価した。

- (1) 各起因事象について、「常陽」での過去の運転における類似事象等の発生実績や先行PSAの結果等に基づき、その年間当りの発生頻度を評価する。
- (2) フォルトツリーにおける基本事象の発生確率を評価する。評価にあたっては、基本事象に対応する機器の故障率を、原則としてFBR機器信頼性データベース（CORDS）¹²⁾に基づいて設定するとともに、故障通報時間（機器が故障してから通報に至るまでの最大時間（例：試験間隔））と使命時間（機器の機能が要求される最大時間）を定め、作動要求時機能喪失確率（Unavailability）または運転継続失敗確率（Unreliability）を評価する。
- (3) 共通要因故障（CCF：Common Cause Failure 共通原因により短期間に発生する複数の機器故障）の発生確率を評価する（ヒューマンファクタによる共通要因故障を除く）。
- (4) ヒューマンファクタによる共通要因故障の発生確率を評価する。
- (5) 上記(2)～(4)の評価結果と、イベントツリー上のヘディング項目に対応するフォルトツリーデータとから、イベントツリー上の個々の事故シーケンスに対してミニマルカットセットを導出し、これを定量化することで当該事故シーケンスの発生確率を求める（PSA評価ツール：PIRAS（付録参照）を使用）。この事故シーケンスの発生確率に、対応する起因事象の発生頻度（上記(1)で算出）を乗じて、当該事故シーケンスの発生頻度が求められる。このようにして全ての事故シーケンスの発生頻度を求め、これらを合算することでプラントの全炉心損傷頻度を算出する。

7. 1 起因事象の定量化

起因事象の発生頻度（単位：／炉年（ry））の評価方法を以下に示す。以下の3種類の方法により算出した起因事象の発生頻度について、妥当と考えられる値を選び、起因事象の発生頻度を設定した。

- ・ 統計的手法による評価：
 - $\alpha \times (n + (1/2)) / T_o$ （n:発生回数、T_o:運転期間、 α ：年間稼働率）
 - ※ T_o：8.1 炉年（70797.99 時間：MK-III 第 6 サイクル運転終了までの運転実績）
 - α ：0.6（≒300 日（60 日×5 サイクル）/1.5 年（運転期間（1 年）+ 定期検査期間（0.5 年）））
- ・ 故障確率積み上げ法による評価：
 - $\alpha \times \Sigma P$ （ α ：年間稼働率、P：機器の年間故障確率）
 - ※ P：機器の年間故障確率を故障率データ（CORDS）と使命時間から算出
 - α ：0.6（≒300 日（60 日×5 サイクル）/1.5 年（運転期間（1 年）+ 定期検査期間（0.5 年）））
- ・ 先行 PSA での起因事象発生頻度に基づく評価
 「常陽」の設計を考慮した上で、妥当であれば、先行 PSA で使用された起因事象（起因事象カテゴリー）発生頻度を使用する。

起因事象発生頻度の評価結果を表 7-1-1 に示す。「常陽」の運転実績において、起因事象発生回数が 1 以上のものについては、統計的手法による評価値を採用した。一方で、発生回数がゼロの起因事象については、統計的手法による評価では、その発生頻度が 3.7×10^{-2} /炉年（=0.5/8.1：運転期間約 27 年に 1 回の頻度で当該起因事象が発生）となり、事象によってはその評価が過大であると考えられるため、より母集団が大きく現実的と考えられる先行 PSA に基づく評価値を採用した。ただし、ナトリウム漏えいに係る起因事象（IC02-1, 2, 3, 4、IC03、IC06）については、先行 PSA が対象としているプラントと「常陽」では規模が異なるため、故障確率積み上げ法による評価値を使用した（表 7-1-2 参照）。各起因事象の発生頻度を以下に示す。

・ IC01：正の反応度投入	6.5 × 10 ⁻³ /炉年
・ IC02-1：1 次主冷却系ナトリウム漏えい（RV（出口配管上））	1.7 × 10 ⁻⁴ /炉年
・ IC02-2：1 次主冷却系ナトリウム漏えい（RV（出口配管下～炉心頂部））	1.7 × 10 ⁻⁴ /炉年
・ IC02-3：1 次主冷却系ナトリウム漏えい（RV（炉心頂部下））	1.7 × 10 ⁻⁴ /炉年
・ IC02-4：1 次主冷却系ナトリウム漏えい（配管）	3.6 × 10 ⁻³ /炉年
・ IC03：1 次補助冷却系ナトリウム漏えい	6.3 × 10 ⁻⁴ /炉年
・ IC04：1 次主冷却系循環ポンプ（1 台）軸固着	9.3 × 10 ⁻² /炉年
・ IC05：1 次主冷却系循環ポンプ（1 台）トリップ	9.3 × 10 ⁻² /炉年
・ IC06：2 次主冷却系ナトリウム漏えい	4.3 × 10 ⁻³ /炉年
・ IC07：2 次主循環ポンプ（1 台）トリップ	1.1 × 10 ⁻¹ /炉年

・ IC08 : 主冷却機 (1 台) 故障 (主送風機 3 台運転)	1.1×10^{-1} /炉年
・ IC09 : 外部電源喪失	9.3×10^{-1} /炉年
・ IC10 : 手動スクラム	4.8×10^{-1} /炉年

発生頻度が最大となる起因事象は、IC09 外部電源喪失であった。これは、地理的・気象条件（落雷の発生頻度）による影響とともに、「常陽」は試験研究炉であることから、商業用軽水炉と異なり外部電源喪失発生時において運転を継続する必要性が小さく、外部電源喪失時に原子炉をスクラムさせる設計としていることに起因したものであることから、「常陽」の特徴を反映した結果となっている。その他、手動スクラム、2 次主循環ポンプトリップ、主冷却機故障の 3 つの起因事象発生頻度が大きく、統計的手法による評価値（「常陽」運転実績に基づく評価値）が比較的大きな値を示す傾向となった。ナトリウム漏えいに関わる起因事象では、炉容器からの漏えい（IC02-1, 2, 3）と補助冷却系からの漏えい（IC03）が 10^{-4} /炉年のオーダー、それ以外の主冷却系からの漏えい（IC02-4, IC06）は 10^{-3} /炉年のオーダーとなった。

表7-1-1 起因事象の発生頻度

総運転時間 70797.99 hr = 8.1 ry
 平均稼働率 0.6

起因事象	事象発生回数	起因事象発生頻度			
		統計的手法	故障率積み上げ法	先行PSA	PSA採用値
IC01: 正の反応度投入	0	3.7E-02		6.5E-03 *1	6.5E-03
IC02-1: 1次主冷却系ナトリウム漏えい (RV(出口配管上))	0	3.7E-02	1.7E-04	/ *2	1.7E-04
IC02-2: 1次主冷却系ナトリウム漏えい (RV(出口配管下~炉心頂部))	0	3.7E-02	1.7E-04	/ *2	1.7E-04
IC02-3: 1次主冷却系ナトリウム漏えい (RV(炉心頂部下))	0	3.7E-02	1.7E-04	/ *2	1.7E-04
IC02-4: 1次主冷却系ナトリウム漏えい(配管)	0	3.7E-02	3.6E-03	/ *2	3.6E-03
IC03: 1次補助冷却系ナトリウム漏えい	0	3.7E-02	6.3E-04	/ *2	6.3E-04
IC04: 1次主循環ポンプ(1台)軸固着	0	3.7E-02		9.3E-02	9.3E-02
IC05: 1次主循環ポンプ(1台)トリップ	0	3.7E-02		9.3E-02	9.3E-02
IC06: 2次主冷却系ナトリウム漏えい	0	3.7E-02	4.3E-03	/ *2	4.3E-03
IC07: 2次主循環ポンプ(1台)トリップ	1	1.1E-01	-	1.8E-01	1.1E-01
IC08: 主冷却機(1台)故障(主送風機3台運転)	1	1.1E-01	-	- *3	1.1E-01
IC09: 外部電源喪失	12	9.3E-01	-	6.6E-02	9.3E-01
IC10: 手動スクラム	6	4.8E-01	-	6.9E-01	4.8E-01

*1: "通常速度での微調整棒の引抜き"と制御棒引抜き以外の要因の合計。

*2: 配管長、系統構成等が異なることから参照せず。

*3: 該当する起因事象はなし。

表7-1-2 ナトリウム漏えい起因事象の発生頻度(積み上げ法)

起因事象	構成機器	外部漏えい故障率	配管長(m)、基数	年間漏えい発生頻度(*1)	
IC02-1:1次主冷却系ナトリウム漏えい (RV(出口配管上))	原子炉容器	3.3E-08	1	1.7E-04	
IC02-2:1次主冷却系ナトリウム漏えい (RV(出口配管下~炉心頂部))	原子炉容器	3.3E-08	1	1.7E-04	
IC02-3:1次主冷却系ナトリウム漏えい (RV(炉心頂部下))	原子炉容器	3.3E-08	1	1.7E-04	
IC02-4:1次主冷却系ナトリウム漏えい (配管)	主循環ポンプ	3.3E-08	2	3.4E-04	
	主中間熱交換器	3.3E-08	2	3.4E-04	
	主冷却系配管	7.0E-10	180	2.2E-03	1ループ90m
	温度計鞘管	0.0E+00	4	0.0E+00	
	その他枝管	2.1E-10	100	3.7E-04	1ループ50m
	オーバフローカラム	3.3E-08	2	3.4E-04	
	圧力計(PX31.1-1A)	2.1E-10	20	2.2E-05	1ループ10m
				3.6E-03	
IC03:1次補助冷却系ナトリウム漏えい	逆止弁	9.2E-09	1	4.9E-05	
	電動弁	9.2E-09	1	4.9E-05	
	手動弁	9.2E-09	1	4.9E-05	
	補助冷却系主配管	2.1E-10	120	4.4E-04	
	その他枝管	2.1E-10	40	4.5E-05	
				6.3E-04	
IC06:2次主冷却系ナトリウム漏えい	主循環ポンプ	3.3E-08	2	3.4E-04	
	主冷却系配管	7.0E-10	400	1.5E-03	1ループ200m
	その他枝管	2.1E-10	400	4.5E-04	1ループ200m
	主冷却器伝熱管破損	9.9E-08	4	2.1E-03	
				4.3E-03	

(*1): 年間発生頻度の評価では、プラントの平均稼働率として0.6を考慮した。

7. 3 共通要因故障の定量化

共通要因故障には、類似した故障メカニズム(温度、湿度、振動、照射ダスト、腐食、錆び等)により、多重系統の故障確率が増加する事象(物理的要因による共通要因故障)、及び操作忘れ、誤操作を含むヒューマンファクタによる多重故障(人的要因による共通要因故障)がある。ここでは、物理的要因による共通要因故障について定量化を実施した。

本評価では、共通要因故障を考慮せずに導出した事故シーケンスの定量化結果を基に、共通要因故障の影響が大きいと考えられる機器グループを選定し、過去のPSA事例を参考に共通要因故障を考慮する機器・故障モードを抽出した。以下に、共通要因故障の定量化対象項目を示す。

- ・ 原子炉安全保護系動作失敗
- ・ 制御棒の挿入失敗
- ・ 主冷却系による自然循環除熱失敗

共通要因故障の定量化は、過去のPSAを参考に、MGL法(Multiple Greek Letter法)により実施した。MGL法では、機器の故障率の一定割合(β)に2基以上の共通要因故障が発生し、それらの共通要因故障のうち、ある割合(γ)で3基以上の故障の発生を想定し、定量化評価を実施する。さらに、3基以上の故障が発生した場合に、ある割合(δ)で4基以上の故障が発生することを想定し、パラメータ β 、 γ 、 δ 、 \dots を定めて定量化を実施し、最終的な共通要因故障の発生率を評価する。これらのパラメータについては、類似機器のデータ(米国軽水炉の運転経験を基にしたNUREG/CR-5497等)や先行PSAの結果を基にした工学的判断に基づく値を使用した。以下に評価結果を示す。

(1) 原子炉安全保護系動作失敗

原子炉安全保護系動作失敗においては、原子炉スクラム信号出力リレーの2重共通要因故障(「開」失敗)、4重共通要因故障(「開」失敗)を想定した。当該リレー1台の故障発生確率は、 2.7×10^{-7} であり、2重共通要因故障については、これに β (3.59×10^{-2})を乗じて、その発生確率を 9.7×10^{-9} とした。また、4重共通要因故障については、これに $\beta \cdot \gamma \cdot \delta$ (合計 1.56×10^{-2})を乗じて、その発生確率を 4.2×10^{-9} とした。

(2) 制御棒の挿入失敗

制御棒の挿入失敗においては、制御棒の挿入失敗の3重共通要因故障(切離機構の不具合により、原子炉停止に必要な4本のうち、3本の制御棒の挿入に失敗)、4重共通要因故障(切離機構の不具合により原子炉停止に必要な4本の制御棒の挿入に失敗)及び原子炉スクラム信号最終段リレー6重共通要因故障を想定した。

3重共通要因故障については、4ケースの制御棒の挿入失敗が想定される。上記(1)と同様の手法で定量化した1ケースあたりの共通要因故障発生確率(制御棒1本の挿入失敗確率 $\times \beta \times \gamma \times (1 - \delta) / {}_{4-1}C_{3-1} = 1.57 \times 10^{-5} \times 8.8 \times 10^{-2} \times 0.9 \times 0.1/3$)は、 4.14×10^{-8} であ

