

## 加速器駆動未臨界システムの安全性検討

—異常事象の検討と事故事象の安全解析—

Investigation of Safety for Accelerator Driven System  
- Investigation for Abnormal Event and Safety Analysis for Accident Event -

菅原 隆徳 西原 健司 辻本 和文 倉田 有司  
大井川 宏之

Takanori SUGAWARA, Kenji NISHIHARA, Kazufumi TSUJIMOTO, Yuji KURATA  
and Hiroyuki OIGAWA

原子力基礎工学研究部門  
核工学・炉工学ユニット

Division of Nuclear Data and Reactor Engineering  
Nuclear Science and Engineering Directorate

September 2009

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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

# 加速器駆動未臨界システムの安全性検討

## -異常事象の検討と事故事象の安全解析-

日本原子力研究開発機構

原子力基礎工学研究部門 核工学・炉工学ユニット

菅原 隆徳、西原 健司、辻本 和文<sup>+</sup>、倉田 有司、大井川 宏之

(2009年7月2日受理)

加速器駆動未臨界システム（ADS）は、未臨界状態で外部中性子源により運転されることから、一般的な臨界炉に比べて安全性が高いとされている。本検討では、ADSで起こりうる異常な事象を系統的に整理し、炉心損傷の可能性が考えられる事象について詳細な安全解析を実施することで、ADSが炉心損傷事故の可能性を包含していないかどうか検討した。

レベル1 PSAの結果に基づいて異常な事象を整理し、その結果を踏まえて安全解析を行った結果、対象とした全ての事象で炉心損傷は起こらず、再臨界事故も起こらない結果が得られた。またレベル1 PSAの結果と併せ、次のことがわかった。

1. ビーム窓破損事象は、PSAの炉心損傷に関わるシーケンスとして想定不要
2. 現在の加速器、ターゲット領域の設計（ビーム出力の変化幅、ターゲット領域のサイズ等）が、原子炉の安全解析の点からは妥当である

基準外事象においては、クリーブ破断による炉心損傷の可能性が考えられるものの、その発生頻度は極めて低く、対象としたADSは炉心損傷および損傷に伴う再臨界の可能性が非常に低いシステムであるといえる。

# Investigation of Safety for Accelerator Driven System

## -Investigation for Abnormal Event and Safety Analysis for Accident Event-

Takanori SUGAWARA, Kenji NISHIHARA, Kazufumi TSUJIMOTO<sup>+</sup>,  
Yuji KURATA and Hiroyuki OIGAWA

Division of Nuclear Data and Reactor Engineering  
Nuclear Science and Engineering Directorate  
Japan Atomic Energy Agency  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 2, 2009)

It is supposed that the Accelerator Driven System (ADS) is safer than other critical systems such as Fast Reactors since the ADS is driven by the external neutron source in the subcritical state. In this study, the investigation to confirm the possibility of Core Disruptive Accident (CDA) for the ADS was performed by Level 1 PSA and detailed safety analyses.

Abnormal events for the ADS were sorted by Level 1 PSA and calculation cases for the safety analysis were discussed. Based on these results, safety analyses for Unprotected Transient Over Power (UTOP) and Unprotected Loss of Flow (ULOF) were carried out. These results showed that there were hardly possibilities of CDA for the ADS. Following points were also found by both Level 1 PSA and the safety analysis results.

1. It is not required to suppose the beam window breakage event as the accident sequence in Level 1 PSA.
2. The design of the accelerator (range of beam intensity) and the target region size is appropriate from the viewpoint of the safety analysis.

In the beyond design basis accidents (UTOP and ULOF), it was considered that the creep rupture of the clad tube would happen. However, the frequency of the accidents was exceedingly small. It was concluded that the ADS had very little possibility of CDA or the re-criticality accident.

Keywords: Accelerator Driven System (ADS), Safety Analysis, SIMMER-III, Level 1 PSA, CDA

---

<sup>+</sup> J-PARC Center

# 目次

1. 緒言 . . . . .	1
2. ADS の異常事象に関する検討 . . . . .	2
2.1 検討の流れ . . . . .	2
2.2 内の事象に対するレベル 1 PSA の検討 . . . . .	3
2.3 レベル 1 PSA の検討結果についての考察 . . . . .	28
2.4 レベル 1 PSA のまとめと今後の課題 . . . . .	31
3. 事故事象の安全解析 . . . . .	33
3.1 解析条件 . . . . .	33
3.2 解析結果 . . . . .	45
3.3 クリープ破断評価 . . . . .	61
3.4 考察 . . . . .	68
4. 結言 . . . . .	70
謝辞 . . . . .	72
参考文献 . . . . .	73
付録 A PRACS 起動の非信頼度の計算 . . . . .	76
付録 B ビーム停止の信頼度向上方策 . . . . .	78
付録 C ビームトリップ事象の過渡解析 . . . . .	80

# Contents

1. Introduction . . . . .	1
2. Investigation for Abnormal Events of ADS . . . . .	2
2.1 Investigation Flow . . . . .	2
2.2 Level 1 PSA for Internal Events . . . . .	3
2.3 Discussion for Level 1 PSA Results . . . . .	28
2.4 Summary of Level 1 PSA . . . . .	31
3. Safety Analysis for Accident Event . . . . .	33
3.1 Conditions of Analyses . . . . .	33
3.2 Results of Analyses . . . . .	45
3.3 Assessment of Creep Rupture Failure . . . . .	61
3.4 Summary of Safety Analysis . . . . .	68
4. Conclusion . . . . .	70
Acknowledgment . . . . .	72
References . . . . .	73
Appendix A Calculation for Unreliability of PRACS Start-up . . . . .	76
Appendix B Method to Improve Reliability of Beam Shutdown System . . . . .	78
Appendix C Analysis for Beam Trip . . . . .	80

## List of Tables

表 2.2.1	鉛ビスマス冷却 ADS プラントの概念設計条件 . . . . .	9
表 2.2.2	素事象のまとめ . . . . .	10
表 2.2.3	炉心損傷に至る可能性のある起回事象 . . . . .	12
表 2.2.4	大型高速炉の起回事象発生頻度 (文献 <sup>7)</sup> より引用) . . . . .	12
表 2.2.5	本検討で仮定した ADS の起回事象の発生頻度 . . . . .	13
表 2.2.6	設備の非信頼度レベル . . . . .	13
表 2.2.7	影響緩和機能の非信頼度の設定結果 . . . . .	13
表 2.2.8	事故シーケンスの発生頻度とカテゴリー分類 . . . . .	14
表 2.3.1	信頼性向上対策後に残る事故シーケンスの発生頻度 . . . . .	30
表 2.3.2	安全解析のケース設定 . . . . .	30
表 3.1.1	核計算に関する主要なパラメータ . . . . .	39
表 3.1.2	9Cr-1Mo 鋼と 316SS の主な物性値 <sup>25)</sup> の比較 (500 °C) . . . . .	39
表 3.2.1	核計算の主な結果 . . . . .	49
表 3.3.1	T91 鋼、316FR 鋼のクリープ破断関係式の係数と適用範囲 <sup>28)</sup> . . . . .	64
表 3.3.2	FP ガス放出率と被覆管内圧の関係 . . . . .	64
表 3.3.3	FP ガス放出率とフープ応力との関係 . . . . .	64
表 3.3.4	定常運転時 600 [EFPDs] における CDF 値 . . . . .	64
表 A.1.1	PRACS 1 系統のダンパ開閉別の確率 . . . . .	76
表 A.1.2	PRACS 1 系統の除熱量とその確率 . . . . .	77
表 A.1.3	PRACS 3 系統の除熱量とその確率 . . . . .	77
表 A.1.4	PRACS の成功/失敗確率 . . . . .	77

## List of Figures

図 2.1.1	PSA 実施手順の概要 . . . . .	3
図 2.2.1	ADS プラント全体系統概念 . . . . .	15
図 2.2.2	ADS プラント全体のヒートバランス . . . . .	16
図 2.2.3	ADS プラント原子炉容器回り構造概念 . . . . .	17
図 2.2.4	タービン発電機の系統概念 . . . . .	18
図 2.2.5	PRACS の系統概念 . . . . .	19
図 2.2.6	マスターロジックダイアグラムの概念 . . . . .	20
図 2.2.7	ビーム停止に係わる系統の構成 . . . . .	21
図 2.2.8	出力増加事象のイベントツリー定量結果 . . . . .	22
図 2.2.9	正の反応度添加事象（ビーム窓破損）のイベントツリー定量結果 . . . . .	22
図 2.2.10	正の反応度添加事象（1次冷却系制御系破損）のイベントツリー定量結果 . . . . .	23
図 2.2.11	1次冷却材漏えい事象のイベントツリー定量結果 . . . . .	24
図 2.2.12	冷却材流量減少事象のイベントツリー定量結果 . . . . .	25
図 2.2.13	熱除去系異常事象のイベントツリー定量結果 . . . . .	25
図 2.2.14	水蒸気系除熱喪失事象のイベントツリー定量結果 . . . . .	26
図 2.2.15	蒸気発生器伝熱管破損事象のイベントツリー定量結果 . . . . .	26
図 2.2.16	外部電源喪失事象のイベントツリー定量結果 . . . . .	27
図 3.1.1	ADS 炉構造立面図 . . . . .	40
図 3.1.2	SIMMER 解析における流体-構造解析モデル . . . . .	41
図 3.1.3	SIMMER の燃料ピン解析モデル（SPIN model） <sup>11)</sup> . . . . .	42
図 3.1.4	核計算モデル . . . . .	42
図 3.1.5	ADS 炉心の燃焼挙動 <sup>15)</sup> （2nd EOC は 1200EFPD に相当） . . . . .	43
図 3.1.6	外部中性子源の分布とスペクトル（10MeV 以下の中性子） . . . . .	43
図 3.1.7	燃料の熱伝導率 <sup>18-20)</sup> . . . . .	44
図 3.1.8	LBE の熱伝導率と粘性係数 . . . . .	44
図 3.2.1	集合体第 1 層における中性子束分布 . . . . .	50
図 3.2.2	中性子束の相対値（第 1 層） . . . . .	50
図 3.2.3	軸方向の速度分布 . . . . .	50
図 3.2.4	軸方向の流量分布（集合体あたり） . . . . .	50
図 3.2.5	燃料温度分布（軸方向） . . . . .	51
図 3.2.6	被覆管温度分布（軸方向） . . . . .	51
図 3.2.7	冷却材温度分布（軸方向） . . . . .	51

図 3.2.8	BOP 事象時の出力と反応度の変化 . . . . .	52
図 3.2.9	BOP 事象時の燃料温度変化 . . . . .	52
図 3.2.10	BOP 事象時の温度変化 . . . . .	53
図 3.2.11	ビーム窓破損時の挙動 . . . . .	54
図 3.2.12	ビーム窓破損時のダクト内の LBE 密度変化 . . . . .	55
図 3.2.13	BWB 事象時の出力と反応度の変化 (外部中性子源無し) . . . . .	55
図 3.2.14	BWB 事象時の燃料温度変化 (外部中性子源無し) . . . . .	56
図 3.2.15	BWB 事象時の温度変化 (外部中性子源無し) . . . . .	56
図 3.2.16	BWB 事象時の出力と反応度の変化 (外部中性子源有り) . . . . .	57
図 3.2.17	BWB 事象時の燃料温度変化 (外部中性子源有り) . . . . .	57
図 3.2.18	BWB 事象時の温度変化 (外部中性子源有り) . . . . .	58
図 3.2.19	ULOF 事象時の流量の変化 (定格時を 1.0 として規格化) . . . . .	59
図 3.2.20	ULOF 事象時の出力および反応度変化 . . . . .	59
図 3.2.21	ULOF 事象時 (ULOF-05) の燃料温度変化 . . . . .	60
図 3.2.22	ULOF 事象時 (ULOF-05) の温度変化 . . . . .	60
図 3.3.1	各材料のクリープ破断時間 . . . . .	65
図 3.3.2	BOP 事象、FP ガス放出率 50%の解析結果 . . . . .	65
図 3.3.3	ULOF 事象 (ULOF-05)、FP ガス放出率 50%の解析結果 . . . . .	66
図 3.3.4	CDF=0.5 に達するまでの時間 (T91 鋼) . . . . .	66
図 3.3.5	CDF=0.5 に達するまでの時間 (316FR 鋼) . . . . .	67
図 3.3.6	CDF=0.5 に達するまでの時間 (ODS 鋼) . . . . .	67
図 B.1.1	ビーム停止に係わる系統構成 (本検討の内容) . . . . .	78
図 B.1.2	ビーム停止に係わる系統構成 (信頼性向上案。[/d] は [/demand]) . . . . .	79
図 C.1.1	BT 事象時の出力変化 . . . . .	80
図 C.1.2	BT 事象時の反応度変化 . . . . .	80
図 C.1.3	BT 事象時の燃料温度変化 (BT-01) . . . . .	81
図 C.1.4	BT 事象時の温度変化 (BT-01) . . . . .	81
図 C.1.5	BT 事象時の燃料温度変化 (BT-05) . . . . .	82
図 C.1.6	BT 事象時の温度変化 (BT-05) . . . . .	82
図 C.1.7	BT 事象時の燃料温度変化 (BT-10) . . . . .	83
図 C.1.8	BT 事象時の温度変化 (BT-10) . . . . .	83

This is a blank page.

# 1. 緒言

原子力発電に伴い排出される高レベル放射性廃棄物（HLW）の地層処分の負担軽減を目的として、日本原子力研究開発機構（原子力機構）ではマイナーアクチノイド（MA）の核変換を目的として加速器駆動未臨界システム（ADS）の研究開発を行っている<sup>1,2)</sup>。ADSによる核変換処理は、大量のMAを集中的に核変換処理することが可能であり、また未臨界状態で運転するため、臨界炉よりも臨界事故に至る危険性が低いという特徴を有する。しかしながら、ADSは加速器と未臨界炉心を組み合わせたシステムであることから、既存の臨界炉（ここでは高速炉を対象）には存在しない安全上の問題が存在する。

原子力機構が検討しているADSは、液体鉛ビスマス（LBE）冷却型の未臨界炉心であり、核破砕ターゲットにもLBEを用いる概念である。燃料には（MA+プルトニウム）窒化物燃料を想定し、加速器には陽子エネルギー1.5GeVの線型加速器を想定している。これらの構成は、一般的な高速炉（MOX燃料、ナトリウム冷却型）と比較した場合に、以下のような安全上の特徴を示す。

1. ADSはU-238を含まないMA主体の燃料を用いるため、負のフィードバック効果となるドップラー効果が小さい。この問題は臨界炉の場合、即発臨界の可能性が高まるため大きな問題となるが、ADSの場合、適切な未臨界度を設定すれば大きな問題にはならない。
2. 冷却材として用いるLBEは化学的に不活性であることから、ナトリウムのように水反応対策をする必要がなく、中間冷却系も不要となる<sup>1)</sup>。
3. 陽子ビーム導入管が格納容器を貫通し、炉心燃料部付近まで到達している点が、ADS/高速炉間の最も大きな違いである。導入管の内部は真空のため、導入管やその先端部（ビーム窓）の破損により、LBEが真空領域に入り込む可能性が考えられる。

これまでの原子力機構の検討では、ADSの事故事象を設定し、簡易な解析モデルで解析された例<sup>3)</sup>はあるものの、上述の特徴を踏まえ、異常な事象について系統的な検討を行った上で、安全性を議論するまでには至っていない。本検討では、ADSの異常な事象を系統的に整理し、炉心損傷の可能性が考えられる事象について詳細な安全解析を行い、未臨界で運転するため安全とされているADSが、炉心損傷事故（Core Disruptive Accident：CDA）の可能性を包含していないかどうか確認することを目的とする。

第2章では、対象とするADSで起こりうる事象とその発生頻度を系統的に整理し、詳細な安全解析が必要と考えられる事故事象について議論する。この検討結果を基に、第3章では高速炉の安全解析で用いられている炉心損傷事故解析コードを用いた安全解析を行い、ADSの炉心損傷の可能性について検討する。またこれらの解析結果を基に、燃料・材料溶融の視点とは別に、被覆管のクリープ破断の点からも検討を行う。

<sup>1)</sup>ただしLBEは、中性子捕獲反応から生じるポロニウム生成の問題がある

## 2. ADSの異常事象に関する検討

ADSは、未臨界炉心と加速器を連結したシステムであり、炉心及びターゲット部の構造、冷却材種類などについても、既存の原子炉施設と大きく異なる概念が含まれる。ここでは、過去に検討<sup>2)</sup>されたADSプラントで想定される代表的な起因事象の設定、イベントツリー展開および安全上重要となるシーケンス等についてまとめる。これを基に、ADSの安全性を検討する上で重要となる事象を抽出し、安全解析の解析ケースを設定する。なお、これらの検討にはレベル1 PSA<sup>4)</sup> (Probabilistic Safety Assessment) 手法を用いた。

なお、初めに幾つかの用語を定義<sup>5)</sup>しておく。

**炉心損傷**：原子炉の炉心の冷却が不十分な状態が続き、もしくは炉心の異常な出力上昇により、炉心温度が上昇し、燃料被覆管が損傷する事故（燃料溶融を含む）

**設計基準事象**：公衆の健康と安全を確保するため、原子力施設の諸設備、系統に対し、設計条件を定めるためあるいは設計を評価するために想定した事故

**設計基準外事象**：原子炉施設を異常な状態に導く可能性のある事象のうち、原子炉施設の安全設計とその評価にあたって考慮すべきとされた設計基準事象を超える事象のことをいう

設計基準外事象は以下、「基準外事象」とする。

### 2.1 検討の流れ

確率論的安全評価 (PSA) において、「リスク」は、「被害をもたらす事故の発生頻度」と「被害の大きさ」の積で定義される。従って「リスク」を評価するためには、事故の発生頻度とそれによる被害の大きさの両者を推定する必要がある。原子力発電所に対する PSA の評価手順の概要を図 2.1.1 に示す。この図に示すとおり、一般的に PSA はレベル 1 から 3 までの段階で実施される。

レベル 1 PSA では、起因事象という原子力発電所の異常事象と、その事象を緩和するために必要なプラント設備の故障などを組み合わせて、公衆に被害をもたらすような事故の発生に至るシナリオ（事故シーケンス）を分析し、それぞれの事故シーケンスの発生頻度を評価するとともに、その支配要因を明確化する。

レベル 2 PSA では、レベル 1 PSA に加えて、炉心損傷事故の物理的な進展過程や、事故時における格納容器の応答を分析し、格納容器から大量の放射性物質が環境に放出されるような事故の発生頻度を評価するとともに、放出される放射性物質の種類や量（ソースターム）を推定する。

レベル 3 PSA では、レベル 2 PSA に加えて、プラントから放出された各々の放射性核種についてその移行挙動を解析し、公衆の被ばく線量や土地及び食物の汚染の程度を評価し、公衆の健康影響や経済的な被害を推定する。

本検討では、ADS を対象としてレベル 1 PSA による検討を行い、公衆に被害をもたらすような事故の発生に至る事故シーケンスを分析し、その発生頻度を定量化する。具体的には、図 2.1.1 に示すとおり、現在の ADS の設計情報をインプットとして、まず起因事象の設定を行う。次に、イベントツリー展開と発生頻度の定量化を行い、安全上重要となるシーケンス等についてまとめる。この結果に対して、発生頻度について足切り値を設定し、発生頻度がその値より大きいものを事故シーケンスとみなし、頻度が小さいものは基準外事象とする。これらの検討結果を基に、さらに詳細な安全解析が必要な事象について検討するとともに、安全性向上を図る上で、今後行うべき項目について整理する。

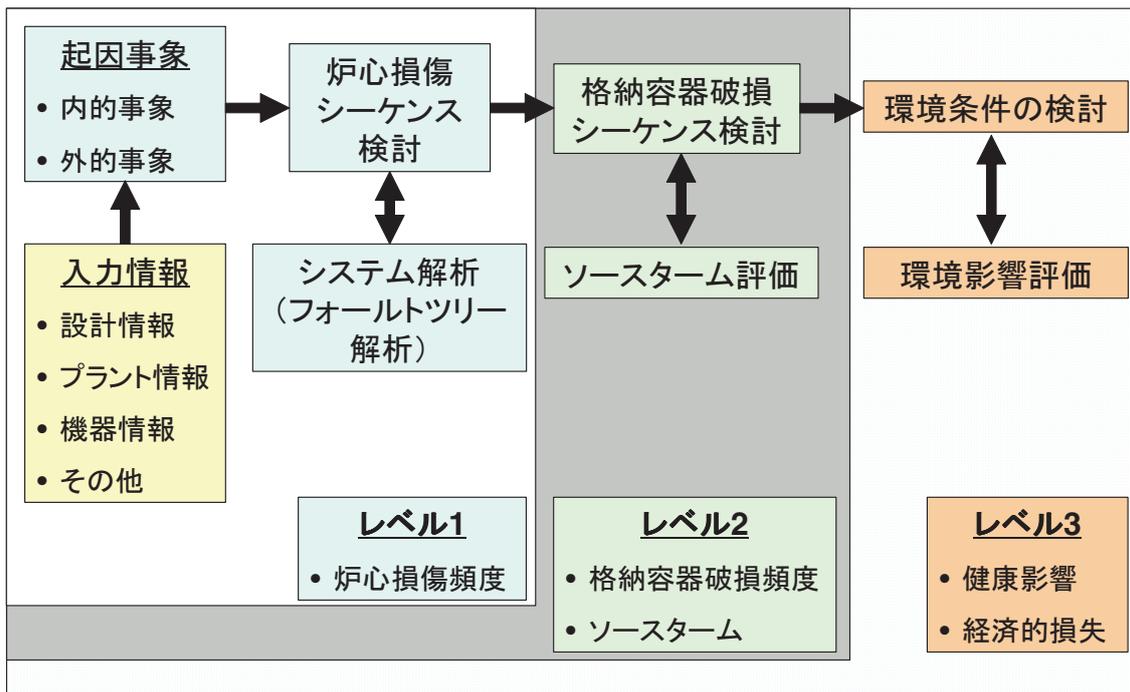


図 2.1.1 PSA 実施手順の概要

## 2.2 内的事象に対するレベル 1 PSA の検討

### 2.2.1 ADS プラントの説明

まず初めに、本検討で対象とする ADS について説明する。ADS プラントについては、文献<sup>6)</sup>で検討されたものを対象とした。基本的な設計条件を表 2.2.1 に示す。プラントの基本構成及びヒートバランスを設定する上での主な特徴を以下に示す。

1. 最大ビーム出力は 30[MW]、原子炉熱出力は 800[MW]、プラント熱出力（原子炉冷却設備の熱負荷）は 820[MW] とする
2. 原子炉容器はタンク型とし、蒸気発生器及び 1 次主循環ポンプを同容器内に設置した構成と

する

3. 原子炉冷却材は鉛ビスマス（LBE）とする
4. タービン及び発電機を設置し、原子炉にて発生した熱を発電のために使用するものとする
5. 水・蒸気系は、軽水炉（BWR）プラントと同様に飽和蒸気サイクルとする
6. 復水器は海水冷却方式とする

ADS プラントの全体系統概念を図 2.2.1 に示す。原子炉容器内にビームダクト・ビーム窓、蒸気発生器（4 器）及び 1 次主循環ポンプ（2 器）を設置した構成となっている。崩壊熱除去設備（PRACS: Primary Reactor Auxiliary Cooling System. 3 系統）は、原子炉冷却設備が停止した場合に炉心の崩壊熱を除去する安全系のシステムであり、空気冷却器、熱交換器などから構成される。原子炉容器の附属設備として、鉛ビスマス純化装置及び酸素濃度管理装置が設けられ、同容器上部から鉛ビスマス中に挿入される。

プラント全体のヒートバランスを図 2.2.2 に示す。また、原子炉容器回りの構造概念を図 2.2.3 に示す。併せて、タービン発電機の系統概念を図 2.2.4 に、PRACS の概念図を図 2.2.5 に示す。

## 2.2.2 起因事象の分析

### 2.2.2.1 起因事象の設定

ADS プラントで想定される大量の放射性物質が環境へ移行するような起因事象は、マスターロジックダイアグラムを用いて設定した。設定に際しては、ADS プラントの成立性を検討する観点から内部発生事象に着目し、炉心及び 1 次系を対象とした。地震や火災等の外部事象については、別途、耐震評価等にて検討されるものとして、本検討からは除外した。燃料取り扱い設備、放射性廃棄物処理系等の炉心、1 次系以外の放射性物質を内包する周辺設備については、関連する事象が ADS 特有の事象ではないことから、これらについても本検討から除外した。図 2.2.6 にマスターロジックダイアグラムの展開の概要を示す。マスターロジックダイアグラムは、「公衆の被ばくリスク」を頂上として、「原子炉施設からの放射性物質の放出」以外に、ADS 特有の施設である加速器施設を考慮し、「加速器施設からの放射線の増加」及び「加速器施設からの放射性物質の放出」の区分を加え、これらのダイアグラムを展開し、62 の素事象を摘出した。これらを表 2.2.2 に示す。

表 2.2.2 に示すとおり、ADS 特有の事象としては、ビーム出力増加およびビーム窓破損の他、ビーム窓変位やビーム位置異常、ビーム導入管破損、ビームロスの増加、ビームトンネル換気系弁/制御系故障等が挙げられた。このうち炉心損傷に至る可能性のあるものとして、ビーム出力増加およびビーム窓破損を選択し、その他については炉心損傷に至る可能性への影響は小さいものとして、検討から除外した。

LBE 冷却特有の事象として、鉛が酸化することによる「酸化物混入」が考えられるが、ADS ではダクトレス燃料を採用することとしており、炉心部での流路閉塞による炉心損傷への進展の可

能性は低いものとして本検討からは除外した。「局所閉塞」、「気泡流入」、「酸素濃度制御系異常」等は「酸化物混入」に包絡されるものとした。

これらを基に、高速炉の検討例を参考に、8つの炉心損傷に至る可能性のある起回事象を設定し、それらに当てはまる ADS における起回事象をまとめた。検討結果を表 2.2.3 に示す。1次冷却系制御系故障については、蒸気発生器に関わる「水・蒸気系制御系故障」、「水・蒸気系弁故障」、「崩壊熱除去系誤起動」が含まれる。これらにより、炉心部にボイドが生じることで正の反応度が投入されると想定した。

### 2.2.2.2 起回事象の発生頻度

本検討で使用する起回事象の発生頻度は、大型高速炉に関する PSA 評価例<sup>7)</sup>に示される起回事象の発生頻度から、類似した事象の発生頻度に基づき仮定した。この評価例は、60万 kWe 級の大型高速炉（ループ型、ナトリウム冷却、ガードベッセル付）に関して、内部事象を対象としたレベル 1 PSA を実施した結果がまとめられたものである。この例で起回事象発生頻度は、機器故障率データとプラントの機器数、配管長さ、稼働率等から発生頻度を算出する方法（一般的な方法）とプラント運転経験データを用いて起回事象をマクロに定量化する方法（グローバル法）の2種類の方法で検討されている。全起回事象に対して一般的な方法で定量化し、グローバル法で定量化できる起回事象については、その結果を採用する考え方で検討された。大型高速炉の起回事象発生頻度を表 2.2.4 に示す。

この大型高速炉のデータを基に仮定した ADS の起回事象発生頻度を表 2.2.5 にまとめる。ビーム出力増加とビーム窓破損については、類似した発生頻度はないため、本検討の評価では、特別な設備対策を設けず比較的頻度が多い事象と仮定して  $1 \times 10^{-1}$  [/炉年] とした。また1次冷却材バウナダリ破損については、ADS ではタンク型を想定しているため、ループ型高速炉の発生頻度を適用することは適切ではない。1次冷却材バウナダリ破損は、1次冷却材漏えい事象につながる起回事象であり、タンク型の場合、炉容器そのものの破損を意味する。ここでは炉容器の破損と炉心損傷発生頻度の要求値を同程度と仮定し、ここでは高速炉の安全性検討で用いられている炉心損傷発生頻度の要求値  $10^{-6}$  [/炉年]<sup>8)</sup> を1次冷却材バウナダリ破損頻度として与えることとした。

### 2.2.2.3 影響緩和機能の非信頼度

イベントツリーのヘッディングとなる事故の影響緩和機能を特定した上で、各影響緩和機能の非信頼度を、半定量的/半決定論的方法（SQD 手法: Semi Quantitative-Semi Deterministic）を用いて設定した。この手法では、対象とする系統・機器について、安全系か通常系か、パッシブな機器かアクティブな機器かで分類し、基本となる信頼度レベル（[/年] もしくは [/要求]）を表 2.2.6 に基づいて割り振る。

安全系/通常系の区別は、品質クラスの違いのみに着目し、「安全系」は「通常系」よりも動的機器では1桁、静的機器では2桁高い信頼度を割り振ることとする。パッシブ/アクティブの分

類は、外部からの動力の供給を受けて、それを含む系が本来の機能を課す必要があるとき、機械的に動作する部分を有する機器をアクティブとする。これ以外の機器はパッシブに分類する。表 2.2.6 に示すとおり、信頼度補正ファクタ<sup>1</sup>を考慮することで非信頼度を下げることが可能であるが、本検討ではこれを考慮せず、保守的な評価を行った。

影響緩和機能のうち、崩壊熱除去時については次のような仮定を用いた。

- スクラム信号発信により、1次主循環ポンプ（2台）はトリップするが、ポニーモータ（2台）が起動して引き継ぎ、崩壊熱除去に必要な1次冷却系流量を確保する。ポニーモータは非常用電源に接続されている。ポニーモータの容量は100%×2台と仮定した。ここから、影響緩和機能として1次ポンプトリップとポニーモータ起動が追加される。なおポニーモータは1次ポンプ内に内蔵されている。
- 崩壊熱除去は、通常時は水蒸気系を使用する。崩壊熱除去運転では、タービン入口弁（主蒸気止め弁）を閉止し、タービン入口圧力の上昇をタービンバイパス弁（図 2.2.4）により制御する。ここから、影響緩和機能としてタービンバイパス動作が追加される。
- 外部電源喪失や水蒸気系に異常が生じた場合には、安全系の崩壊熱除去系（PRACS: 50%×3系統）を起動する。PRACSは各系統とも、崩壊熱除去系熱交換器、空気冷却器により構成される。空気冷却器出入口のダンパー（出入口に各々50%×2台）を開にすることで運転が開始される。

これらの手法、条件に基づき、各影響緩和機能の非信頼度を以下の通りに設定した。

1. スクラム信号：図 2.2.7 に示すビーム停止システムについて、主炉停止系と後備炉停止系は同じシステム構成であると暫定的に仮定して、各システムにおける検出系と論理回路の個々の非信頼度 ( $P(det)$ 、 $P(log)$ ) を求める。なお、遮断回路（図 2.2.7 中、B の範囲）については、ビーム停止の非信頼度に含めて考えることとし、ここでは考慮しない。検出系と論理回路は、アクティブ安全系、回路構成は 2 out of 4 とする。2 out of 4 の多重性を考慮した非信頼度について、共通要因故障を考慮して次式で計算する。

$$P_c = P_{ci}^4 + 4P_{ci}^3(1 - P_{ci}) + \beta P_{ci} \quad (2.1)$$

ここに  $P_c$  は多重性を考慮した非信頼度 [/demand]、 $P_{ci}$  は単体機器の非信頼度 [/demand]、 $\beta$  は共通要因ファクタである。単体機器の非信頼度は、アクティブ安全系 ( $10^{-2}$ ) で定期検査が実施 ( $\times 10^{-1}$ ) されるものと仮定し、非信頼度は  $10^{-3}$  とする。また、共通要因ファクタ  $\beta$  は、0.1~0.01 程度の例<sup>9)</sup>が多いので、ここでは保守的に 0.1 を仮定する。これにより検出器と論理回路の非信頼度  $P(det)$ 、 $P(log)$  はともに  $1 \times 10^{-4}$  と求まる。

さらにスクラム信号の数による多様性を次式で考慮する

$$P = (P(det) + P(log))^n \quad (2.2)$$

<sup>1</sup>安全上重要な設備・システムに対し、過去の経験を基に信頼性の向上努力が図られた影響を考慮するファクタ

ここに  $P$  は期待されるスクラム信号の多様性を考慮した非信頼度 [demand]、 $n$  は期待されるスクラム信号の数である。ここから、スクラム信号の系統が 1 系統の場合は  $2 \times 10^{-4}$ 、2 系統の場合は  $4 \times 10^{-8}$  と求まる。本検討では 2 系統を考えていることから、スクラム信号の非信頼度は  $4 \times 10^{-8}$  [demand] と設定した。

