

JAERI-M

6893

多目的高温ガス実験炉の安全保護系機能

— 第1次概念設計に基づく —

1977年1月

江崎正弘・三竹 晋・石黒興和^{*1}
伊藤 勝^{*2}・小沢 保^{*3}・高谷純一^{*4}

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

多目的高温ガス実験炉の安全保護系機能

—— 第1次概念設計に基づく ——

日本原子力研究所動力炉開発・安全性研究管理部

江崎 正弘・三竹 晋・石黒 興和^{*1}

伊藤 勝^{*2}・小沢 保^{*3}・高谷 純一^{*4}

(1976年12月24日受理)

この報告書は、日本原子力研究所が計画している多目的高温ガス実験炉の安全保護系の特性を、平常運転時のプラント保護ならびに事故状態における原子炉保護の観点から、第1次概念設計案に基づいて解析・評価した結果を述べたものである。

本設計研究の内容は、既存の基準・指針に基づく安全保護計画の策定、平常時の原子炉特性の解析による運転保護方案の明確化、ならびに事故状態における原子炉保護系の機能の評価を含み、それらの結果より実験炉設計で考慮すべき事項を示している。

安全保護計画の策定では、保護目標となる各種制限値（運転限界、プロセス安全限界、設計安全限界）の定量化ならびに本実験炉のプラント応答に適合した保護シーケンスを提案している。平常時の運転保護方案の検討では、制御棒引き抜き手順ならびに起動・停止に係わる原子炉プラントのシーケンス制御に関する事項を分析し、プラント保護系に必要な機能を求めている。さらに、事故状態での原子炉保護系の機能評価では、予め整理した事故事象に対する上記の保護シーケンスの有効性を事故状態をシミュレーション解析することにより検討・評価し、安全保護計画の詳細化を行なっている。

以上の解析検討を経て、補助冷却系の容量の変更、中間ループ系（2次系）循環機へのポニー・モータ設置などを主要な内容とする設計改善を提案した。

*1 バブコック日立株式会社よりの外来研究員

*2 日本原子力事業株式会社よりの外来研究員

*3 川崎重工業株式会社よりの外来研究員

*4 富士電機製造株式会社よりの外来研究員

Protective Functions of the Experimental Multi-Purpose
High-Temperature Gas-Cooled Reactor

-- Based on the First Conceptual Design --

Masahiro EZAKI, Susumu MITAKE, Okikazu ISHIGURO*,
Masaru ITOH**, Tamotsu OZAWA*³, Junichi TAKAYA*⁴

Division of Power Reactor Projects, JAERI

(Received December 24, 1976)

Protective functions of the experimental multi-purpose high-temperature gas-cooled reactor being developed in JAERI were appraised in safety features of the operational protection system for events during normal operation at regular and frequent intervals and also the reactor protection system for unplanned events during abnormalities. Described are the plans of protection for the total plant system according to the current standards and criteria, settings of the actual safety systems in design safety limits, and protection sequences for normal operation occurrences and unplanned abnormal events. Along this line, the requirements of reactor safety design are expounded.

In planning the protection systems, a set of limiting safety consequences is established for the respective categories of events. The consequences restrict the process variables and design parameters by normal operating value, process safety limit and design safety limit, with the protection sequences. Concerning functions of the operational protection system, control rod withdrawal sequence and sequential control manners for reactor start and normal shut-down were studied, and for the reactor protection system, protection sequences were examined by simulation analysis of the events. Then, the sequences in detail were applied in transients of the reactor plant.

In conclusion, 1) capacity of the auxiliary cooling system must be larger than in the first conceptual design, and 2) installation of a pony-motor in the intermediate loop (secondary loop) are necessary.

*;Visiting scientist from Babcock-Hitachi,k.k,**;from Nippon Atomic Industry Group Co.,*³;from Kawasaki Heavy Industries, Ltd.,*⁴; from Fuji Electric Co.,Ltd..