り、これにケース数の4を乗じて、発生確率は 1.7×10^{-7} となった。

4重共通要因故障の発生確率（制御棒1本の挿入失敗確率 $\times \beta \times \gamma \times \delta / {}_{4-1}C_{4-1} = 1.57 \times 10^{-5} \times 8.8 \times 10^{-2} \times 0.9 \times 0.9/1$ ）は 1.1×10^{-6} となった。

原子炉スクラム信号最終段リレー6重共通要因故障の発生確率は、6重の共通要因故障確率を導出するためのパラメータがなかったことから、工学的判断により4重以上（5重、6重、・・・）の共通要因故障確率は4重のそれに等しいと仮定して、リレー「開」失敗の4重の共通要因故障確率を採用し（リレー1台の故障確率 $\times \beta \times \gamma \times \delta = 2.7 \times 10^{-7} \times 1.56 \times 10^{-2}$ ）、 4.2×10^{-9} となった。

(3) 主冷却系による自然循環除熱失敗

主冷却系による自然循環除熱失敗においては、主冷却機ベーン4重共通要因故障（駆動機構不具合による主冷却機ベーン4基の「閉」操作失敗（ナトリウム凍結防止のための「閉」操作失敗）を想定した。その結果、当該共通要因故障の発生確率（ベーン1台の故障確率 $\times \beta \times \gamma \times \delta = 4.9 \times 10^{-7} \times 5.0 \times 10^{-2} \times 0.5 \times 0.5$ ）は、 6.1×10^{-9} となった。

また、表7-3-1に崩壊熱除去機能に関わるフォルトツリーにおいてモデル化した機器と電源系統との関係を示す。異なるシステムであっても共通な電源系統を使用している場合、当該電源系統の故障により、同時に機能喪失に至る。

表 7-3-1 フォルトツリーでモデル化した機器と電源との従属関係

		2S	2C	2D	3S	3C	3D	4S	6S	6C	6D	7S	7C	7D	
主冷却系ポンプ モータ運転失敗	Aポンプモータ												○		
	Bポンプモータ													○	
	Aポンプモータ制御電源									○					
	Bポンプモータ制御電源										○				
主冷却系2ループに よる自然循環除熱 (自動移行)失敗	入口ベーン開度調節器ULDU (TIC31.2-2A-1)電源									○					
	入口ダンパ開度調節器ULDU (TIC31.2-2A-3)電源									○					
	温度変換器(TX31.2-2A-1)									○					
	1A1出口ダンパ、1A2出口ダンパ					○									
	1A主冷却機、2A主冷却機 制御電源									○					
	1B1出口ダンパ、1B2出口ダンパ						○								
	1B主冷却機、2B主冷却機 制御電源										○				
	A 圧縮機		○												
	B 圧縮機	○													
C 圧縮機			○												
補助冷却系による 強制循環除熱(自動 起動-1次系)失敗	1次補助電磁ポンプ						○								
	2D-P/C 制御電源													○	
	機器冷却ファンA		○												
	機器冷却ファンB			○											
	2C-P/C 制御電源												○		
	1次補助継電器盤 制御電源										○				
	1次補助電磁ポンプコイル温度計測制御系							○							
	1次補助電磁ポンプIVR モータ				○										
	1次主循環ポンプA低回転数検出 制御電源										○				
	1次主循環ポンプB低回転数検出 制御電源											○			
	炉容器液面L3時自動起動リレー(L3Y)電源									○					
	炉容器液面計L3 Aチャンネル 制御電源										○				
	炉容器液面計L3 Bチャンネル 制御電源											○			
補助冷却系による 強制循環除熱(自動 起動-2次系)失敗	2次補助電磁ポンプ	○													
	2S-C/C制御電源												○		
	2次補助系制御電源											○			
	2次補助電磁ポンプ 冷却ファン A	○													
	2次補助電磁ポンプ 冷却ファン B	○													
	補助冷却機送風機	○													
	補助冷却機出口ダンパ	○													
	補助冷却機制御電源											○			

7. 4 ヒューマンファクタの定量化

人的要因による共通要因故障については、原子炉安全保護系信号チャンネルの共通要因校正エラーを対象とした。原子炉安全保護系信号チャンネルには、ドリフトによる検出器異常を防止するため、校正作業が実施される。共通原因校正エラーは、同種のチャンネル間での共通要因となるヒューマンエラーである。

起回事象に対して、期待できる原子炉安全保護系信号が1種類の場合、「起回事象」×「1種類の信号校正エラー」で原子炉安全保護系動作失敗（炉心損傷）に至る。期待できる原子炉安全保護系信号が1種類である起回事象は、IC01（正の反応度投入）であり、対応する原子炉安全保護系信号は「出力領域中性子束高」信号である。ここでは、IC01（正の反応度投入）における「出力領域中性子束高」信号の共通原因校正エラーについて定量化した。

共通原因校正エラーは、THERP(Technique for Human Error Rate Prediction)手法に、「常陽」における原子炉安全保護系校正実績を考慮することで定量化した。

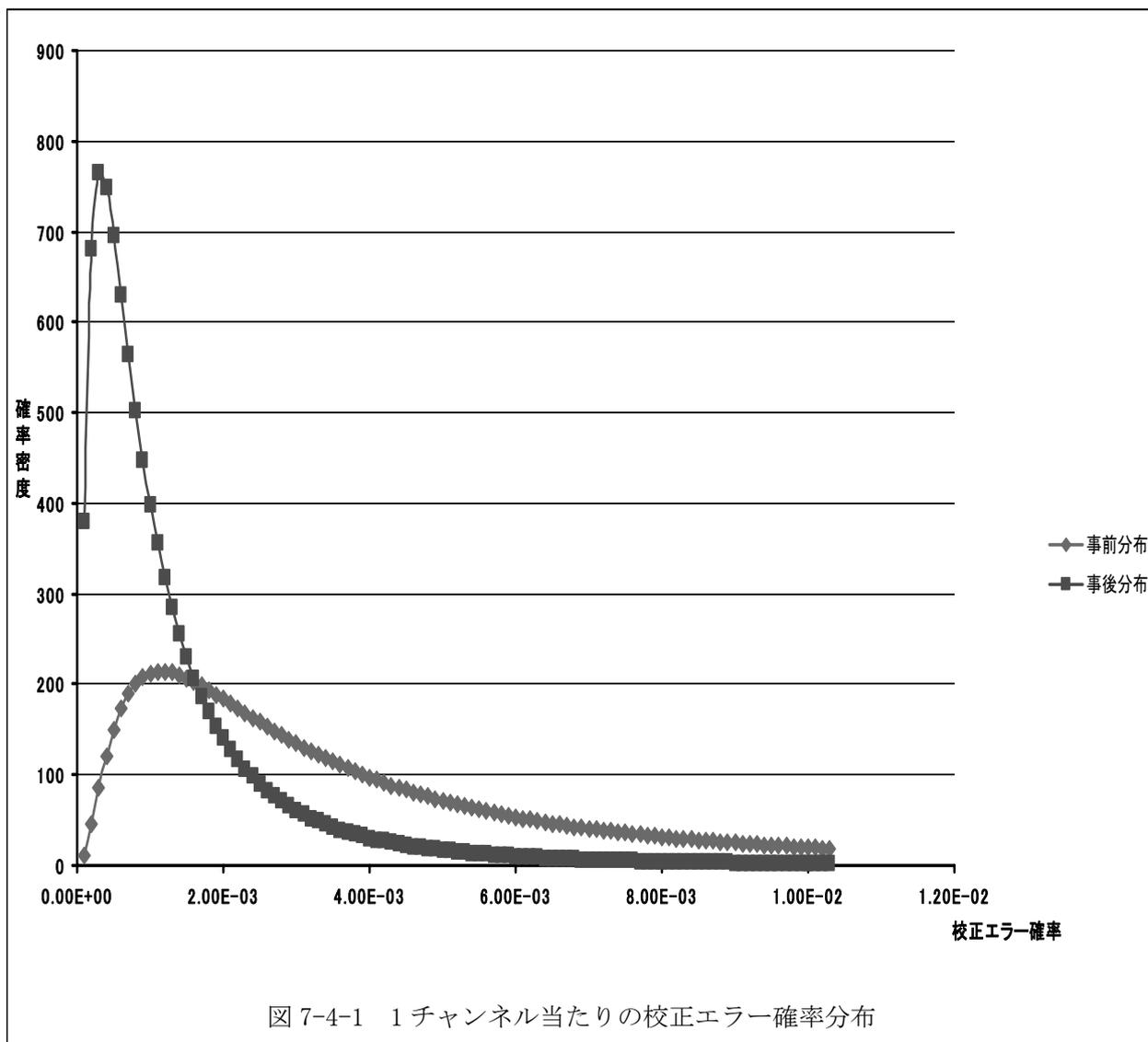
THERP 手法では、ヒューマンエラー事象に含まれる人的操作を作業手順に従って展開し、その手順ごとに失敗と成功とに分岐して順次ツリー状にリストアップし、各々の分岐に確率を与えて、その事象の発生確率を算出する。評価条件を表 7-4-1 に示す。ここでは、「常陽」作業情報等を参考とし、各種条件(体制、手順、頻度等)を設定した。手順書・チェックシートの準備、作業員の構成、作業に関するチェック体制、及び Performance shaping Factor 等を考慮し、モデル化を実施した。THERP 手法に基づき評価した共通原因校正エラー発生確率は、1チャンネルの場合で 5.0×10^{-3} となった。原子炉安全保護系信号は 3チャンネルで構成されており、3チャンネルの場合の共通原因校正エラー発生確率は、THERP 手法での従属性の考え方に従い、 4.0×10^{-4} となった。

「常陽」では、これまでに、原子炉安全保護系点検として設定値校正作業を計 276 回（平成 19 年 5 月時点）実施している。校正作業では、出力領域中性子束信号の 3チャンネルを校正しており、出力領域中性子束信号 1チャンネルあたりの校正作業の合計回数は 828 回となる。これまでの運転経験より、校正作業に起因したトラブルはなく、設定値に大幅な逸脱が生じて、「正の反応度投入」に相当する事象が発生した場合に原子炉スクラムに失敗する状況はなかった。

そこで、THERP 手法により算出した 1チャンネルあたりの校正エラーの確率分布（事前分布）をベイズ手法により更新し、828 回のうち、エラー回数がゼロとの事実を反映させた新たな確率分布（事後分布）を導出した。ベイズ手法とは、定性的には、ランダムな事象発生確率に根拠となる信念・信頼の度合を考慮して、確率を評価する手法である。この事後分布から平均値を求め、上記の運転経験を反映した校正エラーを導出した。THERP 手法により算出した 1チャンネルあたりの校正エラーの確率分布は、平均値： 5.0×10^{-3} 、エラーファクタ（平均値からのばらつき）5 の対数正規分布と仮定し、尤度関数として二項分布を想定し、対数正規分布を離散近似して評価した。図 7-4-1 に評価結果を示す。図 7-4-1 に示すように、校正エラーの平均値がより小さくなるように確率分布が更新され、本確率分布から求めた平均値は、 1.4×10^{-3} となった。3チャンネルの従属エラーの発生確率は、THERP 手法での従属性の考え方にに基づき、 1.1×10^{-4} ($=1.4 \times 10^{-3} \times 0.15 \times 0.5$) となる。

表 7-4-1 校正エラーの評価条件

項 目	条 件
1. 校正作業	プロセス計装系（計器）の校正 アナログメータからの読み取りと記録 校正後に確認検査を実施
2. 作業用手順書	手順書とチェックリストを使用
3. 作業員	作業実施者とチェッカーの2名
4. モデル上の取扱い (1) 手順書等自身の不良 (2) オMISSION/COMMISSIONエラー (3) リカバリー	考慮せず ステップ毎に展開 2段階を考慮 －チェッカーによる（手順書の不使用に対してはなし） －校正後の確認検査による
(4) 従属性	タスク間：低位 0.05 チャンネル間：2チャンネル、中位 0.15 3チャンネル、高位 0.5
(5) PSF (Performance Shaping Factor) ・ 手順項目数 ・ 作業員の経験歴 ・ ストレスレベル ・ タギングレベル	10 件以上 2 名とも 6 ヶ月以上（初心者ではない） 適度 最適



7. 5 事故シーケンスの定量化

7.5.1 内の事象による全炉心損傷頻度の評価

7.2～7.4の評価結果を使用し、イベントツリー/フォールトツリー評価により、事故シーケンスカットセットを求め、起回事象発生頻度と合わせて、内の事象を起因とする炉心損傷頻度を算出した。

評価結果を表 7-5-1-1 に示す。これらの評価結果から炉心損傷頻度の合計値（全炉心損傷頻度）は 5.0×10^{-6} /炉年となった。また、事故シーケンスの定量値を記載したイベントツリーを図 7-5-1-1 から図 7-5-1-13 に示す。