2. ビーム停止：陽子ビームを停止させる系統のうち、ビーム停止を実現する機器を 1 系統として非信頼度を設定する。この部分はアクティブ安全系 ( $10^{-2}$ ) で定期点検が実施されるものと仮定し、非信頼度は  $10^{-3}$  [demand] とする。
3. 1 次ポンプトリップ：1 次主循環ポンプはアクティブ通常系 ( $10^{-1}$ ) で定期点検が実施されるものと仮定し、非信頼度は  $10^{-2}$  [demand] とする。
4. ポニーモータ起動：ポニーモータはアクティブ安全系 ( $10^{-2}$ ) とし、 $100\% \times 2$  台の多重性を考慮して  $(10^{-2})^2 = 10^{-4}$  [demand] とする。
5. タービンバイパス：主蒸気止め弁およびタービンバイパス弁はアクティブ通常系 ( $10^{-1}$ ) で定期点検を仮定し、非信頼度は  $10^{-2}$  [demand] とする。
6. ガードベッセル健全性：ガードベッセルはパッシブ安全系を仮定し、非信頼度は  $10^{-4}$  [demand] とする。
7. 崩壊熱除去系起動：崩壊熱除去系 (PRACS) はアクティブ安全系 ( $10^{-2}$ ) と仮定する。成功基準は  $50\% \times 3$  ループのうち 2 ループ起動とする。PRACS は各系統の空気冷却器の出入口に設けられたダンパー (出入口に各々  $50\% \times 2$  台。この容量は PRACS の性能に対して) を開とすることで除熱開始となる。このため、PRACS の起動成功は、3 系統のうち、2 系統相当の流量が確保されること、すなわち、出入口ダンパー 4 組以上が開で成功と考える。PRACS の非信頼度  $P$  について、ダンパー 1 台の非信頼度を  $P_d (= 10^{-2})$  として検討すると、PRACS 起動失敗の確率 (非信頼度) は  $1.1 \times 10^{-4}$  [demand] となる<sup>2</sup>。
8. 非常用電源確保：非常用電源はアクティブ安全系 ( $10^{-2}$ ) で  $100\% \times 2$  系統の多重性を考慮して  $(10^{-2})^2 = 10^{-4}$  [demand] とする。

以上の検討結果を表 2.2.7 にまとめる。

### 2.2.3 事故シーケンス評価

設定した事象と仮定した発生頻度および影響緩和機能の非信頼度を用い、イベントツリーの展開と定量化を行い、事故シーケンスごとの発生頻度を算出した。結果を図 2.2.8 から図 2.2.16 に示す。シーケンスごとに示した事故カテゴリーの定義は次のとおりである。

<sup>2</sup>この検討の詳細は付録 A にまとめた

1. 成功 (Success)：起因事象発生後、プラントの影響緩和機能の動きによって、炉心損傷に至らないシーケンス。
2. LORL (Loss of Reactor Level)：1次冷却材漏えい時に、原子炉トリップには成功するが、原子炉容器内冷却材液位の確保に失敗する事象。
3. PLOHS (Protected Loss of Heat Sink)：原子炉がトリップした後に、除熱源が喪失し、崩壊熱除去に失敗する事象。
4. ULOF (Unprotected Loss of Flow)：炉心流量減少時に原子炉のトリップに失敗する事象。次項のUTOPとの重ね合わせ事象となる場合にはULOF/UTOPと表記した。
5. UTOP (Unprotected Transient Over Power)：正の反応度が挿入され、原子炉出力が上昇した際に原子炉トリップに失敗する事象。
6. ULOPI (Unprotected Loss of Piping Integrity)：1次冷却材漏洩時に原子炉トリップに失敗する事象。
7. ULOHS (Unprotected Loss of Heat Sink)：除熱源喪失時に原子炉トリップに失敗する事象。

これらの結果に対し、安全評価上の想定除外とできる足切り頻度を、高速炉検討で設定されている $10^{-6}$ [/炉年]<sup>8)</sup>以下とし、炉心損傷に至る可能性のあるシーケンスのうちで、この足切り頻度を上回るものを表2.2.8にまとめた。この表では、対象となる事故シーケンスの起因事象名と影響緩和機能のうち失敗する項目(×印)および発生頻度を示した。なおこれらの表に示すシーケンスNoは、図2.2.8から図2.2.16に示したイベントツリーの種類(A)<sup>3</sup>と、各イベントツリーにおけるシーケンス番号(B)を「A-B」の形で表記したものである。

以上の検討から、 $10^{-6}$ [/炉年]を上回るシーケンスとして19種類の事象が抽出された。表2.2.8を詳しく検討すると、ビーム停止の失敗が関係するシーケンスが8種類あり、そのほとんどがULOF事象につながる事がわかる。また、ポニーモータの起動失敗に関連するシーケンスが7種類、PRACS起動失敗に関連するシーケンスが2種類あり、これらはPLOHS事象につながる事がわかる。

---

<sup>3</sup>表2.2.3中のIDに相当

表 2.2.1 鉛ビスマス冷却 ADS プラントの概念設計条件

項目	仕様
1. 原子炉熱出力	800MW
2. 陽子ビーム入射系	
(a) 陽子エネルギー／電流	1.5GeV/20mA (30MW)
(b) ビーム径／入射条件	半値幅 262mm/ガウス分布、垂直方向、中心軸入射 中心軸入射
(c) ビーム窓材質	改良 9Cr-1Mo 鋼 (T91 鋼)
3. ターゲット	
(a) 材質	液体ビスマス
(b) ターゲット径	Φ 450mm (ビームダクト内径相当)
4. ブランケット燃料	
(a) 燃料	窒化物 TRU 燃料
(b) 燃料形状	ペレット燃料
(c) 希釈マトリックス材	ZrN 粒子
(d) サブアセンブリ形状	ピンバンドル・ダクトレス型
(e) 被覆管材質	改良 9Cr-1Mo 鋼 (T91 鋼)
(f) 燃料有効長	1000mm
(g) 炉心槽内径	Φ 4200mm
5. TRU 燃焼量	約 250kg/y
6. 核変換システム	
(a) 原子炉容器	タンク型
・形状	下部鏡板付き堅型円筒容器
・材質	改良 9Cr-1Mo 鋼 (又は 2.25Cr-1Mo 鋼)
(b) 原子炉容器上部構造	ルーフスラブ方式
(c) 漏えい時冷却材保持対策	ガードベッセル設置
7. 原子炉冷却システム	
(a) 除熱量	820MW
(b) 主要機器	
・蒸気発生器	ヘリカルコイル型伝熱管方式
・主循環ポンプ	機械式回転ポンプ
8. 水・蒸気系及び発電系	
(a) 発電量	270MW
(b) 主要系統・機器	
・水・蒸気系	再循環方式・蒸気ドラム設置
・タービン	高圧／低圧タービン
9. 崩壊熱除去システム	鉛ビスマス自然循環除熱方式
10. 耐震条件	3次元免震／第4紀層立地

表 2.2.2 素事象のまとめ

素事象	イベントツリー展開	ADS特有	備考
誤トリップ(誤信号等による ビームトリップ)	—	—	出力上昇事象に包絡されるものとした。
ビーム出力増加	○	○	出力上昇事象(ADS特有の事象)
ビーム収束異常	—	—	「ビーム出力増加」に包絡されるものとした。
ビーム窓破損	○	○	正の反応度印加事象(ADS特有の事象)
1次冷却系制御系故障	○	—	正の反応度印加事象
水・蒸気系制御系故障	—	—	「1次冷却系制御系故障」に包絡されるものとした。
水・蒸気系弁故障	—	—	「1次冷却系制御系故障」に包絡されるものとした。
崩壊熱除去系誤起動	—	—	「1次冷却系制御系故障」に包絡されるものとした。
地震	—	—	耐震設計上の配慮により設計想定しないものとした。
燃料スラッシング	—	—	設計上の配慮により設計想定しないものとした。
ビーム窓変位	—	○	「ビーム窓破損」に包絡されるものとした。
燃料の浮き上り/落下	—	—	設計上の配慮により設計想定しないものとした。
燃料誤装荷	—	—	設計上の配慮により設計想定しないものとした。
ビーム窓位置変位	—	○	「ビーム位置異常」に包絡されるものとした。
ビーム位置異常	—	○	ADS特有の事象、炉心損傷への影響小とした。
その他(濃縮度異常等)	—	—	設計上の配慮により設計想定しないものとした。
燃料ピン破損	—	—	「酸化物混入」に包絡されるものとした。
局所閉塞	—	—	「酸化物混入」に包絡されるものとした。
酸化物混入	—	—	Pb-Bi冷却材特有の事象、炉心損傷への影響小とした。
気泡流入	—	—	「酸化物混入」に包絡されるものとした。
1次主循環ポンプトリップ	○	—	冷却材流量減少の代表事象
1次主循環ポンプ軸固着	—	—	「1次主循環ポンプトリップ」で包絡されるものとした。
外部電源喪失	○	—	常用電源喪失の代表事象
炉内隔壁等の破損	—	—	「1次主循環ポンプトリップ」で包絡されるものとした。
空気混入	—	—	「蒸気発生器伝熱管破損」で包絡されるものとした。
酸素濃度制御系異常	—	—	「酸化物混入」で包絡されるものとした。
水蒸気混入	—	—	「蒸気発生器伝熱管破損」で包絡されるものとした。
その他(閉塞)	—	—	「酸化物混入」で包絡されるものとした。
1次冷却材バウンダリ破損	○	—	1次冷却材漏洩事象
蒸気発生器漏洩	○	—	蒸気発生器伝熱管破損事象
崩壊熱除去系漏洩	—	—	「1次冷却材バウンダリ破損」に包絡されるものとした。
補給系機能喪失	—	—	「1次冷却材バウンダリ破損」に包絡されるものとした。
カバーガスバウンダリ破損	—	—	液位確保、FP放出から特に問題なしとした。
1次主循環ポンプ回転数異常	—	—	「再循環ポンプトリップ」で包絡されるものとした。
再循環ポンプ制御系故障	—	—	「再循環ポンプトリップ」で包絡されるものとした。
再循環ポンプトリップ	○	—	除熱異常の代表事象
再循環ポンプ軸固着	—	—	「再循環ポンプトリップ」で包絡されるものとした。

前ページの表の続き

給水設備弁故障等	—	—	「給水設備機能喪失」で包絡されるものとした。
給水温度上昇	—	—	「給水設備機能喪失」で包絡されるものとした。
給水温度低下	—	—	「給水設備機能喪失」で包絡されるものとした。
給水設備圧力上昇	—	—	「給水設備機能喪失」で包絡されるものとした。
給水設備圧力低下	—	—	「給水設備機能喪失」で包絡されるものとした。
水・蒸気系配管破損	—	—	「給水設備機能喪失」で包絡されるものとした。
給水設備機能喪失(給水流)	○	—	水・蒸気系除熱喪失事象
タービントリップ	—	—	「給水設備機能喪失」で包絡されるものとした。
予熱系異常	—	—	出力異常等で包絡されるものとした。
カバーガス系異常等	—	—	液位確保、FP放出から特に問題なしとした。
熱応力	—	—	蒸気発生器伝熱管破損に包絡されるものとした。
カバーガスバウンダリ破損	—	—	液位確保、FP放出から特に問題なしとした。
アルゴンガスバウンダリ破損	—	—	液位確保、FP放出から特に問題なしとした。
主冷却設備(Pb-Bi)補助設備からのFP漏洩	—	—	液位確保、FP放出から特に問題なしとした。
1次アルゴンガス系からのFP漏洩	—	—	液位確保、FP放出から特に問題なしとした。
一般火災	—	—	消防法上の配慮により設計想定しない。
その他(制御用圧縮空気の漏洩等)	—	—	「ビーム窓破損」に包絡されるものとした。
空調停止	—	—	「ビーム窓破損」に包絡されるものとした。
その他(補機冷却設備の機能喪失)	—	—	「ビーム窓破損」に包絡されるものとした。
ビーム導入管破損	—	○	ADS特有の事象、炉心損傷への影響小とした。
ビームロスの増加	—	○	ADS特有の事象、炉心損傷への影響小とした。
ビームトンネル換気空調系弁故障	—	○	ADS特有の事象、炉心損傷への影響小とした。
ビームトンネル換気空調系制御系異常	—	○	ADS特有の事象、炉心損傷への影響小とした。
液体ヘリウムのクウェンチ	—	○	ADS特有の事象、炉心損傷への影響小とした。
偏向電磁石の異常	—	○	ADS特有の事象、炉心損傷への影響小とした。

表 2.2.3 炉心損傷に至る可能性のある起因事象

事象分類	ADS における起因事象	ID
出力増加事象	ビーム出力増加 (ADS 特有)	1
正の反応度添加事象	ビーム窓破損 (ADS 特有)	2
	1 次冷却系制御系故障	3
1 次冷却材漏えい事象	1 次冷却材バウンダリ破損	4
冷却材流量減少事象	1 次主循環ポンプトリップ	5
熱除去異常事象	再循環ポンプトリップ	6
水蒸気系除熱喪失事象	給水設備機能喪失 (給水流量喪失)	7
蒸気発生器漏えい事象	蒸気発生器漏えい (伝熱管破損)	8
常用電源喪失事象	外部電源喪失	9

表 2.2.4 大型高速炉の起因事象発生頻度 (文献<sup>7)</sup>より引用)

起因事象	発生頻度 (/炉年)		
	一般的な方法	グローバル法	採用値
正の反応度挿入	2.80E-02		2.80E-02
1 次主冷却系漏えい	1.60E-03		1.60E-03
1 次メンテナンス冷却漏えい	7.20E-04		7.20E-04
1 次主冷却系循環ポンプ故障/トリップ	6.70E-01	7.20E-02	7.20E-02
1 次主冷却系強制循環能力喪失 (1 ループ)	1.80E-01	7.20E-02	7.20E-02
1 次主冷却系逆止弁閉 (1 ループ)	3.20E-03		3.20E-03
2 次主冷却系流量減少	2.70E+00	4.90E-01	4.90E-01
2 次主冷却系強制循環能力喪失 (1 ループ)	5.10E-02		5.10E-02
2 次主冷却系漏えい	5.30E-03		5.30E-03
外部電源喪失	1.10E-01	5.20E-02	5.20E-02
給水流量喪失	4.70E+00	3.10E-01	3.10E-01
タービントリップ	2.00E+00	1.90E-01	1.90E-01
蒸気発生器電熱管破損	6.80E-03		6.80E-03
局所的燃料破損	3.00E-04		3.00E-04
原子炉トリップ	3.50E+00	5.70E-01	5.70E-01
合計	1.40E+01	1.80E+00	1.90E+00

表 2.2.5 本検討で仮定した ADS の起因事象の発生頻度

事象名	発生頻度 (1/炉年)	備 考
ビーム出力増加	$1 \times 10^{-1}$	比較的頻度が多い事象と仮定
ビーム窓破損	$1 \times 10^{-1}$	同上
1次冷却系制御系故障	$3 \times 10^{-2}$	「正の反応度挿入」* より
1次冷却材バウンダリ破損	$1 \times 10^{-6}$	炉心損傷発生頻度の要求値 <sup>8)</sup> より
1次主循環ポンプトリップ	$7 \times 10^{-2}$	「1次主冷却系循環ポンプ故障/トリップ」* より
再循環ポンプトリップ	$7 \times 10^{-2}$	1次主循環ポンプトリップと同等と仮定
給水流量喪失	$3 \times 10^{-1}$	「給水流量喪失」* より
蒸気発生器伝熱管破損	$7 \times 10^{-3}$	「蒸気発生器伝熱管破損」* より
外部電源喪失	$5 \times 10^{-2}$	「外部電源喪失」* より

\*: 表 2.2.4 の項目から

表 2.2.6 設備の非信頼度レベル

非信頼度 [/demand]	$10^{-4}$	$10^{-3}$	$10^{-2}$	$10^{-1}$
パッシブ安全系	○			
パッシブ通常系		○ (F1)* <sup>1</sup>	○	○ (システムが複雑な場合)
アクティブ安全系	○ (F2)* <sup>2</sup>	○ (F1)	○	
アクティブ通常系			○ (F1)	○

\*1: 信頼度補正ファクタを1つ満足する場合

\*2: 信頼度補正ファクタを2つ満足する場合

表 2.2.7 影響緩和機能の非信頼度の設定結果

影響緩和機能	非信頼度 [/demand]
スクラム信号発信 * <sup>1</sup>	$4 \times 10^{-8}$
陽子ビーム停止 * <sup>2</sup>	$1 \times 10^{-3}$
1次主循環ポンプトリップ	$1 \times 10^{-2}$
ポニーモータ起動 * <sup>3</sup>	$1 \times 10^{-4}$
タービンバイパス	$1 \times 10^{-2}$
ガードベッセル健全性	$1 \times 10^{-4}$
崩壊熱除去系 (PRACS) 起動 * <sup>3</sup>	$1.1 \times 10^{-4}$
非常用電源確保 * <sup>3</sup>	$1 \times 10^{-4}$

\* 1: 検出系から論理回路の範囲の非信頼度として設定し、主炉停止系と後備炉停止系の2系統が失敗した場合

\* 2: 陽子ビームを停止させる設備機器（遮断回路を含む）は1系統と仮定して設定

\* 3: 全系統が失敗した場合の値

表 2.2.8 事故シーケンスの発生頻度とカテゴリー分類

シーケンス No	カテゴリー	起回事象	影響緩和機能の失敗								頻度(/炉年)	
			スクラム 信号	ビーム 停止	1次ポン プ トリップ	ガード ベッセル 健全性	ボニー モータ 起動	タービン バイパス	PRACS 起動	非常用 電源確保		
2-15	UTOP	ビーム窓破損	×									2.00E-05
7-9	ULOHS	給水流量喪失		×	×							3.00E-06
8-6	ULOF	蒸気発生器伝熱管破損		×								7.00E-06
6-8	ULOF	再循環ポンプトリップ		×								7.00E-05
5-8	ULOF	1次主循環ポンプトリップ		×								7.00E-05
7-6	ULOF	給水流量喪失		×								3.00E-04
3-8	ULOF / UTOP	1次冷却系制御系故障		×								3.00E-05
2-8	ULOF / UTOP	ビーム窓破損		×								1.00E-04
1-8	ULOF / UTOP	ビーム出力増加		×								1.00E-04
3-4	PLOHS	1次冷却系制御系故障						×				3.00E-06
9-3	PLOHS	外電喪失						×				5.00E-06
9-5	PLOHS	外電喪失								×		5.00E-06
9-2	PLOHS	外電喪失							×			5.50E-06
6-4	PLOHS	再循環ポンプトリップ						×				7.00E-06
5-4	PLOHS	1次主循環ポンプトリップ						×				7.00E-06
2-4	PLOHS	ビーム窓破損						×				1.00E-05
1-4	PLOHS	ビーム出力増加						×				1.00E-05
7-3	PLOHS	給水流量喪失						×				3.00E-05
7-2	PLOHS	給水流量喪失							×			3.30E-05