目 次

1. はじめに	1
2. 前提とした事項	2
2.1 解析対象プラント	2
2.1.1 システム構成	2
2.1.2 プラント制御系の概念	3
2.2 安全保護系に係わる設定事項	3
2.2.1 原子炉運転状態分類	3
2.2.2 事象分類(保護系設計用)	4
2.2.3 原子炉プラントの保護と制限値	4
2.2.4 保護シーケンス	5
3. 平常時の特性解析	30
3.1 制御棒引き抜き計画	30
3.1.1 制御棒引き抜きの基本的考え方	30
3.1.2 制御棒引き抜き手順〔A〕	31
3.1.3 制御棒引き抜き手順〔B〕	31
3.1.4 制御棒感度	31
3.1.5 制御棒引き抜きに起因する反応度印加量の検討	32
3.2 原子炉プラントの運転特性	39
3.2.1 原子炉運転特性	39
3.2.2 原子炉プラントの運転特性	40
4. 安全保護系機能評価	47
4.1 制御棒引き抜き事故	47
4.1.1 事故の分析	47
4.1.2 解析手順, 解析モデルと解析条件	48
4.1.3 解析結果	50
4.2 1次系流量喪失事故	67
4.2.1 事象の分析	67
4.2.2 解析手順, モデルおよび使用計算コード	67
4.2.3 解析結果	68
4.2.4 検討ならびに結論	69
4.3 1次系冷却材喪失事故	74
4.3.1 事故事象の分析	74
4.3.2 解析手順, モデルおよび使用計算コード	74
4.3.3 解析結果および検討	75
4.4 炉心内冷却流路閉塞事故	85
4.4.1 事故事象の分析	85

4.4.2	解析手順, モデルおよび使用計算コード	85
4.4.3	解析結果および検討	86
4.5	1次系流路短絡事故	89
4.5.1	事故事象の分析	89
4.5.2	解析手順	89
4.5.3	解析結果および検討	89
4.6	中間障壁の破損	94
4.6.1	事象の分析	94
4.6.2	事故の解析ならびに検討	94
4.7	中間ループ系の冷却材流量喪失	97
4.7.1	事象の分析	97
4.7.2	解析手順, モデルおよび使用計算コード	97
4.7.3	解析結果および検討	97
4.8	中間ループ冷却材喪失事故	102
4.8.1	事象の分析	102
4.8.2	解析方法	102
4.8.3	解析結果ならびに検討	102
4.9	負荷喪失事故	106
4.9.1	事象の分析	106
4.9.2	解析方法ならびに解析モデル	106
4.9.3	解析結果および検討	106
4.10	電源喪失事故	108
4.10.1	事象の分析	108
4.10.2	解析手順, モデルおよび使用計算コード	108
4.10.3	解析結果および検討	108
4.11	その他の事象	108
5.	総合検討	112
6.	結 び	113
	(参考文献)	113
Appendix A	解析コードの概要	115
Appendix B	制御棒逸出についての考察	117

1. はじめに

原子炉プラントシステムの安全保護系は、安全性を維持する最前線のシステムとして位置づけられ、プラントが大型化するのに伴ないそのシステム構成は緻密化し、経済的損失に対する予防機能も兼ね備えつつある。この安全保護系が今日の信頼を得るに至るまでには、炉の改良と相俟って多くの試行錯誤的な機能評価を経て各々の炉型に合致したシステムへの設計努力の積み重ねがあった。さらに近年、安全保護系設計に係る設計基準ならびに機能に関しANSI N 1 8.8⁽¹⁾などの基準が公布されるに至り、商用発電炉における安全保護系設計を体系的に行いうる土壌も生れつつある。このような背景の基で、開発途上に在る多目的高温ガス実験炉（熱出力50MW、低濃縮ウラン燃料使用黒鉛減速ヘリウム冷却炉）の安全保護系設計ならびに機能評価を行った。その内容は、前述の基準を参考とするとともに、本実験炉の特殊性（運転状態の分析ならびに事故事象分類などにシステム構成上の特色が反映されている）を考慮した評価となっている。この解析・評価の作業方針および内容は次の通りである。

多目的高温ガス実験炉（以後VHTRと呼ぶ）の安全保護系評価として、VHTRの基本概念設計プラントシステムに関してのシステム安全設計ならびに事故状態解析の結果を更に詳細検討するとともに、設計の進展に合わせ策定した保護系のシステムを第1次概念設計プラントに適用し、その有効性を解析コードシステム（Appendix Aに概要を示す）によるシミュレーション解析により調べる過程を辿ることとする。