表7-5-1-1 炉心損傷頻度の評価

起 因 事 象			炉心損傷に至る事故カテゴリー							起回事象別 合計	起回事象別 割合
名 称	発生頻度	UTOP	UTOP/ ULOF	PLOHS	LORL	ULOF	ULOHS				
IC01	正の反応度投入	6.5E-03	7.2E-07	8.5E-09	4.3E-10				7.2E-07	14%	
IC02-1	1次主冷却系ナトリウム漏えい (RV(出口配管上))	1.7E-04			1.8E-08		2.2E-10		1.8E-08	0%	
IC02-2	1次主冷却系ナトリウム漏えい (RV(出口配管下～炉心頂部))	1.7E-04			8.2E-08		2.2E-10		8.3E-08	2%	
IC02-3	1次主冷却系ナトリウム漏えい (RV(炉心頂部下))	1.7E-04			8.2E-08	7.5E-13	2.2E-10		8.3E-08	2%	
IC02-4	1次主冷却系ナトリウム漏えい (配管)	3.6E-03			5.8E-07	1.8E-10	4.7E-09		5.8E-07	12%	
IC03	1次補助冷却系ナトリウム漏えい	6.3E-04			8.7E-07	6.6E-12	8.3E-10		8.7E-07	17%	
IC04	1次主循環ポンプ(1台)軸固着	9.3E-02			7.1E-09		1.2E-07		1.3E-07	3%	
IC05	1次主循環ポンプ(1台)トリップ	9.3E-02			8.1E-09		1.2E-07		1.3E-07	3%	
IC06	2次主冷却系ナトリウム漏えい	4.3E-03			1.3E-07		5.6E-09	1.8E-11	1.4E-07	3%	
IC07	2次主循環ポンプ(1台)トリップ	1.1E-01			7.4E-09		1.4E-07	4.7E-10	1.5E-07	3%	
IC08	主冷却機(1台)故障 (主送風機3台運転)	1.1E-01			7.4E-09		1.4E-07	4.7E-10	1.5E-07	3%	
IC09	外部電源喪失	9.3E-01			8.3E-08		1.2E-06		1.3E-06	26%	
IC10	手動スクラム	4.8E-01			3.2E-08		6.3E-07		6.6E-07	13%	
炉心損傷に至る事故カテゴリー別合計			7.2E-07	8.5E-09	1.9E-06	1.8E-10	2.4E-06	9.5E-10	5.0E-06	100%	
同上割合			14%	0%	38%	0%	47%	0%	100%		

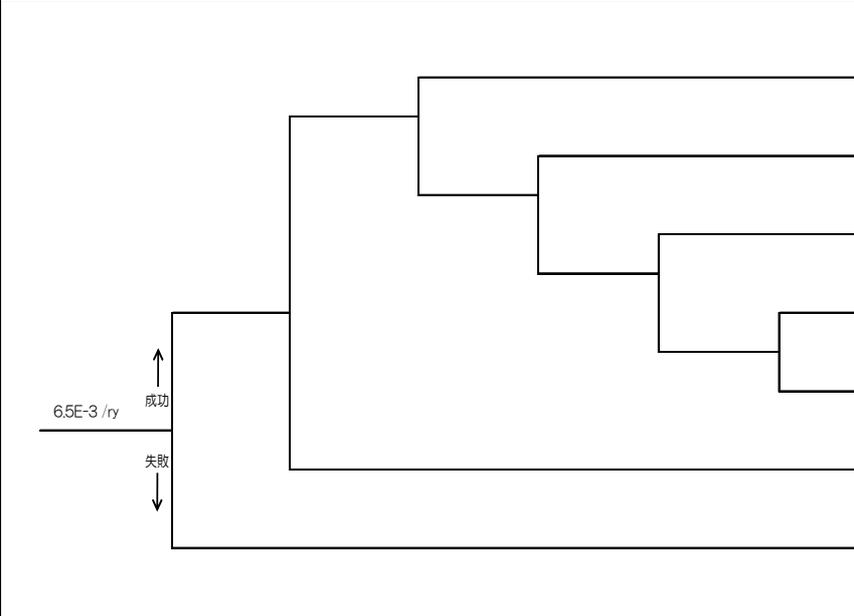
起因事象	原子炉出力低下機能		崩壊熱除去機能				シーケンス記号	プラント状態	事故シーケンス発生頻度 [-/ry]
	A01 原子炉安全保護系動作	A02 制御棒の挿入 (成功: 6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)	B01 主冷却系2 ループによる強制循環除熱 (ランバック運転)	B02 主冷却系2 ループによる強制循環除熱 (ボーンモータ運転)	B03 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動)	B05 主冷却系2 ループによる自然循環除熱 (自動移行)			
IC01 正の反応度投入							B01*B02*B03*B05	PLOHS	4.3E-10
							/A01*A02	UTOP/ ULOF	8.5E-09
							A01	UTOP	7.2E-07

図7-5-1-1 IC01 正の反応度投入

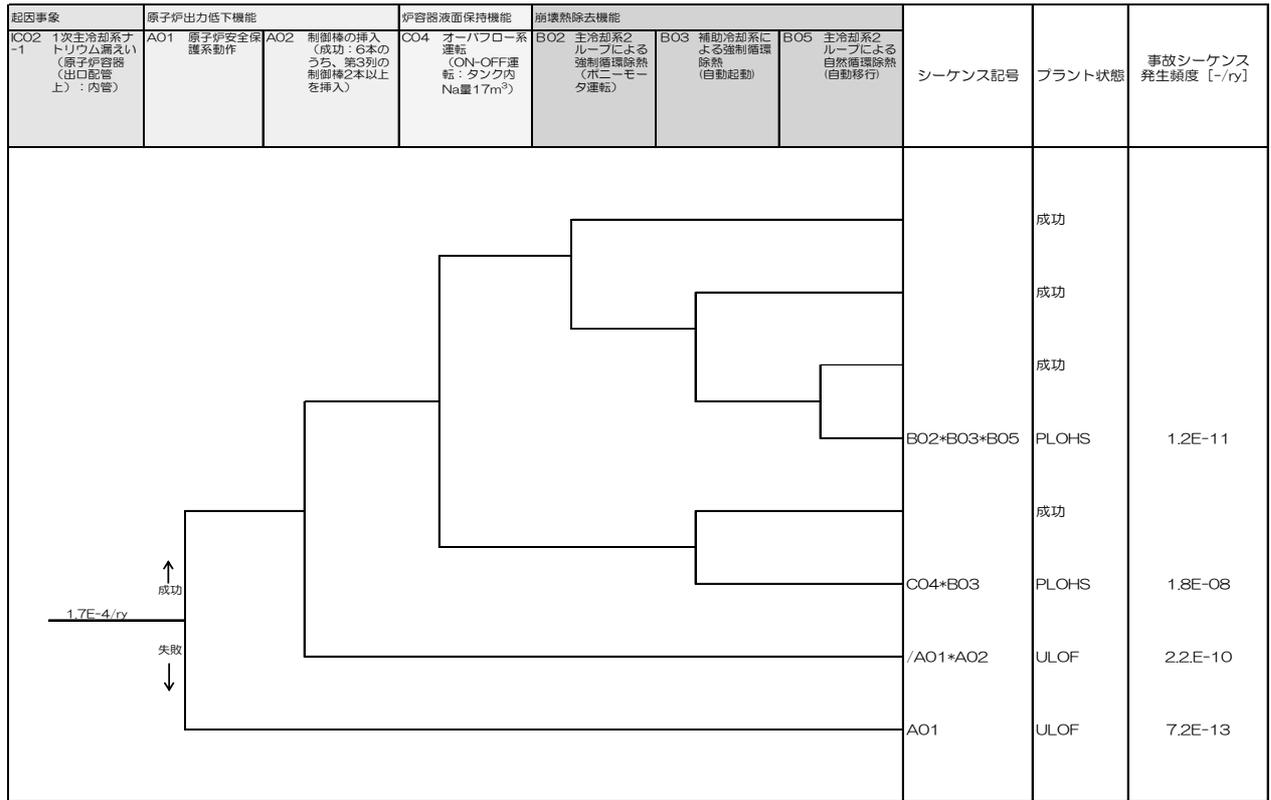


図7-5-1-2 IC02-1 1次主冷却系ナトリウム漏えい (RV (出口配管上))

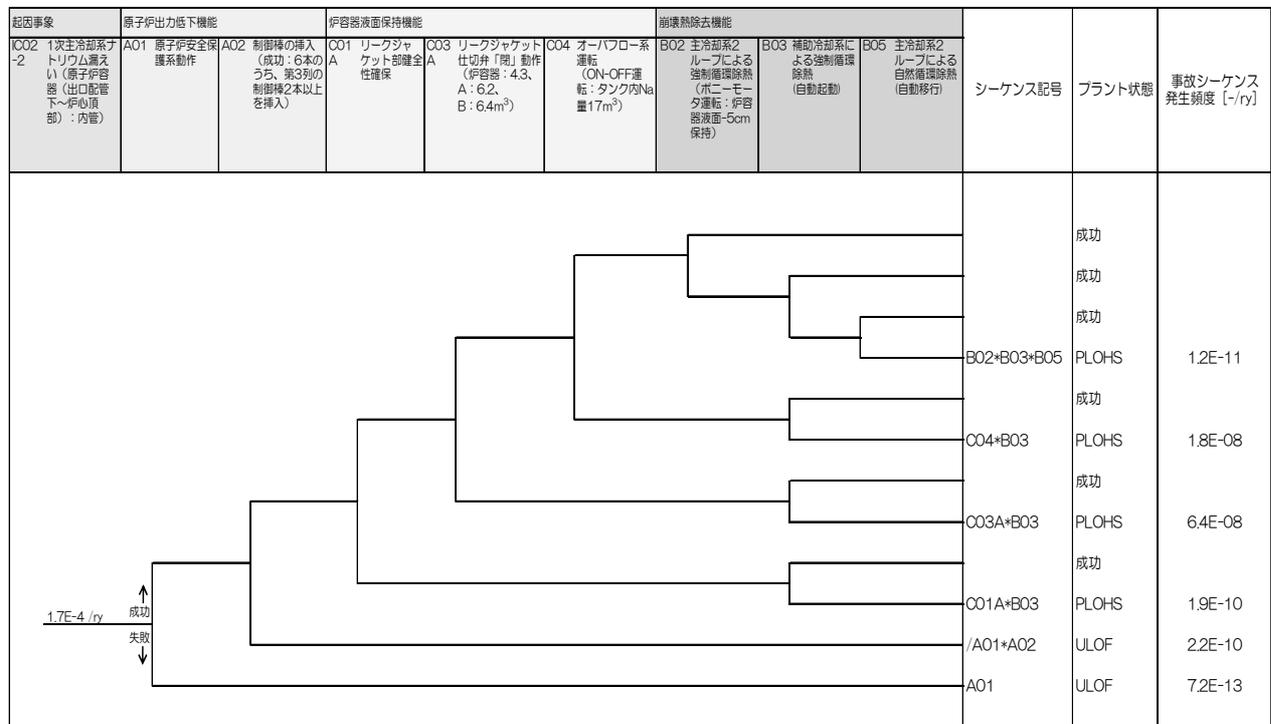


図7-5-1-3 IC02-2 1次主冷却系ナトリウム漏えい (RV (出口配管下~炉心頂部))

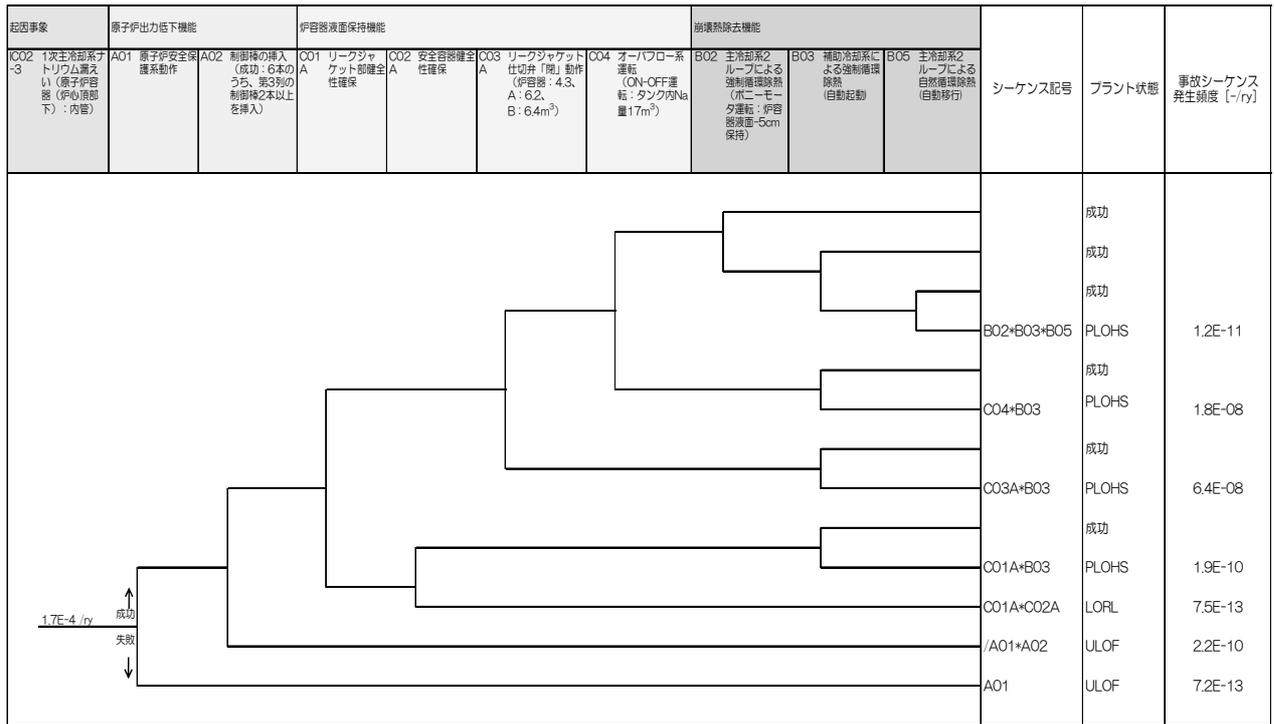


図7-5-1-4 IC02-3 1次主冷却系ナトリウム漏えい (RV (炉心頂部下))