\*: シーケンス No.(A-B) は、以下の組み合わせである

A: 図 2.2.8 から図 2.2.16 のイベントツリーの種類。表 2.2.3 中の ID に相当

B: 各イベントツリー図におけるシーケンス番号



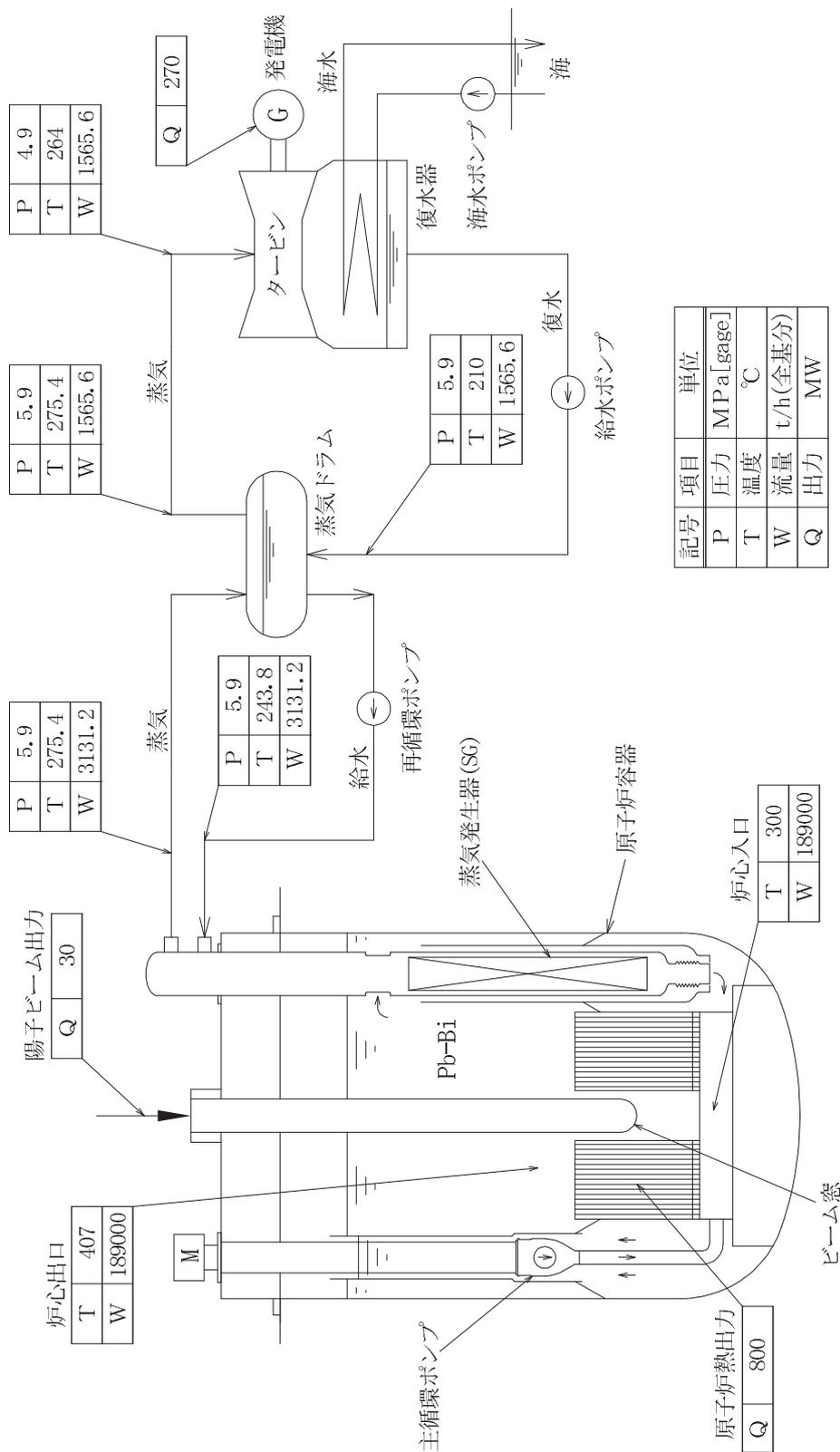


図 2.2.2 ADS プラント全体のヒートバランス

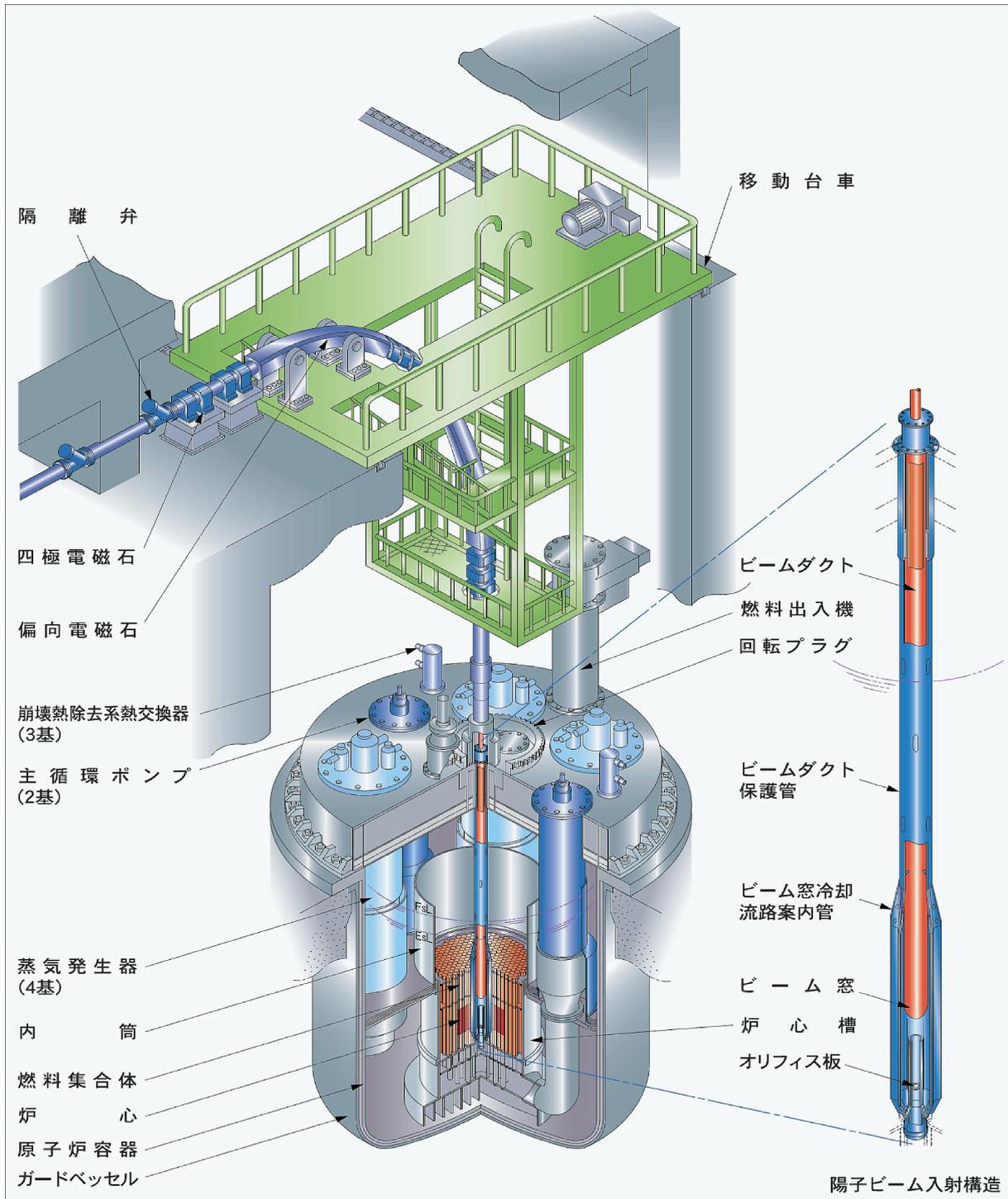


図 2.2.3 ADS プラント原子炉容器回り構造概念

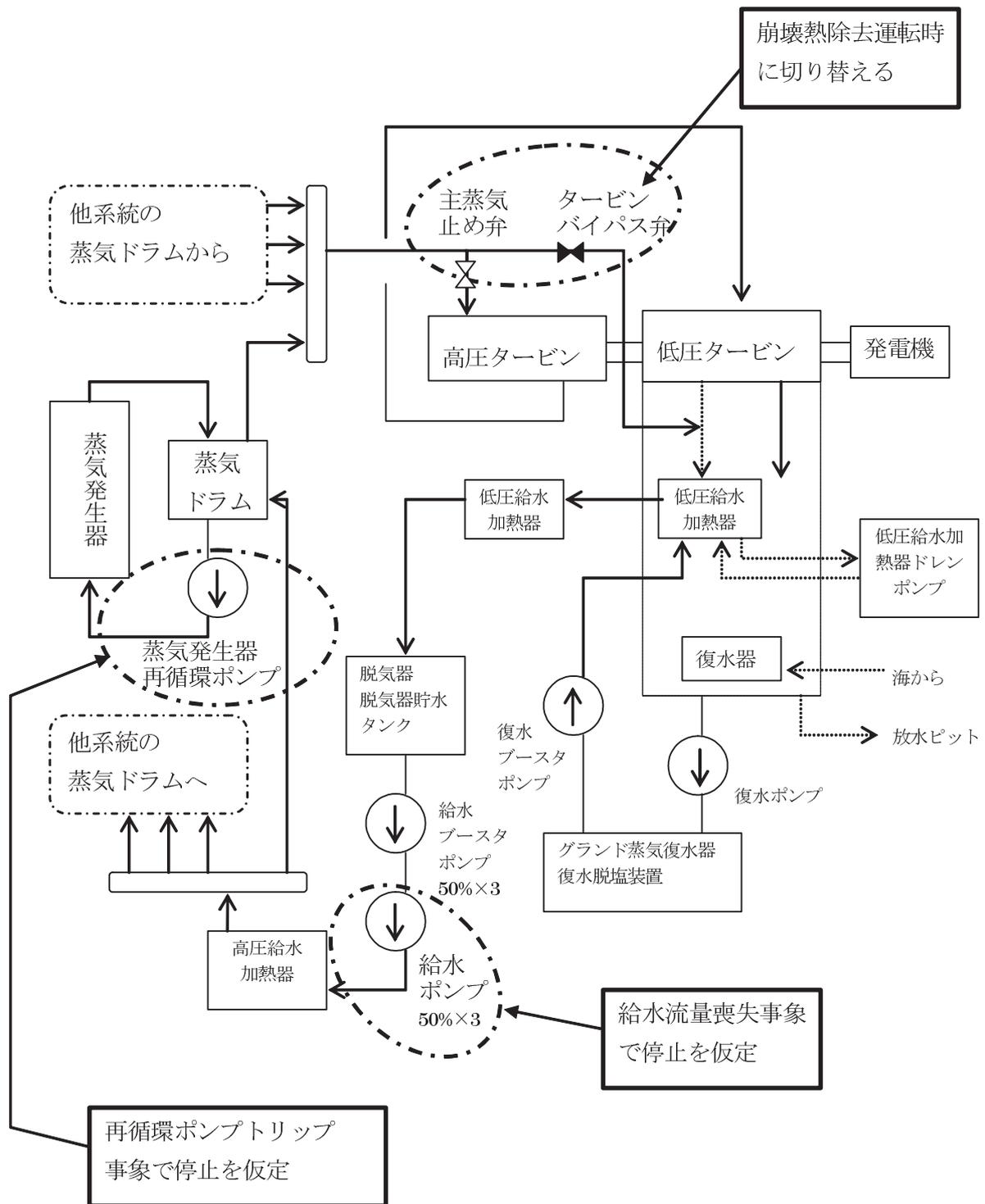


図 2.2.4 タービン発電機の系統概念

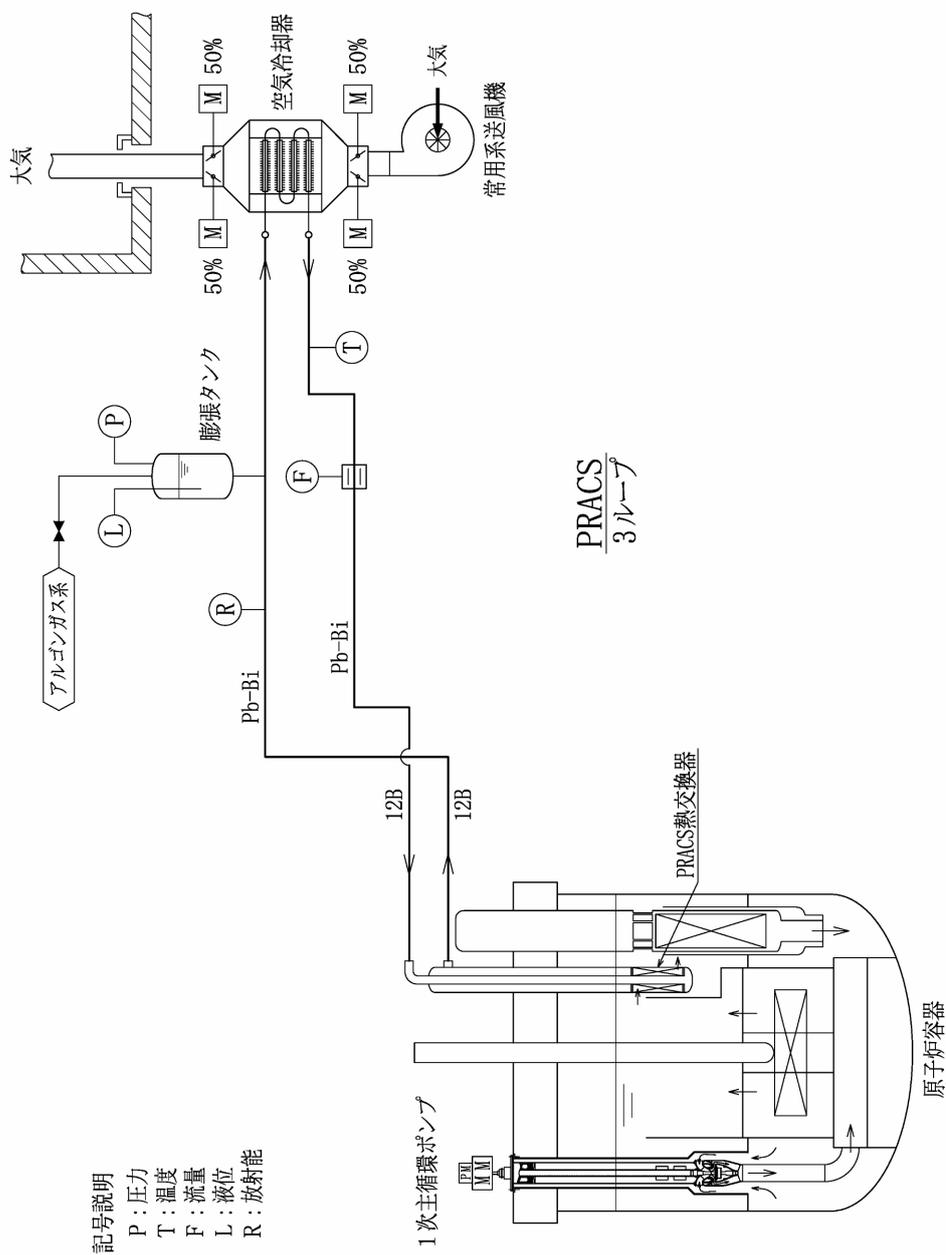


図 2.2.5 PRACS の系統概念

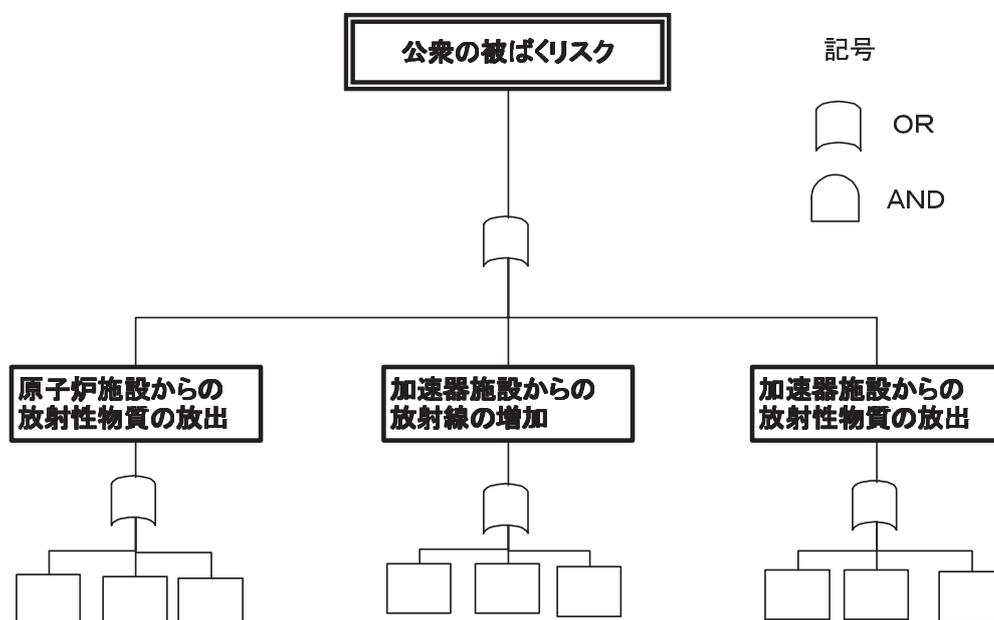
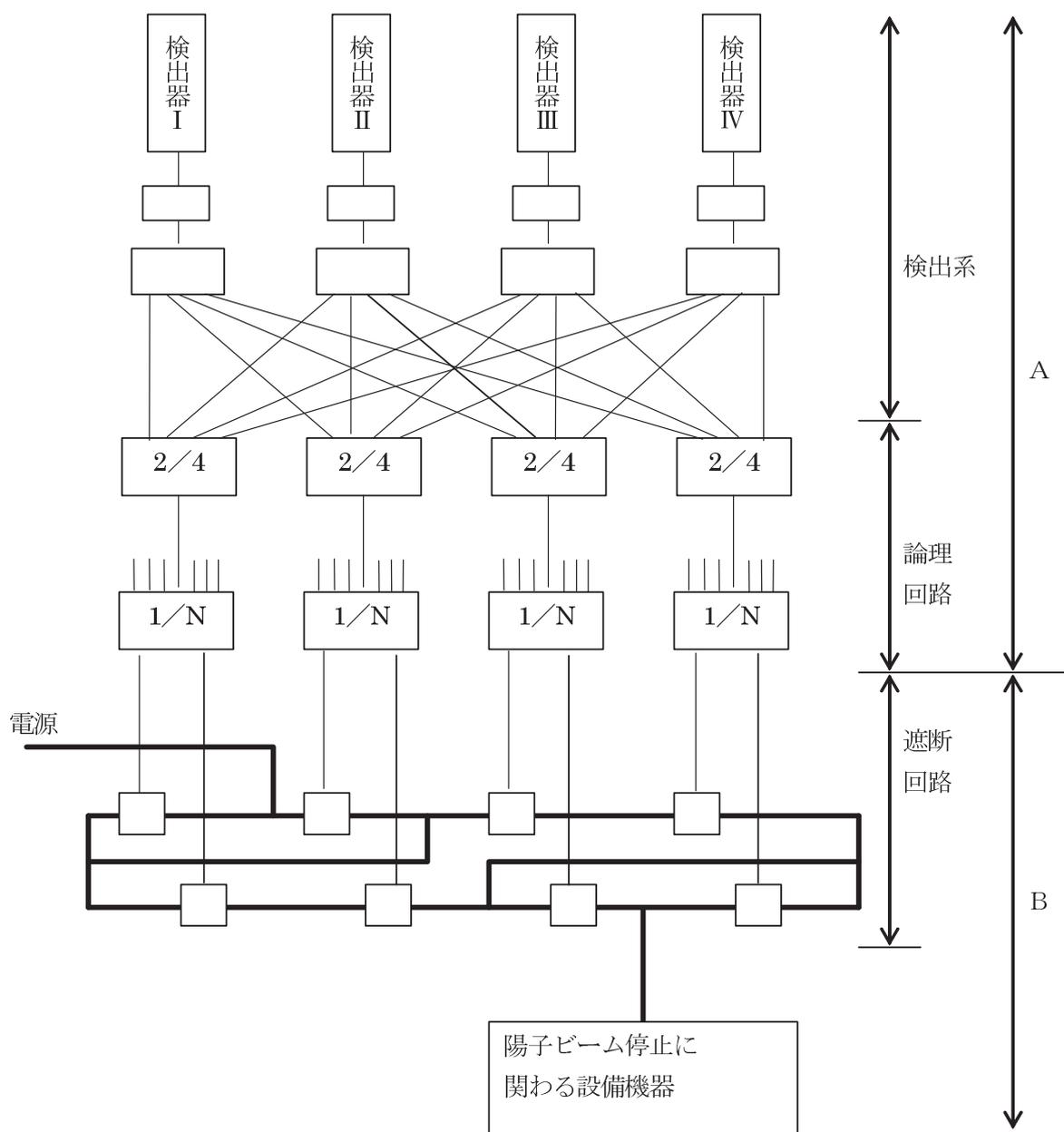


図 2.2.6 マスターロジックダイアグラムの概念



A ; 本検討においてスクラム信号の非信頼度として考える範囲  
(検出系、論理回路ともに 2 out of 4 構成を条件とする)

B ; 本検討においてビーム停止の非信頼度として考える範囲  
(遮断器の個数、構成は例として 2 out of 4 の場合を示した)

注) A の部分は 2 系統 (主炉停止系、後備炉停止系) が設けられると仮定する。  
B の部分は 1 系統を仮定し、主炉停止系または後備炉停止系のどちらかの信号で動作するものとする。

図 2.2.7 ビーム停止に係わる系統の構成

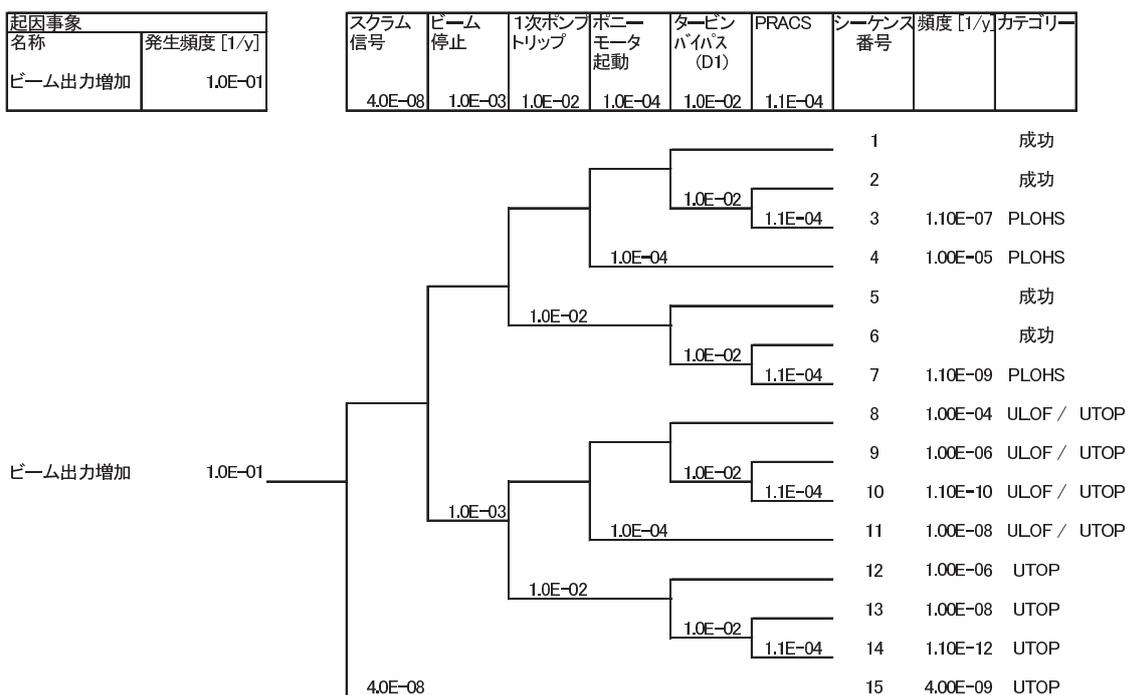


図 2.2.8 出力増加事象のイベントツリー定量結果

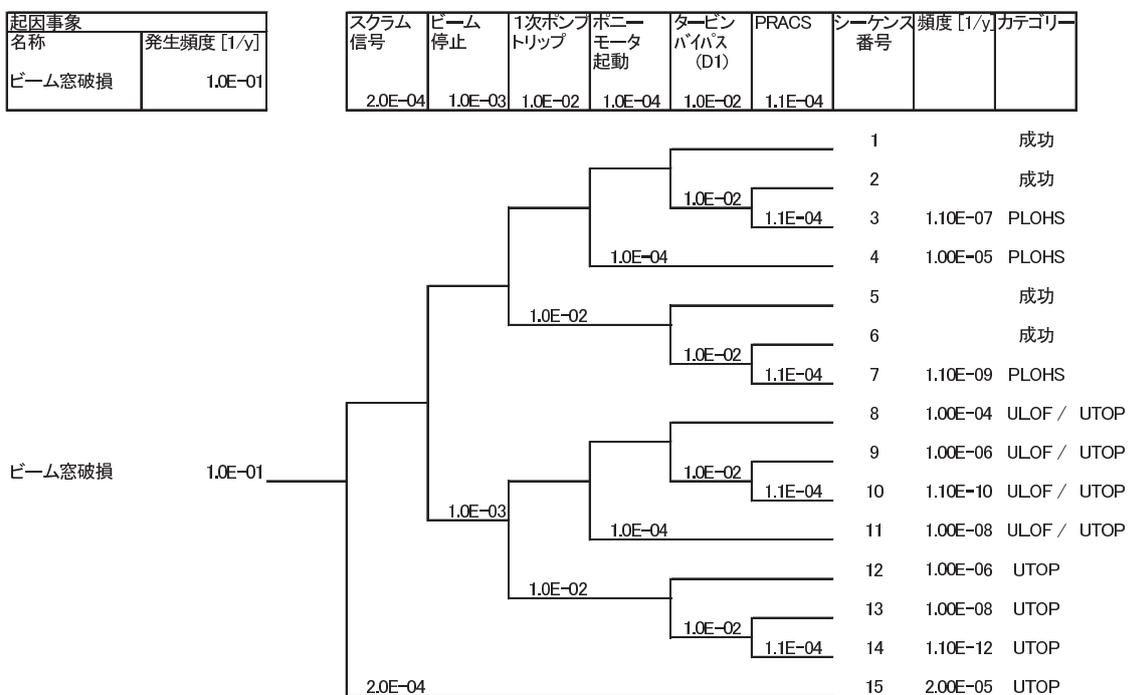


図 2.2.9 正の反応度添加事象（ビーム窓破損）のイベントツリー定量結果

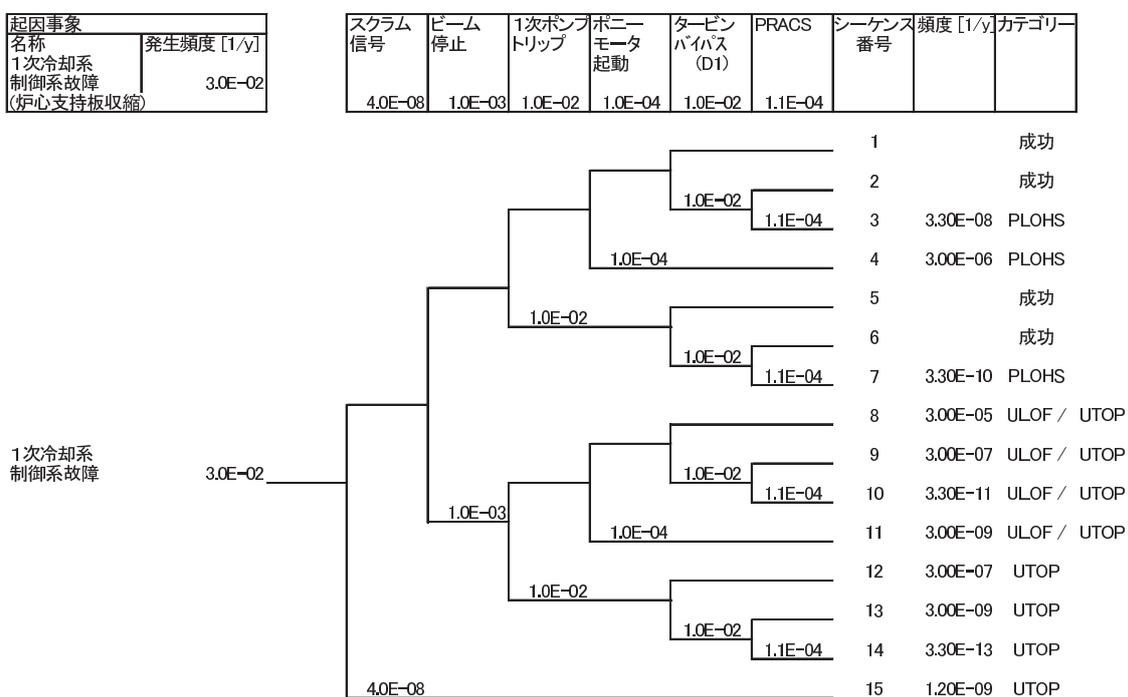


図 2.2.10 正の反応度添加事象（1次冷却系制御系破損）のイベントツリー定量結果

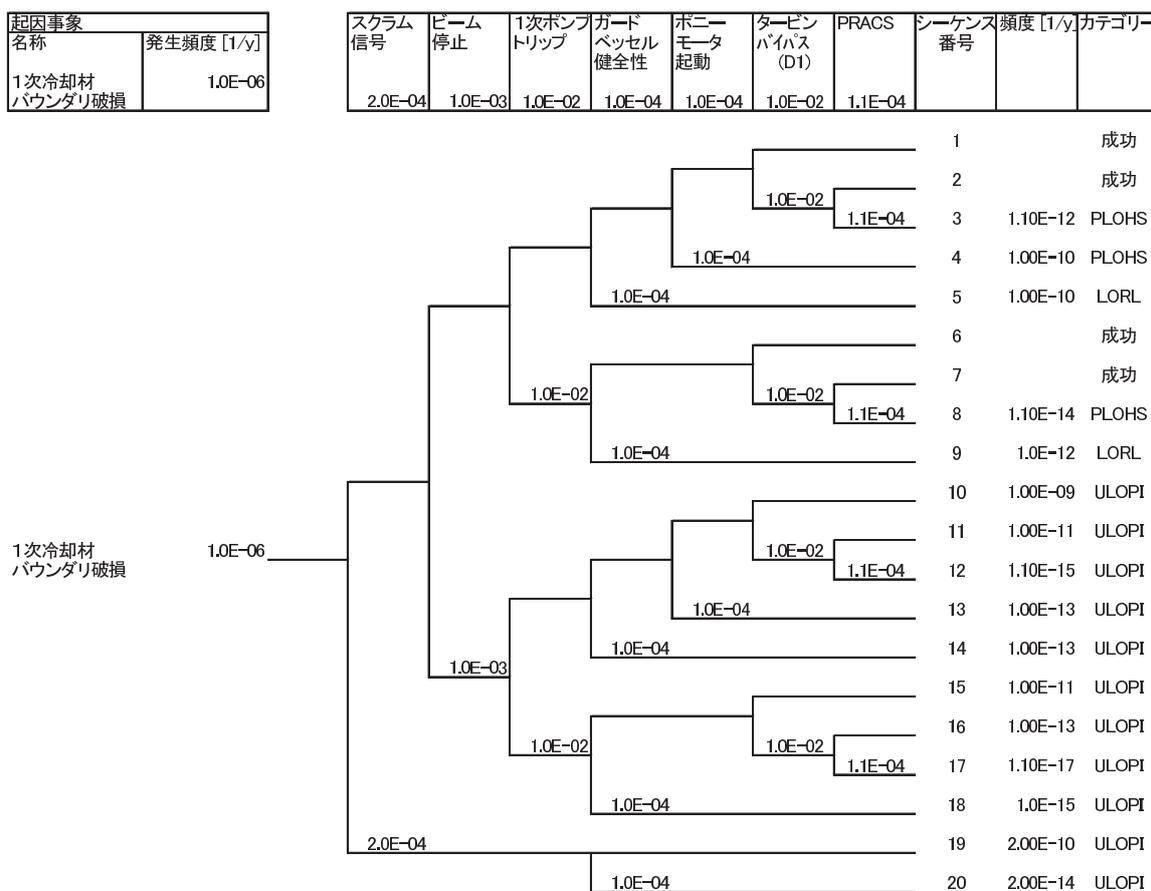


図 2.2.11 1次冷却材漏えい事象のイベントツリー定量結果

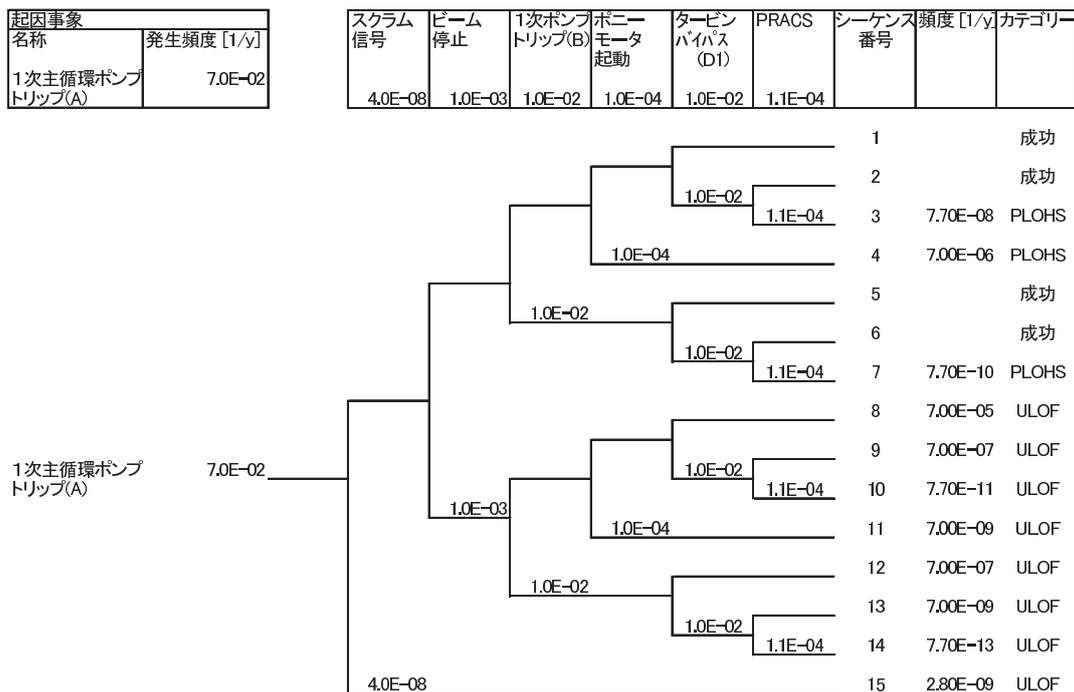


図 2.2.12 冷却材流量減少事象のイベントツリー定量結果

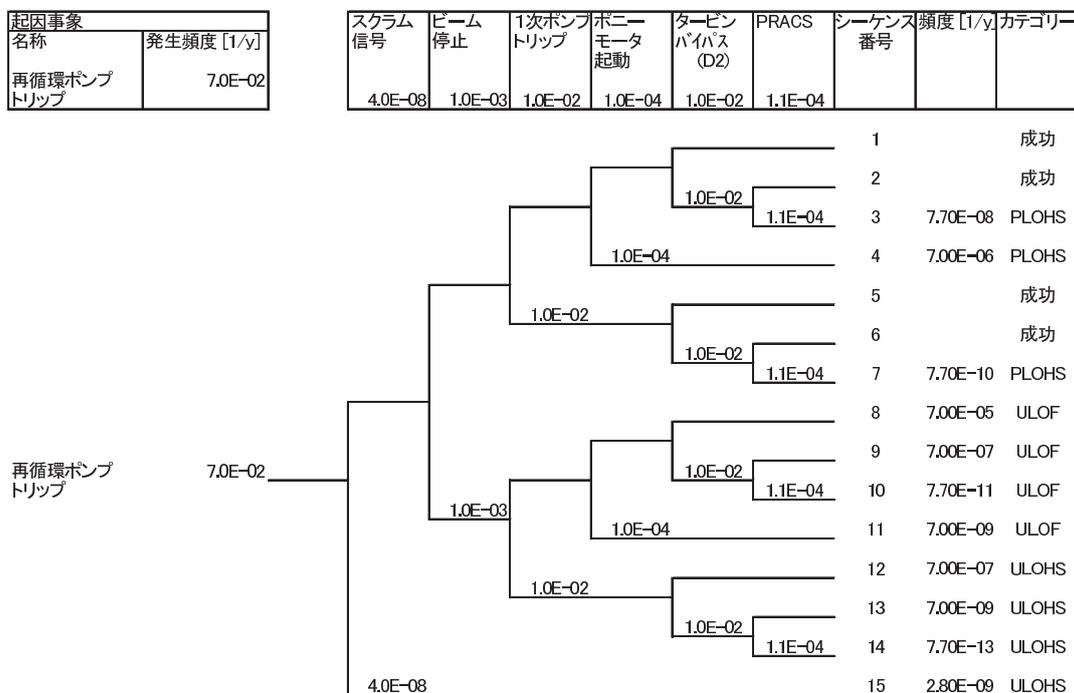


図 2.2.13 熱除去系異常事象のイベントツリー定量結果

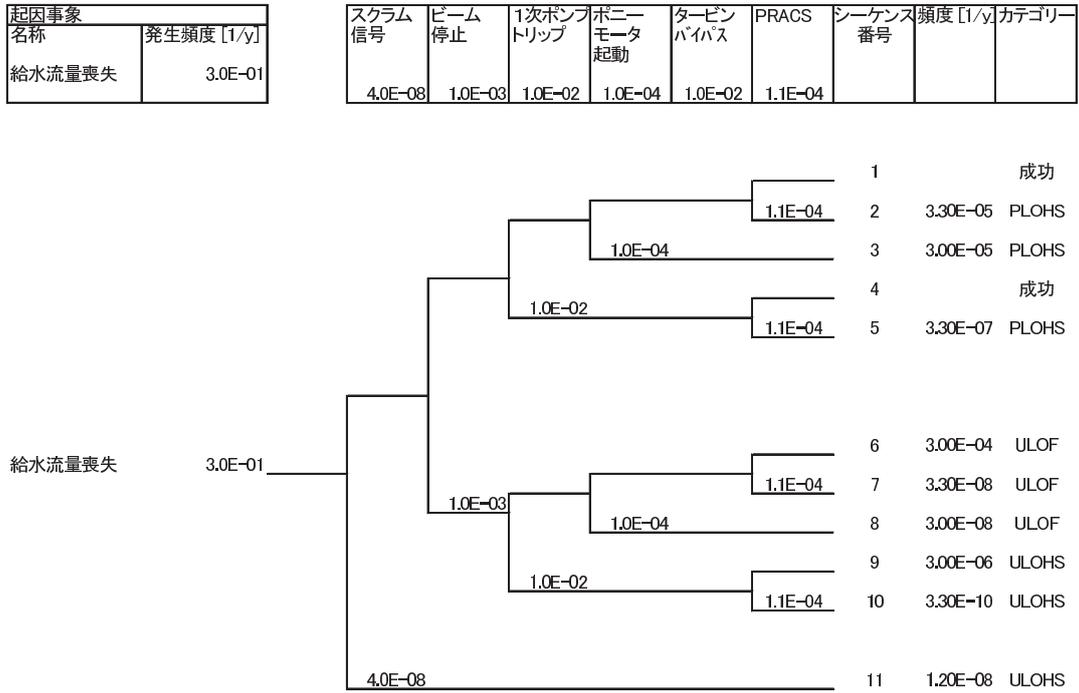


図 2.2.14 水蒸気系除熱喪失事象のイベントツリー定量結果

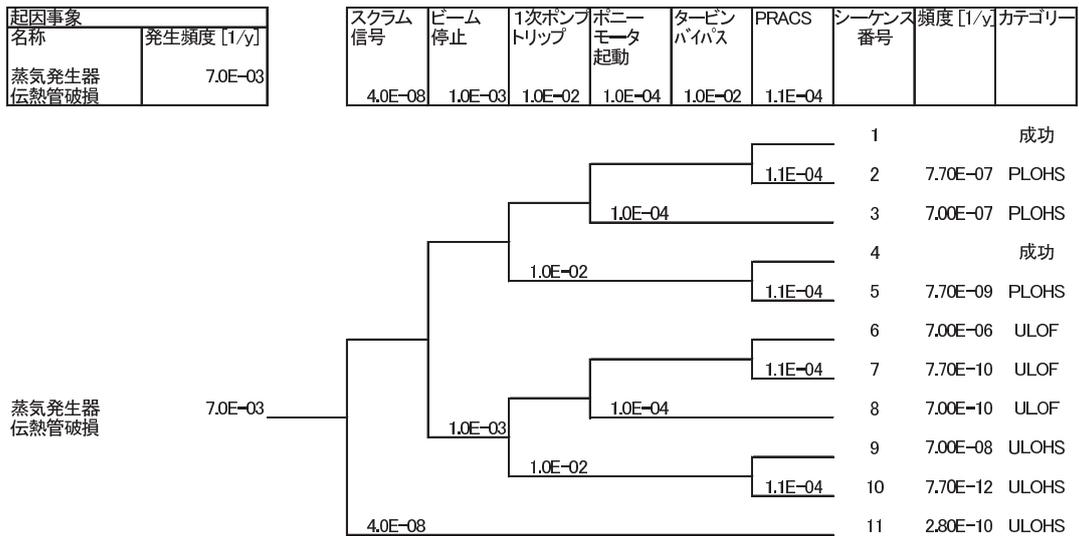


図 2.2.15 蒸気発生器伝熱管破損事象のイベントツリー定量結果

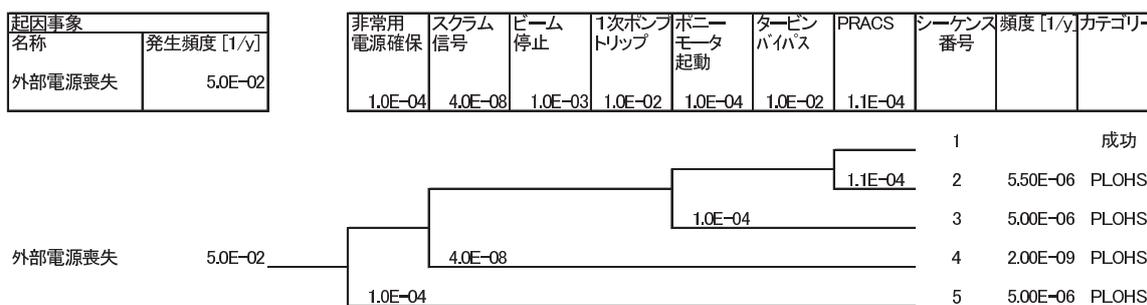


図 2.2.16 外部電源喪失事象のイベントツリー定量結果

## 2.3 レベル1 PSA の検討結果についての考察

### 2.3.1 発生頻度とその低減化方策

炉心損傷に至る可能性があるシーケンスを検討した結果、表 2.2.8 に示す事故シーケンスが抽出された。これらのシーケンスについて、実際に炉心健全性にどの程度の影響がでるかは、安全解析による確認が必要となる。ここでは発生頻度の観点から、各シーケンスの発生頻度を  $10^{-6}$  [/炉年] 以下とするためには、どのような対応が必要になるかを考察する。

抽出された事故シーケンスは、前節でまとめたとおり、約半数にあたる 8 事象がビーム停止失敗が重なるシーケンスである。頻度が大きなもので  $10^{-4}$  [/炉年] オーダーのものがあるが、これらは起因事象の発生頻度 ( $1\sim 3\times 10^{-1}$  [/炉年]) とビーム停止の非信頼度 ( $10^{-3}$  [/炉年]) により決まる。起因事象の発生頻度のうち、給水流量喪失は国内軽水炉等の運転経験に基づき定量化された値<sup>7)</sup> である。また、ビーム出力増加、ビーム窓破損については、制御系の故障や使用環境を考えると、特別保守的な値とは考えにくい。従って、シーケンスの発生頻度を  $10^{-4}$  [/炉年] オーダーから  $10^{-6}$  [/炉年] 以下にするためには、ビーム停止の非信頼度を 2~3 桁向上させる必要がある<sup>4)</sup>。

次に多いシーケンスは、ポニーモータ起動失敗が重なる場合であり、7 事象に関連している。ポニーモータは、崩壊熱除去レベルで 1 次系流量を確保するために起動されるが、自然循環だけで 1 次系を除熱可能であることが確認され削除できれば、関連するシーケンスは想定不要となる。このポニーモータの要否については、安全解析の結果を踏まえて判断をする。削除できない場合は、ポニーモータの台数を増やす方法が考えられる。また、PRACS 起動失敗が重なるシーケンスは 2 事象存在する。シーケンス No.7-2 および No.9-2 は、水・蒸気系による崩壊熱除去ができない状態で、ビームは停止するが PRACS による崩壊熱除去に失敗する事象である。これらの発生頻度を小さくするためには、PRACS の信頼性を 1~2 桁程度向上させる必要がある。

### 2.3.2 低減化対策後の事故シーケンス

設計対応として、上述したビーム停止の信頼度向上（発生頻度 3 桁向上）、ポニーモータ削除および PRACS の信頼度向上（発生頻度 2 桁向上）の対策がとられた場合には、表 2.2.8 に挙げた 19 種のシーケンスは大幅に減り、表 2.3.1 に示す 2 種のシーケンスとなる。これらの残ったシーケンスについては、今後、次のような対応が考えられる。

#### 1. No.2-15（ビーム窓破損＋スクラム信号失敗）

ビーム窓が破損すると鉛ビスマスがビームダクト内に流入する。これにより、中性子の漏れが減り、正の反応度が投入されるが、一方で核破砕中性子源の位置は炉心中央から上部に移動する。これらを考え合わせると、原子炉出力は一時的に変動するが、炉心に大きな損傷を与えるような異常状態にはならないと考えられる。この点が解析で確認されれば、本シーケンスは想定不要とできる。

<sup>4)</sup>現在考えているビーム停止系 1 系統を 2 系統にすることで達成可能。検討内容は付録 B で紹介する

## 2. No.9-5 (外部電源喪失+非常用電源確保失敗)

崩壊熱除去を行う空気冷却器ダンパーの電源確保ができないシーケンスとして抽出された。この事象では、外部電源が無くなるため陽子ビームは停止する。従って崩壊熱除去のみが問題となる。現在、ダンパーは無停電電源（バッテリー）の採用を計画中であり、これが可能な場合は想定不要となる。バッテリーでは不可能な場合には、非常用電源系統を3重化する方法が考えられる。