システム安全設計との整合性は、保護系設計に考慮する事故事象分類と安全設計でのプラント状態分類を調整するとともに、前述の安全設計から設定される各種限界値ならびに事故発生後とるべき対応策（保護シーケンス）を明確化することにより計られる。なお、これらの評価は原子炉プラントの全ての運転状態に発生する異常（事故事象）を対象とするために、運転状態の分析と共に平常の状態の原子炉ならびにプラントの主要な特性（制御棒引き抜き計画ならびにプラント起動・停止特性など）を考慮した内容でなければならないと考えられる。以上の安全保護系に係る事項を整理して、本報告書の第2章にVHTRプラントの保護計画に関係する事項の説明と解析にあたって設定した諸事項の定義、運転状態分類、事象分類、保護シーケンス、ならびに評価の基準となる各種の制限値を示す。

保護系の機能評価は、平常の運転状態における予防的な働きをするプラント保護系と事故状態での事故拡大の抑止を計る原子炉保護系に大別して行う。まず、前者の平常の状態で注目すべき事象として、原子炉の安全性を配慮した制御棒引き抜き手順を立案し、原子炉の起動方案を考慮した場合でのその実現性の検討、ならびに本実験炉の重要な問題である高温構造物に対する健全性を考慮した原子炉プラントの起動・停止方案の明確化を行い第3章に示す。一方、第4章では、現象論的に分類整理した事故事象に対して保護シーケンスの有効性を検討評価することにより、事故事象の全スペクトラムに対する保護系の有効性を論証する。これに用いる手法は前述の解析コード・システムにより行い、その評価結果が保守的な内容になるように配慮されている。

さらに、機能評価した保護シーケンスを有効にならしめるための機器設計への反映ならびに主に軽水炉を対象とした前述の基準をVHTRに適用した場合の問題点などについて第5章で

触れる。

なお、本報告書は多目的高温ガス実験炉第1次概念設計の一部として行われた安全解析作業の保護系機能評価に関して得られた成果の報告である。

2. 前提とした事項

本解析は、多目的高温ガス実験炉第1次概念設計⁽²⁾に基づき行われたものであり、以下に述べるプラントシステムの範囲ならびに諸条件を前提としている。

2.1 解析対象プラント

2.1.1 システム構成

第1次概念設計に於ける実験炉システムの概念は、原子炉本体、2重配管系を含む1次系配管（対称に2ループ）、1次系ヘリウム循環機、中間熱交換器、2重配管系を含む中間ループ系（2次系）配管、中間ループ系ヘリウム循環機、蒸気発生器およびその補助システム類、1次冷却系のそれぞれに併設される補助ヘリウム循環機および補助冷却器、ヘリウム純化系およびヘリウム補給系、ならびに各種の冷却水系などを主要機器とする。さらに工学的安全施設（後備冷却系、原子炉格納施設など）、原子炉およびプラントの計装・制御システム、ならびに保護系システムなどの機能が加わっている。以上に挙げた構成機器の他に、熱利用系システムとして改質器、還元ガス加熱器、超高温蒸気発生器システムならびにガス・タービン発電システムなどの試験が計画されているが、その諸元が不明であり、かつ第1次概念設計の設計対象外となっているため、今回の解析対象範囲からは除かれている。なお、本解析の対象となった実験炉システムの系統概念は文献(2)に詳述されているので参照されたい。

原子炉の運転ならびにプラント保護の観点からの多目的高温ガス実験炉の特性を以下に概説する。

(1) 原子炉の反応度制御システム

通常の制御システムとして19対の制御棒システム、ならびに制御棒システムの異常に対処する原子炉後備停止系が設置される。制御棒対は制御棒1本ずつを独立に駆動することが可能であり、その速度は2~10 mm/secである。安全性への対処として、制御棒を複数本同時に引き抜く“グループ引き抜き”は原則として許されない。一方、原子炉後備停止系はボロン・カーボン球の落下挿入の形式であり、19台設置され、手動で作動されるシステムとする。

(2) 1次系ならびに中間ループ系冷却材流量

ヘリウム循環機の回転数制御により、定格流量の10~110%をとりうる。ただし、出力運転状態（2.2.1参照）に於いて、1次系冷却材流量は定格流量の70%以上とする。1次系ならびに中間ループ系とも流量調節は10%単位で変更し得るシステムとする。