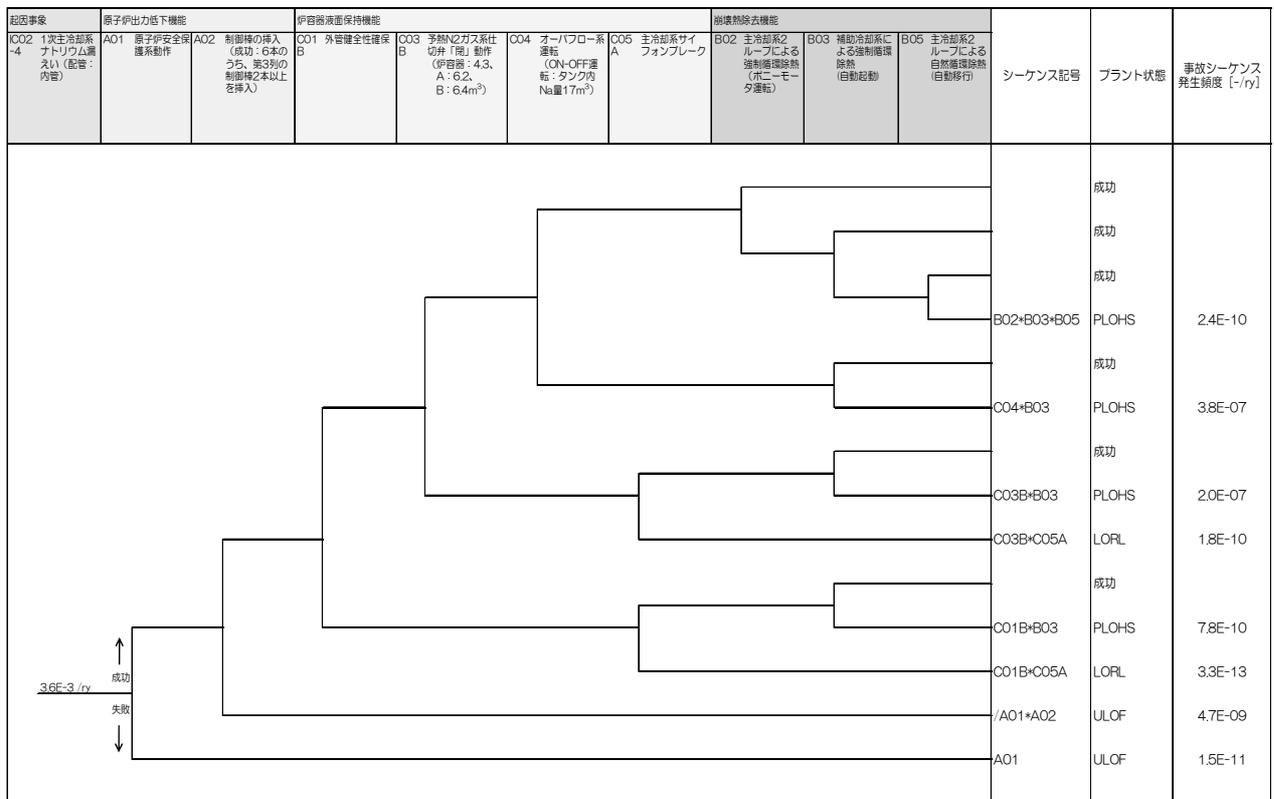


図7-5-1-5 IC02-4 1次主冷却系ナトリウム漏えい (配管)

起事現象	原子炉出力低下機能		炉容液面保持機能					副連熱除去機能		シーケンス記号	プラント状態	事故シーケンス発生頻度 [1/yr]
	A01 原子炉安全保護系動作	A02 制御棒の挿入 (成功: 6本のうち、最3本の制御棒2本以上を挿入)	C01 外管健全性確保	C02 予熱炉ガス系仕切弁「閉」動作 (配管0.6, 炉容器: 4.3m ³)	C03 1次補助冷却系出入口弁「閉」動作 (手動)	C04 オーバフロー系運転 (ON-OFF運転: タンク内Na量17m ³)	C05 補助冷却系サイフォンブレイク	B02 主冷却系1ループによる強制循環除熱 (ポンプモータ運転)	B05 主冷却系2ループによる自然循環除熱 (自動移行)			
IC03 1次補助冷却系ナトリウム漏えい (配管: 内管)											成功	
								B02*B05		成功		
								C04		PLOHS	6.2E-07	
										PLOHS	2.5E-07	
								C02B*B02*B05		成功		
										PLOHS	6.3E-10	
								C02B*C03*B02*B05		成功		
										PLOHS	8.7E-12	
								C02B*C03*C05B		成功		
										LORL	6.6E-12	
								C01C*B02*B05		成功		
									PLOHS	3.1E-11		
							C01C*C03C*B02*B05		成功			
									PLOHS	9.3E-14		
							C01C*C03C*C05B		成功			
									LORL	4.5E-16		
							/A01*A02		ULOF	8.2E-10		
							A01		ULOF	2.7E-12		

図7-5-1-6 IC03 1次補助冷却系ナトリウム漏えい

起因事象	原子炉出力低下機能		崩壊熱除去機能			シーケンス記号	プラント状態	事故シーケンス発生頻度 [-/ry]
	AO1 原子炉安全保護系動作	AO2 制御棒の挿入 (成功：6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)	B02' 主冷却系1ループによる強制循環除熱 (ボニーマータ運転)	B03 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動)	B05 主冷却系2ループによる自然循環除熱 (自動移行)			
IC04 1次主循環ポンプ(1台)軸固着								
						成功		
						B02'*B03*B05	PLOHS	7.1E-09
						/A01*A02	ULOF	1.2E-07
						A01	ULOF	3.9E-10

図7-5-1-7 IC04 1次主循環ポンプ(1台)軸固着

起因事象	原子炉出力低下機能		崩壊熱除去機能			シーケンス記号	プラント状態	事故シーケンス発生頻度 [-/ry]
	AO1 原子炉安全保護系動作	AO2 制御棒の挿入 (成功：6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)	B02 主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ボニーマータ運転)	B03 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動)	B05 主冷却系2ループによる自然循環除熱 (自動移行)			
IC05 1次主循環ポンプ(1台)トリップ								
						成功		
						B02*B03*B05	PLOHS	8.1E-09
						/A01*A02	ULOF	1.2E-07
						A01	ULOF	3.9E-10

図7-5-1-8 IC05 1次主循環ポンプ(1台)トリップ

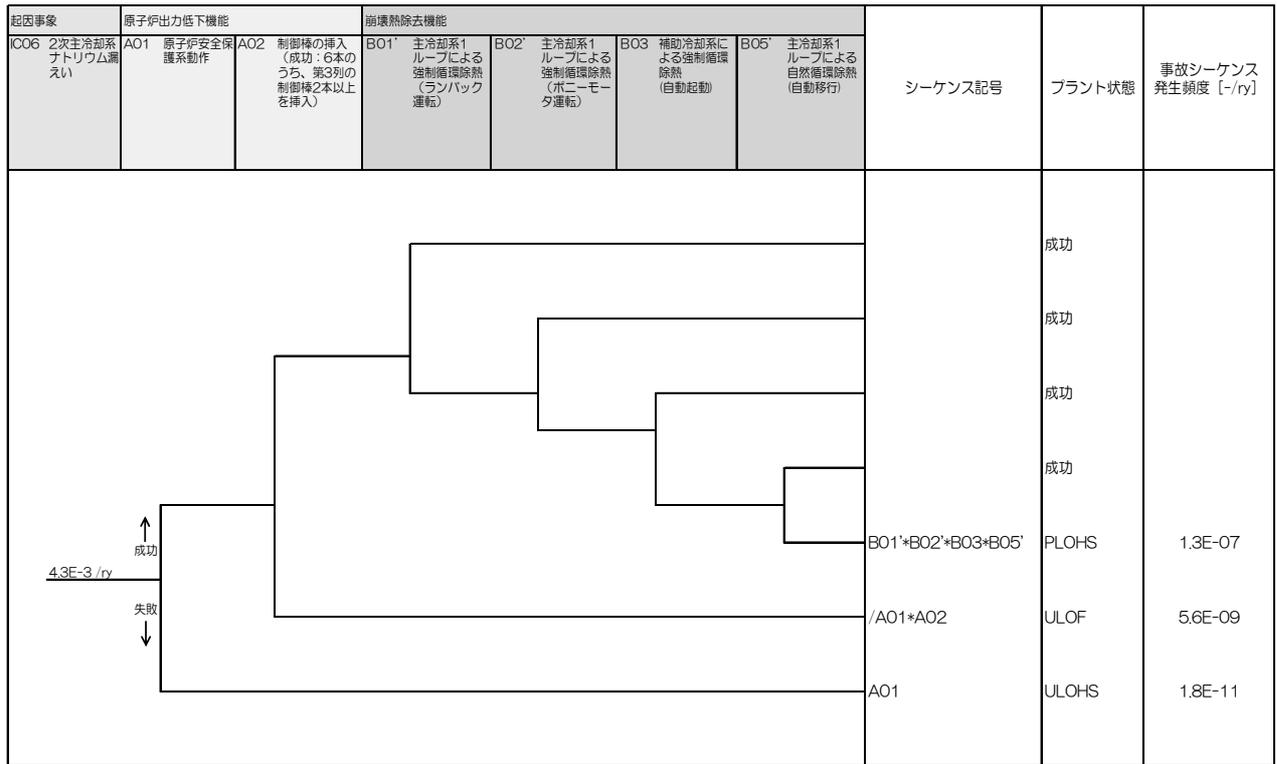


図7-5-1-9 IC06 2次主冷却系ナトリウム漏えい

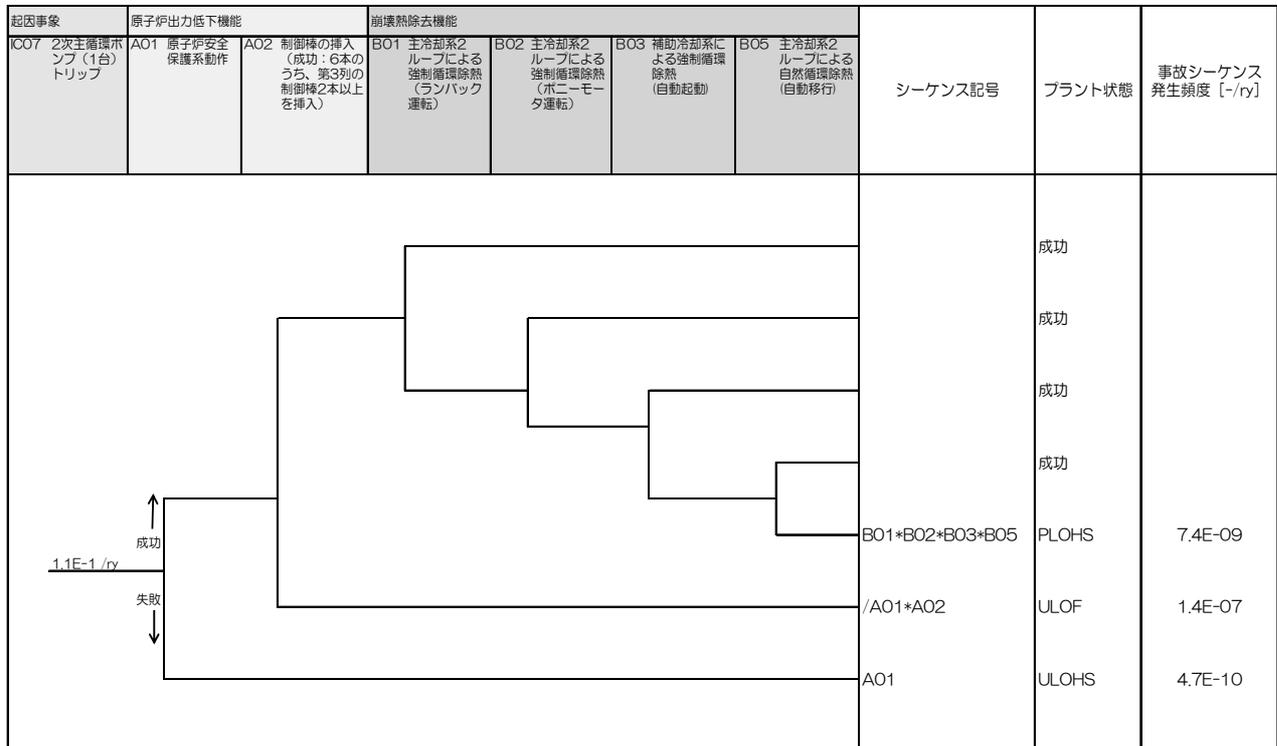


図7-5-1-10 IC07 2次主循環ポンプ(1台)トリップ

起因事象	原子炉出力低下機能		崩壊熱除去機能				シーケンス記号	プラント状態	事故シーケンス発生頻度 [-/ry]
IC08 主冷却機 (1台) 故障 (主送風機3台運転)	A01 原子炉安全保護系動作	A02 制御棒の挿入 (成功: 6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)	B01 主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ランバック運転)	B02 主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ポニーモータ運転)	B03 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動)	B05 主冷却系2ループによる自然循環除熱 (自動移行)			