### 2.3.3 安全解析のケース設定

ここまでは ADS 概念設計データを条件に、事故シーケンス及び発生頻度を定量的に検討し、 $10^{-6}$ [/炉年]以上のシーケンスは、全て炉心損傷の可能性があると仮定して検討を行った。この結果、事故シーケンスをカテゴリー分類すると表 2.2.8 のとおり、UTOP 型 1 種、ULOOF 型 7 種、ULOHS 型 1 種、PLOHS 型 10 種となった。これに設計対応がとられた場合は、表 2.3.1 に示す 2 種のシーケンス（UTOP 型 1 種、PLOHS 型 1 種）に限定される。すなわち設計対応がとられた場合には、炉心損傷の可能性が考えられる事故シーケンスは、ビーム窓破損事象（UTOP）と外部・非常用電源喪失事象（PLOHS）の 2 ケースとなり、その他の事象は基準外事象となる。

しかしながら、PSA 検討から離れて各事故シーケンスについて考察すると、事故事象でも炉心損傷の可能性が極めて低いケース、反対に基準外事象でも炉心損傷の可能性が疑われるケースが考えられる。ここでは、各事故シーケンスについて、炉心損傷の可能性について考察し、安全解析を行うべき事象について検討する。

ADS は未臨界炉心を外部中性子源で駆動することから、原子炉のトリップが成功した場合、直ちに出力が低下し、熱源となるものは崩壊熱のみとなる。この崩壊熱除去に失敗する事象である PLOHS については、事象進展が数時間オーダーになると考えられ、その間にアクシデント・マネジメント的対処が可能と考えられることから、本検討では安全解析を行わない。もう 1 つの事故事象であるビーム窓破損については、ADS 固有の現象であることから安全解析の対象とする。

一方、基準外事象としては、ULOOF、UTOP（ビーム出力増加）、ULOPI、ULOHS が考えられる。ULOOF 事象は、過去に欧州で行われた ADS の過渡解析<sup>10)</sup>において、安全解析上最も厳しい事象になることが知られていることから、本検討でも安全解析の対象とする。UTOP 事象としては、ADS 固有の現象であるビーム出力の増加を対象とする。ULOPI 事象については、1 次冷却材の喪失は、ターゲット領域の LBE 喪失にもつながることから、ビーム停止に失敗していても核破砕中性子の量が低下し、出力低下につながると考えられる。また LBE 喪失により中性子漏えい量が増え、負の反応度が投入される。よって冷却材の喪失は安全側に作用すると考え、ULOPI は安全解析の対象としない。ULOHS 事象については、過去の検討<sup>6)</sup>において、単純な解析モデル（燃料集合体、ターゲット、反射体から構成）を使用し、保守的な条件<sup>5)</sup>のもとに検討が行われて

<sup>5)</sup>流速=2.0[m/s]、出力=43.7[kW]（被覆管温度=600℃となるように設定。現在の設定値は最大値で 500~550℃）、被覆管初期フープ応力=10.8[MPa]、核的なフィードバック効果無し

おり、判断基準の1つ（被覆管 CDF 値<sup>6</sup>=0.5）に達するのに約 600[sec] の時間がかかるとの結果を得ている。本検討では、約 10 分の時間があれば、何らかの方法でビーム停止は可能であると考え、ULOHS 事象については、これ以降、扱わないこととした。

以上の内容を表 2.3.2 にまとめる。安全解析の対象ケースとして、最終的に UTOP（ビーム出力増加、ビーム窓破損）と ULOF を選定した。なお ULOF 解析で、LBE の自然循環だけで 1 次系を除熱することが可能であることが示せれば、ポニーモータ起動失敗事象に関するシーケンスは想定不要となる。

表 2.3.1 信頼性向上対策後に残る事故シーケンスの発生頻度

シーケンス No	カテゴリー	起因事象	影響緩和機能の失敗							頻度(/炉年)
			スクラム信号	ビーム停止	1次ポンプトリップ	ガードベッセル健全性	ポニーモータ起動	タービンバイパス	PRACS 起動	
2-15	UTOP	ビーム窓破損	×							2.00E-05
9-5	PLOHS	外電喪失							×	5.00E-06

\*1: 信頼性向上対策として下記 3 つの対策が図られた場合でも、頻度が  $10^{-6}$  [/炉年] を超えたものをまとめている

1. ビーム停止の信頼度を 3 桁向上 ( $10^{-3}$  から  $10^{-6}$  [/demand])
2. ポニーモータ起動失敗による事故シーケンスは想定不要と仮定 (炉内は自然循環のみで熱除去)
3. PRACS 起動の信頼度を 2 桁向上 ( $1.1 \times 10^{-4}$  から  $1.1 \times 10^{-6}$  [/demand])

\*2: シーケンス No.(A-B) は、以下の組み合わせである。

A: 図 2.2.8 から図 2.2.16 のイベントツリーの種類。表 2.2.3 中の ID に相当。

B: 各イベントツリー図におけるシーケンス番号

表 2.3.2 安全解析のケース設定

事故シーケンス	説明	本検討での扱い
LORL Loss of Reactor Level	1次冷却材漏えい時に、原子炉トリップには成功するが、原子炉容器内冷却材液位の確保に失敗する事象	原子炉トリップに成功しているため扱わない
PLOHS Protected Loss of Heat Sink	原子炉がトリップした後、除熱源が喪失し、崩壊熱除去に失敗する事象	原子炉トリップに成功しているため扱わない
ULOF Unprotected Loss of Flow	炉心流量減少時に原子炉のトリップに失敗する事象	安全解析を行う
UTOP Unprotected Transient Over Power	正の反応度が挿入され、原子炉出力が上昇した際に原子炉トリップに失敗する事象	安全解析を行う(ビーム出力増加、ビーム窓破損)
ULOPI Unprotected Loss of Piping Integrity	1次冷却材漏洩時に原子炉トリップに失敗する事象	冷却材の漏えいはADSの場合、安全側と考え、扱わない
ULOHS Unprotected Loss of Heat Sink	除熱源喪失時に原子炉トリップに失敗する事象	炉心損傷までの時間余裕が大きく(約10分以上)、その間にビーム停止可能と考え、扱わない

<sup>6</sup>被覆管がクリーブ破断に至るまでの指標。詳細は次章

## 2.4 レベル1 PSA のまとめと今後の課題

レベル1 PSAにより、ADSの異常事象に関する検討を行った。起因事象は、基本的には大型高速炉のデータをもとに仮定し、ADS特有の事象であるビーム出力増加とビーム窓破損については、特別な設備対策を設けず比較的頻度が多い事象と仮定して $1 \times 10^{-1}$  [/炉年]とし、ビーム停止の非信頼度を $10^{-3}$  [/demand]と設定して検討を行った。

事故シーケンスの発生頻度を定量評価した結果、 $10^{-6}$  [/炉年]を上回るシーケンスが19種類摘出された。これらはビーム停止失敗、ポニーモータ起動失敗が重なる場合が多いことが確認された。この結果に対して、発生頻度を低減化させるための方策として、ビーム停止の非信頼度を $10^{-6}$  [/demand] (3桁向上)程度とする対策、ポニーモータ削除およびPRACSの非信頼度を $10^{-6}$  [/demand] (2桁向上)程度とする対策がとられた場合には、 $10^{-6}$  [/炉年]を上回る事故シーケンスは2種類となった。

これらの結果に対し、ADSの特徴を考慮して、安全解析の対象ケースとしてUTOP (ビーム出力増加、ビーム窓破損)とULOFを選定した。このうち、ビーム窓破損は事故事象、ビーム出力増加とULOFは基準外事象である。これらの安全解析については次章で扱うが、その結果次第で、以下のことが明らかになり、また場合によっては以下に示す対応が必要になると考えられる。

### 1. UTOP 解析で炉心損傷が起きない場合

- a. 低減化対策後の事故シーケンス No.2-15 (ビーム窓破損+スクラム信号失敗) は想定不要
- b. 現在の加速器、ターゲット領域の設計 (ビーム出力の変化幅、ターゲット領域のサイズ等) が、原子炉の安全解析の点では妥当である

### 2. ULOF 解析で炉心損傷が起きない場合

- a. ポニーモータ起動失敗事象に関係するシーケンスは想定不要

### 3. UTOP (ビーム窓破損) 解析で炉心損傷が起きた場合

- a. 事象発生頻度の再検討
- b. 影響緩和機能の信頼度向上検討
- c. 新たなADS特有の影響緩和機能の検討

なお、本検討のなかで仮定した次の条件については、今後、解析等による確認、設計対応の検討を行い、精度を高める必要がある。

- 起因事象に対して仮定したスクラム信号の妥当性
- 非信頼度の設定条件とした安全系/通常系の区分、多重性等を仮定した機器の設計対応
- 陽子ビーム停止の具体的な方法と機器設計ベースに基づくビーム停止の信頼度の向上

- 崩壊熱除去を行う設備の信頼度向上の設計対応
- ビーム窓破損および1次冷却材バウンダリ破損の検知方法の追加
- 1次冷却材バウンダリ破損の発生頻度の再検討 (Na と LBE、ループ型とタンク型の違い)

### 3. 事故事象の安全解析

前章では、レベル1 PSA による検討を行い、詳細な安全解析を行うべき事故事象として、UTOP（ビーム出力増大、ビーム窓破損）と ULOF を選定した。本章では、これらの事故事象を高速炉用安全解析コードを使用して解析し、炉心損傷の可能性について検討する。

#### 3.1 解析条件

##### 3.1.1 解析コード

解析には、高速炉用安全解析コード SIMMER-III<sup>11,12)</sup> を使用した。SIMMER-III（以下、SIMMER）は、2次元、3速度場（液体混合流2種+蒸気混合流）、多成分（27種の質量保存式）の流体力学コードに対して、物質配置及びエネルギー状態に依存した空間依存の核計算部を有機的に結合した熱流動の総合コードである。コードは流体力学部、構造材料部および核計算部の3つの要素から構成されており、高速炉の炉心損傷事故時の事象推移で生じる物理現象を総合的にシミュレーションできるように設計されている。核計算では、10MeVを上限とする18群の群定数を使用しており、ソルバーには TWODANT<sup>13)</sup> を用いている。

SIMMER は高速炉の安全解析コードであるが、ADS のための解析すなわち未臨界炉を外部中性子源で駆動するモデルの扱いも可能になっており<sup>14)</sup>、欧州で検討されている実験炉級 ADS である XADS の安全解析で用いられた実績がある<sup>10)</sup>。

##### 3.1.2 解析モデル

解析モデルは、基本的に前章の表 2.2.1 を基にしているが、幾つかの点について異なる点があるため、初めにこの点を整理する。

- 表 2.2.1 中、2-(c) のビーム窓は、SIMMER では複雑な形状を扱えないことから、Virtual Wall（仮想的な断熱境界）で単純な面境界として表現した。
- 4-(e) の被覆管材質は、表中では T91 鋼（改良 9Cr-1Mo 鋼）となっているが、本検討では SIMMER でデフォルトとなっている 316SS を用いた。これは SIMMER で整備されている 316SS のデータが充実している点、また安全解析上、316SS や T91 鋼間で大きな違いが生じないと考えたためである。この点については、次節の「物性値の設定」で詳しく議論する。
- 7-(a) の除熱量について、SIMMER では陽子入射に伴い、ターゲット領域で生じる発熱を扱うことができないため、820[MW] より少ない。発熱を扱えないことによる影響は少ないが、今後の対応が望まれる。

### 3.1.2.1 流体-構造モデル

上述の点を踏まえて、図 3.1.1 の炉構造立面図を参考に、図 3.1.2 に示す解析モデルを作成した。LBE は入口部から流入し、ターゲット領域、燃料集合体領域等の下部からそれぞれの領域を通過し、出口部へと出て行く。集合体はダクトレス集合体を想定していることから、解析モデルでも再現をしている。また、ビームダクト部は真空として扱っている。

ターゲット領域および各集合体に対して流量の配分は行っていない。LBE の流速は公称値で 2.0[m/s] を想定していることから、燃料集合体内の流速が 2.0[m/s] となるよう、冷却材入口位置の圧力を調整して設定した。

SIMMER では、燃料ピンの計算において、集合体中の燃料ピンを 1 つのピンで模擬し、燃料の内部と表面の挙動を扱う Simplified pin (SPIN) モデルと、燃料ピン内部の径方向温度分布や各種ガスの挙動を詳細に扱う Detailed pin (DPIN) モデルを扱うことが可能である。本検討では SPIN モデルによる解析を行った。このモデルの概念図を図 3.1.3 に示す。この図において、 $\bar{\rho}$  はマクロ密度 [kg / m<sup>3</sup>]、 $e$  は比内部エネルギー [J / kg]、 $r_p$  はペレット径 [m]、 $r_c$  は被覆管外径 [m]、 $\delta_f$  はギャップ厚さ [m]、 $Q_h$  は熱輸送のためのエネルギー内部変換率、 $\Gamma_c$  は単位体積あたりの冷却材輸送割合、添え字  $a \sim c$  は各位置を表す。

本検討では SPIN モデルを扱うため、解析で得られる温度は各集合体平均の値である。この場合、最も温度条件の厳しいターゲット近傍位置の温度を扱うことができないため、核計算から得られる中性子束の値を用いて補正を行い、結果をまとめた。

### 3.1.2.2 核計算モデル

核計算モデルは、文献<sup>15)</sup>を基に、プルトニウム 2 領域炉心の概念を採用した。このモデルに関する主要なパラメータを表 3.1.1 に、概念図を図 3.1.4 に示す。

ADS の大きな特徴の一つとして、一定の炉心出力を維持するために、燃焼による反応度変化を陽子ビーム強度により補償する必要がある点が挙げられる。すなわち運転初期と末期では実効増倍率の値が変わり、これにより出力分布も大幅に変わるため、ADS の安全性検討では、特に条件の厳しい燃焼状態を選ぶ必要がある。

文献<sup>15)</sup>では、10 サイクル (6000EFPDs<sup>1)</sup> 間の実効増倍率やビーム電流値、被覆管表面最高温度の変化を検討している。この検討結果を図 3.1.5 に示す。この結果から、第 2 サイクル末期において実効増倍率が最も小さくなり (0.944)、未臨界度が深いために、出力分布が最も厳しくなり、被覆管表面温度の最大値が、サイクル中で最も高くなっている (578[°C])。この状態は未臨界度が最も深いため、再臨界の可能性は低いものの、被覆管温度の点から、安全解析上最も厳しい状態と考えられる。よって解析では、第 2 サイクル末期 (2nd EOC<sup>2)</sup>) の状態を解析対象とした。

核データには JENDL-3.2 に基づく JAERI Fast set<sup>16)</sup>を用いた。また外部中性子源には、空

<sup>1</sup>Effective Full Power Day

<sup>2</sup>End of Cycle

間分布とエネルギースペクトルを指定<sup>3</sup>できることから、NMTC/JAERI 97<sup>17)</sup> を使用して、陽子ビーム (1.5GeV-20mA、ガウス分布) を図 3.1.4 の体系に入射したときの外部中性子源を計算し、SIMMER の解析に取り入れた。外部中性子源分布とそのスペクトルを図 3.1.6 に示す。SIMMER で扱える中性子エネルギーの上限が 10MeV であることから、この図では、10MeV 以下の中性子を対象としている。SIMMER の計算では、この分布を時間依存で変化させることはできないことから、UTOP 事象のビーム窓破損については、外部中性子源有り無しの場合についてのみ解析を行った (後述)。

### 3.1.3 物性値の設定

#### 3.1.3.1 燃料

SIMMER の解析において、燃料の物性値として重要なデータは熱伝導率である。窒化物燃料は、酸化物燃料に比べて熱伝導率が高い点が大きな特徴であり、U、Pu 窒化物<sup>18)</sup>、Np 窒化物<sup>19)</sup>、Am 窒化物<sup>20)</sup> の熱伝導率が測定されている。図 3.1.7 に各窒化物燃料および MOX 燃料の熱伝導率を示す。この結果は、空隙率 0% (100%TD) の場合のものである。この図から、窒化物燃料が酸化物燃料よりも熱伝導率が高いことが定量的にわかる。燃料温度 1000[°C] の場合、MOX に対して NpN は 7.3 倍、PuN は 5.7 倍、AmN は 4.9 倍の値である。

実際にはこの値に対して、空隙率を考慮する必要がある。空隙率を考慮すると、一般的に熱伝導率は悪化する。窒化物燃料についての熱伝導率と空隙率の関係式がまだ検討されていないことから、本検討では SIMMER で用いられている次式を用いた。

$$\kappa^P = \kappa(1 - \epsilon)^{2.5} \quad (3.1)$$

ここに  $\kappa^P$  は空隙率を考慮した熱伝導率、 $\kappa$  は 100%TD 時の熱伝導率、 $\epsilon$  は空隙率である。

本検討では、燃料中に含まれる割合が多い PuN の熱伝導率を採用することとした<sup>4</sup>。実際の燃料は、(Pu+Np+Am+Cm)N + ZrN の構成になるが、特に ZrN が加わることで熱伝導率の値が上昇することがわかっているため、PuN 単体での解析は保守側の検討となる。文献<sup>21)</sup> では、800[°C] における (Pu+Np+Am+Cm+Zr)N (金属の重量について、Pu/ Np/ Am/ Cm/ Zr= 0.15/ 0.06/ 0.075/ 0.015/ 0.70) の熱伝導率が 25.5 [W/m K] となっており、図 3.1.7 中の PuN の値に対して、おおよそ 2 倍の値になっている。

上述の通り、本検討では 2nd EOC の炉心状態を解析対象とするが、燃料の燃焼に伴い、空隙率が上昇し、熱伝導率が悪くなると考えられる。この効果を取り入れるため、本検討では空隙率を調整することで実効増倍率を調整し<sup>5</sup>、燃焼による熱伝導率悪化の効果を考慮した。

この仮定について議論するため、燃焼末期の安全解析において考慮すべき燃料に関するパラメー

<sup>3</sup>ただしスペクトルは 1 種類しか指定できない。すなわち位置毎の変化は考慮できない

<sup>4</sup>予備検討段階で、各窒化物燃料 (NpN, PuN, AmN) を用いた場合の燃料温度を比較した場合でも、定常状態で有意な差は生じなかった

<sup>5</sup>空隙率の調整により燃料密度が変化する

タを考えると、燃料組成、FP・He ガス生成量、組成変化に伴う燃料の熱伝導率および融点の変化が挙げられる。

- 燃料組成の変化は特にボイド反応度、ドップラー反応度に大きく影響し、再臨界事故時の挙動を評価する上で重要となるが、ADS は未臨界状態で運転されることから、再臨界の可能性が低く、組成変化による反応度変化の影響は、臨界炉の検討に比べると小さい。
- FP・He ガスの生成量は、核的には上述した反応度に影響し、物理的には被覆管の内圧に影響する。核的影響については、上述の通り影響が小さいと見なし、物理的影響については、後述するクリープ破断時間評価で考慮する。
- 燃焼による燃料の熱伝導率低下は、ADS の解析において重要である。これは、燃焼末期は未臨界度が深いいため、出力分布が最も厳しくなり、ターゲットに最も近い位置での被覆管温度が ADS の設計条件の 1 つになっている<sup>15)</sup> ことから明らかであり、熱計算条件については、合理的な範囲で最大限、保守的に見積もることが望まれる。
- 熱伝導率の低下とともに融点の変化も重要なパラメータである。文献<sup>22)</sup> では、Zr 割合の違いにより最大で 200 [°C] 程度融点が変わることが報告されている。これについては、MA 窒化物燃料の組成と融点の関係について、定量化されたデータが整備されていないことから本検討では扱わないが、今後の重要な課題となる。

以上の議論から、本検討では核的なフィードバック効果を厳密に考慮するよりも、熱計算に関する条件を厳しく与えることに主眼を置いた。すなわち、本来は ZrN を含んでいる燃料に対して、熱伝導率が半分程度の PuN 単体のデータを適用し、さらに空隙率を考慮するとして解析を行った。

なお、もう一つの熱伝導に関わる重要な因子であるギャップコンダクタンスについては、SIMMER のデフォルト値 (=5678.26[W/m<sup>2</sup> K]) を用いた。この他、液体や気体になった場合の熱伝導率や粘性係数などを指定できるが、窒化物燃料についてのデータが整備されていないため、燃料の溶融、気化が生じた場合には、SIMMER のデフォルト値 (MOX 燃料) を用いるとした。

なお、窒化物燃料を用いる炉心の安全解析においては、窒化物燃料の熱解離も重要な現象となる。これについては、本章の最後で、解析結果と解離に関する現状の知見を基にして議論する。

### 3.1.3.2 LBE

LBE については、基本的に文献<sup>8,23)</sup> のものを使用した。これには密度、粘性係数、比熱そして状態方程式などが含まれる。熱伝導率に関しては、最新の文献<sup>24)</sup> のデータを使用した。このうち、熱伝導率と粘性係数のデータを図 3.1.8 に示す。

### 3.1.3.3 被覆管材料

現在の設計では、被覆管材料として T91 鋼 (改良 9Cr-1Mo 鋼) を用いるとしているが、上述の通り、本解析では 316SS を使用する。両者の物性値の比較として、9Cr-1Mo 鋼と 316SS の主な

物性値<sup>25)</sup>を表 3.1.2 に示す。9Cr-1Mo 鋼と T91 鋼はわずかながら組成が違うだけであり<sup>6)</sup>、物性値は大きく変わらない。現状では 9Cr-1Mo 鋼のデータが比較的良く整備されていることから、この表では 9Cr-1Mo 鋼のものを示している。

この表から、密度、比熱については 9Cr-1Mo 鋼と 316SS の間で大きな違いがないことがわかる。熱伝導率については、316SS の方が値が低く、解析としては保守側の評価になると言える。9Cr-1Mo 鋼の融点については、公開データが今のところないものの、火力発電所のボイラなどに使われる等、高温環境での実績があることから、その融点は 316SS と同程度かそれ以上であると推測される。以上の点から、316SS を用いた解析は、T91 鋼を用いた場合と大きな違いを生じないものと考えられる。

### 3.1.4 解析ケース

#### 3.1.4.1 UTOP-BOP (ビーム出力増大)

UTOP 事象の一つである、ビーム出力増大事象 (BOP: Beam Over Power) は、運転開始後、1[sec] 後にビーム出力が 2 倍になるとして解析を行った。これは、図 3.1.5-(b) に基づき、加速器電流の最小値が約 10[mA]、最大値が約 20[mA] であることから、ビーム強度の最大の変化幅は 2 倍程度になると考えて設定した。この計算では図 3.1.6-(a) の分布を保ち、その値を 2 倍にして計算を行った<sup>7)</sup>。

上述の議論から、対象 ADS の加速器性能として求められる電流値は、最大で約 20[mA] であることがわかる。そのため、解析対象とする 2nd EOC (電流値 20 [mA]) の状態で、さらにビーム強度が 2 倍 (すなわち 40 [mA]) になることは、本来あり得ない。しかしながら、本検討では極めて保守的な解析条件として、これらの条件 (2nd EOC でビーム強度 2 倍) の解析を行った。

#### 3.1.4.2 UTOP-BWB (ビーム窓破損)

UTOP 事象のもう一つのケースとして、ビーム窓破損事象 (BWB: Beam Window Breakage) についても解析を行う。ビーム窓が破損した場合、ビームダクト内は真空であることから、LBE がビームダクト内に浸入することが予想される。これにより、外部中性子源分布も大幅に変化することが予想されるが、上述の通り、現在の SIMMER では外部中性子源分布について詳細な時間依存の変化を与えることができない。そこで次の 2 つの極端なケースを考えた。

1 つめは、ビーム窓が破損した瞬間に外部中性子源を無くすケースである。ビームダクト内に LBE が浸入することで、核破砕中性子源は上部へ移動すると考えられることから、ほとんど炉心部に外部中性子が到達しないと予想される。よって、事象として最も安全なケースとしてこのケースの解析を行う。

<sup>6)</sup>T91 鋼は、9Cr-1Mo 鋼に V, Nb などを微量に加えた組成になっている

<sup>7)</sup>なおビーム強度変化という点で、ビームトリップ事象も ADS 特有の事象として考えられる。ただしビームトリップ事象は出力の低下につながる事象であり、炉心損傷とは関係がないと考えられるため、計算結果は参考として付録 C に記載する

2つめは、ビーム窓が破損しても外部中性子源分布に関わるパラメータは全く変えないケースである。すなわち、ビームダクト内にLBEが浸入したとしても定常時とおなじ外部中性子を与えることで、出力を保ちながら、正の反応度投入がされた場合にどのような挙動を示すかを確認する。

実際のBWB事象は、この極端な2つの挙動の間に収まる挙動を示すと考えられることから、両ケースで炉心損傷が起きなければ、実際のBWB事象でも炉心損傷は起きないと考えられる。

### 3.1.4.3 ULOF

ULOF事象については、流量を与えている入口部と出口部の圧力差をポンプ駆動力とし、これを無くすことでLOFの解析を行った。この事象の間は、外部中性子源分布は定常状態と同じものを与え、Unprotectedの状態としている。解析では、ポンプ駆動力が完全に停止するまでの時間をパラメータとして3ケース（5, 10, 15 [sec]）の解析を行った。

表 3.1.1 核計算に関する主要なパラメータ

Plant	Thermal power Coolant Inlet temperature Coolant velocity Upper limitation of keff Operation period	800 MWt LBE 300 ° C 2.0 m/sec 0.97 600 EFPDs*1
Fuel assembly	Type Number of fuel assemblies Pitch Width Number of fuel pins per assembly Number of tie rods per assembly	Duct-less and hexagonal 84 233.9 mm 232.9 mm 391 6
Fuel	Composition Pu enrichment *2(Inner/Outer) ZrN ratio *3(Inner/Outer) Theoretical density Smear density Pin outer diameter Thickness of cladding tube Pin pitch Active height	(MA+Pu)N+ZrN 30.0/42.4 wt % 49.7/49.7 wt % 90 % 85 % 7.65 mm 0.5 mm 11.48 mm 1000 mm

\*1: Effective Full Power Days

\*2: 第1サイクル初期における (Pu+MA)N に対する PuN の割合

\*3: 第1サイクル初期における (Pu+MA)N+ZrN に対する ZrN の割合

\*4: Inner は燃料集合体の第1、2層、Outer は燃料集合体の第3、4層

表 3.1.2 9Cr-1Mo 鋼と 316SS の主な物性値<sup>25)</sup> の比較 (500 °C)

	9Cr-1Mo 鋼	316SS
密度 [g/cm <sup>3</sup> ]	7.65	7.83
比熱 [kJ/kg °C]	0.562	0.569
熱伝導率 [W/cm °C]	0.271	0.197
平均熱膨張率 [ $\times 10^{-6}$ mm/mm/°C]	12.2	18.1
融点 [°C]		1371~1399