(3) 1次系ならびに中間ループ系冷却材インベントリ

冷却材インベントリの連続制御を原則として行わない。ただし、起動・停止ならびに事故後の対策シーケンスなどに於けるシーケンス制御による調節を可能とする。

触れる。

なお、本報告書は多目的高温ガス実験炉第1次概念設計の一部として行われた安全解析作業の保護系機能評価に関して得られた成果の報告である。

2. 前提とした事項

本解析は、多目的高温ガス実験炉第1次概念設計⁽²⁾に基づき行われたものであり、以下に述べるプラントシステムの範囲ならびに諸条件を前提としている。

2.1 解析対象プラント

2.1.1 システム構成

第1次概念設計に於ける実験炉システムの概念は、原子炉本体、2重配管系を含む1次系配管(対称に2ループ)、1次系ヘリウム循環機、中間熱交換器、2重配管系を含む中間ループ系(2次系)配管、中間ループ系ヘリウム循環機、蒸気発生器およびその補助システム類、1次冷却系のそれぞれに併設される補助ヘリウム循環機および補助冷却器、ヘリウム純化系およびヘリウム補給系、ならびに各種の冷却水系などを主要機器とする。さらに工学的安全施設(後備冷却系、原子炉格納施設など)、原子炉およびプラントの計装・制御システム、ならびに保護系システムなどの機能が加わっている。以上に挙げた構成機器の他に、熱利用系システムとして改質器、還元ガス加熱器、超高温蒸気発生器システムならびにガス・タービン発電システムなどの試験が計画されているが、その諸元が不明であり、かつ第1次概念設計の設計対象外となっているため、今回の解析対象範囲からは除かれている。なお、本解析の対象となった実験炉システムの系統概念は文献(2)に詳述されているので参照されたい。

原子炉の運転ならびにプラント保護の観点からの多目的高温ガス実験炉の特性を以下に概説する。

(1) 原子炉の反応度制御システム

通常の制御システムとして19対の制御棒システム、ならびに制御棒システムの異常に対処する原子炉後備停止系が設置される。制御棒対は制御棒1本ずつを独立に駆動することが可能であり、その速度は2~10 mm/secである。安全性への対処として、制御棒を複数本同時に引き抜く“グループ引き抜き”は原則として許されない。一方、原子炉後備停止系はボロン・カーボン球の落下挿入の形式であり、19台設置され、手動で作動されるシステムとする。

(2) 1次系ならびに中間ループ系冷却材流量

ヘリウム循環機の回転数制御により、定格流量の10~110%をとりうる。ただし、出力運転状態(2.2.1参照)に於いて、1次系冷却材流量は定格流量の70%以上とする。1次系ならびに中間ループ系とも流量調節は10%単位で変更し得るシステムとする。

(3) 1次系ならびに中間ループ系冷却材インベントリ

冷却材インベントリの連続制御を原則として行わない。ただし、起動・停止ならびに事故後の対策シーケンスなどに於けるシーケンス制御による調節を可能とする。

(4) 蒸気発生器の水／蒸気系

再循環水流量を常に定格流量とし、出力運転状態では蒸気圧力一定 ($31 \text{ kg/cm}^2 \text{ a}$) になるように給水流量ならびに蒸気流量を制御するシステムとする。原子炉プラントの起動時間短縮を目指し水／蒸気系に補助ボイラの設置を考慮することができることとする。

(5) 補助冷却系

通常の運転状態において、1次系冷却材流量の約1.5%が常に補助冷却系にバイパスしてエネルギー収支が維持されている。

2.1.2 プラント制御系の概念

本実験炉の制御系は、温度制御に重点を置いた原子炉主体制御方式であり Fig. 2.1.1 に示すように、いくつかの局所的な制御系によって構成されている。以下に各制御系の機能の概略を述べる。