図7-5-1-11 IC08 主冷却機 (1台) 故障 (主送風機3台運転)

起因事象	原子炉出力低下機能		崩壊熱除去機能				シーケンス記号	プラント状態	事故シーケンス発生頻度 [-/ry]
IC09 外部電源喪失	A01 原子炉安全保護系動作	A02 制御棒の挿入 (成功: 6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)	B02 主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ポニーモータ運転)	B03 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動)	B05 主冷却系2ループによる自然循環除熱 (自動移行)				

図7-5-1-12 IC09 外部電源喪失

起回事象	原子炉出力低下機能		崩壊熱除去機能				シーケンス記号	プラント状態	事故シーケンス発生頻度 [~/ry]
	A01 原子炉安全保護系動作	A02 制御棒の挿入 (成功: 6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入)	B01 主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ランバック運転)	B02 主冷却系2ループによる強制循環除熱 (ボニーモータ運転)	B03 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動)	B05 主冷却系2ループによる自然循環除熱 (自動移行)			
IC10 手動スクラム									
						B01*B02*B03*B05	PLOHS	3.2E-08	
						/A01*A02	ULOF	6.3E-07	
						A01 (*)	ULOF/ ULOHS	7.3E-10	

* A01シーケンス発生時に炉心損傷に至るのは、IC10に属する起回事象の内、炉心局所閉塞（1E-3/ry）の場合のみとして、シーケンス発生頻度を評価。

図7-5-1-13 IC10 手動スクラム

7.5.2 支配的な事故シーケンス

(1) 起回事象重要度評価

表 7-5-1-1 に、全炉心損傷頻度に対する各起回事象の寄与割合を示す。また、各起回事象における炉心損傷事故カテゴリーの発生頻度を合わせて示す。表 7-5-1-1 により、「IC09:外部電源喪失」、「IC03:1次補助冷却系ナトリウム漏えい」、「IC01:正の反応度投入」「IC10:手動スクラム」、「IC02-4:1次主冷却系ナトリウム漏えい(配管)」の寄与割合が大きく、全炉心損傷頻度に占める割合はそれぞれ 26%、17%、14%、13%、12%となった。

外部電源喪失、手動スクラムについては、起回事象の発生確率が相対的に大きいため、全炉心損傷頻度への寄与割合が大きくなったと考えられる。1次補助冷却系ナトリウム漏えい及び1次主冷却系ナトリウム漏えい(配管)においては、炉心損傷頻度の支配的な事故カテゴリーが PLOHS となっている。後述するように、当該起回事象の PLOHS においては、「リークジャケット仕切弁「閉」失敗」による主冷却系・補助冷却系による除熱失敗の事故シーケンス、及び「オーバフロー系運転失敗」による主冷却系・補助冷却系による除熱失敗の事故シーケンスの発生確率が高く (10^{-5} オーダー)、これにより、1次補助冷却系ナトリウム漏えい及び1次主冷却系ナトリウム漏えい(配管)の全炉心損傷頻度への寄与割合が大きくなっている。また、正の反応度投入においては、炉心損傷頻度の支配的な事故カテゴリーが UTOP となっている。当該起回事象における原子炉安全保護系信号は、「出力領域中性子束高」の1信号であり、出力領域中性子束計3チャンネルに対する共通要因校正エラーに起因する炉心損傷頻度が高い (10^{-4} オーダー) ため、正の反応度投入の全炉心損傷頻度への寄与割合が大きくなった。

(2) 事故カテゴリー重要度評価

事故カテゴリーについては、PLOHS 事象と ULOF 事象が支配的で、それぞれ 38%、47% の寄与割合を有する。また、UTOP 事象の寄与割合は 14%である。

① ULOF 事象

「常陽」では、原子炉安全保護系インターロックとして、原子炉スクラム時に熱過渡緩和を目的に、1次主冷却系の流量を低下させる(ランバック制御、ポニーモータ運転等)設計としている。原子炉安全保護系動作に成功した場合、炉心流量が低下するが、この際に、制御棒の挿入に失敗すると ULOF 事象に至る。一例として、起回事象 IC05:1次主循環ポンプ(1台)軸固着に対する当該シーケンス(/A01*A02)のミニマルカットセット(事故シーケンスを成立させる基本事象の組合せ)のうち、上位20項を表 7-5-2-1 に示す。共通要因故障による制御棒の挿入失敗の発生確率が高く (10^{-6} オーダー)、これが ULOF 事象の発生頻度を大きくしている。

② PLOHS 事象

PLOHS 事象においては、1 次主冷却系ナトリウム漏えいに関連した起因事象(特に、IC03: 1 次補助冷却系ナトリウム漏えい及び IC02-4:1 次主冷却系ナトリウム漏えい(配管))における発生頻度が大きい。

IC03:1 次補助冷却系ナトリウム漏えいでは、「オーバフロー系運転失敗」により主冷却系での崩壊熱除去が不可能となり、さらに起因事象で補助冷却系による除熱不可となっているので PLOHS になる事象 (C04)、主冷却系による崩壊熱除去に失敗するシーケンス (B02' * B05) が支配的となっている。炉心損傷頻度に対する基本事象の寄与割合一覧(上位 20 事象)をそれぞれ表 7-5-2-2、7-5-2-3 に示す。C04 シーケンスの発生確率に対しては、変圧器故障、オーバフロー電磁ポンプの故障による運転継続失敗、オーバフロー電磁ポンプの冷却ガス供給ダクトの漏えい・閉塞等のオーバフロー系の運転失敗をもたらす事象が支配的となっている。B02' * B05 では、起因事象の 1 次補助冷却系ナトリウム漏えいに加えて 1 次主冷却系のナトリウム冷却材バウンダリで第 2 番目のナトリウム漏えいが発生し、二重漏えいとなって原子炉容器の液位確保に失敗し、結果的に崩壊熱除去失敗に至る場合が支配的となっている。

IC02-4:1 次主冷却系ナトリウム漏えい(配管)では、「リークジャケット仕切弁「閉」動作失敗」により主冷却系での崩壊熱除去が不可能となり、さらに補助冷却系による除熱にも失敗する事故シーケンス (C03*B03)、及び「オーバフロー系運転失敗」により主冷却系での崩壊熱除去が不可能となり、さらに補助冷却系による除熱失敗となる事故シーケンス (C04*B03) の発生確率が高く (10^{-4} オーダー)、これが PLOHS 事象の発生頻度を大きくしている。炉心損傷頻度に対する基本事象の寄与割合一覧(上位 20 事象)をそれぞれ表 7-5-2-4、7-5-2-5 に示す。C03*B03 シーケンスでは、オーバフロー系と補助冷却系に関連する電源母線 (3S、7S、6C、6D) の単一故障が支配的な要因である。C04*B03 シーケンスでは、オーバフロー電磁ポンプ冷却ガス供給ダクト及び補助電磁ポンプ冷却ガス供給ダクトの漏えい・閉塞が支配的な要因である。オーバフロー電磁ポンプ及び補助電磁ポンプで共用している冷却ガス供給ダクトラインに漏えいまたは閉塞があると、「オーバフロー系汲み上げ運転失敗」×「補助冷却系運転失敗」が発生し、原子炉容器ナトリウム液位が 1 次主冷却系の循環運転に必要な液位を下回るとともに、補助電磁ポンプの運転失敗により崩壊熱除去機能が喪失する。

一方、上記以外の起因事象における PLOHS シーケンスは、全ての崩壊熱除去機能(主冷却系による強制循環、主冷却系による自然循環、補助冷却系による強制循環)が喪失するシーケンスであるが、 10^{-8} ~ 10^{-9} のオーダーとなっている。「常陽」では、崩壊熱除去機能として主冷却系による強制循環除熱モードに加えて自然循環除熱機能を備えているが、この自然循環モードを確立するための操作としてはナトリウム凍結防止のためのベーンの開操作のみで、流路の切り替え等のナトリウム弁操作や空気冷却器のダンパの開操作等多数の機器の運転モードの変更操作を必要としないこと、さらには主冷却系と補助冷却系が独立であることにより、B01*B02*B03*B05 または B02*B03*B05 の事故シーケンスの発生確率は非常に低い値となっている。例

として、IC09（外部電源喪失）の B02*B03*B05 シーケンスに対する基本事象の寄与割合一覧（上位 20 事象）を表 7-5-2-6 に示す。6C 電源母線の機能喪失と B ループでの 2 次系漏えいまたは流路閉塞事象との組み合わせ、及び 6D 電源母線の機能喪失と A ループでの 2 次主冷却系漏えいまたは流路閉塞事象との組み合わせ、そして A ループと B ループの 2 次主冷却系漏えいまたは流路閉塞事象と補助電磁ポンプの機能喪失との組み合わせが上位を占めている。6C 電源は、A ループの空気冷却器ベーン、入口ダンパそして A 主循環ポンプ回転数低検出機能の制御系電源であることから、A ループの自然循環機能および補助冷却系の機能喪失に至る。これに B ループの自然循環阻害要因が加わることにより、崩壊熱除去機能の喪失に至る。6C 電源はインバータを介して 5C 母線から、またバックアップ用として 4C 母線の 2 系統から給電されているが、6C 電源母線自身の故障は単独で 6C 電源喪失に至ることとなり、この基本事象が上位に現れる結果となっている。6D 電源の機能喪失と A ループの自然循環阻害要因の組み合わせについても同様な理由により、この基本事象が上位に現れる結果となっている。

③ UTOP 事象

UTOP 事象は、正の反応度投入により発生する。炉心損傷頻度に対する基本事象の寄与割合一覧（上位 20 事象）を表 7-5-2-7 に示す。当該起因事象における原子炉安全保護系信号は、「出力領域中性子束高」の 1 信号であり、共通要因校正エラーに起因する炉心損傷頻度が高く（ 10^{-4} オーダー）、これが UTOP 事象発生頻度を大きくしている。

表7-5-2-1 「IC05 制御棒挿入失敗 (/A01*A02)」のミニマルカットセット

合計値：1.30E-6 (裾切り値：1E-20)

順位	発生確率	割合 (%)	累積確率	割合 (%)	ミニマルカットセット					
					3列制御棒4本の内4本が共通要因故障により挿入失敗	1.1E-06+				
1	1.1E-06	85.97	1.1E-06	85.97	3列制御棒4本の内4本が共通要因故障により挿入失敗	1.1E-06+				
2	1.7E-07	12.74	1.3E-06	98.71	3列制御棒4本の内何れか3本が共通要因故障により挿入失敗	1.7E-07+				
3	1.7E-08	1.29	1.3E-06	100	3列制御棒4本の内何れか3本がスクラム信号最終段リレーの共通要因故障(6重故障)により保持電源遮断失敗	1.7E-08+				
4	3.9E-15	0	1.3E-06	100	3F3制御棒(CR-6)挿入失敗	1.6E-05*	3A3制御棒(CR-1)挿入失敗	1.6E-05*	3C3制御棒(CR-3)挿入失敗	2E-05+
5	3.9E-15	0	1.3E-06	100	3F3制御棒(CR-6)挿入失敗	1.6E-05*	3A3制御棒(CR-1)挿入失敗	1.6E-05*	3D3制御棒(CR-4)挿入失敗	2E-05+
6	3.9E-15	0	1.3E-06	100	3F3制御棒(CR-6)挿入失敗	1.6E-05*	3C3制御棒(CR-3)挿入失敗	1.6E-05*	3D3制御棒(CR-4)挿入失敗	2E-05+
7	3.9E-15	0	1.3E-06	100	3D3制御棒(CR-4)挿入失敗	1.6E-05*	3A3制御棒(CR-1)挿入失敗	1.6E-05*	3C3制御棒(CR-3)挿入失敗	2E-05+
8	1.2E-18	0	1.3E-06	100	3F3制御棒(CR-6)挿入失敗	1.6E-05*	A系リレー(SCB7A2)の接点固着 [CR3, 4スクラム点検信号用リレーの誤動作]	2.7E-07*	B系リレー(SCB7B2)の接点固着 [CR3, 4スクラム点検信号用リレーの誤動作]	2E-07+
9	1.2E-18	0	1.3E-06	100	B系リレー(SCB7B2)の接点固着 [CR3, 4スクラム点検信号用リレーの誤動作]	2.7E-07*	A系リレー(SCB7A2)の接点固着 [CR3, 4スクラム点検信号用リレーの誤動作]	2.7E-07*	3A3制御棒(CR-1)挿入失敗	2E-05

表7-5-2-2 「事故シーケンスIC03 PLOHS (C04)」のミニマルカットセット (上位20項)

合計値：3.96E-04 (裾切り値：1E-20)