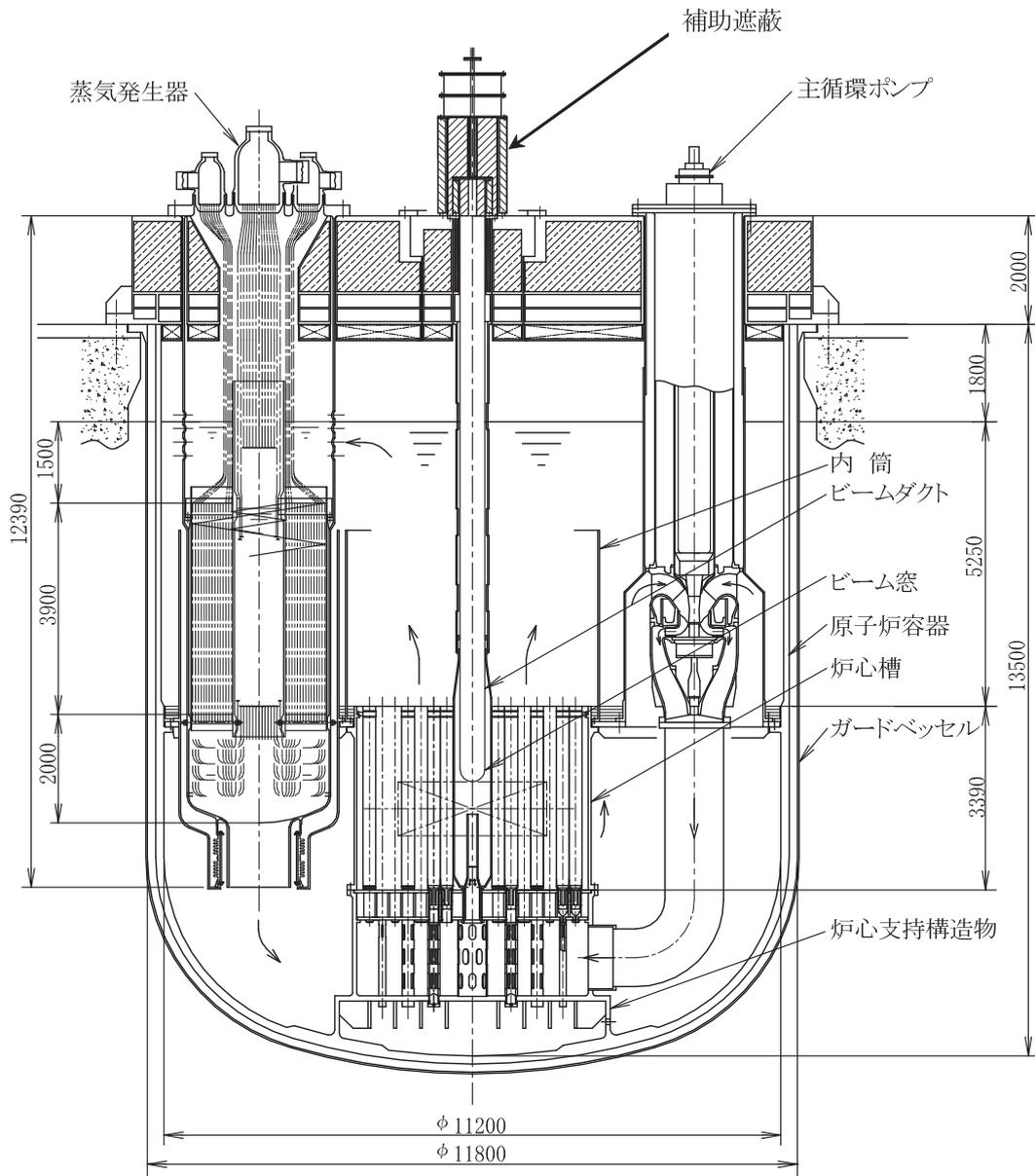


図 3.1.1 ADS 炉構造立面図

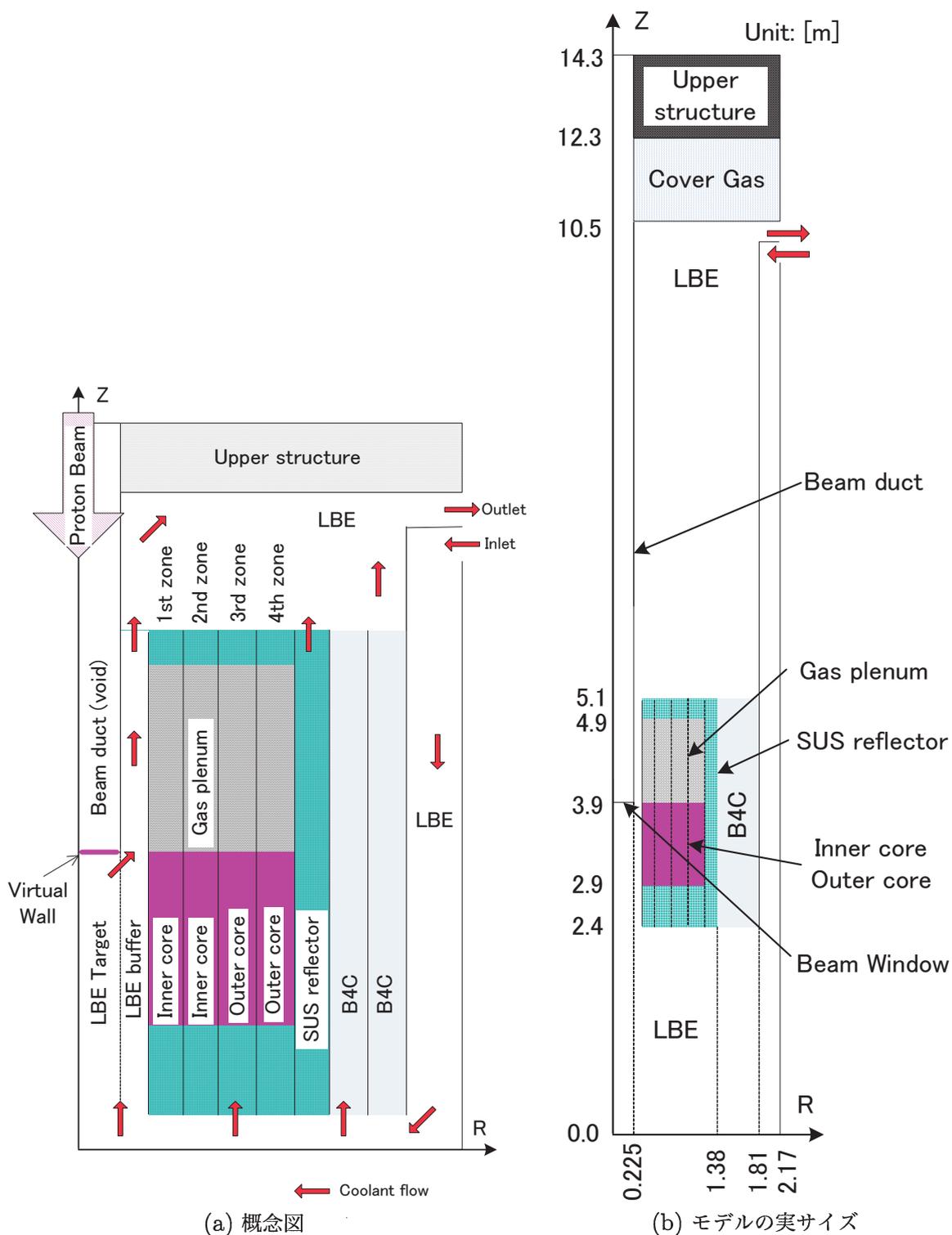


図 3.1.2 SIMMER 解析における流体-構造解析モデル

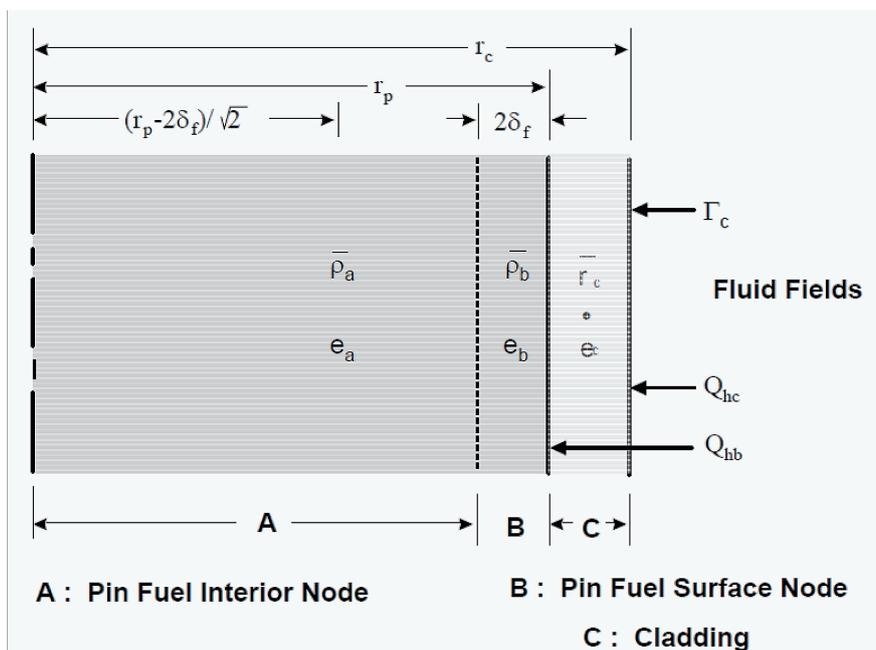


図 3.1.3 SIMMER の燃料ピン解析モデル (SPIN model) <sup>11)</sup>

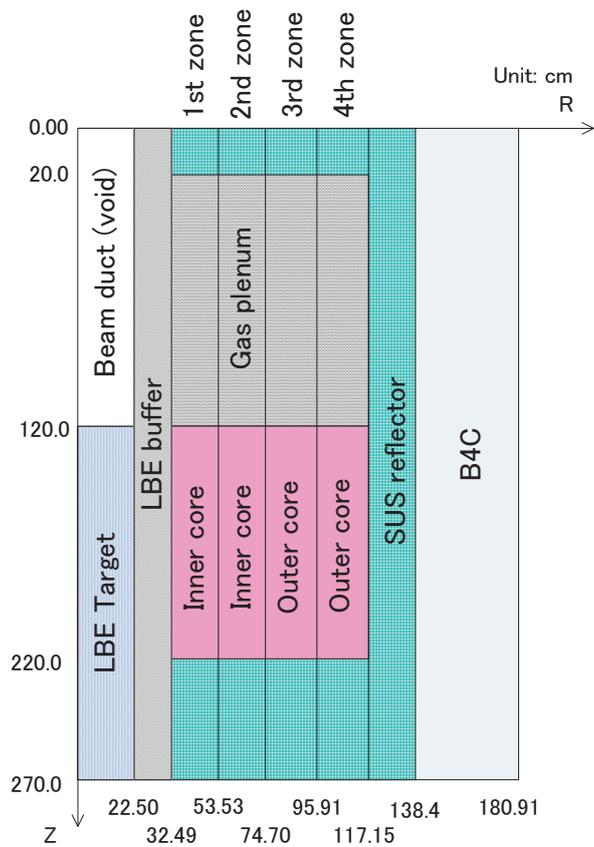
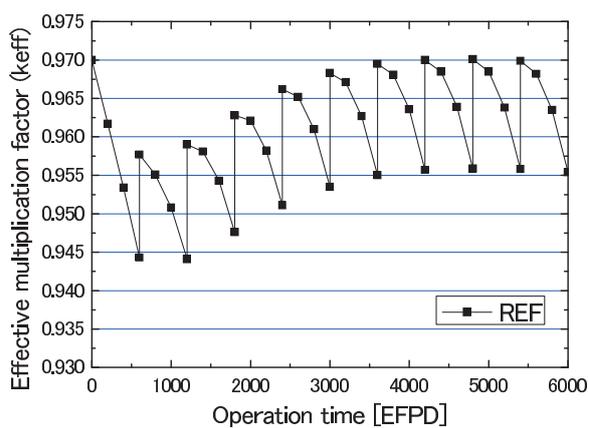
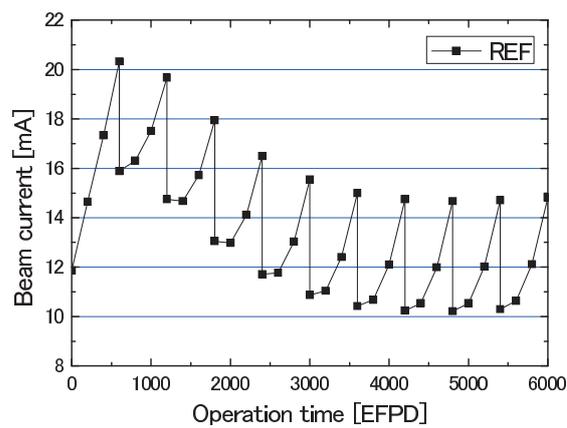


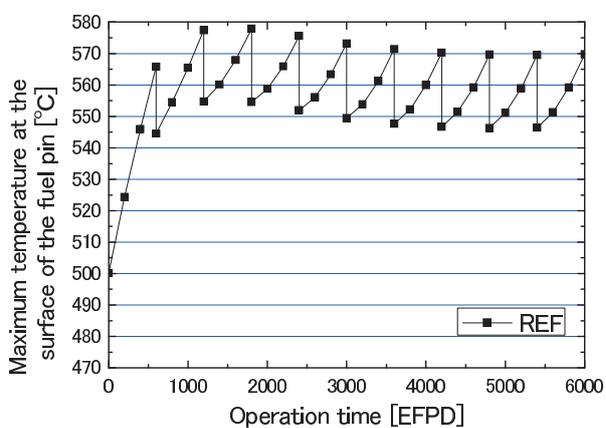
図 3.1.4 核計算モデル



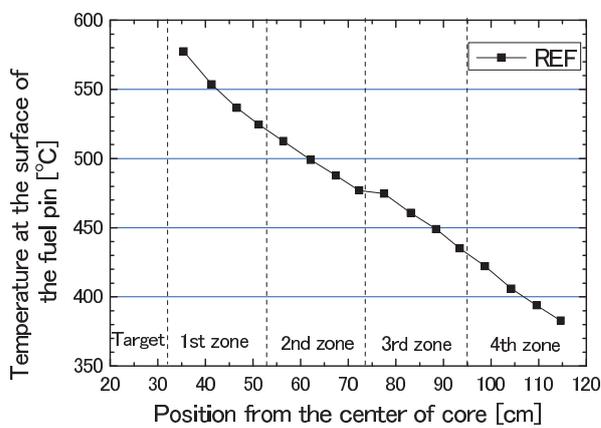
(a) 実効増倍率



(b) 陽子ビーム電流

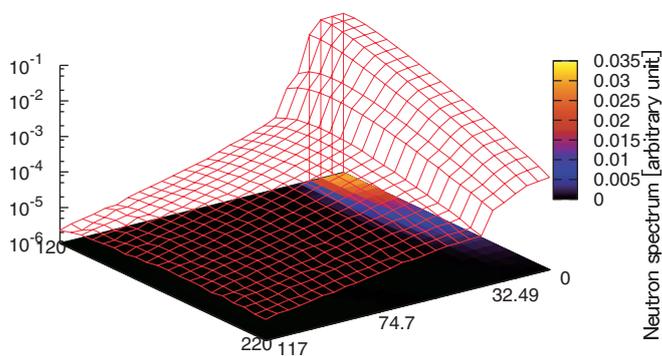


(c) 被覆管表面温度最大値

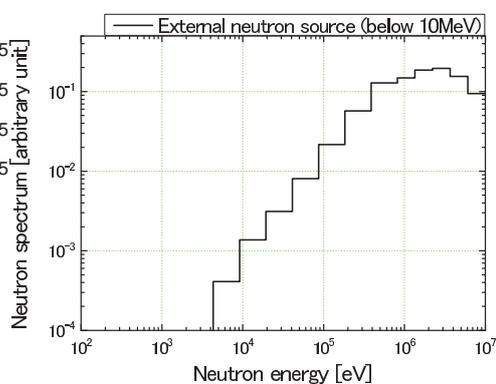


(d) 被覆管表面温度の径方向分布 (2nd EOC)

図 3.1.5 ADS 炉心の燃焼挙動<sup>15)</sup> (2nd EOC は 1200EFPD に相当)



(a) 外部中性子源分布 \*



(b) 外部中性子源のスペクトル

図 3.1.6 外部中性子源の分布とスペクトル (10MeV 以下の中性子)

\*: 0~117 [cm] は、図 3.1.4 の R 軸の値に対応。120~220 [cm] は Z 軸の値に対応

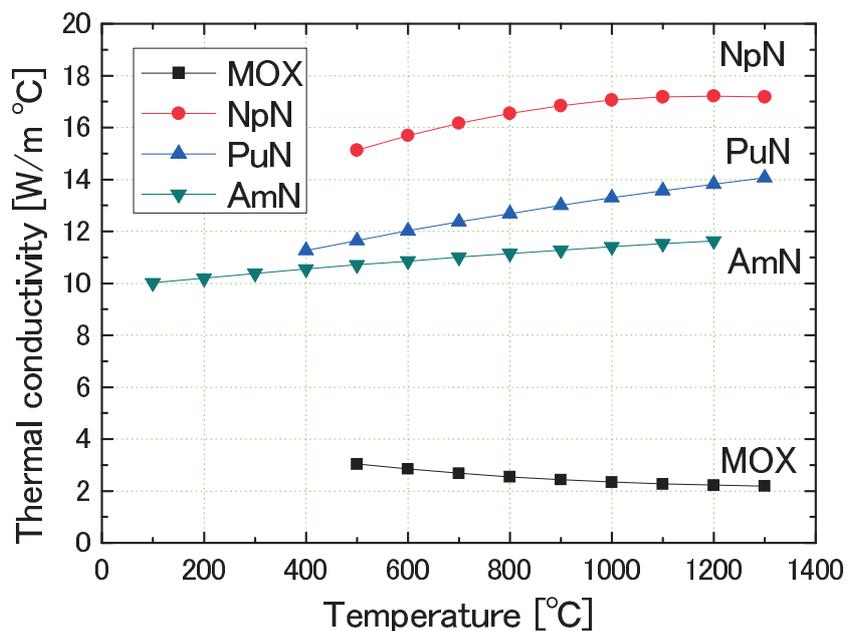


図 3.1.7 燃料の熱伝導率<sup>18-20)</sup>

\*1: MOX は SIMMER コード中の関数とデータより計算

\*2: 各値は、空隙率 0% (100%TD) の場合のもの

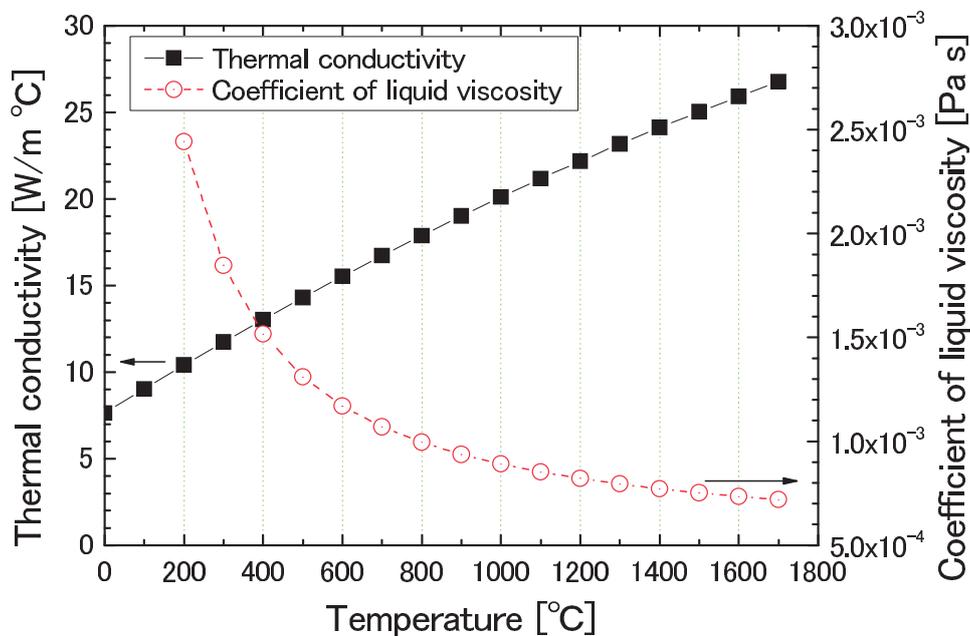


図 3.1.8 LBE の熱伝導率と粘性係数

## 3.2 解析結果

解析結果として、まず定常状態の核計算、LBE 流れそして温度分布の計算結果を示す。その後、UTOP-BOP 事象、UTOP-BWB 事象および ULOF 事象の各結果を示す。

### 3.2.1 定常状態

#### 3.2.1.1 核計算

核計算に関する主要な解析結果を表 3.2.1 にまとめる。この表では、1st BOC<sup>8</sup> と 2nd EOC における主なパラメータの値と文献値<sup>15)</sup>の値を比較している。しかしながら、文献<sup>15)</sup>では反応度等に関する解析が行われていないことから、Pu, ZrN 割合や冷却材入口温度で違いがあるものの、今回検討している炉心と比較的同様の構成になっている文献<sup>1)</sup>の幾つかの結果を参考値として記載した。

未臨界増倍率  $k_{sub}$  については、1st BOC で 1%程度、2nd EOC で 3%程度の差が生じており、本検討で計算した値の方が小さい。これは実際の核破碎中性子源が強い方向依存性を持っているのに対し、SIMMER の計算では、外部中性子源を等方として扱っているために差が生じたと考えられる。この差は外部中性子源の効率に係わるが、今回の安全解析に対しては大きな差を与えるものではない。

ドップラー係数は負の値となっているが、絶対値としては小さく、2nd EOC では更に値が小さく、負のフィードバック効果はあまり期待できないことがわかる。

ボイド反応度は次の 4 ケースについて計算した。

- case1: 燃料領域のみ 100%ボイド化
- case2: 燃料、ガスプレナム領域、100%ボイド化
- case3: 燃料、ガスプレナム、SUS 反射体領域、100%ボイド化
- case4: 炉心全体 100%ボイド化

case 1~3 ではターゲットおよび LBE buffer 領域には LBE が存在している。そのため中性子漏えいの効果が小さく、これらのケースではボイド反応度が正の値になっている。全炉心がボイド化すると中性子漏えいの効果、特にターゲット周りからの漏えいにより、ボイド反応度は負の値になる。これと逆の効果として、ビームダクト部分に LBE が流入した場合には、中性子の漏れが減少し、正の反応度が投入される。ボイド反応度について 1st BOC と 2nd EOC を比較すると、概ね 1st BOC の方が厳しい値に結果となっている。

次に、ターゲットに最も近い位置の第 1 層 (1st zone。以下同じ) における軸方向中性子束分布を図 3.2.1 示す。この図では、横軸が図 3.1.4 の z 軸に相当する。核計算では集合体を径方向

<sup>8</sup>Beginning of Cycle

に5分割して計算しており、**図 3.2.1**ではターゲットに近い位置から順に1~5としている。この結果を基に、各高さ位置の平均値を算出し、各中性子束を平均値で割った相対値 (Factor) を**図 3.2.2**に示す。この結果から、最もターゲットに最も近い位置 (図中、1st zone-1) では、平均値に対して12~24%程度、中性子束の値が大きくなることがわかる。SIMMER で得られた解析結果については、これらの各位置における Factor を考慮して結果をまとめた。

### 3.2.1.2 LBE 流れ

**図 3.2.3**に、ターゲット領域から燃料集合体4層目までの軸方向流速分布を示す。横軸は**図 3.1.2-(b)**に一致する。ターゲット領域ならびにLBE buffer 領域と燃料集合体領域は壁で仕切られていることから、ターゲット領域のLBEがLBE buffer 領域に流れ込む3.8 [m]位置あたりで、急激にLBE buffer 領域の流速が増加している。同様の傾向は流量変化についても見られる (**図 3.2.4**)。流速について、ターゲット領域の3.8 [m]位置で値が上がっているのは、径方向の流れ成分が大きいためである。

燃料集合体領域については、ダクトレス集合体を用いていることから、入口の流速が各集合体で異なっても、燃料領域及びガスプレナム領域で流速の値が同程度となっている。流速は各集合体の燃料位置 (図中、IC) およびガスプレナム位置で概ね2.0 [m/s]の値になっている。

### 3.2.1.3 温度分布

燃料温度分布を**図 3.2.5**に示す。上述の通り、SIMMER のSPINモデルでは、燃料ピンについてペレット内部・表面、被覆管そして冷却材に分けて計算することから (**図 3.1.3**)、**図 3.2.5**には燃料内部温度と表面温度を示した。ターゲット領域に最も近い第1層については、SIMMER で得られた集合体平均値 (図中、1st zone) と、上述の Factor を考慮した集合体最大値 (図中、1st zone max) を示している。第2層と第3層はほぼ同じ値となっている。これは第2層に比べて第3層のPu富化度が高いため、第3層の発熱が多くなっているためである。ただし燃焼末期 (2nd EOC) であることから、第1層と第4層の温度差が非常に大きい。

被覆管温度分布を**図 3.2.6**に示す。被覆管温度は燃料部の最も高い位置 (図中3.85 [m]位置) で、609[°C]になった。核計算モデルのもとにした文献<sup>15)</sup>では、被覆管表面温度の最高値が578[°C]であることから、本検討の結果の方が5%程度高い評価となっている。これは、本検討では単純に集合体内の中性子束の傾きから、温度の最大値を単純に外挿しているためである。すなわち、実際には高温であることにより熱伝導が良くなり、温度はこの結果よりも低くなることが予想されるが、本検討ではこの結果に基づき、保守的な評価を行う。

**図 3.2.7**に冷却材温度分布を示す。冷却材温度は第1層で最大498 [°C]に達する結果となった。第2層と第3層についてはほぼ同じ温度だが、わずかながら第3層の値の方が全体的に大きい。これはPu富化度、LBEの流量の違いなどによる。またガスプレナム領域 (3.9~4.9[m]) に達すると、わずかながら温度が減少していることがわかる。これはダクトレス集合体を用いているた

め、径方向の対流が起きている影響だと考えられる。

### 3.2.2 UTOP-BOP

BOP 事象時の出力変化と反応度変化を図 3.2.8 に示す。出力は定格出力 (800MWt) を 1.0 として規格化している。1.0[sec] の時点でビーム出力が 2 倍になることで、炉心出力が急激に上昇し、その値はおおよそ 2 倍となっている。これに伴い正の反応度が投入されており、その値は約 0.13 [%  $\Delta k/k$ ] となった。この場合、ドップラー効果による負の反応度効果と、冷却材密度の減少による正の反応度効果が考えられるが、BOP 時は冷却材密度変化の効果が上回ったため、正の反応度投入になったと考えられる。しかしながら未臨界面度が十分に深いため、再臨界に関わる問題にはならない。この正の反応度は、1st BOC の状態 ( $k_{eff} = 0.97$ ) を考えても十分小さい値である。

次に、燃料温度の変化を図 3.2.9 に示す。この図では、燃料軸方向位置について Bottom (図 3.1.2-(b) における  $z=2.95$ [m] に相当) Middle ( $z=3.35$ [m])、Top ( $z=3.85$ [m]) および最高温度になる  $z=3.65$ [m] の温度の経時変化をプロットしている。これらの結果から、BOP 時に燃料温度は最大で 2500 [°C] に達する結果となった。この値は非常に高温であるものの、SIMMER で用いた固相線温度が 2781[°C] であることから、ビーム出力が 2 倍になっても燃料の溶融は起きなかった。ただし、融点 (≒ 固相線温度) に達するまでの余裕が極めて小さく、燃料組成の変化により融点が低下した場合には燃料溶融の可能性がある。

次に被覆管および冷却材温度の変化を図 3.2.10 に示す。これらについては、上述した Bottom、Middle、Top 位置の温度変化をプロットしている。被覆管温度は最大で約 900 [°C]、冷却材温度は最大で約 700 [°C] に達した。被覆管の融点を表 3.1.2 に基づき 1370 [°C] と考えると、被覆管の溶融は起きないと考えられる。また LBE の沸点は 1670 [°C]<sup>26)</sup> であることから、冷却材の沸騰も生じないと考えられる。

以上から、UTOP 事象の一つである BOP 事象については、ビーム出力が 2 倍になることで炉心出力が 2 倍になり、それぞれの温度が急上昇するものの、炉心損傷までには至らないことが解析より明らかになった。また正の反応度が投入されるものの、再臨界に至る値ではない。一方で、被覆管温度が約 900[°C] という高温状態のままであるため、クリープ破断の可能性が考えられる。これについては、次節で詳しく検討する。

### 3.2.3 UTOP-BWB

まず初めに、ビーム窓破損時の LBE の挙動を図 3.2.11 に示す。この図における 25 [sec] がビーム破損時 ( $t=1.0$  [sec]) に相当する。また図中の Radial=1 の空白部分 (Axial=23~45) がビームダクト部分に相当する。ビーム窓が破損して約 1 [sec] 後 (図中 25.9 [sec]) には原子炉容器内の LBE 液面と同じ液位に到達し、1.5 [sec] 後 (図中 26.5 [sec]) には体系の最上端まで達している。その後、液位は一度下がり (図中 28.4 [sec])、再度、体系の最上端まで達した (図中 30.7 [sec])。すなわち、ビーム窓破損後ビームダクト内に LBE が浸入し、その液位が振動するという結果が得

られた。同様の現象は、過去に行われたビーム窓破損時の理論式に基づく LBE 挙動の検討でも確認されている<sup>27)</sup>。

この現象を詳しく見るため、ビームダクトの幾つかの高さ位置における LBE 密度の時間変化を図 3.2.12 にまとめた。凡例の位置関係は図 3.1.2-(b) に基づく。この図から、 $z=8.4$  の位置までは、一度 LBE が浸入した後、ほとんど密度変化がないことがわかる。体系最上端の  $z=14.3$  では、2.6 [sec] あたりでピークに達した後、一度減少し、6.6 [sec] あたりで再度ピークに達する。 $z=10.5$  では最初のピーク後、LBE がほとんどなくなるが、5 [sec] あたりから再度 LBE が浸入し、その後は値が減少していない。

LBE がこのような挙動を示すなかで、外部中性子源の有無を考慮した解析を行った。

### 3.2.3.1 外部中性子源無し

ビーム窓破損と同時に外部中性子源をなくした場合の、出力と反応度の挙動を図 3.2.13 に示す。ビームダクト部に LBE が浸入することで中性子の漏れの効果がなくなり、正の反応度が投入されているものの、外部中性子源が無くなることで出力はほぼ 0 となる。参考として、燃料、被覆管、冷却材温度の挙動を図 3.2.14 と図 3.2.15 に示す。

### 3.2.3.2 外部中性子源有り

ビーム窓破損が起きても外部中性子源分布を変えずに解析した時の、出力と反応度の挙動を図 3.2.16 に示す。ビームダクト部に LBE が浸入する効果と、出力上昇による温度上昇効果により、正の反応度として約  $0.56\% \Delta k/k$  の正の反応度が投入されている。これらの効果で出力は約 12% 上昇する結果となった。この時の燃料、被覆管、冷却材温度の挙動を図 3.2.17 と図 3.2.18 に示す。これらの結果から、出力は上昇するものの、炉心損傷にまで至る厳しい事象では無いことがわかる。

本検討では外部中性子源を複雑に変化させることができなかつたため、極端な 2 ケースの計算のみを行ったが、実際には LBE が比較的高い位置まで浸入するため、現象としては外部中性子源無しの結果に近い挙動を示すものと考えられる。以上の結果から、ビーム窓破損事象は炉心損傷にまで至る厳しい事象ではないと言える。

## 3.2.4 ULOF

ULOF 事象については、ポンプ駆動力停止までの時間を 5, 10, 15 [sec] に変えたときの解析を行った。これらをそれぞれ ULOF-05, ULOF-10, ULOF-15 とする。各ケースの規格化された流量の変化を図 3.2.19 に示す。ポンプが停止することで流量は急激に減少するものの、約 20 [sec] で最小値となった後は、一定値に収束する結果が得られた。これは LBE の自然循環によるものであり、今回の解析では、ポンプが停止しても約 35% の流量が確保されている。この時の出力及び反応度変化を図 3.2.20 に示す。出力は 2% 程度の上昇となっている。反応度については、LBE

の温度が上昇することにより正の反応度（最大で 0.15% $\Delta k/k$ ）が投入されている。各ケース間で比較すると、出力変化などのピーク値に達するまでの時間が異なるものの、最大値や収束する値についてはほとんど差が生じない結果となった。よって以下では、ULOF-05 の結果を示し、議論する。

ULOF-05 の燃料温度の変化を図 3.2.21 に示す。燃料温度は最大で約 1840 [°C] に達する結果となった。しかしながら、この温度は BOP 事象時の結果（2500 [°C]）に比べて小さく、特に問題のない結果である。

次に ULOF-05 の被覆管、冷却材温度の変化を図 3.2.22 に示す。被覆管温度は最大で約 1150 [°C] に達しており、冷却材温度は約 960[°C] に達した。これらの結果は、UBOP の結果（被覆管=900[°C]、冷却材=700[°C]）よりも厳しい。しかしながら、ULOF の結果についても、被覆管の融点が 1370 [°C]、LBE の沸点が 1670 [°C] であることを考えると、炉心損傷に至るまでの事象では無いことがわかった。同様の結果が、他のケース（ULOF-10、ULOF-15）についても得られた。

以上から、ULOF 事象の場合、急激に流量が低下し、被覆管温度が上昇するものの、LBE の自然循環によりある程度の冷却が行われ、炉心損傷までには至らないことが解析より明らかになった。ただし ULOF 事象についても、被覆管温度が高温状態となるため、クリープ破断についての評価を行う必要がある。

表 3.2.1 核計算の主な結果

	1st BOC	文献値 <sup>15)</sup>	2nd EOC	文献値 <sup>15)</sup>
実効増倍率 $k_{eff}$	0.970	0.970	0.944	0.944
未臨界増倍率 $k_{sub}$	0.939	0.952	0.893	0.922
ドップラー係数 [ $\times 10^{-4} Tdk/dT$ ]	-2.85	-2.58* <sup>2</sup>	-1.81	-
実効遅発中性子割合 [%]	0.131	-	0.131	-
ボイド反応度 *1 [% $\Delta k/k$ ]				
case1	5.14	5.81* <sup>2</sup>	4.91	-
case2	2.33	-	1.89	-
case3	0.48	-	-0.10	-
case4	-2.15	-1.59* <sup>2</sup>	-2.87	-
LBE ダクト流入反応度 [% $\Delta k/k$ ]	0.14	0.10* <sup>2</sup>	0.16	-

\*1: ボイド反応度のケースは以下の通り

- case1: 燃料領域のみ 100%ボイド化
- case2: 燃料、ガスプレナム領域、100%ボイド化
- case3: 燃料、ガスプレナム、SUS 反射体領域、100%ボイド化
- case4: 炉心全体 100%ボイド化

\*2: 参考値（文献<sup>1)</sup>より、Pu 富化度（In/Out=31.0/45.1[wt%]）、ZrN 割合（47.4 [wt%]）、冷却材入口温度（330[°C]）等に違い有り。）

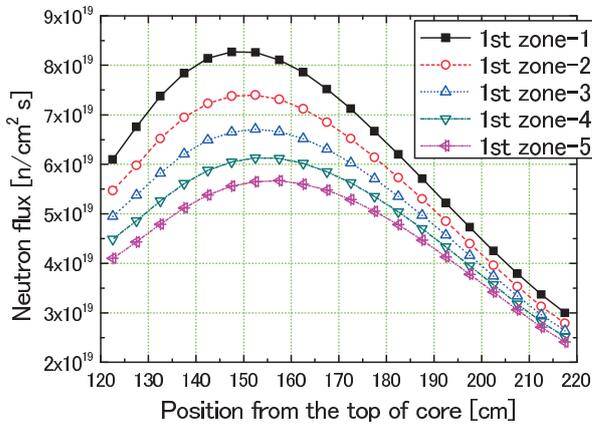


図 3.2.1 集合体第 1 層における中性子束分布

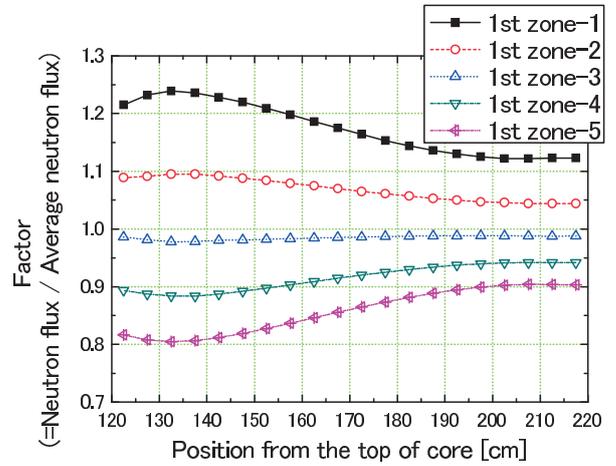


図 3.2.2 中性子束の相対値（第 1 層）

\*: 横軸は図 3.1.4 の z 軸に相当

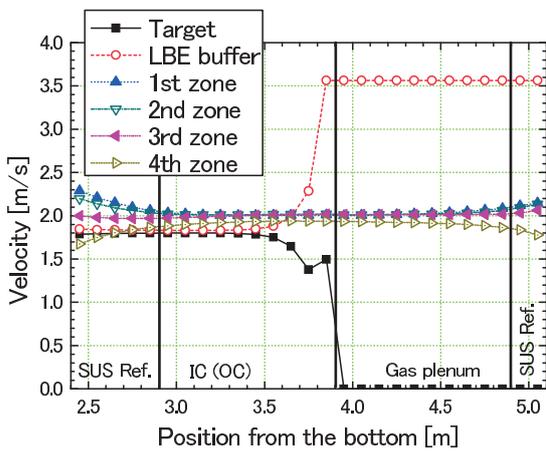


図 3.2.3 軸方向の速度分布

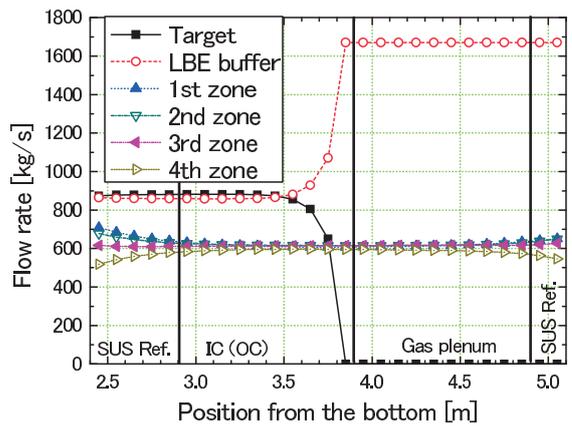
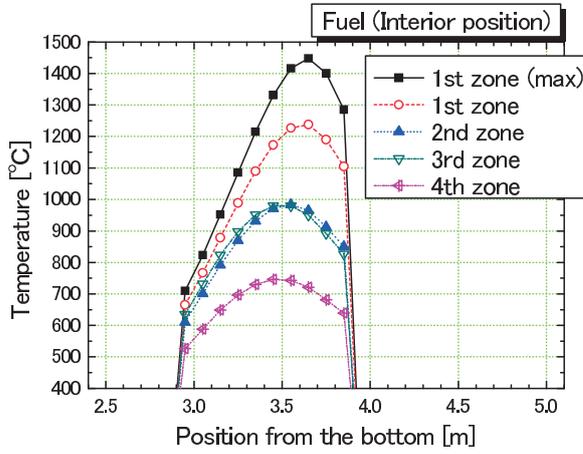
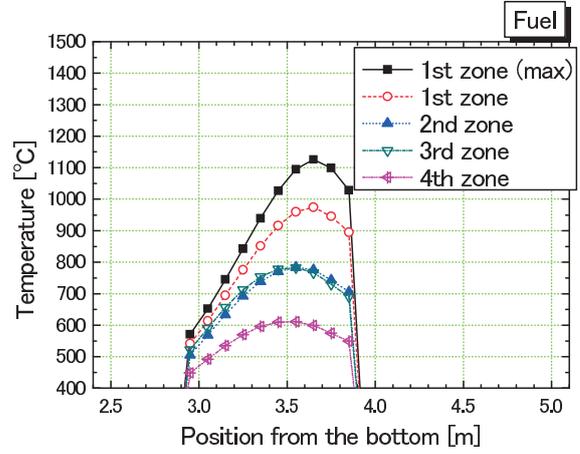