(1) 原子炉出力制御系

原子炉出口ガス温度を原子炉の出力に対応した値に制御するための制御系で、設定値と測定値との誤差信号で制御棒を操作する。応答を改善するため中性子束信号を併用する。

(2) 原子炉入口ガス温度制御系

原子炉入口ガス温度を負荷変化にかかわらず、一定に保つための制御系で、操作量は2次ヘリウム流量である。

(3) 蒸気圧力制御系

蒸気流量弁を操作し、ドラム蒸気圧力を所定の値に維持する。

(4) ドラムレベル制御系

給水流量制御弁を操作し、ドラムレベルを所定の値に維持する。

2.2 安全保護系に係わる設定事項

2.2.1 原子炉運転状態分類

原子炉出力ならびに冷却状態により下記のように分類した。

(1) 燃料取替停止状態

原子炉が $3\% \Delta K/K$ 以上未臨界で、1次冷却材の炉容器入口温度が 70°C 近傍で、圧力が大気圧近傍の状態である。

(2) 低温停止状態

原子炉が $1\% \Delta K/K$ 以上未臨界で、1次冷却材の炉容器入口温度が 70°C 以上 280°C 以下の加圧状態である。

(3) 低温臨界状態

臨界近傍もこの状態に含め、 $K_{\text{eff}} = 0.99 \sim 1.0$ で、1次冷却材の炉容器入口温度が 280°C 以下で、炉心出力が 1 MW 以下の状態である。

(4) 高温低止状態

原子炉が $1\% \Delta K/K$ 以上未臨界で、1次冷却材の炉容器入口温度が 280°C 以上 395°C 以下の加圧状態である。

(5) 高温臨界状態

臨界近接もこの状態に含め、 $K_{eff} = 0.99 \sim 1.0$ で、1次冷却材の炉容器入口温度が280℃以上300℃以下で、炉心出力が1MW以下の状態である。

(6) 低出力運転状態

原子炉が臨界状態で、1次冷却材の炉容器入口温度が300℃以上395℃以下で、炉心出力が1MW以上15MW以下の状態である。

(7) 中間出力運転状態

原子炉が臨界状態で、1次冷却材の炉容器入口温度が395℃で、炉心出力が15MW以上37.5MW以下の状態である。

(8) 定格出力運転状態

定格出力近傍の運転状態もこの状態に含め、炉心出力が37.5MW以上50MW以下の状態である。

以上の各々の運転状態における冷却系、監視信号などをTable 2.21に示す。

2.2.2 事象分類(保護系設計用)

本実験炉プラントの安全保護系の設計は、前述のANSI-N18.8の内容に準拠した設計手法に立脚し、本系的にすすめる。本実験炉プラントの起因事象の洗い出しならびに設計基準事象の選定は、“基本概念設計”⁽³⁾ならびに“第1次概念設計”⁽²⁾に於けるシステム安全設計のなかで行われプラント状態分類としてまとめられている。したがって、保護系設計に用いる事象分類(定義Table 2.22に示す)もそれ等の成果に基づいて作成された。ANSI-N18.8に基づけば、この分類には1)自然現象、2)社会・環境現象、3)運転員誤操作、4)機器故障などが考慮されるべきであるが、1)については不明な内容が多く、今回の事象分類には考慮されていない。

第1次概念設計に基づく多目的実験炉プラントの保護系設計用の事象分類(第1次設定)をTable 2.23に示す。ただし、本表にはカテゴリーE;通常事象に関する記述は省略されている。

保護系設計という観点に立つと、各々の事象に対して全プラント運転状態で保護系の機能評価が行われるべきであるが、解析作業を軽減し分析を容易にするためにプラント運転状態を3つの状態;燃料交換~低温停止状態、低温臨界~低出力運転状態、ならびに部分負荷運転~定格出力運転状態に区分し、それぞれの分類で最も厳しい状態での事象を解析・評価することとした。したがって、各々の事象を評価する場合には、出力、温度および圧力などを安全側に見積った状態に対応させれば、保守的な評価結果を得ることが可能であり、保護系機能を評価するに必要な状態を網羅できる。

なお、Table 2.23の保護シーケンスについては後の2.2.4にて示す。

2.2.3 原子炉プラントの保護と制限値

原子炉プラントの安全を保証するには、原子炉プラントの設計条件と運転との対応がとられていなければならない。したがって、保護系の機能評価にあたり、原子炉プラント保護のための各種の制限値および設定値と機器設計条件との関係を既存の基準^{*}に基づいてTable 2.24に