使命時間：1440時間

順位	発生確率	割合 (%)	累積確率	割合 (%)	ミニマルカットセット					
					3300/220 変圧器故障	1.0E-04+				
1	1.0E-04	25.1	1.0E-04	25.1	3300/220 変圧器故障	1.0E-04+				
2	6.4E-05	16.12	1.6E-04	41.22	オーバフロー電磁ポンプ運転継続失敗	6.4E-05+				
3	4.5E-05	11.33	2.1E-04	52.54	冷却ガスダクト漏洩	4.5E-05+				
4	4.5E-05	11.33	2.5E-04	63.87	冷却ガスダクト閉塞	4.5E-05+				
5	2.0E-05	4.97	2.7E-04	68.84	1HC P/C 開閉器故障	2.0E-05+				
6	2.0E-05	4.97	2.9E-04	73.81	1C-M/C 152C6 遮断器故障	2.0E-05+				
7	1.1E-05	2.77	3.0E-04	76.58	3S電源母線機能喪失	1.1E-05+				
8	1.1E-05	2.77	3.2E-04	79.36	1C電源母線機能喪失	1.1E-05+				
9	1.1E-05	2.77	3.3E-04	82.13	1HC P/C 母線機能喪失	1.1E-05+				
10	1.1E-05	2.77	3.4E-04	84.9	4S電源母線機能喪失	1.1E-05+				
11	7.4E-06	1.87	3.4E-04	86.78	V33-5故障(閉固着)	7.4E-06+				
12	6.0E-06	1.52	3.5E-04	88.3	予熱N2ガス補助系出口弁(V71-8)故障	1.9E-02*	1号D/Gの運転継続失敗		3.1E-04+	
13	5.1E-06	1.28	3.6E-04	89.58	可変抵抗器故障	5.1E-06+				
14	4.9E-06	1.24	3.6E-04	90.82	予熱N2ガス補助系出口弁(V71-8)故障	1.9E-02*	1号D/Gの起動失敗		2.6E-04+	
15	3.3E-06	0.83	3.6E-04	91.65	オーバフロー電磁ポンプNa漏洩	3.3E-06+				
16	2.4E-06	0.62	3.7E-04	92.26	3φインダクションモータ故障	2.4E-06+				
17	2.3E-06	0.59	3.7E-04	92.85	漏洩検知器故障(3)	2.3E-06+				
18	1.9E-06	0.48	3.7E-04	93.33	OFFリレー11分タイマー52ST2故障	1.9E-06+				
19	1.7E-06	0.42	3.7E-04	93.75	電源絶縁トランス破損	1.7E-06+				
20	1.7E-06	0.42	3.7E-04	94.17	電源絶縁トランス破損	1.7E-06+				

表7-5-2-3 「事故シーケンスIC03 PLOHS (B02' *B05)」のミニマルカットセット (上位20項)

合計値：9.83E-04 (裾切り値：1E-20)

使用時間：1440時間

順位	発生確率	割合 (%)	累積確率	割合 (%)	ミニマルカットセット	
1	3.0E-04	30.21	3.0E-04	30.21	1次主冷却系Bループ主配管内管破損 (>4B)	1.5E-04+
2	3.0E-04	30.21	5.9E-04	60.41	1次主冷却系Aループ主配管内管破損 (>4B)	1.5E-04+
3	4.7E-05	4.77	6.4E-04	65.18	A-主中間熱交換器ケーシング破損 (Na漏洩)	2.3E-05+
4	4.7E-05	4.77	6.9E-04	69.95	1次主循環ポンプオーバフロロラムB破損 (Na漏洩)	2.3E-05+
5	4.7E-05	4.77	7.4E-04	74.72	1次主循環ポンプBケーシング部破損 (Na漏洩)	2.3E-05+
6	4.7E-05	4.77	7.8E-04	79.49	1次主循環ポンプAケーシング部破損 (Na漏洩)	2.3E-05+
7	4.7E-05	4.77	8.3E-04	84.26	B-主中間熱交換器ケーシング破損 (Na漏洩)	2.3E-05+
8	4.7E-05	4.77	8.8E-04	89.03	1次主循環ポンプオーバフロロラムA破損 (Na漏洩)	2.3E-05+
9	1.5E-05	1.57	8.9E-04	90.59	1次主冷却系Aループ枝管内管破損 (<4B)	2.5E-05+
10	1.5E-05	1.57	9.1E-04	92.16	1次主冷却系Bループ枝管内管破損 (<4B)	2.5E-05+
11	1.3E-05	1.35	9.2E-04	93.51	Bループ逆止弁 (V31.1-1B) Na漏洩	6.7E-06+
12	1.3E-05	1.35	9.3E-04	94.87	1次主冷却系Bループ圧力計元弁破損 (V31.1-80) Na漏洩	6.7E-06+
13	1.3E-05	1.35	9.5E-04	96.22	1次主冷却系Aループ圧力計元弁破損 (V31.1-80) Na漏洩	6.7E-06+
14	1.3E-05	1.35	9.6E-04	97.57	Aループ逆止弁 (V31.1-1A) Na漏洩	6.7E-06+
15	1.0E-05	1.03	9.7E-04	98.6	1次主冷却系Aループ圧力計破損 (PX31.1-1A) Na漏洩	5.1E-06+
16	1.0E-05	1.03	9.8E-04	99.63	1次主冷却系Bループ圧力計破損 (PX31.1-1B) Na漏洩	5.1E-06+
17	1.1E-06	0.11	9.8E-04	99.73	2次主冷却系Aループ主配管破損 (Na漏洩)	3.3E-04* 2次主冷却系Bループ 管路閉塞 (SCSB-CHK)、冷却材喪失 (SCSB-SL) (マクロ) 8.1E-04+
18	4.3E-07	0.04	9.8E-04	99.78	A主中間熱交換器内部破損 2次系側伝熱管管路閉塞	1.3E-04* 2次主冷却系Bループ 管路閉塞 (SCSB-CHK)、冷却材喪失 (SCSB-SL) (マクロ) 8.1E-04+
19	4.3E-07	0.04	9.8E-04	99.82	A-主中間熱交換器 内部破損 (1次系管路閉塞)	1.3E-04* 2次主冷却系Bループ 管路閉塞 (SCSB-CHK)、冷却材喪失 (SCSB-SL) (マクロ) 8.1E-04+
20	3.3E-07	0.03	9.8E-04	99.85	2次主冷却系Aループ枝配管破損 (Na漏洩)	1.0E-04* 2次主冷却系Bループ 管路閉塞 (SCSB-CHK)、冷却材喪失 (SCSB-SL) (マクロ) 8.1E-04+

表7-5-2-4 「事故シーケンスIC02-4 PLOHS (C03*B03)」のミニマルカットセット (上位20項)

合計値：5.53E-05 (裾切り値：1E-20)

使用時間：1440時間

順位	発生確率	割合 (%)	累積確率	割合 (%)	ミニマルカットセット			
					故障発生	故障発生	故障発生	
1	1.1E-05	19.91	1.1E-05	19.91	3S電源母線機能喪失	1.1E-05+		
2	1.1E-05	19.91	2.2E-05	39.82	7S電源母線機能喪失	1.1E-05+		
3	1.1E-05	19.91	3.3E-05	59.72	6D電源母線機能喪失	1.1E-05+		
4	1.1E-05	19.91	4.4E-05	79.63	6C電源母線機能喪失	1.1E-05+		
5	1.7E-06	3.08	4.6E-05	82.71	予熱N2ガス主冷却系Aループ入口弁故障	4.5E-04*	2次補助電磁ポンプ故障 (継続運転失敗)	3.8E-03+
6	1.7E-06	3.08	4.7E-05	85.79	予熱N2ガス主冷却系Aループ入口弁故障	4.5E-04*	電磁ポンプ故障 (運転中)	3.8E-03+
7	1.7E-06	3.08	4.9E-05	88.86	予熱N2ガス主冷却系Aループ出口弁故障	4.5E-04*	2次補助電磁ポンプ故障 (継続運転失敗)	3.8E-03+
8	1.7E-06	3.08	5.1E-05	91.94	予熱N2ガス主冷却系Aループ出口弁故障	4.5E-04*	電磁ポンプ故障 (運転中)	3.8E-03+
9	4.9E-07	0.89	5.1E-05	92.83	予熱N2ガス主冷却系Aループ入口弁故障	4.5E-04*	補助送風機本体故障 (継続運転失敗)	1.1E-03+
10	4.9E-07	0.89	5.2E-05	93.73	予熱N2ガス主冷却系Aループ出口弁故障	4.5E-04*	補助送風機本体故障 (継続運転失敗)	1.1E-03+
11	1.2E-07	0.22	5.2E-05	93.94	予熱N2ガス主冷却系Aループ出口弁故障	4.5E-04*	伝熱管閉塞	2.7E-04+
12	1.2E-07	0.22	5.2E-05	94.16	予熱N2ガス主冷却系Aループ入口弁故障	4.5E-04*	伝熱管閉塞	2.7E-04+
13	1.1E-07	0.19	5.2E-05	94.35	予熱N2ガス主冷却系Aループ入口弁故障	4.5E-04*	補助送風機本体故障 (起動失敗)	2.4E-04+
14	1.1E-07	0.19	5.2E-05	94.54	予熱N2ガス主冷却系Aループ出口弁故障	4.5E-04*	補助送風機本体故障 (起動失敗)	2.4E-04+
15	9.1E-08	0.17	5.2E-05	94.7	予熱N2ガス主冷却系Aループ入口弁故障	4.5E-04*	B主ポンプ低回転数検出器 (NE31.1-BB) 故障	2.1E-04+
16	9.1E-08	0.17	5.2E-05	94.87	予熱N2ガス主冷却系Aループ出口弁故障	4.5E-04*	B主ポンプ低回転数検出器 (NE31.1-BB) 故障	2.1E-04+
17	9.1E-08	0.17	5.3E-05	95.03	予熱N2ガス主冷却系Aループ入口弁故障	4.5E-04*	A主ポンプ低回転数検出器 (NE31.1-AA) 故障	2.1E-04+
18	9.1E-08	0.17	5.3E-05	95.2	予熱N2ガス主冷却系Aループ出口弁故障	4.5E-04*	A主ポンプ低回転数検出器 (NE31.1-AA) 故障	2.1E-04+
19	8.8E-08	0.16	5.3E-05	95.35	予熱N2ガス主冷却系Aループ出口弁故障	4.5E-04*	電磁ポンプ破損	2.0E-04+
20	8.8E-08	0.16	5.3E-05	95.51	予熱N2ガス主冷却系Aループ入口弁故障	4.5E-04*	電磁ポンプ破損によるナトリウム漏洩	2.0E-04+

表7-5-2-5 「事故シーケンスIC02-4 PLOHS (C04*B03)」のミニマルカットセット(上位20項)

合計値: 1.06E-04 (裾切り値: 1E-20)

使用時間: 1440時間

順位	発生確率	割合(%)	累積確率	割合(%)	ミニマルカットセット		
1	4.5E-05	42.29	4.5E-05	42.29	冷却ガスダクト閉塞	4.5E-05+	
2	4.5E-05	42.29	9.0E-05	84.58	冷却ガスダクト漏洩	4.5E-05+	
3	1.1E-05	10.36	1.0E-04	94.94	3S電源母線機能喪失	1.1E-05+	
4	1.2E-06	1.16	1.0E-04	96.1	機器冷却ファンA運転失敗	1.1E-03*	機器冷却ファンB運転失敗 1.1E-03+
5	3.8E-07	0.36	1.0E-04	96.46	3300/220 変圧器故障	1.0E-04*	電磁ポンプ故障(運転中) 3.8E-03+
6	3.8E-07	0.36	1.0E-04	96.82	3300/220 変圧器故障	1.0E-04*	2次補助電磁ポンプ故障(継続運転失敗) 3.8E-03+
7	2.4E-07	0.23	1.0E-04	97.05	オーバーフロー電磁ポンプ運転継続失敗	6.4E-05*	電磁ポンプ故障(運転中) 3.8E-03+
8	2.4E-07	0.23	1.0E-04	97.28	オーバーフロー電磁ポンプ運転継続失敗	6.4E-05*	2次補助電磁ポンプ故障(継続運転失敗) 3.8E-03+
9	1.1E-07	0.1	1.0E-04	97.38	機器冷却ファンA運転失敗	1.1E-03*	母線1D-2D間の変圧器の機能喪失(UR) 1.0E-04+
10	1.1E-07	0.1	1.0E-04	97.49	3300/220 変圧器故障	1.0E-04*	補助送風機本体故障(継続運転失敗) 1.1E-03+
11	1.1E-07	0.1	1.0E-04	97.59	母線1C-2C間の変圧器の機能喪失(UR)	1.0E-04*	機器冷却ファンB運転失敗 1.1E-03+
12	7.5E-08	0.07	1.0E-04	97.66	1HC P/C 開閉器故障	2.0E-05*	2次補助電磁ポンプ故障(継続運転失敗) 3.8E-03+
13	7.5E-08	0.07	1.0E-04	97.73	1C-M/C 152C6 遮断器故障	2.0E-05*	電磁ポンプ故障(運転中) 3.8E-03+
14	7.5E-08	0.07	1.0E-04	97.81	1C-M/C 152C6 遮断器故障	2.0E-05*	2次補助電磁ポンプ故障(継続運転失敗) 3.8E-03+
15	7.5E-08	0.07	1.0E-04	97.88	1HC P/C 開閉器故障	2.0E-05*	電磁ポンプ故障(運転中) 3.8E-03+
16	7.1E-08	0.07	1.0E-04	97.94	オーバーフロー電磁ポンプ運転継続失敗	6.4E-05*	補助送風機本体故障(継続運転失敗) 1.1E-03+
17	7.0E-08	0.07	1.0E-04	98.01	7C用の負荷電圧補償装置(整流装置相当)の機能喪失(UR)	6.3E-05*	機器冷却ファンB運転失敗 1.1E-03+
18	7.0E-08	0.07	1.0E-04	98.07	機器冷却ファンA運転失敗	1.1E-03*	7D用の負荷電圧補償装置(整流装置相当)の機能喪失(UR) 6.3E-05+
19	4.2E-08	0.04	1.0E-04	98.11	1C電源母線機能喪失	1.1E-05*	電磁ポンプ故障(運転中) 3.8E-03+
20	4.2E-08	0.04	1.0E-04	98.15	1C電源母線機能喪失	1.1E-05*	2次補助電磁ポンプ故障(継続運転失敗) 3.8E-03+