図 3.2.4 軸方向の流量分布（集合体あたり）

\*: 横軸は図 3.1.2-(b) の z 軸に相当



(a) ペレット内部



(b) 表面

図 3.2.5 燃料温度分布 (軸方向)

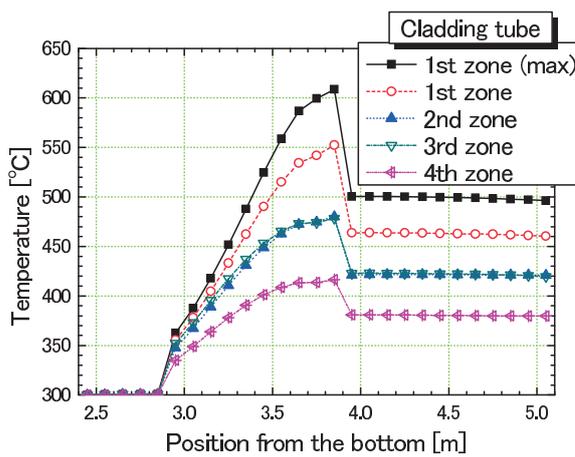


図 3.2.6 被覆管温度分布 (軸方向)

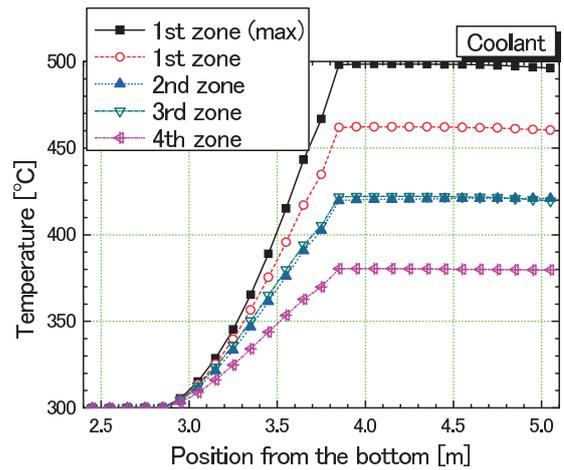


図 3.2.7 冷却材温度分布 (軸方向)

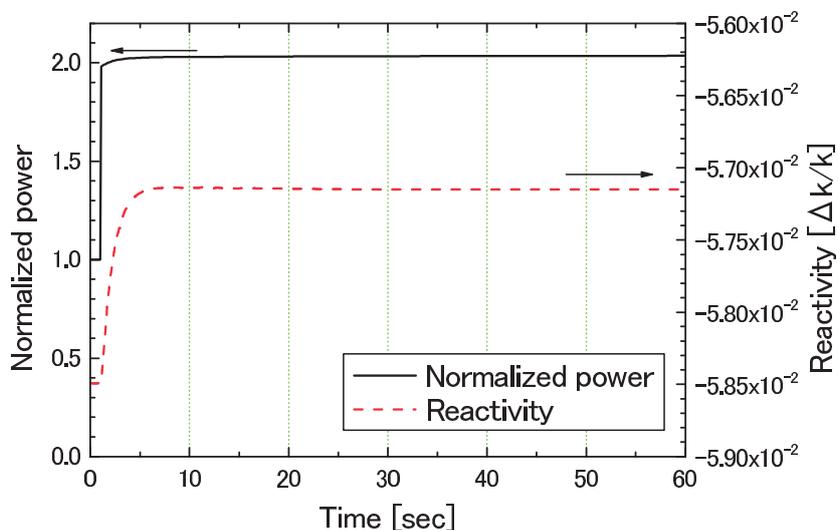
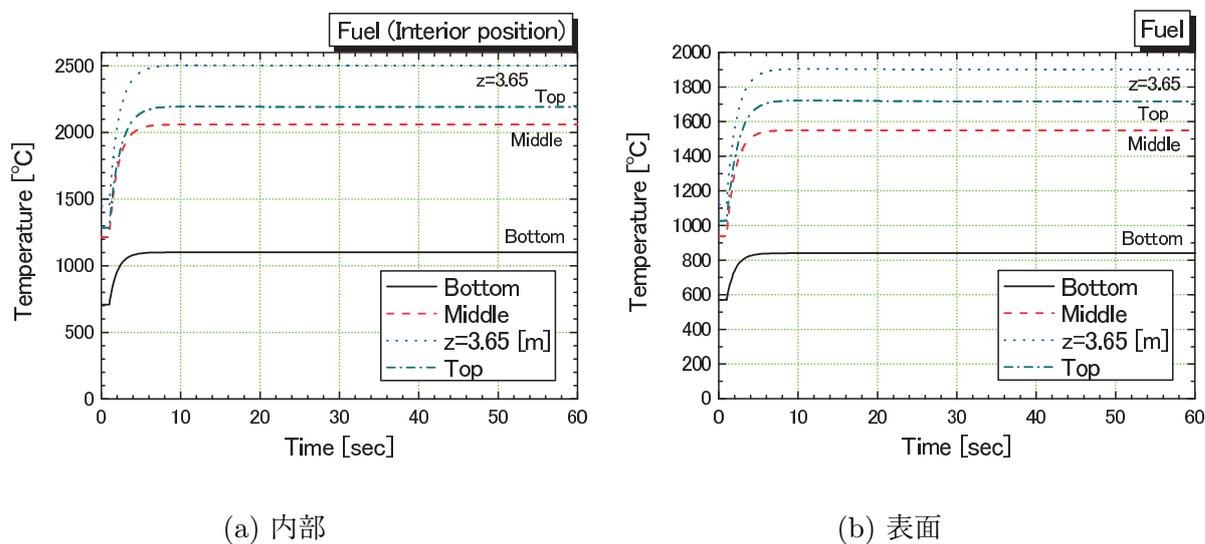


図 3.2.8 BOP 事象時の出力と反応度の変化

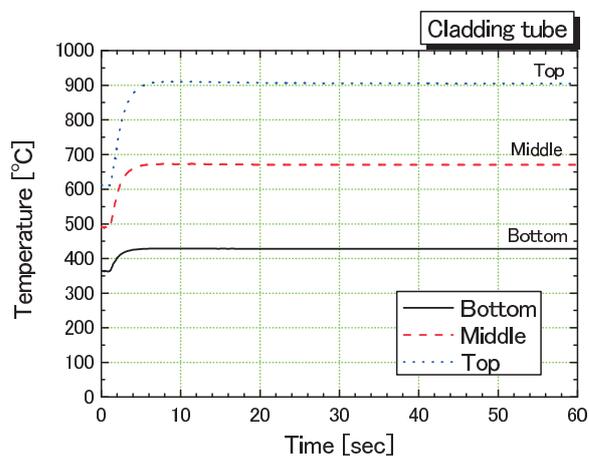


(a) 内部

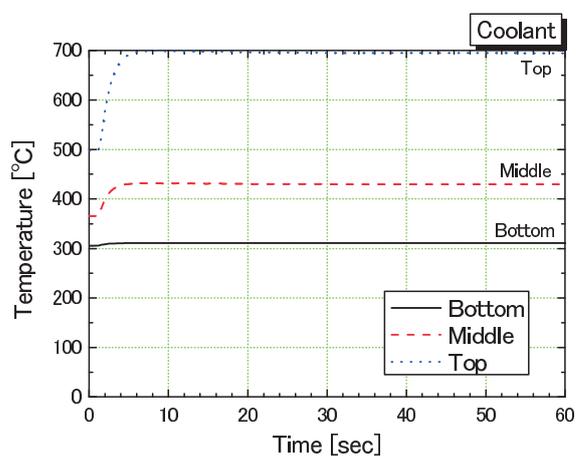
(b) 表面

図 3.2.9 BOP 事象時の燃料温度変化

\*: Bottom は図 3.1.2-(b) における  $z=2.95[m]$  に相当。以下同様に、Middle ( $z=3.35[m]$ )、Top ( $z=3.85[m]$ )。あわせて最高温度になる  $z=3.65[m]$  のデータも記載



(a) 被覆管



(b) 冷却材

図 3.2.10 BOP 事象時の温度変化

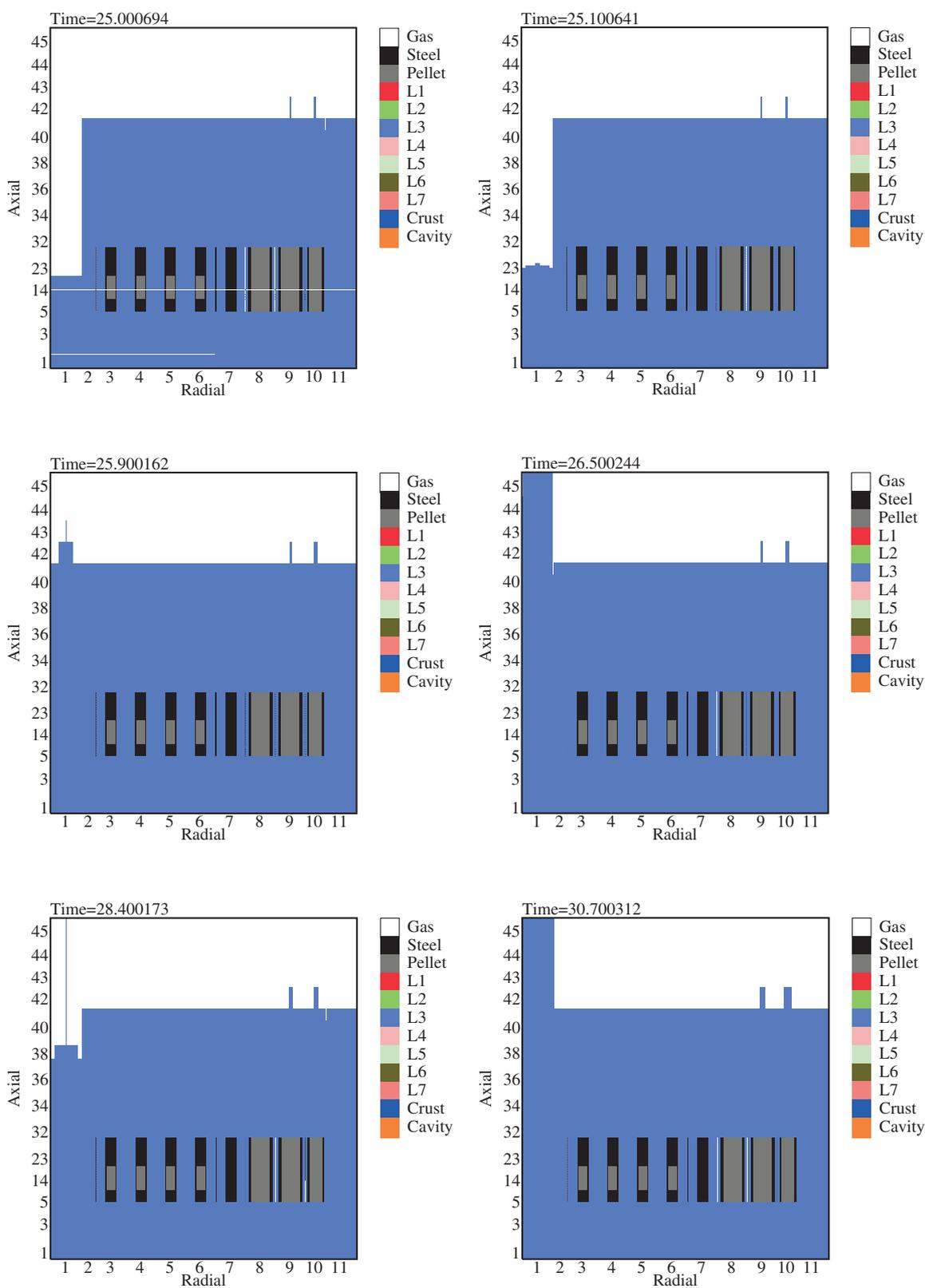


図 3.2.11 ビーム窓破損時の挙動

\*:図中の 25.0 [sec] が、ビーム窓破損時 (t=1.0 [sec]) に相当

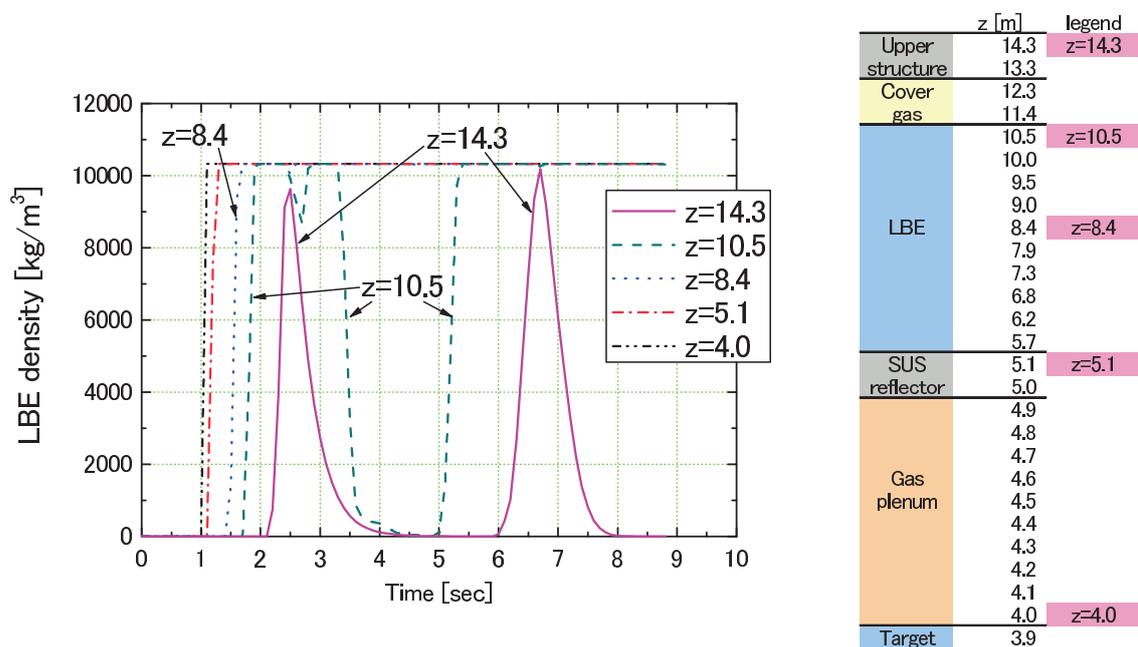


図 3.2.12 ビーム窓破損時のダクト内の LBE 密度変化

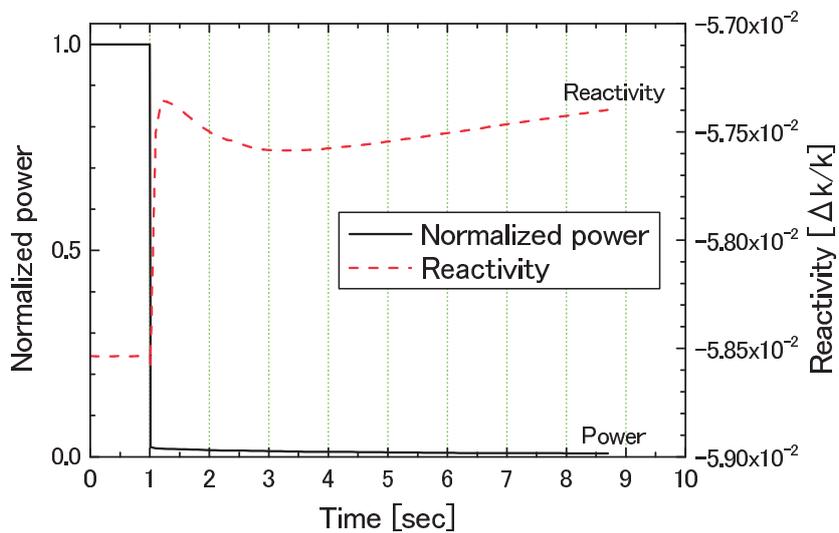
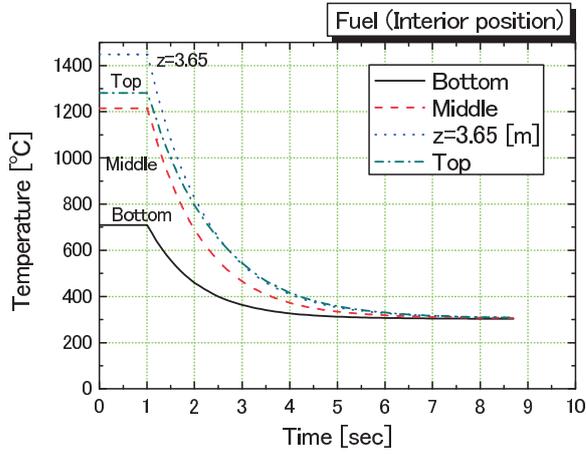
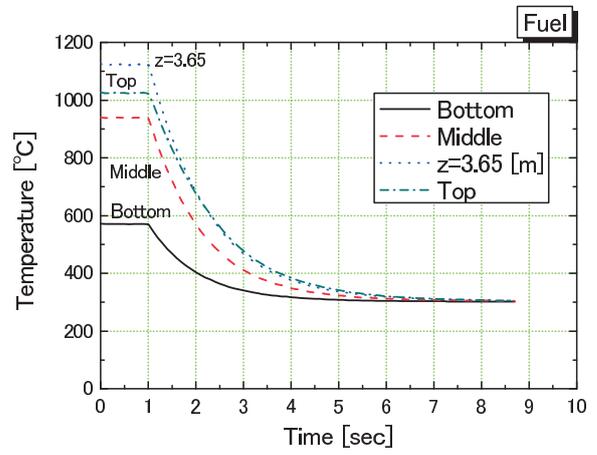


図 3.2.13 BWB 事象時の出力と反応度の変化（外部中性子源無し）

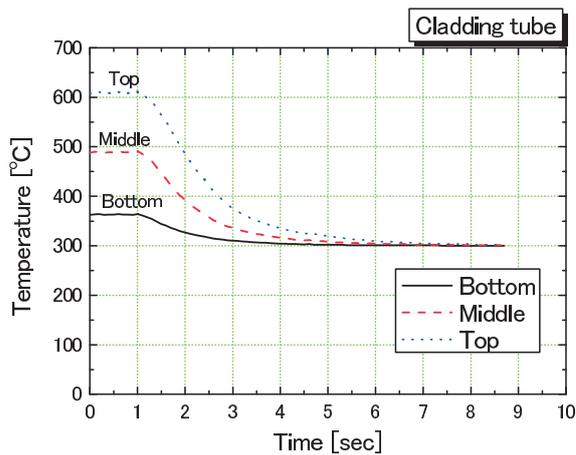


(a) 内部

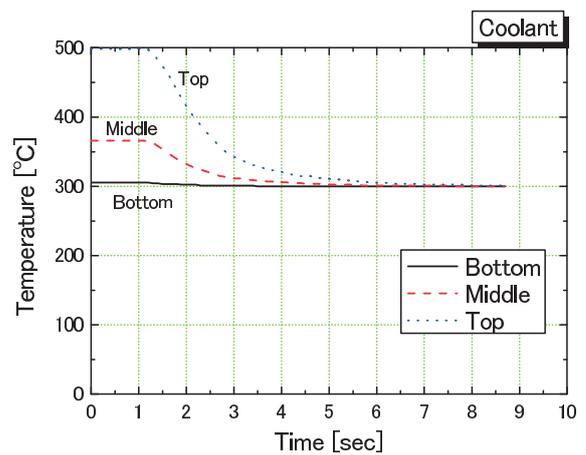


(b) 表面

図 3.2.14 BWB 事象時の燃料温度変化 (外部中性子源無し)



(a) 被覆管



(b) 冷却材

図 3.2.15 BWB 事象時の温度変化 (外部中性子源無し)

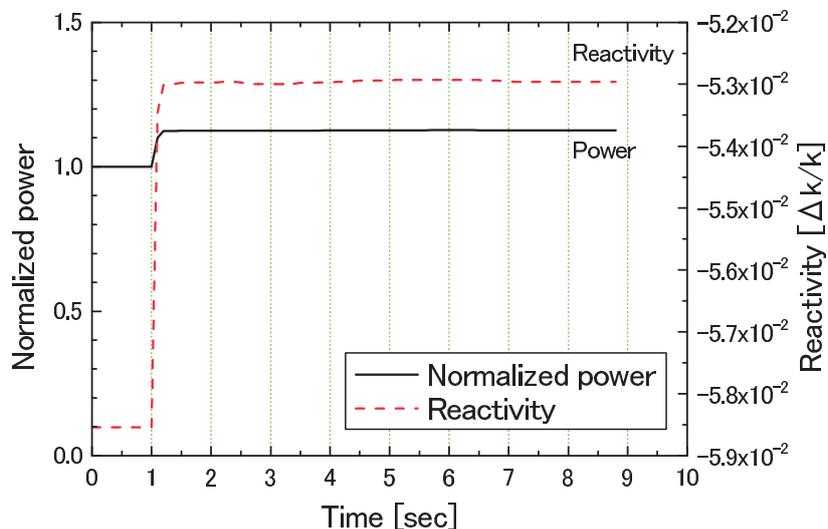
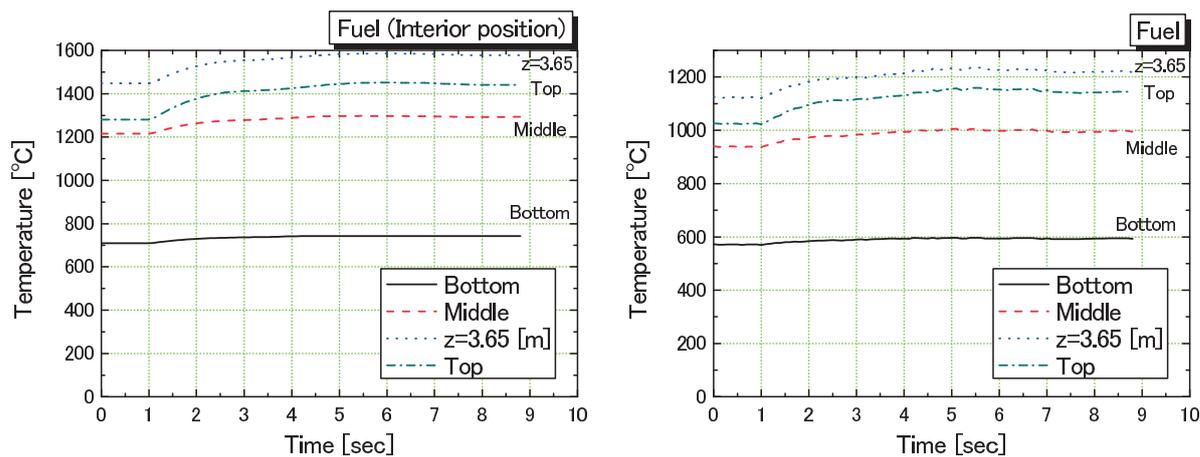


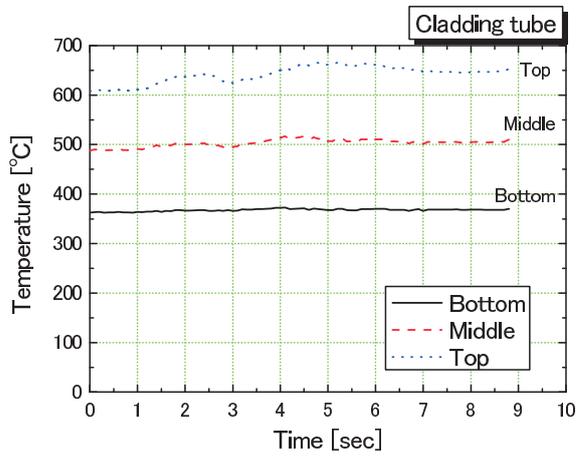
図 3.2.16 BWB 事象時の出力と反応度の変化 (外部中性子源有り)



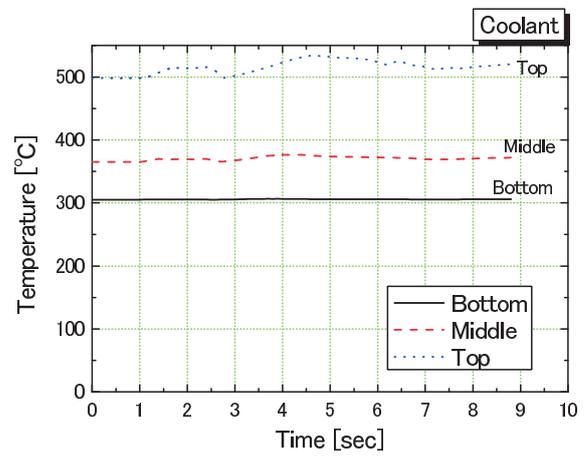
(a) 内部

(b) 表面

図 3.2.17 BWB 事象時の燃料温度変化 (外部中性子源有り)



(a) 被覆管



(b) 冷却材

図 3.2.18 BWB 事象時の温度変化 (外部中性子源有り)

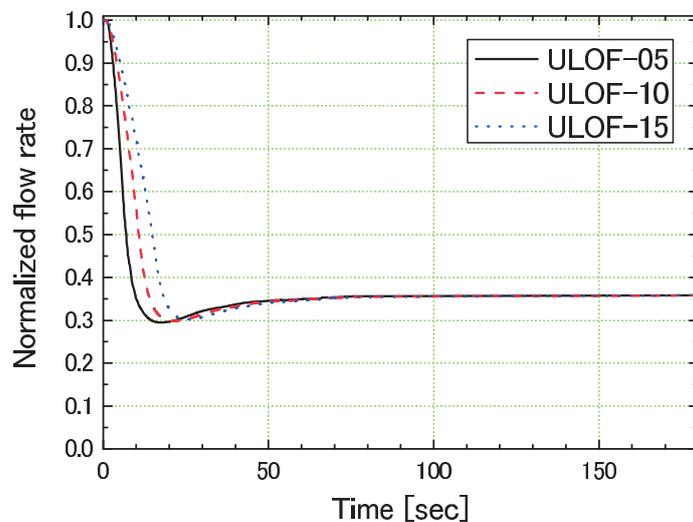
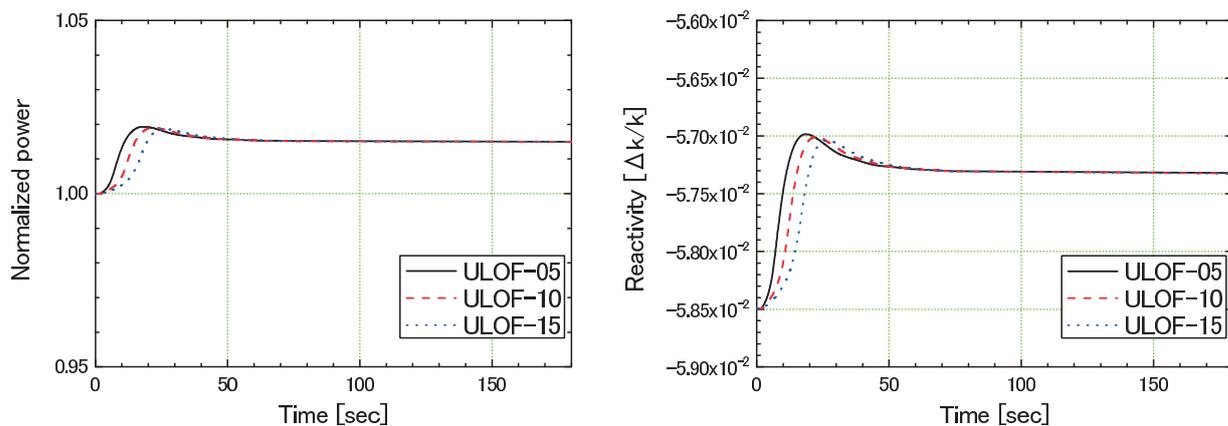


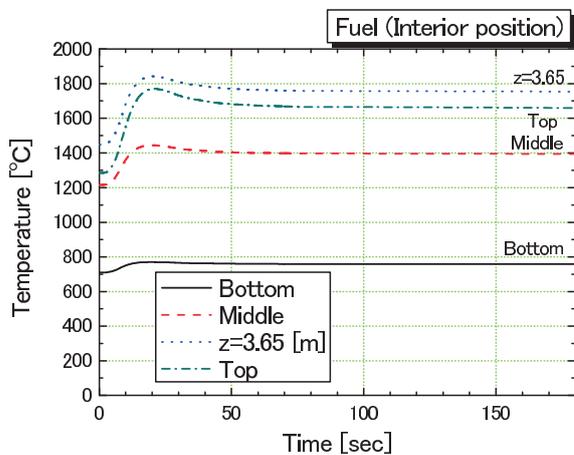
図 3.2.19 ULOF 事象時の流量の変化（定格時を 1.0 として規格化）



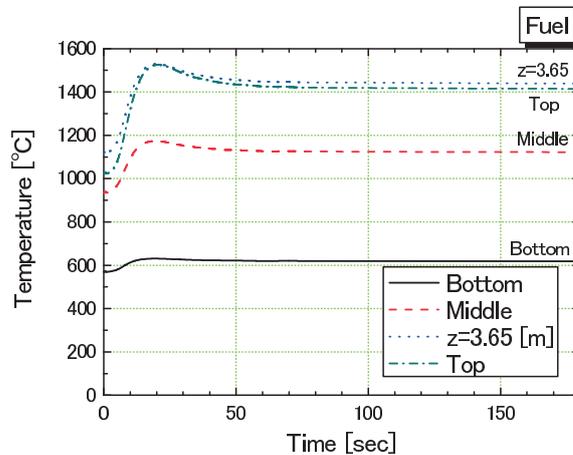
(a) 出力変化

(b) 反応度変化

図 3.2.20 ULOF 事象時の出力および反応度変化

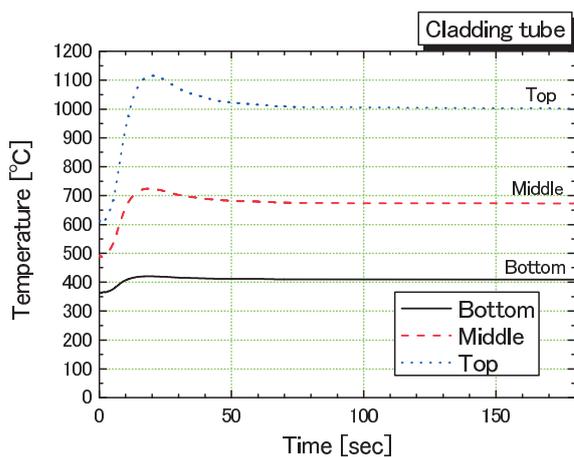


(a) 内部

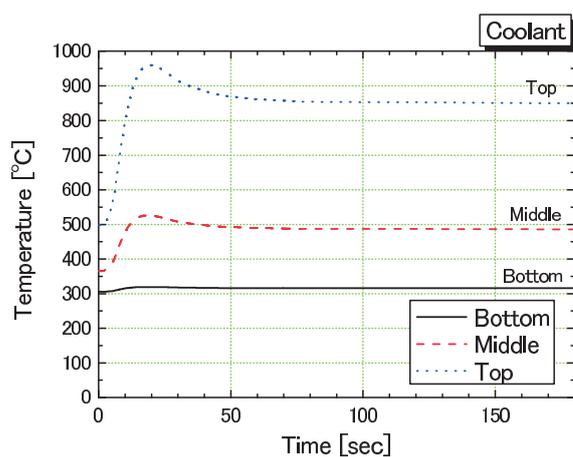


(b) 表面

図 3.2.21 ULOF 事象時 (ULOF-05) の燃料温度変化



(a) 被覆管



(b) 冷却材

図 3.2.22 ULOF 事象時 (ULOF-05) の温度変化

### 3.3 クリープ破断評価

安全解析の結果から、本検討で対象としている ADS では、UTOP 事象（BOP、BWB）および ULOF 事象の場合でも炉心損傷までには至らないことを確認した。一方で被覆管については、BOP 事象、ULOF 事象の場合、熔融までには至らないものの、最高で 900～1150 [°C] の状態のままであるという結果を得た。この場合、高温クリープによる被覆管の破断が問題となる。本節では、安全解析の結果を基に被覆管 CDF（Cumulative creep Damage Fraction）値を計算し、クリープ破断に至るまでの時間について評価を行う。