(4)
* JAERI-M 6396, ASME Section III, ANSI-N18.2, ANSI-N213など。

示したように設定した。この関係に基づいて、保護系の機能評価のための基準が策定された。この内容を Table 2.25 および Fig. 2.21 に示す。これ等の制限値を利用するにあたっては、具体的な測定値が直接的に関係するのではなく、測定誤差ならびに検出器の応答遅れなどの影響を補正した値に対する制限値であることに注意しなければならない。以下に各種制限値の定義を示す。

(1) 設計安全限界 (Design Safety Limit)

この限界値は安全上の観点から選ばれた設計変数に対して課せられる制限値であり、事象分類 (2.2.2 参照) II, III ならびに IV について適用される。設計変数は必ずしも測定される変数でなくともよい。この変数の選定および安全限界の設定にあたっては、その変数が設計安全限界以下にあるかぎり、最許容結果を越えない値でなければならない。

(2) プロセス安全限界 (Process Safety Limit)

プロセス安全限界は事象分類 II について適用され、測定・表示されるプロセス変数に課せられる制限値である。

(3) 運転限界 (Normal Operating Value)

通常の運転状態 (事象分類 I) に適用すべき限界値とし、この値を越えた場合は、アラーム、セツバックなどの運転上の対策を喚起する。

原子炉プラントの保護系ならびに事故後対策シーケンスは、事故の程度により定められたこれ等の限界値を満すために各種の保護信号により機能を始める。主要な原子炉トリップレベルの一覧を Table 2.26 に示す。

なお、Table 2.25 および Fig. 2.21 に示した運転限界値、プロセス安全限界値、ならびに設計安全限界値などの具体的な数値は後の第 3 章ならびに第 4 章における平常時ならびに事故状態での評価で引用する。

2.2.4 保護シーケンス

事象分類 II ~ IV の事象に対して、原子炉ならびにプラントを保護するための事故後対策シーケンス (保護シーケンス) を策定した。

(1) 保護シーケンスの策定

保護シーケンスの策定に際しては、原則的に次の事項に従った。

- 1) オペレータのシーケンス選択を容易にするため、シーケンスの種類を少なくする。
- 2) オペレータの誤操作を防ぐため、シーケンスの内容は可能な限り簡素化する。
- 3) シーケンスの選択ならびに操作には、可能な限り時間的余裕をもたせる。

以上の原則を考慮し、本実験炉の安全解析ならびに多目的高温ガス実験炉第 1 次概念設計の結果から、Fig. 2.22 に示す保護シーケンスを策定した。

(2) 保護シーケンス

1) シーケンス A

本シーケンスは、反応度挿入事故のように、全系統の冷却材ならびに強制循環機能が確保されてる場合に適用される。

原子炉トリップ後、10分間は事故発生前の状態を維持し、10分後に全冷却材流量をコースト・ダウンして、補助冷却系への炉心冷却の移行を図る。

2) シーケンス B

本シーケンスは、流量喪失事故のように冷却材の強制循環機能が失なわれる場合に適用される。その内容は、故障側ループの冷却材流量を故障側のプラント保護のために原子炉トリップ後直ちにコスト・ダウンし、健全側ループによる炉心冷却を5分間確保した後健全側ループの流量をコスト・ダウンして補助冷却系への炉心冷却の移行を図るものである。

3) シーケンス C

本シーケンスは、冷却材喪失による減圧事故等のように、冷却材の強制循環による炉心の冷却を機待しにくいと考えられる場合に適用される。原子炉トリップ後、直ちに格納容器の隔離ならびに各系統の循環機をトリップし、炉心冷却を後備冷却系ならびに残存冷却材による補助冷却系へ移行を図る。

4) シーケンス D

本シーケンスは、部外電源喪失等により、各系統の冷却材の強制循環機能が失なわれ、限られた電源による冷却材の強制循環機能が残された場合に適用される。原子炉トリップ後、直ちに補助電源への切換えを行い、補助冷却系ならびに後備冷却系への炉心冷却の移行を図る。

5) シーケンス E

原子炉停止状態にて崩壊熱除去を行っている補助冷却系の機能を喪失した場合の対策である。長期冷却状態に於いて補助冷却系の2系統の機能喪失が発生した場合、主冷却系の再起動を第一義的方法とする。しかし、冷却が十分に済んだ状態で、炉心温度の上昇が低く、たとえ逆流が発生しても炉心上部の圧力容器温度が280℃を上回らなければ対策を保留することも可能とする。