表7-5-2-6 「事故シーケンスIC09-PLOHS (B02*B03*B05)」のミニマルカットセット (上位20項)

合計値: 8.97E-08 (概切り値: 1E-20)

使用時間: 1440時間

順位	発生確率	割合(%)	累積確率	割合(%)	ミニマルカットセット				
					故障モード	発生確率	割合(%)	累積確率	
1	1.8E-08	19.75	1.8E-08	19.75	6C電源母線機能喪失	1.1E-05*	2次主冷却系Bループ 流路閉塞 (SCSB-CHK)、冷却材喪失 (SCSB-SL) (マクロ)	1.6E-03+	
2	7.3E-09	8.1	2.5E-08	27.85	2次主冷却系Aループ主配管破損 (Na漏洩)	6.6E-04*	6D電源母線機能喪失	1.1E-05+	
3	4.1E-09	4.53	2.9E-08	32.38	2次主冷却系Aループ主配管破損 (Na漏洩)	6.6E-04*	2次主冷却系Bループ 流路閉塞 (SCSB-CHK)、冷却材喪失 (SCSB-SL) (マクロ)	1.6E-03*	電磁ポンプ故障 (運転中) 3.8E-03+
4	4.1E-09	4.53	3.3E-08	36.9	2次主冷却系Aループ主配管破損 (Na漏洩)	6.6E-04*	2次主冷却系Bループ 流路閉塞 (SCSB-CHK)、冷却材喪失 (SCSB-SL) (マクロ)	1.6E-03*	2次補助電磁ポンプ故障 (継続運転失敗) 3.8E-03+
5	2.9E-09	3.28	3.6E-08	40.18	A-主中間熱交換器 内部破損 (1次系流路閉塞)	2.7E-04*	6D電源母線機能喪失	1.1E-05+	
6	2.9E-09	3.28	3.9E-08	43.45	A主中間熱交換器内部破損 2次系側伝熱管流路閉塞	2.7E-04*	6D電源母線機能喪失	1.1E-05+	
7	2.9E-09	3.28	4.2E-08	46.73	6C電源母線機能喪失	1.1E-05*	B-主中間熱交換器 内部破損 (1次系流路閉塞)	2.7E-04+	
8	2.2E-09	2.48	4.4E-08	49.21	2次主冷却系Aループ枝配管破損 (Na漏洩)	2.0E-04*	6D電源母線機能喪失	1.1E-05+	
9	1.6E-09	1.83	4.6E-08	51.04	A-主中間熱交換器 内部破損 (1次系流路閉塞)	2.7E-04*	2次主冷却系Bループ 流路閉塞 (SCSB-CHK)、冷却材喪失 (SCSB-SL) (マクロ)	1.6E-03*	電磁ポンプ故障 (運転中) 3.8E-03+
10	1.6E-09	1.83	4.7E-08	52.87	A主中間熱交換器内部破損 2次系側伝熱管流路閉塞	2.7E-04*	2次主冷却系Bループ 流路閉塞 (SCSB-CHK)、冷却材喪失 (SCSB-SL) (マクロ)	1.6E-03*	2次補助電磁ポンプ故障 (継続運転失敗) 3.8E-03+
11	1.6E-09	1.83	4.9E-08	54.7	A-主中間熱交換器 内部破損 (1次系流路閉塞)	2.7E-04*	2次主冷却系Bループ 流路閉塞 (SCSB-CHK)、冷却材喪失 (SCSB-SL) (マクロ)	1.6E-03*	2次補助電磁ポンプ故障 (継続運転失敗) 3.8E-03+
12	1.6E-09	1.83	5.1E-08	56.53	A主中間熱交換器内部破損 2次系側伝熱管流路閉塞	2.7E-04*	2次主冷却系Bループ 流路閉塞 (SCSB-CHK)、冷却材喪失 (SCSB-SL) (マクロ)	1.6E-03*	電磁ポンプ故障 (運転中) 3.8E-03+
13	1.6E-09	1.74	5.2E-08	58.27	A-主中間熱交換器導管部破損	1.4E-04*	6D電源母線機能喪失	1.1E-05+	
14	1.6E-09	1.74	5.4E-08	60.02	1A主冷却器 伝熱管破損	1.4E-04*	6D電源母線機能喪失	1.1E-05+	
15	1.6E-09	1.74	5.5E-08	61.76	2A主冷却器 伝熱管部破損	1.4E-04*	6D電源母線機能喪失	1.1E-05+	
16	1.2E-09	1.39	5.7E-08	63.14	2次主冷却系Aループ枝配管破損 (Na漏洩)	2.0E-04*	2次主冷却系Bループ 流路閉塞 (SCSB-CHK)、冷却材喪失 (SCSB-SL) (マクロ)	1.6E-03*	電磁ポンプ故障 (運転中) 3.8E-03+
17	1.2E-09	1.39	5.8E-08	64.53	2次主冷却系Aループ枝配管破損 (Na漏洩)	2.0E-04*	2次主冷却系Bループ 流路閉塞 (SCSB-CHK)、冷却材喪失 (SCSB-SL) (マクロ)	1.6E-03*	2次補助電磁ポンプ故障 (継続運転失敗) 3.8E-03+
18	1.2E-09	1.32	5.9E-08	65.84	2次主冷却系Aループ主配管破損 (Na漏洩)	6.6E-04*	2次主冷却系Bループ 流路閉塞 (SCSB-CHK)、冷却材喪失 (SCSB-SL) (マクロ)	1.6E-03*	補助送風機本体故障 (継続運転失敗) 1.1E-03+
19	8.7E-10	0.97	6.0E-08	66.82	2A主冷却器 伝熱管部破損	1.4E-04*	2次主冷却系Bループ 流路閉塞 (SCSB-CHK)、冷却材喪失 (SCSB-SL) (マクロ)	1.6E-03*	電磁ポンプ故障 (運転中) 3.8E-03+
20	8.7E-10	0.97	6.1E-08	67.79	2A主冷却器 伝熱管部破損	1.4E-04*	2次主冷却系Bループ 流路閉塞 (SCSB-CHK)、冷却材喪失 (SCSB-SL) (マクロ)	1.6E-03*	2次補助電磁ポンプ故障 (継続運転失敗) 3.8E-03+

表7-5-2-7 「IC01フロントラインシステム A01(原子炉安全保護系動作失敗)」のミニマルカットセット(上位20項)

合計値: 1.10E-4 (裾切り値: 1E-20)

順位	発生確率	割合(%)	累積確率	割合(%)	ミニマルカットセット			
					故障原因	発生確率	割合(%)	累積確率
1	1.1E-04	100	1.1E-04	100	3列制御棒4本の内4本が共通要因故障により挿入失敗	1.1E-06+		
2	4.2E-09	0	1.1E-04	100	A系、B系スクラム出カリレー共通要因故障(4/4)	4.2E-09+		
3	1.8E-12	0	1.1E-04	100	ロジック盤A基板回路の故障	1.3E-06*	ロジック盤B基板回路の故障	1.3E-06+
4	1.8E-12	0	1.1E-04	100	補助リレーユニットの故障	1.3E-06*	補助リレーユニットの故障	1.3E-06+
5	1.8E-12	0	1.1E-04	100	補助リレーユニットの故障	1.3E-06*	補助リレーユニットの故障	1.3E-06+
6	1.8E-12	0	1.1E-04	100	補助リレーユニットの故障	1.3E-06*	補助リレーユニットの故障	1.3E-06+
7	1.6E-12	0	1.1E-04	100	補助リレーユニットの故障	1.3E-06*	検出器の故障	1.2E-06+
8	1.6E-12	0	1.1E-04	100	補助リレーユニットの故障	1.3E-06*	検出器の故障	1.2E-06+
9	1.6E-12	0	1.1E-04	100	検出器の故障	1.2E-06*	補助リレーユニットの故障	1.3E-06+
10	1.6E-12	0	1.1E-04	100	検出器の故障	1.2E-06*	補助リレーユニットの故障	1.3E-06+
11	1.6E-12	0	1.1E-04	100	補助リレーユニットの故障	1.3E-06*	検出器の故障	1.2E-06+
12	1.6E-12	0	1.1E-04	100	検出器の故障	1.2E-06*	補助リレーユニットの故障	1.3E-06+
13	1.4E-12	0	1.1E-04	100	検出器の故障	1.2E-06*	検出器の故障	1.2E-06+
14	1.4E-12	0	1.1E-04	100	検出器の故障	1.2E-06*	検出器の故障	1.2E-06+
15	1.4E-12	0	1.1E-04	100	検出器の故障	1.2E-06*	検出器の故障	1.2E-06+
16	3.6E-13	0	1.1E-04	100	ロジック盤入力リレー (SL5)の故障	2.7E-07*	補助リレーユニットの故障	1.3E-06+
17	3.6E-13	0	1.1E-04	100	ロジック盤入力リレー (SL4)の故障	2.7E-07*	補助リレーユニットの故障	1.3E-06+
18	3.6E-13	0	1.1E-04	100	ロジック盤入力リレー (SL6)の故障	2.7E-07*	補助リレーユニットの故障	1.3E-06+
19	3.6E-13	0	1.1E-04	100	補助リレーユニットの故障	1.3E-06*	ロジック盤入力リレー (SL4)の故障	2.7E-07+
20	3.6E-13	0	1.1E-04	100	補助リレーユニットの故障	1.3E-06*	ロジック盤入力リレー (SL5)の故障	2.7E-07+

7. 6 事故シーケンスの定量化のまとめ

高速実験炉「常陽」における全炉心損傷頻度は 5.0×10^{-6} /炉年であり、IAEA INSAG-12(International Nuclear Safety Advisory Group)に記された炉心損傷頻度の目標値（下記参照：停止時及び外的事象も含む値）を下回っていることを確認した。

- ・ 炉心損傷頻度 10^{-4} /炉年（既設炉に対して）
- ・ 炉心損傷頻度 10^{-5} /炉年（新設炉に対して）

また、原子力安全委員会の安全目標専門部会が平成 18 年 3 月 28 日にとりまとめた専門部会報告書「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－」に定められた性能目標の定量的な指標値案(炉心損傷頻度： 10^{-4} /炉年：停止時及び外的事象も含めた目安)も下回っている。

8. 考察

レベル1 PSA では、炉心損傷頻度への寄与が相対的に大きいシーケンス（運転員の誤操作や機器の故障の組合せ）を明示することが可能であり、寄与が大きいシーケンスに対して、対策を講じることで、より効果的にプラントの安全性を向上できる。そこで、今回の評価結果に基づき、炉心損傷頻度への寄与が大きい故障事象を抽出し、検討課題をサーベイした。

8. 1 故障事象の抽出

炉心損傷頻度への寄与が大きいシーケンスにおける故障事象のうち、その故障頻度を低減することで、炉心損傷頻度を効果的に減少させることができると考えられる項目は、以下の6項目であった。

(1) 出力領域中性子束高信号の共通原因校正エラー

炉心損傷頻度への寄与が大きい起因事象については、基本的に2種類以上の原子炉安全保護系の動作信号を有するが、「正の反応度投入」においては、「出力領域中性子束高」信号の1種類が、原子炉安全保護系の動作信号となる。そのため、「出力領域中性子束高」信号の成否については、重要度が高い。

(2) 共通原因による制御棒の挿入失敗

原子炉出力低下（原子炉スクラム）には、①原子炉安全保護系動作、②制御棒の挿入に成功する必要がある。本評価の結果、制御棒の挿入の失敗（共通原因故障）が原子炉出力低下機能の喪失に係る支配的な故障要因となることを確認した。支配的な故障要因の内訳を明確化することは困難であるが、制御棒の挿入過程における機械的な干渉による失敗より、切離機構（ラッチフィンガー等）の故障による切離失敗の重要度が高いと考えられる。

(3) 6C 電源母線、6D 電源母線の単一故障

6C 電源母線、6D 電源母線の単一故障が発生すると、主冷却系1ループの自然循環除熱機能とともに、補助冷却系電磁ポンプ起動信号を喪失する。この状態における除熱は、主冷却系1ループで実施されているため、除熱ループの機能喪失が重畳した場合、崩壊熱除去機能を喪失する。そのため、6C 電源母線、6D 電源母線の成否については、重要度が高い。