ただし、対象材料のクリープ破断時間に関するデータの適用範囲が後述するように～600 [°C] 程度であるため、定常状態を除く以下の検討内容は、このデータを外挿することで評価している。そのため結果の妥当性を論じるのは難しく、一つの検討例であることをあらかじめ断っておく。

#### 3.3.1 評価方法

評価方法は、文献<sup>6)</sup>で用いられたものと同じ手法を用いた。被覆管 CDF 値は次式で計算される。

$$CDF = \int_0^t \frac{1}{t_r} dt = \sum_t \frac{\Delta t_i}{t_{r,i}} \quad (3.2)$$

ここに、 $\Delta t_i$  は計算時のタイムステップ、 $t_{r,i}$  は時刻  $i$  の温度条件におけるクリープ破断時間 [h] である。

ここでは対象材料として T91 鋼と、316SS をベースに高速炉用に開発された 316FR 鋼および高速炉の被覆管材料の候補材<sup>8)</sup>である ODS フェライト鋼（以下、ODS 鋼）を選択した。T91 鋼は ADS の被覆管候補材料であり、316FR 鋼と ODS 鋼は比較対象として取り上げた。T91 鋼と 316FR 鋼のクリープ破断関係式は次式で表現される<sup>28)</sup>。

$$(T + 293.15) \{ \log_{10} (\alpha_R t_r) + C \} = A_0 + A_1 \log_{10} \sigma + A_2 (\log_{10} \sigma)^2 \quad (3.3)$$

ここに、 $T$  は温度 [°C]、 $\sigma$  は応力 [MPa]、 $A_0, A_1, A_2, C, \alpha_R$  は定数であり、材料毎に異なる。T91 鋼と 316FR 鋼の各定数、適用範囲を表 3.3.1 にまとめる。 $\alpha_R$  は安全係数であり、平均値としては 1、設計最小値としては 10 を用いることとなっているが、今回は 10 を用いることで厳しい条件での評価を行った。適用範囲については、T91 鋼が最高で 600 [°C]、316FR 鋼が最高で 650 [°C] となっており、今回の評価対象である 900～1150 [°C] の領域に対応していない。しかしながら、現在整備されている関係式が他に無いことから、高温領域についてもこの関係式に基づき、外挿して評価を行った。応力の値についても同様の理由から、適用範囲外の値であっても式 (3.3) を用いて検討を行った。これらの式に基づく、500[°C] と 800[°C]（外挿値）の時のクリープ破断時間と応力値の関係を図 3.3.1 に示す。併せて、文献<sup>29)</sup>で提示されている式を基に計算した ODS 鋼のデータも記載した。この図から、同じ温度、応力値であれば、T91 鋼よりも 316FR 鋼および ODS 鋼の方がクリープ破断時間が長いことがわかる。

被覆管の応力は、ガスプレナムの内圧を考慮した被覆管フープ応力  $S(t)$  を次式により計算して、評価に用いた。

$$S(t) = S(0) \frac{P(t)}{P(0)} \quad (3.4)$$

定常状態のフープ応力  $S(0)$  は、薄肉円筒に対する一般的な定義に基づき、次式<sup>30)</sup>で計算した。

$$S(0) = \frac{Pr}{t} \quad (3.5)$$

ここに  $r$  は薄肉円筒の半径、 $P$  は内圧、 $t$  は薄肉円筒の厚さである。 $P(0)$  は過渡開始時のガスプレナム圧力、 $P(t)$  は過渡時のガスプレナム圧力であり、今回は以下の3つの仮定に基づく関係式から求めた<sup>6)</sup>。

$$\frac{P(t)}{P(0)} = \frac{\frac{L_{LP}}{T_{in}(0)} + \frac{L_{UP}}{T_{out}(0)}}{\frac{L_{LP}}{T_{in}(t)} + \frac{L_{UP}}{T_{out}(t)}} \quad (3.6)$$

1. 上部ガスプレナム（長さ  $L_{UP}=1.0$  [m]）内のガス温度は評価ピン出口の冷却温度 ( $T_{out}$ ) に等しいものとする。
2. 下部ガスプレナム（長さ  $L_{LP}=0.2$  [m]）内のガス温度は評価ピン入口の冷却温度 ( $T_{in}$ ) に等しいものとする。
3. ガスプレナム内のガスは理想気体とする。

内圧  $P$  は文献<sup>31)</sup>の検討を参考に、理想気体の関係式

$$PV = nRT \quad (3.7)$$

から求めた。ここに  $V$  は被覆管内の気体領域の体積 [ $\text{m}^3$ ]、 $n$  は物質質量 [mol]、 $T$  はプレナム内ガス温度 [K]、 $R$  は気体定数 ( $8.314 [\text{Pa m}^3 \text{K}^{-1} \text{mol}^{-1}]$ ) である。プレナム内ガス温度については冷却材温度の最大値を用いた。プレナム内のガス量については、文献<sup>15)</sup>の燃焼計算の結果を基に、初期封入 He 量  $0.00178$  [mol/pin]、燃焼末期における He 生成量  $0.0220$  [mol/pin]、FP ガス量  $0.01241$  [mol/pin] の合計値を用いた。FP ガス量は、ペレットからの放出率を 50% と仮定した時の値であることから、この放出率を 30, 70, 100% に変えたときの検討も行った。

以上の方法を、BOP、ULOF の解析結果に適用し、クリープ破断時間に至るまでの時間を評価した。なおクリープ破断の判断基準は、文献<sup>8)</sup>に基づき被覆管 CDF 値が 0.5 を超えた場合にクリープ破断に至るものとした。

### 3.3.2 評価結果

FP ガス放出率 30 %、50 %、70 %、100 % 時の被覆管内圧およびフープ応力  $S(0)$  を、それぞれ表 3.3.2 と表 3.3.3 にまとめる。内圧はガスプレナム内の温度で値が変わることから、これらについては定常時、BOP 事象時、ULOF 事象時の 3 ケースについて計算している。

まず定常時の CDF 値について、600 [EFPDs] における値を表 3.3.4 にまとめる。全てのケースで CDF 値が 0.5 を下回る結果となり、定常時では、クリープ破断は大きな問題にならないと考えられる。

次に代表的な解析例として、FP ガス放出率 50% 時の BOP 事象時の挙動を図 3.3.2 にまとめる。図 3.3.2-(a) にはフープ応力  $S(t)$  と被覆管温度の変化を、図 3.3.2-(b) には各材料を用いた場合の被覆管 CDF 値の変化を示している。あわせて図 3.3.3 に、FP ガス放出率 50% 時の ULOF 事象時（ポンプ駆動停止時間 5 [sec]）の挙動をまとめた。

まず BOP 事象の場合、被覆管 CDF 値の挙動について、各材料間でわずかながら差が生じるものの、ほぼ同じ傾向が得られた。すなわち、ビーム強度の増加とともに CDF 値が急激に上昇し、T91 鋼の場合、2.2[sec] で CDF=0.5 を超え、316FR 鋼のケースでは 3.9[sec]、ODS 鋼の場合には、5.5 [sec] で制限値を超える結果となった。これらの結果から、ビーム強度が急激に上昇した際には、ほとんど同時にクリープ破断が生じるものと考えられる。

ULOF 事象についても、各材料ともにあまり大きな違いは無く、5~10 [sec] 程度で判断基準の CDF=0.5 を超える結果となった。今回得られた ULOF の結果では、被覆管温度が最大で約 1100 [°C] に達し、その後 1000 [°C] 程度に保たれることから、事象発生後すぐに CDF=0.5 に達している。

同様の検討を、設定した FP ガス放出率について行った結果を図 3.3.4 から図 3.3.6 にまとめる。T91 鋼および 316FR 鋼を被覆管材料とした場合、FP ガス放出率の違いによる大きな違いは見られなかった。CDF=0.5 に達するまでの時間が最も短いのは BOP 事象であり、ビーム出力増加後、数秒後にはクリープ破断が生じる可能性がある。ULOF 事象については、ポンプ駆動力停止時間と破断時間までに正の相関が認められる。おおまかな傾向として、ポンプ駆動力が完全停止してすぐにクリープ破断が生じる可能性が高い。

ODS 鋼を用いた場合には、BOP 事象に関しては FP 放出率が 30% のケースにおいて、他の材料よりも破断に至るまでの時間が 10 [sec] 程度長い結果が得られた。しかしながら、解析対象が燃焼末期（2nd EOC）であることから FP 放出率は 50~100% に近いと考えられ、実際には他の材料とあまり大差がないものと考えられる。ULOF 事象については、T91 鋼に比べて、CDF=0.5 に達するまでの時間が 2~5 [sec] 程度向上しているが、大幅な改善には至っていない。

表 3.3.1 T91 鋼、316FR 鋼のクリープ破断関係式の係数と適用範囲<sup>28)</sup>

	T91	316FR
$C$	3.3180E+01	2.3962E+01
$A_0$	2.6795E+04	3.0708E+04
$A_1$	1.4058E+04	2.9141E+03
$A_2$	-5.4617E+03	-2.4658E+03
$\alpha_R$	1 or 10*	1 or 10
$T$ [°C]	$375 < T \leq 600$	$425 < T \leq 650$
$\sigma$ [MPa]	$19.3 \leq \sigma$	$78.8 \leq \sigma$

\*: 平均値としては 1、設計最小値としては 10 を用いる。今回は 10 を用いている

表 3.3.2 FP ガス放出率と被覆管内圧の関係

[MPa]	定常	BOP	ULOF
FP30 %	3.69	4.60	5.38
FP50 %	4.82	6.03	7.04
FP70 %	5.96	7.45	8.71
FP100 %	7.67	9.58	11.2

表 3.3.3 FP ガス放出率とフープ応力の関係

[MPa]	定常	BOP	ULOF
FP30 %	24.5	30.6	35.8
FP50 %	32.1	40.1	46.8
FP70 %	39.7	49.5	57.9
FP100 %	51.0	63.7	74.5

表 3.3.4 定常運転時 600 [EFPDs] における CDF 値

	T91	316FR	ODS
FP30 %	5.96E-03	1.31E-05	6.12E-14
FP50 %	1.02E-02	4.75E-05	3.00E-12
FP70 %	2.04E-02	1.48E-04	6.41E-11
FP100 %	6.39E-02	6.61E-04	2.44E-09

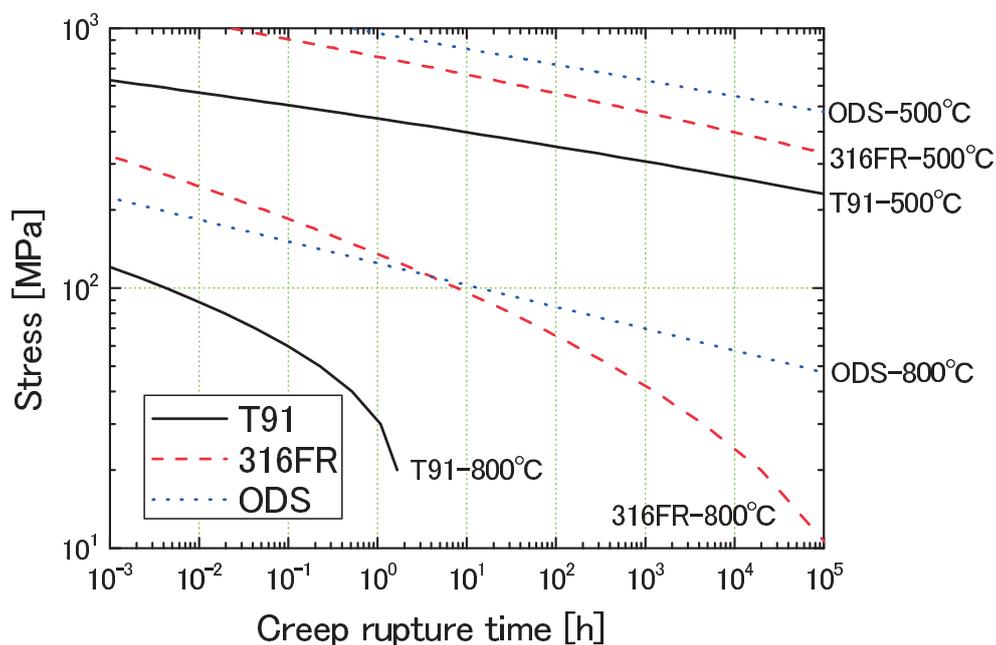
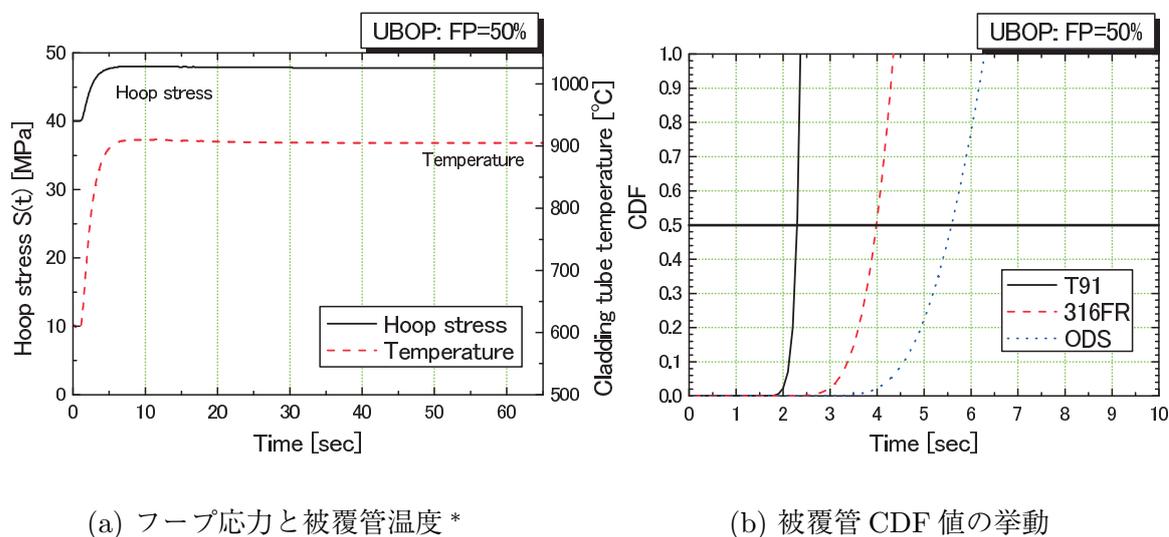


図 3.3.1 各材料のクリープ破断時間

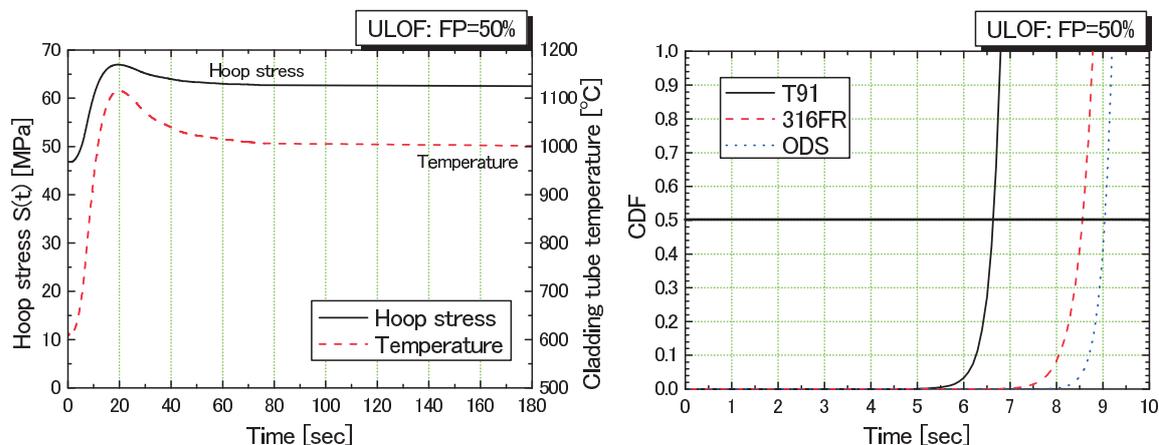


(a) フープ応力と被覆管温度\*

(b) 被覆管 CDF 値の挙動

図 3.3.2 BOP 事象、FP ガス放出率 50%の解析結果

- \*1:  $t = 1.0$  [sec] に事象開始
- \*2: 被覆管温度は最大値（集合体第 1 層、Top 位置）を示している
- \*3: (a)、(b) 間で横軸の範囲が異なる点に注意



(a) フープ応力と被覆管温度

(b) 被覆管 CDF 値の挙動

図 3.3.3 ULOF 事象 (ULOF-05)、FP ガス放出率 50%の解析結果

- \*1:  $t = 1.0$  [sec] に事象開始
- \*2: 被覆管温度は最大値 (集合体第 1 層、Top 位置) を示している
- \*3: (a)、(b) 間で横軸の範囲が異なる点に注意

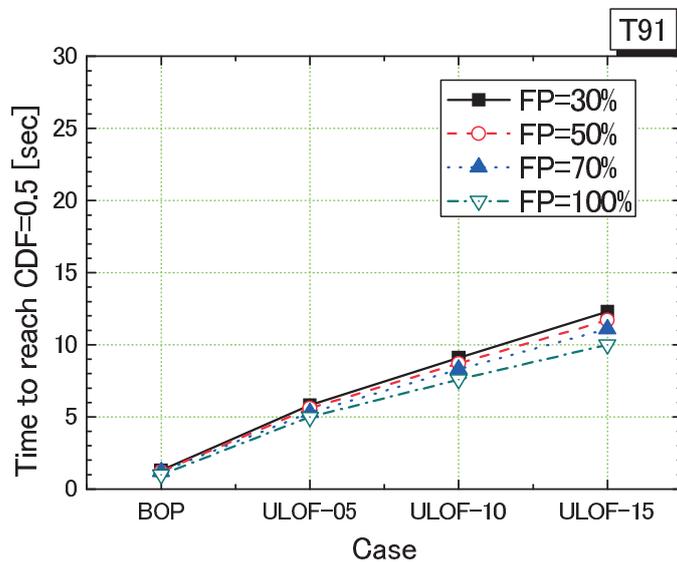


図 3.3.4 CDF=0.5 に達するまでの時間 (T91 鋼)

- \*: 時間は、事象が発生してからの時間

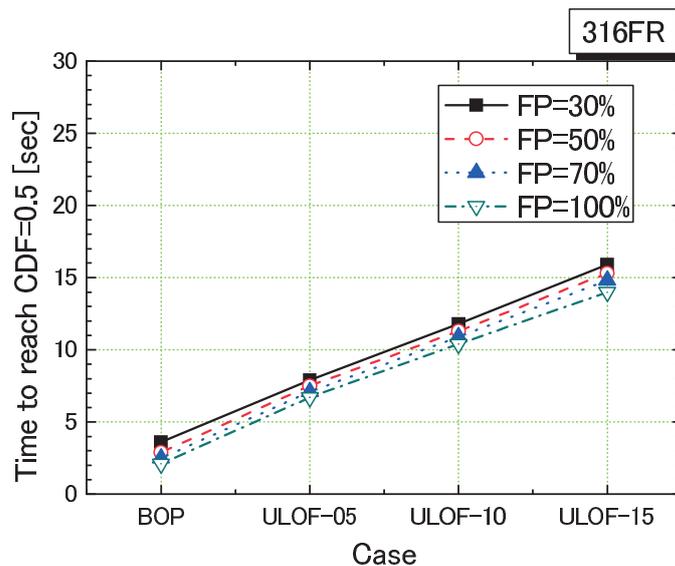


図 3.3.5 CDF=0.5 に達するまでの時間 (316FR 鋼)

\*: 時間は、事象が発生してからの時間

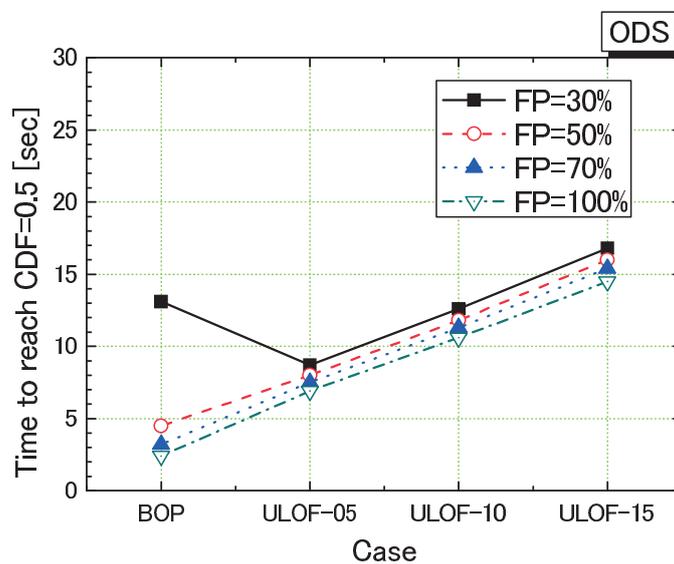


図 3.3.6 CDF=0.5 に達するまでの時間 (ODS 鋼)

\*: 時間は、事象が発生してからの時間

## 3.4 考察

### 3.4.1 クリープ破断

前章のレベル1 PSA の検討に基づき、安全解析の対象ケースとして UTOP (BOP、BWB) 事象と ULOF 事象を選定し、SIMMER による解析を行った結果、各ケースとも炉心損傷までには至らないとの結果を得た。この安全解析は、被覆管及び燃料要素の溶融、冷却材のボイド化に着目し、炉心損傷が起きるかどうかを検討するものであり、その範囲内で炉心損傷の可能性は極めて低いと言える。しかし一方で、基準外事象である UTOP-BOP 事象、ULOF 事象の場合には、被覆管は溶融までには至らないものの、その温度は最高で 900~1150 [°C] の高温状態のままであるという結果を得た。この結果を基に、被覆管の候補材である T91 鋼と代替材料として 316FR 鋼および ODS 鋼を対象に、クリープ破断時間の評価を行った。ただし、各材料のクリープ破断時間に関する適用温度範囲は~600[°C] 程度であることから、これらのデータを外挿することで、評価を試みた。

その結果、BOP 事象、ULOF 事象ともに、材料の違いに関わらず、ビーム強度増加後及びポンプ駆動力の完全停止後、概ね数秒後にクリープ破断に至ることがわかった。これらは ODS 鋼を用いた場合でも、大幅な改善が見られなかった。BOP 事象、ULOF 事象も基準外事象であり、設計対応の必要はないと考えるが、仮に設計対応する場合には、以下の方策が考えられる。

- 事象の検出後、数秒以内に確実にビーム停止を行う機構を備える (BOP 事象の場合、2~5 [sec]、ULOF 事象の場合、5~15 [sec])。
- ULOF 事象については、ポンプ駆動力の停止時間と破断までの時間については正の相関が認められたことから、ポンプ駆動力が完全に停止するまでの時間を長くする。(ポンプの性能自体を変える、もしくは補助機構を備える)

なお、クリープ破断が仮に生じた場合の挙動については、これらの事象が基準外事象であることから設計対応の必要はないと考えるが、どのような挙動になるかを抑えるためにも、今後の課題として、クリープ破断時の詳細な過渡解析を行う必要があると考える。

### 3.4.2 レベル1 PSA 検討結果との比較

前章では、レベル1 PSA の検討を行い、ADS の特徴を考慮して安全解析の対象ケースを選定するとともに、安全解析を行うことで明らかになることについて考察した。本章の安全解析の結果、対象とした事象全てについて炉心損傷が起きないものの、UTOP-BOP 事象、ULOF 事象の場合にはクリープ破断の可能性があるとの結果を得た。これらの結果から、以下のことが結論づけられる。

1. UTOP (BWB) 解析で炉心損傷が起きないことから

- a. 低減化対策後の事故シーケンス No.2-15（ビーム窓破損＋スクラム信号失敗）は想定不要
- b. 現在の加速器、ターゲット領域の設計（ビーム出力の変化幅、ターゲット領域のサイズ等）が、原子炉の安全解析の点では妥当である

## 2. ULOF 事象についてはクリープ破断に伴う炉心損傷の可能性が考えられる

これにより、表 2.3.1 に示されている信頼性向上対策後の事故シーケンスは PLOHS の 1 事象のみとなるが、トリップに成功していること、及び非常用電源システムの 3 重化により頻度の低減が図れることから、炉心損傷の可能性は極めて低いと考えられる。

以上から、本検討で対象とした ADS で考えられる事故事象については、安全解析の結果から、炉心損傷の可能性は極めて低いことがわかった。

### 3.4.3 窒化物燃料の熱解離

安全解析の結果と窒化物燃料の熱解離に関する現状の知見を基に、熱解離の影響について議論する。

文献<sup>32)</sup>によると、照射済窒化物燃料（U+Pu 窒化物）の著しい解離挙動は、1900 [°C] 以上で生じる。BOP 事象では燃料の最高温度が約 2500 [°C]、ULOF 事象では約 1850 [°C] に達する結果を得たことから、両事象とも、著しい熱解離が生じることが予想される。窒化物燃料の熱解離が生じた場合、以下の影響が考えられる。

- 窒素の放出により、燃料ピンの内圧が上昇する。これによりフープ応力が増加し、クリープ破断へ至るまでの時間が短くなる
- 窒素の解離により、燃料の熱伝導率、融点の低下が生じる

これらの現象は、FP ガスの挙動との相関があることから単純な定量化は難しいが、安全解析の結果を考慮すると、クリープ破断時間の短縮は確実に起こると考えられ、融点の低下により燃料溶解の可能性も高まり、よりシビアな過渡事象になる可能性がある。今後、更に詳細な安全解析を行う上で、以下のデータの充実が望まれる。

- 熱解離による窒素放出量と温度の関係
- 窒素放出量と FP ガス放出量の相関についての定量化
- 窒素解離および FP ガス放出による熱伝導率、融点の変化量

## 4. 結言

本検討では、未臨界で運転するため安全とされている ADS が、炉心損傷の可能性を包含していないかどうかを確認することを目的として、異常な事象を系統的に整理し、炉心損傷の可能性が考えられる事象について詳細な安全解析を実施した。

第2章では、対象とする ADS で起こりうる事象と、その発生頻度をレベル1 PSA により系統的に整理し、詳細な安全解析が必要と考えられる事故事象について議論した。起因事象は、基本的には大型高速炉のデータをもとに仮定し、ADS 特有の事象であるビーム出力増加とビーム窓破損については、発生頻度を  $1 \times 10^{-1}$  [/炉年] とし、ビーム停止の非信頼度を  $10^{-3}$  [/demand] と設定して検討を行った。

事故シーケンスの発生頻度を定量評価した結果、 $10^{-6}$  [/炉年] を上回るシーケンスが19種類抽出された。これらはビーム停止失敗、ポニーモータ起動失敗が重なる場合が多いことが確認された。この結果に対して、発生頻度を低減化させるための方策として、ビーム停止の非信頼度を  $10^{-6}$  [/demand] (3桁向上) とする対策、ポニーモータ削除および PRACS の非信頼度を  $10^{-6}$  [/demand] (2桁向上) とする対策がとられた場合には、事故シーケンスは大幅に減少し、シーケンス数は2種類となった。これらの結果に対し、安全解析の対象ケースとして、事故事象としてビーム窓破損事象 (BWB)、基準外事象として BOP (ビーム出力増加) 事象と ULOF (流量喪失事象) 事象を選定した。

この検討結果を基に、第3章では高速炉の安全解析で用いられている SIMMER-III コードによる安全解析を行った。解析の結果、対象とした全ての事象で炉心損傷は起こらず、再臨界事故も起こらない結果が得られた。

安全解析は、被覆管及び燃料要素の溶融、冷却材のボイド化に着目し、炉心損傷が起きるかどうかを検討するものであり、その範囲内で炉心損傷の可能性は極めて低いことが示された。一方で、BOP 事象、ULOF 事象の場合には、被覆管は溶融までには至らないものの、その温度は最高で  $900 \sim 1150$  [°C] の高温状態のままであるという結果を得た。この場合、高温クリープによる被覆管の破断が考えられることから、安全解析の結果を基に、材料のクリープ破断時間に関するデータを温度について外挿して、被覆管のクリープ破断時間の評価を行った。

まず定常運転時については、600 [EFPDs] の時点で、対象とした全ての材料について、クリープ破断に至らないとの結果を得た。BOP 事象、ULOF 事象については、どちらについても事象発生後、数秒後にクリープ破断に至ることがわかった。これは ODS 鋼を用いた場合でも同様の結果であった。これらは基準外事象であるが、仮に設計対応を行う場合、数秒以内に確実にビーム停止を行う機構の検討が必要となる。

これらの結果と第2章の考察を踏まえ、次のことがわかった。

1. BWB 事象は、BOP 事象および ULOF 事象ほどシビアな事象にはならず、PSA の炉心損傷

に関わるシーケンスとして想定不要

2. 現在の加速器、ターゲット領域の設計（ビーム出力の変化幅、ターゲット領域のサイズ等）が、原子炉の安全解析の点では妥当である

BOP 事象、ULOF 事象については、クリープ破断による炉心損傷の可能性があることが示されたが、これらはともに基準外事象であることから、その発生頻度は極めて低いと考えらる。よって対象とした ADS は、炉心損傷および損傷に伴う再臨界の可能性が非常に低いシステムであるといえる。

今後の課題を以下にまとめる。

- PSA 検討で用いた発生頻度、非信頼度の精度向上
- 高温（600～1100[°C]）を対象とした、各種材料のクリープ破断時間に関するデータの取得
- BOP、ULOF 事象時における窒素解離の考慮
- BOP、ULOF 時にクリープ破断が起きた後、FP・He・窒素ガスが噴出した後の過渡解析

## 謝辞

本研究を行うにあたり、次世代原子力システム研究開発部門、炉心安全グループの各位には SIMMER-III コードの環境整備から使用に至るまで、多大なる貢献を頂きました。特に、鈴木徹氏には多くの有意義なコメントやご助力を頂きました。また、細野正剛氏、水野正弘氏、菅谷正昭氏には SIMMER-III コードの使用においてご助力を頂きました。ここに感謝の意を表します。

原子力基礎工学研究部門、燃料・材料工学ユニット、超ウラン元素燃料高温化学研究グループの西剛史氏には、窒化物燃料に関して、データの提供及び大変有意義なコメントを頂きました。心より感謝致します。

J-PARC センター、核変換セクションの各位には、多くの有意義なコメントを頂きました。ここに感謝の意を表します。

## 参考文献

- 1) K. Tsujimoto, T. Sasa, K. Nishihara, et al., “Neutronics Design for Lead-Bismuth Cooled Accelerator-Driven System for Transmutation of Minor Actinide”, *J. Nucl. Sci. and Technol.*, **41**, 1, pp. 21-36 (2004).
- 2) K. Tsujimoto, H. Oigawa, N. Ouchi, et al., “Research and Development Program on Accelerator-Driven System in JAEA”, *J. Nucl. Sci. and Technol.*, **44**, 3, pp. 483-490 (2007).
- 3) K. Tsujimoto, H. Oigawa, K. Kikuchi, et al., “Feasibility of Lead-Bismuth-Cooled Accelerator-Driven System for Minor-Actinide Transmutation”, *Nucl. Technol.*, **161**, 3, pp. 315-328 (2008).
- 4) 渡辺憲夫, “原子力発電所の確率論的安全評価 (Probabilistic Safety Assessment: PSA) : 内の事象に対するレベル 1PSA”, JAEA-Review 2006-041, (2007).
- 5) 原子力百科事典 ATOMICA、<http://www.rist.or.jp/atomica/>
- 6) 日本原子力研究所, “H16 年度 加速器駆動核変換システムの技術開発等 成果報告書” 文部科学省 革新的原子力システム技術開発公募事業, (2005) .
- 7) 日置 一雅、栗坂 健一、三原 隆嗣, “大型高速炉のレベル 1 PSA 概括評価”, PNC TN9410 93-134, (1993).
- 8) “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズ II 技術検討書- (1) 原子炉プラントシステム -”, JAEA-Research 2006-042, (2006).
- 9) 原子力安全研究協会, “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”, 原子力安全研究協会, (1992).
- 10) T. Suzuki, X. Chen, A. Rineiski and W. Maschek, “Transient analyses for accelerator driven system PDS-XADS using the extended SIMMER-III code”, *Nuclear Engineering and Design*, 235, pp. 2594-2611 (2005).
- 11) H. Yamano, S. Fujita, Y. Tobita, et al., “SIMMER-III: A Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis -Version 3.A Model Summary and Program Description-”, JNC TN9400 2003-071, (2003).