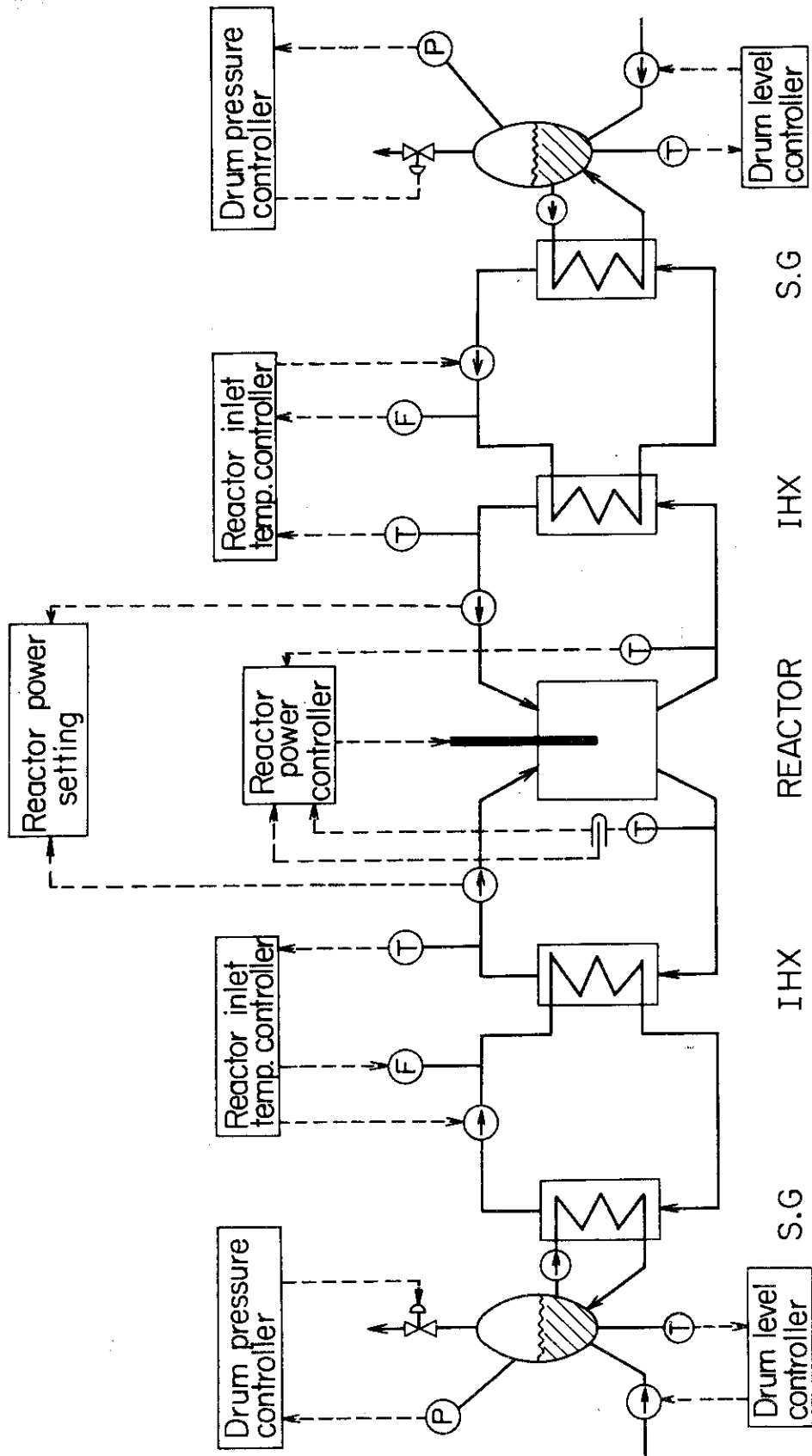


Fig. 2.1.1.1 Plant control system

Table 2.2.1 Conditions of Reactor Operation

Operation Events	Power Range	Primary Helium Temp.		Primary Helium Pressure	Primary Helium Flow Rate	Primary system		Signals For OPS*	Remarks
		Reactor Inlet	Reactor Outlet			Circulator	Heat Ex.		
Refuelling	0 %	70°C	70-185°C	1 ata	10 %	Main	Aux	Neutron (Start-up Range) (under 10 cps)	
Cold Shutdown	0 %	70-280°C		21 ata	10 %	Aux	Aux	Neutron (Start-up Range)	RWP** of group rod in center and first ring
Cold Critical Condition	0-2 %	70-280°C		21-38 ata	10-70 %	Main	Main	Neutron (Start-up Range, Power Range)	# (RWP is un-locked over 10 cps)
Hot Shutdown	0 %	280-395°C		21-40 ata	10-100%	Main	Main	Neutron (Start-up Range, Middle Power Range)	#
Hot Critical Condition	0-2 %	280-300°C		21-38 ata	10-70 %	Main	Main	Neutron (Start-up Range, Middle Power Range)	#
Low Power Operation	2-30 %	300-395°C		38-39 ata	70-100%	Main	Main	Neutron (Middle Power Range, Power Range, Safety System) Reactor Outlet Temp.	#
Partial Power Operation	30-75 %	395°C	560-840°C	39-41 ata	100%	Main	Main	Neutron (Middle Power Range, Power Range, Safety System) Reactor Outlet Temp.	#
Normal Power Operation	75-100%	395°C	840-1000°C	41 ata	100%	Main	Main	Neutron (Power Range Safety System) Reactor Outlet Temp.	#

*; Operational Protection System, **; Rod Withdrawal Prohibit

Table 2.2.2 Category of Event

Category of Event	Definition	Expected Frequency of Occurrence	Limiting Safety Consequences	Remarks
I Normal Event	Planned or deliberate events during normal operations	Occurring at regular intervals or frequent times during the life of one plant	<p>(1) All process variables remain within their operational limits.</p> <p>(2) The actual release of radioactive material to the environs is within limits*1 for normal operation.</p> <p>(3) Fuel is not expected to fail as a direct result of planned events (however, random fuel defects may release fission products to the reactor coolant)</p> <p>(4) Stresses in the reactor coolant and containment barriers are within those planned and allowed for normal operation by industry codes*2.</p>	<p>*1 ALAP (As low as Practicable)</p> <p>*2 Ex. ASME SEC. III Condition I</p>