(4) 2次主冷却系配管のバウンダリ機能喪失

上記(3)の故障との組み合わせで崩壊熱除去機能を喪失させる（除熱ループの機能喪失を発生させる）。2次主冷却系配管は、1次主冷却系配管（二重構造）と異なり、一重構造であり、1箇所漏えいにより当該ループの自然循環機能を喪失する。そのため、2次系配管のバウンダリ機能の成否については、重要度が高い。

(5) オーバフロー電磁ポンプ冷却ガス供給ダクト及び補助電磁ポンプ冷却ガス供給ダクトの漏えい・閉塞

1次主冷却系・補助冷却系ナトリウム漏えいが発生した場合、オーバフロー電磁ポンプ及び補助電磁ポンプで共用している冷却ガス供給ダクトラインに漏えいまたは閉塞があると、「オーバフロー系汲み上げ運転失敗」×「補助冷却系運転失敗」が発生し、原子

炉容器ナトリウム液位が1次主冷却系の循環運転に必要な液位を下回るとともに、補助電磁ポンプの運転失敗により崩壊熱除去機能を喪失する。オーバフロー電磁ポンプ冷却ガス供給ダクト及び補助電磁ポンプ冷却ガス供給ダクトの漏えい・閉塞の成否については、重要度が高い。

(6) 外部電源喪失

発生頻度が最も大きい起因事象であり、上記(2)と重畳して、原子炉出力低下機能喪失の発生頻度への寄与が大きいため、その成否について、重要度が高い。

8. 2 検討課題のサーベイ結果

「常陽」における今後の運転・保守管理の参考情報として、上記 8.1 において抽出した故障事象について、炉心損傷頻度低減のための検討課題をサーベイした。なお、ここでは、実現性には言及しないこととし、設備の改造、保守管理の重点化、代替手段の開発等の観点で、効果的と考えられる対応策を抽出した。

(1) 出力領域中性子束高信号の共通原因校正エラー

共通原因故障が支配要因であるため、原子炉安全保護系信号の多様性を図ることで炉心損傷頻度を効果的に低減することができる（多重性の向上（チャンネル数の増加）は有効な対策とならない）。また、当該信号について、その重要性を考慮し、保守管理の重点化を図ることも有効な対策である（例：①通常 2 名体制で実施する校正作業を、上級職員を加えて実施する、②スクラム設定値が変動しないことを異なる監視パラメータにより保証する）。なお、本評価では、原子炉安全保護系信号のスクラム設定値校正作業時の複数チャンネルの共通原因ヒューマンエラー（誤校正）が支配要因であり、校正作業の実施頻度増加は、信号の信頼性向上の観点で効果が小さい。

(2) 共通原因による制御棒の挿入失敗

支配的な故障要因は、切離機構（ラッチフィンガー等）の故障による切離失敗と考えられるため、切離機構の多様性を検討することで、信頼性を向上させることができる。

(3) 6C 電源母線、6D 電源母線の単一故障

補助冷却系電磁ポンプ起動信号に係る電源母線を、独立した母線に分離することで、6C 電源母線、6D 電源母線の単一故障による主冷却系 1 ループの自然循環除熱機能と補助冷却系電磁ポンプ起動信号喪失の同時発生を防止できる。

また、除熱ループの機能喪失が重畳した場合のアクシデントマネジメント策として、補助冷却系の手動起動手順と主冷却系 1 ループ（自然循環）の主冷却機ベーン・ダンパ手動制御手順を開発することも、有効な対策である。

(4) 2 次主冷却系配管のバウンダリ機能喪失

2 次主冷却系配管のバウンダリ機能喪失は、上記 (3) の故障との組み合わせで崩壊熱除去機能を喪失させる（除熱ループの機能喪失を発生させる）。そのため、上記 (3) について対策を講じることで、本項目の重要度を低減することができる。

(5) オーバフロー電磁ポンプ冷却ガス供給ダクト及び補助電磁ポンプ冷却ガス供給ダクトの漏えい・閉塞

オーバフロー電磁ポンプ及び補助電磁ポンプで共用している冷却ガス供給ダクトラインを分離・独立させることで、「オーバフロー系汲み上げ運転失敗」と「補助冷却系運転

失敗」の同時発生を防止することができる。また、ナトリウム漏えいが限定的な場合にあっては、原子炉容器内の冷却材温度上昇（熱源：崩壊熱）による冷却材体積膨張による液位回復により、主冷却系による除熱が復旧される可能性がある。

(6) 外部電源喪失

試験研究炉である「常陽」は、発電設備を保有していないため、商業用軽水炉と異なり、外部電源喪失が発生した場合に、原子炉をスクラムさせる設計としている。そのため、外部電源喪失に起因する炉心損傷頻度の寄与は、上記(2)と重畳し大きくなることから、上記(2)について対策を講じることで、本項目の重要度を低減することができる。

9. 結言

高速実験炉「常陽」について、出力運転時における内的事象に対するレベル1 PSA を実施し、炉心損傷に至る事故シーケンスを同定するとともに、炉心損傷頻度を定量化した。以下に、主な成果を示す。

- (1) 高速実験炉「常陽」における全炉心損傷頻度は 5.0×10^{-6} /炉年であり、IAEA INSAG-12 に記された炉心損傷頻度の目標値である 10^{-4} /炉年（既設炉に対して）及び 10^{-5} /炉年（新設炉に対して）を下回っている。
- (2) 全炉心損傷頻度に対する各事故カテゴリーの寄与割合を調べたところ、過渡時スクラム機能喪失（ATWS：Anticipated Transient Without Scram）事象及び崩壊熱除去機能喪失（PLOHS：Protected Loss of Heat Sink）事象が各々全体の約60%及び約40%を占めており、原子炉液位喪失（LORL：Loss of Reactor Level）事象に至る可能性が小さいことが示された。また、起因事象としては、外部電源喪失の寄与が最も大きく約8割、次いで手動スクラムが約2割を占めている。これは、試験研究炉である「常陽」は商業用軽水炉と異なり、外部電源喪失発生時において、運転を継続する必要性が小さいことから、外部電源喪失時に原子炉をスクラムさせる設計とされていることに起因する。
- (3) 炉心損傷頻度への寄与が大きいシーケンスに含まれる起因事象、機器故障並びにヒューマンエラーは、「出力領域中性子束高信号の共通原因校正エラー」、「共通原因による制御棒の挿入失敗」、「6C 電源母線、6D 電源母線の単一故障」、「2次主冷却系配管のバウンダリ機能喪失」、「オーバフロー電磁ポンプ冷却ガス供給ダクト及び補助電磁ポンプ冷却ガス供給ダクトの漏えい・閉塞」、「外部電源喪失」であることが明らかとなった。これらについて、炉心損傷頻度低減のための対応策を今後の運転・保守管理における参考情報として整理した。

本研究において構築した高速実験炉「常陽」のレベル1 PSA 解析モデル、パラメータの推定値、炉心損傷に至る事故シーケンス及びその発生頻度の定量結果並びに得られた結果の解釈の全てが、高速炉の PSA 実践例として貴重な技術基盤となる。今後、「常陽」における PSA の評価に含まれる不確かさを把握するためには、不確定性解析、感度解析等が重要となる。

謝辞

本評価にあたり、高速実験炉部高速炉第1課運転チームには、フォルトツリーの作成のための設計図書調査等に多くのご協力をいただきました。また、レベル1 PSA の事故シーケンス解析には、株式会社 NESI の吉氏崇浩氏に多くのご協力をいただきました。ここに感謝の意を表します。

参考文献

- 1) 相澤清人 “動燃における確率論的安全評価 (PSA) 研究” 動燃技報, No.74, pp. 43-50、動燃事業団 (1990) .
- 2) PSA 実施手順調査検討専門委員会 “確率論的安全評価 (PSA) 実施手順に関する調査検討 - レベル1 PSA、内の事象 -” (財) 原子力安全研究協会 (1992) .
- 3) S. Suzuki et al., “Upgrading program of experimental fast reactor “JOYO” -The MK-III Program-,” Proceedings of the 10th Pacific Basin Nuclear Conference, Kobe, Japan, pp. 759-768 (1996).
- 4) A. Yoshida, Y. Arii, T. Aoyama, S. Suzuki, “Core and Fuel Management Experience of “JOYO” and Its Upgrading Program,” Proceedings of PHYSOR96, Mito Japan, pp. I-28 - 37 (1996).
- 5) 有井祥夫他、“高速実験炉「常陽」の炉心高性能化計画 (MK-III計画)”、日本原子力学会誌, Vol. 38, No. 7, pp. 577-584 (1997).
- 6) T. Sekine, T. Aoyama, S. Suzuki, Y. Yamashita, “Upgrade of Irradiation Test Capability of the Experimental Fast Reactor JOYO,” Proceedings of the 11th International Conference on Reactor Dosimetry, ENS/ASTM, Brussels, Belgium, pp. 447-454 (2002).
- 7) Y. Maeda, T. Aoyama et al., “Glorious achievement of a quarter century operation and a promising project named MK-III in JOYO,” Transaction of the ANS Annual Meeting (2002).
- 8) 吉田昌宏、青山卓史、前田幸基、“「常陽」の高度化計画 (MK-III計画) の概要”、サイクル機構技報, No. 21, pp. 5-16, 核燃料サイクル開発機構 (2003).
- 9) H. Hara, T. Nagata, T. Aoyama, S. Suzuki, “JOYO MK-III, state-of-the-art, FBR Irradiation Test Facility,” Proceedings of the 14th Pacific Basin Nuclear Conference (PBNC2004), CD-ROM, Honolulu USA (2004).
- 10) Y. Maeda, T. Aoyama et al., “Distinguished achievements of a quarter century operation and a promising project named MK-III in JOYO,” Nuclear Technology, Vol. 150, No. 1, pp. 16-36 (2005).
- 11) T. Aoyama, T. Sekine et al., “JOYO, THE IRRADIATION AND DEMONSTRATION TEST FACILITY OF FBR DEVELOPMENT,” Proceedings of the 15th Pacific Basin Nuclear Conference (PBNC2006), CD-ROM, Sidney, Australia (2006).
- 12) 栗坂健一 “高速炉機器信頼性データベースの開発” 動燃技報No.98 pp. 18-31、動燃事業団 (1996) .

付録 (CD-ROM に収録)

付録 1. フォルトツリー

A 原子炉出力低下機能

- A01 原子炉安全保護系動作 (全起因事象)
- A02 制御棒の挿入 (6本のうち、第3列の制御棒2本以上を挿入) (全起因事象)

C 炉容器液面保持機能

- C01 リークジャケット部健全性確保 (IC02-2~3)
 - 外管健全性確保 (IC02-4, IC03)
- C02 安全容器健全性確保 (IC02-3)
 - 予熱窒素ガス系仕切弁「閉」動作 (IC03)
- C03 リークジャケット仕切弁「閉」動作 (IC02-2~3)
 - 予熱窒素ガス系仕切弁「閉」動作 (IC02-4)
 - 1次補助冷却系出入口弁「閉」動作 (手動) (IC03)
- C04 オーバフロー系運転 (IC02, IC03 共通)
- C05 主冷却系サイフォンブレイク (IC02-4)
 - 補助冷却系サイフォンブレイク (IC03)

B 崩壊熱除去機能

- B01 主冷却系 2 ループによる強制循環除熱 (ランバック運転) (IC01, IC07, IC08, IC10)
- B01' 主冷却系 1 ループによる強制循環除熱 (ランバック運転) (IC06)
- B02 主冷却系 2 ループによる強制循環除熱 (ポンプモータ運転) (IC01, IC02, IC05, IC07~IC10)
- B02' 主冷却系 1 ループによる強制循環除熱 (ポンプモータ運転) (IC03, IC04, IC06)
- B03 補助冷却系による強制循環除熱 (自動起動) (IC03 を除く全起因事象)
- B05 主冷却系 2 ループによる自然循環除熱 (自動移行) (IC06 を除く全起因事象)
- B05' 主冷却系 1 ループによる自然循環除熱 (自動移行) (IC06)

付録 2. フォルトツリー解析ツール (PIRAS)

付録 3. イベントコード

国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位

基本量	SI基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立法メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比体積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立法メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率 ^(b)	(数字の)	1
比透磁率 ^(b)	(数字の)	1

- (a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光度	ルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd
照射度	ルクス	lx	lm/m ²	m ⁻² cd
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq		s ⁻¹
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
酸素活性化	カタール	kat		s ⁻¹ mol

- (a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g) 単位シーベルト (PV,2002,70,205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI組立単位		
	名称	記号	SI基本単位による表し方
粘り度	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
熱流密度, 放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A
表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m ⁻³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ m ⁻² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)	m ² m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ⁻³ s ⁻¹ mol

表5. SI接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ⁻¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ⁻³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1ha=1hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1L=1l=1dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1t=10 ³ kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI単位で表される数値
電子ボルト	eV	1eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1u=1 Da
天文単位	ua	1ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852m
バイン	b	1 b=100fm ² =(10 ⁻¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、 対数量の定義に依存。
ベベル	B	
デジベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エル	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx
ガール	Gal	1 Gal=1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm ⁻² =10 ⁴ T
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe ≐ (10 ³ /4π)A m ⁻¹

- (c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「≐」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ		1フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1メートル系カラット=200 mg=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1cal=4.1858J (「15°C」カロリ), 4.1868J (「IT」カロリ) 4.184J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