- 12) Y. Tobita, Sa. Kondo, H. Yamano, et al., “The Development of SIMMER-III, An Advanced Computer Program for LMFR Safety Analysis, and Its Application to Sodium Experiments”, *Nuclear Technol.*, 153, pp. 245-255 (2006).
- 13) A.E. Alcouffe, F.W. Brinkley, D.R. Marr, R.D. O’Dell, “User’s Guide for TWODANT: A Code Package for Two-Dimensional, Diffusion-Accelerated, Neutral-Particle, Transport”, LA-10049-M, Los Alamos National Laboratory, (1990).
- 14) W. Maschek, A. Rineiski, K. Morita, et al., “SIMMER-III, A Code for Analyzing Transients and Accidents in ADS”, *Proc. of the International Topical Meeting on Nuclear Applications of Accelerator Technology (AccApp’00)*, Washington DC, USA, Nov. 12-16, (2000).
- 15) K. Nishihara, K. Iwanaga, K. Tsujimoto, et al., “Neutronics Design of Accelerator-Driven System for Power Flattening and Beam Current Reduction”, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **45**, 8, pp. 812-822, (2008).
- 16) H. Takano, Y. Ishiguro, “Production and Benchmark Tests of Fast Reactor Group Constant Set JFS-3-J2”, JAERI-M 82-135, (1982).
- 17) H. Takada, N. Yoshizawa, K. Kosako and K. Ishibashi, “An Upgraded Version of the Nucleon Meson Transport Code: NMTC/JAERI97”, JAERI-Data/Code 98-005, (1998).
- 18) Y. Arai, Y. Suzuki, T. Iwai and T. Ohmichi, “Dependence of the thermal conductivity of (U, Pu)N on porosity and plutonium content”, *J. Nucl. Mat.*, 195, pp. 37-43, (1992).
- 19) Y. Arai, Y. Okamoto, and Y. Suzuki, “Thermal conductivity of neptunium mononitride from 740 to 1600K”, *J. Nucl. Mat.*, 211, pp. 248-250, (1994).
- 20) T. Nishi, M. Takano, A. Itoh, et al, “Thermal diffusivity of Americium mononitride from 373 to 1473K”, *J. Nucl. Mat.*, 355, pp. 114-118, (2006).
- 21) 西 剛史、伊藤 昭憲、高野公秀、他、“マイナーアクチノイド窒化物固溶体の熱伝導率” 日本原子力学会「2008年春の年会」, G26, (2008).
- 22) R. Thetford and M. Mignanelli, “The Chemistry and Physics of Modeling Nitride Fuels for Transmutation”, *J. Nucl. Mat.*, 320, pp. 44-53, (2003).
- 23) 飛田吉春、佐藤一憲、細野正剛, “鉛ビスマス冷却窒化物燃料高速炉の炉心損傷事故解析”, 日本原子力学会 2005年秋の年会, H14, (2005).
- 24) “Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies”, OECD/NEA, (2007).

- 25) 堀雅夫 監修, “基礎高速炉工学”, 日刊工業新聞社, (1993).
- 26) 日本機械学会編, “伝熱工学資料/日本機械学会編 - 改訂第4版”, 日本機械学会, (1986).
- 27) K. Nishihara and H. Oigawa, “Analysis of lead-bismuth eutectic flowing into beam duct”, *4th International Workshop on the Utilization and Reliability of High Power Proton Accelerators*, Daejeon, Korea, 16-19 May (2004).
- 28) 社団法人日本溶接協会 原子力研究委員会 FME 小委員会, “明日のエネルギーの礎に -高速炉新材料の実用化に向けて-”, (1999) .
- 29) 皆藤 威二、大塚 智史、鶴飼 重治, “BOR-60 照射試験用 ODS 鋼被覆管の設計評価暫定式の策定”, JNC TN9400 2002-061, (2002).
- 30) 日本機械学会編, “機械工学便覧”, 日本機械学会, (1987).
- 31) 武井早憲、西原健司、大井川宏之, “加速器駆動核変換システム用加速器の許容ビーム停止頻度の評価 (2) -被覆管におけるビームトリップ頻度の熱応力解析結果-”, 日本原子力学会「2008 年春の年会」, K23, (2008).
- 32) 佐藤 勇、廣沢 孝志、石田 貴志、他, “照射済窒化物燃料の熱安定性評価 -Nifti-1 試験結果とその評価-”, JNC TN9400 2005-007, (2005).

## 付録 A PRACS 起動の非信頼度の計算

第2章の検討で用いた、PRACS 起動の非信頼度の計算内容をまとめる。PRACS はアクティブ安全系（非信頼度  $10^{-2}$  [/demand]）と仮定し、成功基準は 50 % × 3 ループのうち 2 ループ起動とする。すなわち除熱量 100%以上が成功となる。

PRACS は各系統の空気冷却器の出入口に設けられたダンパー（出入口に各々50%×2台。この容量はPRACS の性能に対して）を開とすることで除熱開始となる（図 2.2.5）。このため PRACS の起動成功は、3系統のうち、2系統相当の流量が確保されること、すなわち、出入口ダンパー 4組以上が開で成功と考える。

まず1系統を対象に、出入口の開閉と除熱量、その確率を表 A.1.1 にまとめる。これを除熱量とその確率にまとめたものを、表 A.1.2 に示す。

この結果を基にして、PRACS 3系統を考えたときの除熱量とその確率を表 A.1.3 に示す。除熱量 100%以上が成功となることから、表 A.1.4 に示すとおり、99.989%の確率で PRACS 起動は成功し、その非信頼度は  $1.1 \times 10^{-4}$  となる。

表 A.1.1 PRACS 1系統のダンパ開閉別の確率

入口 A	入口 B	出口 A	出口 B	除熱量 (%)	確率
○	○	○	○	50	9.61E-01
×	○	○	○	25	9.70E-03
○	×	○	○	25	9.70E-03
○	○	×	○	25	9.70E-03
○	○	○	×	25	9.70E-03
×	×	○	○	0	9.80E-05
×	○	×	○	25	9.80E-05
×	○	○	×	25	9.80E-05
○	×	×	○	25	9.80E-05
○	×	○	×	25	9.80E-05
○	○	×	×	0	9.80E-05
×	×	×	○	0	9.90E-07
×	×	○	×	0	9.90E-07
×	○	×	×	0	9.90E-07
○	×	×	×	0	9.90E-07
×	×	×	×	0	1.00E-08

\*: 空気冷却器の入口・出口の各ダンパを A、B とし、開 = ○、閉 = ×とした

表 A.1.2 PRACS 1 系統の除熱量とその確率

除熱量 (%)	確率 (合計)
50	9.61E-01
25	3.92E-02
0	2.00E-04

表 A.1.3 PRACS 3 系統の除熱量とその確率

空気冷却器 3 系統の除熱量 (%)				確率
系統 1	系統 2	系統 3	合計	
50	50	50	150	8.86E-01
50	50	25	125	3.62E-02
50	25	50	125	3.62E-02
25	50	50	125	3.62E-02
50	25	25	100	1.48E-03
25	50	25	100	1.48E-03
25	25	50	100	1.48E-03
25	25	25	75	6.03E-05

表 A.1.4 PRACS の成功/失敗確率

全除熱量 (%)	PRACS	確率 (合計)	成功失敗の確率
150	成功	8.86E-01	9.998935E-01
125	成功	1.09E-01	
100	成功	4.98E-03	
75	失敗	1.05E-04	1.064856E-04 ↓ 非信頼度 1.10E-04
50	失敗	1.04E-06	
25	失敗	4.70E-09	
0	失敗	8.00E-12	

## 付録B ビーム停止の信頼度向上方策

ビーム停止の非信頼度を  $10^{-3}$  [/demand] から  $10^{-6}$  [/demand] にすることで、多くの事故シーケンスの発生頻度を  $10^{-4}$  [/炉年] オーダーから  $10^{-7}$  [/炉年] 以下にすることができることから、ビーム停止の信頼度を向上させる方法について検討した。

本文で用いたビーム停止に係わる系統（図 2.2.7）では、図中 A の範囲をスクラム信号の非信頼度として考える範囲とし、図中 B の範囲をビーム停止の非信頼度を考える範囲とした。検討ではビーム停止を実現する機器の部分をも 1 系統と仮定し、この部分をアクティブ安全系（ $10^{-2}$ ）で定期点検が実施されるものと仮定し、その非信頼度を  $10^{-3}$  [/demand] と設定した。図 2.2.7 の概略を図 B.1.1 に示す。なおスクラム信号の非信頼度（図中 A）は、1 系統で  $2 \times 10^{-4}$ 、2 系統で  $4 \times 10^{-8}$  [/demand] として検討を行った。

これに対して、ビーム停止の信頼度向上方策として、原子炉施設の異常時に、陽子ビームを緊急停止する異なる 2 種類の方法を設ける。すなわち、検出系からビーム停止を実現する機器までを完全な 2 系統構成とする。この概念を図 B.1.2 に示す。この概念では、主炉停止系と後備炉停止系をあわせて、その非信頼度を  $10^{-6}$  [/demand] 以下を目標とすることから、主炉停止系、後備炉停止系の各々「検出系から陽子ビーム停止を実現する機器」の非信頼度は  $10^{-3}$  [/d] 以下とすることが求められる。この値は、本検討で仮定したビーム停止機構の非信頼度に一致することから、これを 2 系統にすることで  $10^{-6}$  [/demand] が見込まれる。

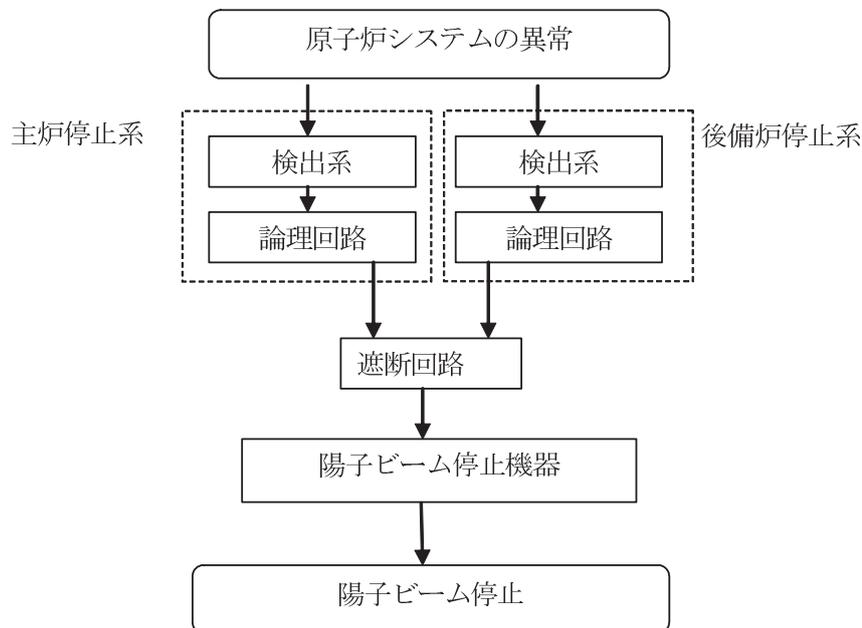
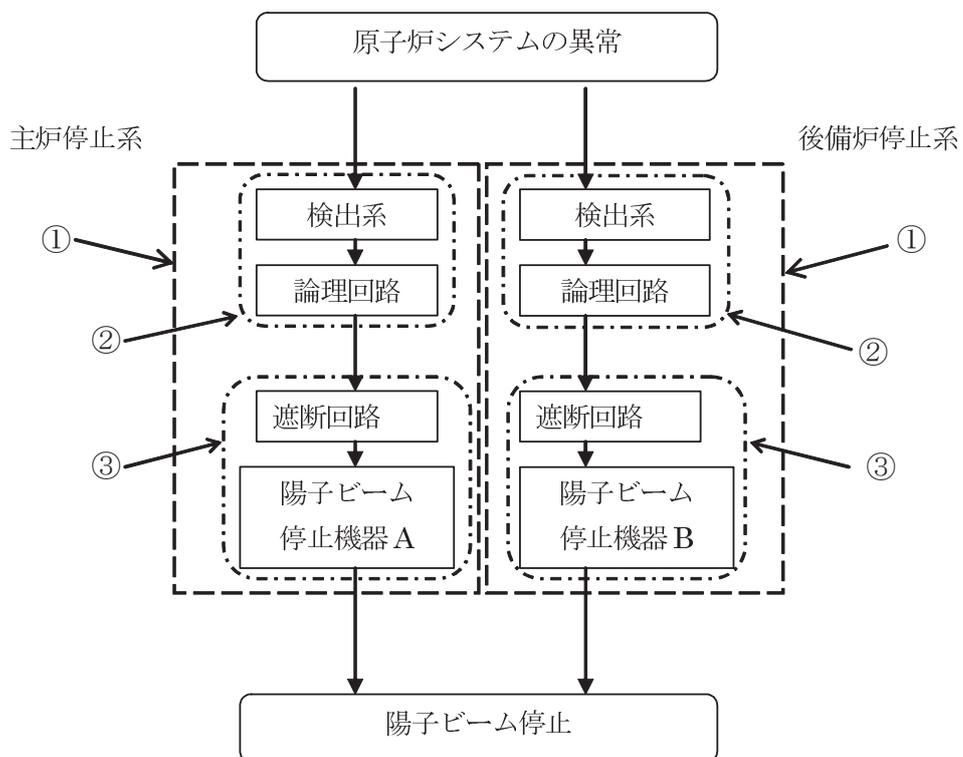


図 B.1.1 ビーム停止に係わる系統構成（本検討の内容）



非信頼度(目標)  
 ①の部分 =  $10^{-3}/d$  以下

目標を満足するための目安  
 ②の部分 =  $10^{-4}/d$  程度  
 ③の部分 =  $10^{-3}/d$  程度

図 B.1.2 ビーム停止に係わる系統構成 (信頼性向上案。[ /d ] は [ /demand ])

## 付録C ビームトリップ事象の過渡解析

炉心損傷事故には直接関係しないが、ADS 固有の事象であるビームトリップ (BT) 事象について、SIMMER-III コードによる解析を行った結果をまとめる。

解析条件は、基本的に本文の内容と同じであり、1 [sec] においてビームトリップが生じ、その後ビームが復帰するまでの時間を 1, 5, 10 [sec] の 3 ケースに分けて解析を行った。それぞれのケースを BT-01, BT-05, BT-10 とする。

出力と反応度の挙動をそれぞれ図 C.1.1 と図 C.1.2 に示す。ビーム再投入時に負の反応度のピーク値が見られるのは、ドップラー反応度によるものであり、その後、発熱により冷却材密度が減少し、正の反応度が投入されていく。あわせて、各ケースの燃料、被覆管、冷却材温度の挙動を図 C.1.3 から図 C.1.8 に示す。

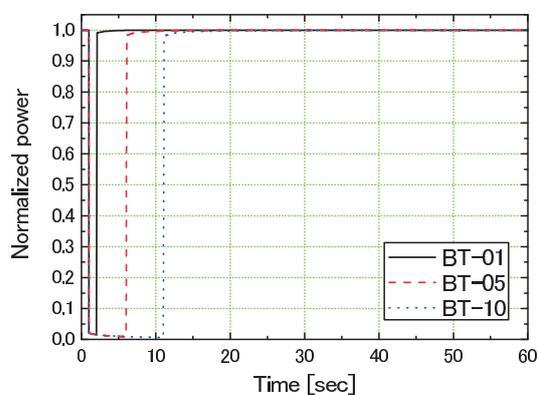


図 C.1.1 BT 事象時の出力変化

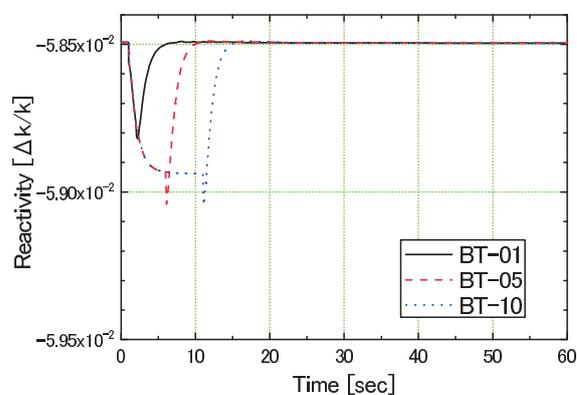
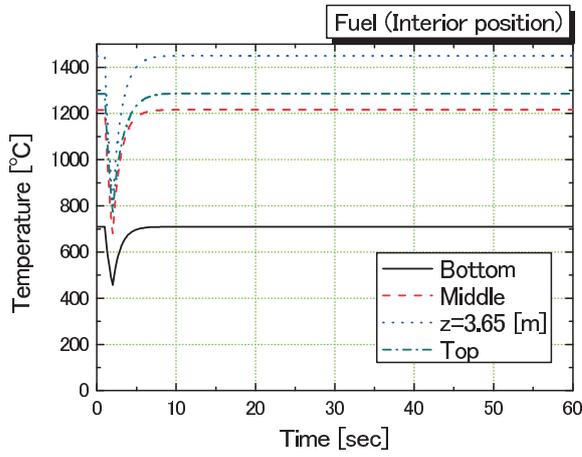
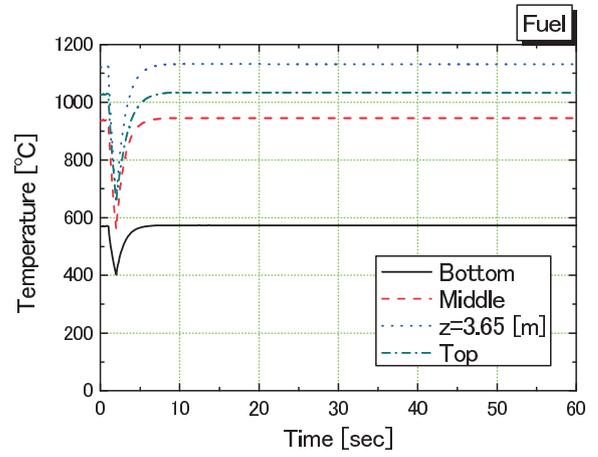


図 C.1.2 BT 事象時の反応度変化

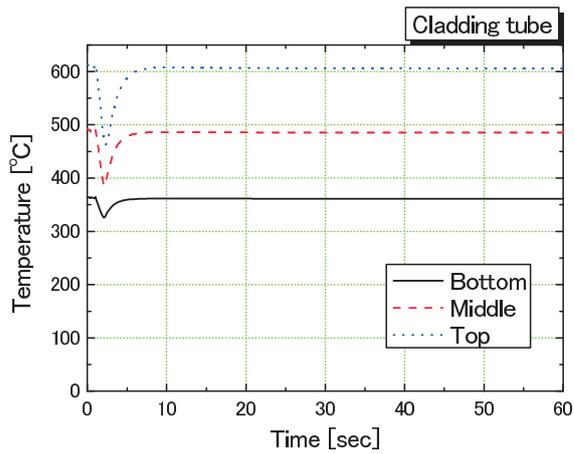


(a) 内部

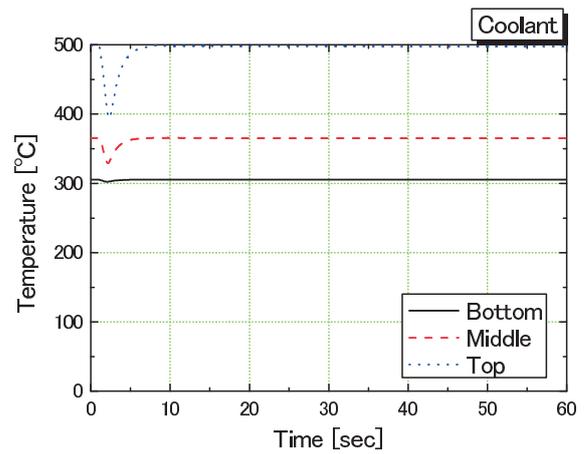


(b) 表面

図 C.1.3 BT 事象時の燃料温度変化 (BT-01)

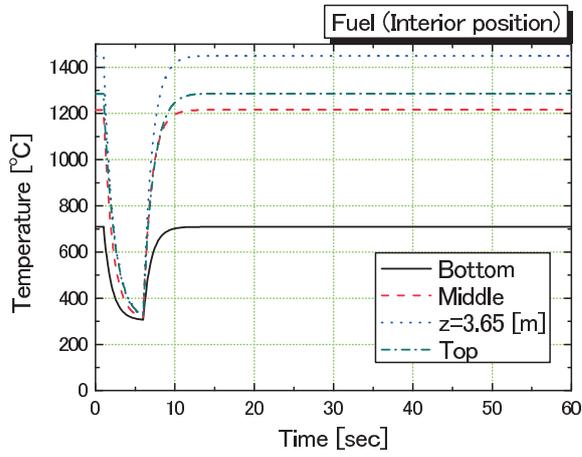


(a) 被覆管

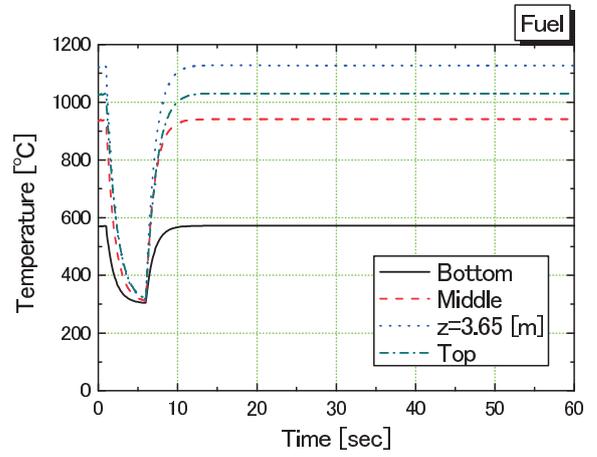


(b) 冷却材

図 C.1.4 BT 事象時の温度変化 (BT-01)

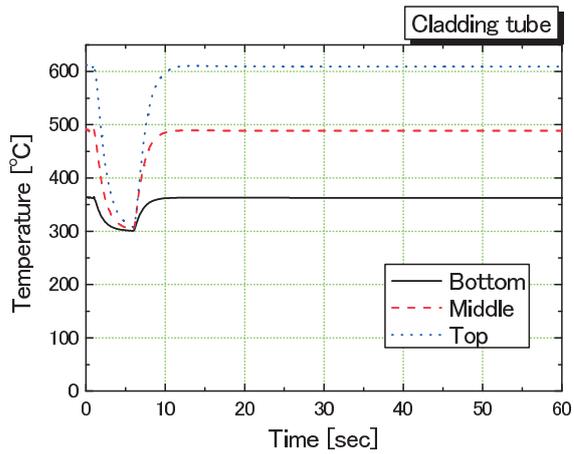


(a) 内部

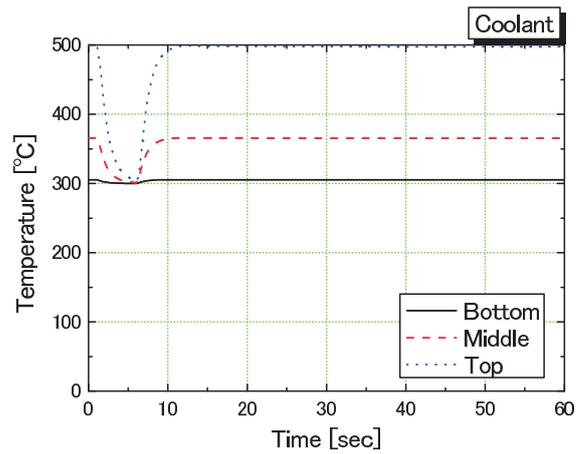


(b) 表面

図 C.1.5 BT 事象時の燃料温度変化 (BT-05)

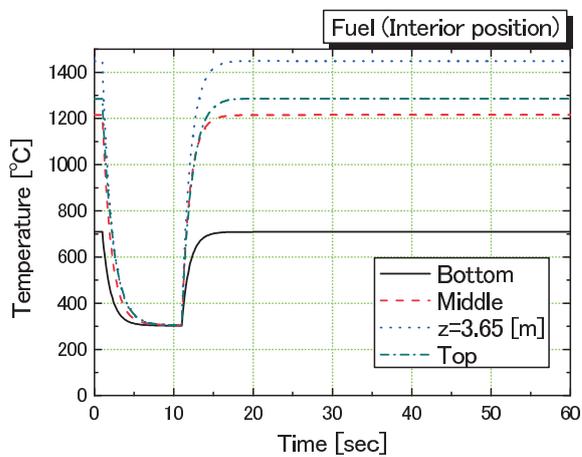


(a) 被覆管

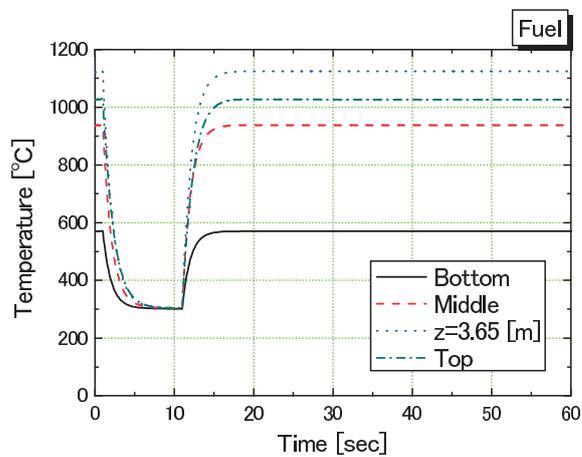


(b) 冷却材

図 C.1.6 BT 事象時の温度変化 (BT-05)

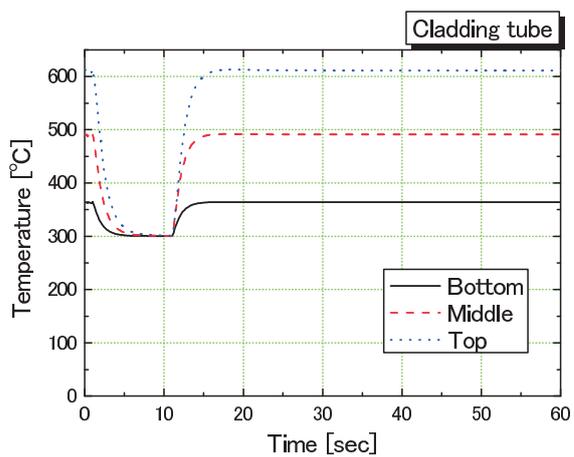


(a) 内部

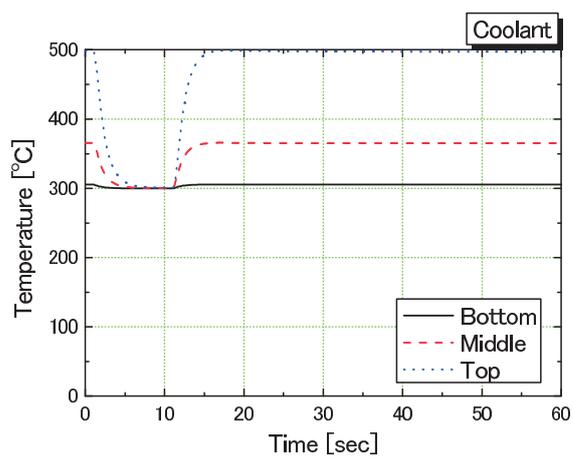


(b) 表面

図 C.1.7 BT 事象時の燃料温度変化 (BT-10)



(a) 被覆管



(b) 冷却材

図 C.1.8 BT 事象時の温度変化 (BT-10)

This is a blank page.

# 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
物質の量	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 <sup>2</sup>
体積	立方メートル	m <sup>3</sup>
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s <sup>2</sup>
波数	毎メートル	m <sup>-1</sup>
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m <sup>2</sup>
比体積	立方メートル毎キログラム	m <sup>3</sup> /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m <sup>2</sup>
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 <sup>(a)</sup> , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m <sup>3</sup>
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m <sup>3</sup>
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m <sup>2</sup>
屈折率 <sup>(b)</sup>	(数字の)	1
比透磁率 <sup>(b)</sup>	(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 <sup>(b)</sup>	rad	1 <sup>(b)</sup>	m/m
立体角	ステラジアン <sup>(b)</sup>	sr <sup>(e)</sup>	1 <sup>(b)</sup>	m <sup>2</sup> /m <sup>2</sup>
周波数	ヘルツ <sup>(d)</sup>	Hz		s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N		m kg s <sup>-2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup>
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
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 <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
静電容量	ファラド	F	C/V	m <sup>2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup> A <sup>-2</sup>
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V	m <sup>2</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>3</sup> A <sup>2</sup>
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-2</sup> A <sup>-1</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
セルシウス温度	セルシウス度 <sup>(e)</sup>	°C		K
光照度	ルーメン	lm	cd sr <sup>(e)</sup>	cd
放射線量	グレイ	Gy	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
放射線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト <sup>(g)</sup>	Sv	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
酸素活性	カタール	kat		s <sup>-1</sup> 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 <sup>-1</sup> kg s <sup>-1</sup>
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	m kg s <sup>-2</sup>
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	kg s <sup>-2</sup>
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m <sup>-1</sup> s <sup>-1</sup> =s <sup>-1</sup>
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s <sup>2</sup>	m m <sup>-1</sup> s <sup>-2</sup> =s <sup>-2</sup>
熱流密度, 放射照度	ワット毎平方メートル	W/m <sup>2</sup>	kg s <sup>-3</sup>
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
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 <sup>2</sup> s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup>
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	m <sup>2</sup> s <sup>-2</sup>
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s <sup>-3</sup> K <sup>-1</sup>
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> s A
表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> s A
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m <sup>-3</sup> kg <sup>-1</sup> s <sup>4</sup> A <sup>2</sup>
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> mol <sup>-1</sup>
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 <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> K <sup>-1</sup> mol <sup>-1</sup>
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg <sup>-1</sup> s A
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	m <sup>2</sup> s <sup>-3</sup>
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m <sup>4</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> =m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m <sup>2</sup> sr)	m <sup>2</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> =kg s <sup>-3</sup>
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> s <sup>-1</sup> mol

表5. SI接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 <sup>24</sup>	ヨタ	Y	10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>21</sup>	ゼタ	Z	10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>18</sup>	エクサ	E	10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>15</sup>	ペタ	P	10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>12</sup>	テラ	T	10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>9</sup>	ギガ	G	10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>6</sup>	メガ	M	10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>3</sup>	キログラム	k	10 <sup>-18</sup>	アト	a
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h	10 <sup>-21</sup>	ゼプト	z
10 <sup>1</sup>	デカ	da	10 <sup>-24</sup>	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 <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>
リットル	L, l	1L=1l=1dm <sup>3</sup> =10 <sup>3</sup> cm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>
トン	t	1t=10 <sup>3</sup> 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 <sup>-19</sup> J
ダルトン	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 <sup>-27</sup> 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 <sup>11</sup> 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 <sup>5</sup> 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 <sup>-10</sup> m
海里	M	1 M=1852m
バイン	b	1 b=100fm <sup>2</sup> =10 <sup>-12</sup> cm <sup>2</sup> =10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>
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
エルグ	erg	1 erg=10 <sup>-7</sup> J
ダイン	dyn	1 dyn=10 <sup>-5</sup> N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm <sup>-2</sup> =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm <sup>2</sup> s <sup>-1</sup> =10 <sup>-4</sup> m <sup>2</sup> s <sup>-1</sup>
スチルブ	sb	1 sb=1cd cm <sup>2</sup> =10 <sup>-4</sup> cd m <sup>2</sup>
フット	ph	1 ph=1cd sr cm <sup>-2</sup> 10 <sup>4</sup> lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm s <sup>-2</sup> =10 <sup>-2</sup> ms <sup>-2</sup>
マクスウェル	Mx	1 Mx=1G cm <sup>2</sup> =10 <sup>-8</sup> Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm <sup>-2</sup> =10 <sup>4</sup> T
エルステッド (c)	Oe	1 Oe≐ (10 <sup>3</sup> /4π)A m <sup>-1</sup>

(c) 3元素の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 <sup>10</sup> Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 <sup>-4</sup> C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 <sup>-2</sup> Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 <sup>-9</sup> T
フェルミ	f	1フェルミ=1 fm=10 <sup>-15</sup> m
メートル系カラット		1メートル系カラット=200 mg=2×10 <sup>-4</sup> 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	μ	1 μ=1μm=10 <sup>-6</sup> m