II Expected Event	Unplanned events during normal operation or special planned or deliberate events during abnormal operating conditions	Expected to occur at least once during the life of one plant	<p>(1) All equipment are within their limiting conditions for operation*3. (all process variables <process safety limits, all design variables <design safety limits)</p> <p>(2) The actual release of radioactive material to the environs is within limits for normal operation.</p> <p>(3) Fuel is not expected to fail as a direct result of the anticipated transients caused by the events.</p> <p>(4) Stresses in the reactor coolant and containment barriers are within those allowed for transient by industry codes*4.</p>	<p>*3 Limiting Condition for Operation</p> <p>*4 Ex. ASME SEC. III C-II</p>

Table 2.2.2 Category of Event (continued)

Category of Event	Definition	Expected Frequency of Occurrence	Limiting Safety Consequences	Remarks
<p>III Postulated Events</p>	<p>Unplanned Events</p>	<p>Postulated to occur once during the life of several plants</p>	<p>(1) The actual release of radioactive material is not sufficient to interrupt or restrict public use of those area beyond the exclusion radius. (2) The core geometry is such as to allow core cooling sufficient to maintain appropriate design variables within their design safety limits. (3) There is a sufficient number of operational safety systems, together with their auxiliary supporting system, to provide adequate heat transfer from the core to the ultimate heat sink for the time period they are required to maintain their appropriate design variables within their design safety limits. (4) Stresses in the reactor coolant and containment barriers are within those allowed for such events by industry codes*5.</p>	<p>*5 ASME SEC.III Condition III</p>
<p>IV Limiting Postulated Events</p>	<p>Arbitrary combinations of unplanned events and degraded systems</p>	<p>Postulated to occur but never expected to occur during the life of any plant</p>	<p>(1) The actual release of radioactive material is within guideline limits*6. (2) Same item to III (2) (3) Same item to III (3) (4) Stresses in the reactor coolant and containment barriers are within those allowed for such events by industry codes*7.</p>	<p>*6 Maximum Credible Accident (10CFR PART 100 ; U.S.) *7 ASME SEC.III Condition IV</p>

Table 2.2.3 Classification of events for the protection system design

(Sheet 1 of 11) 1. Rod withdrawal accidents

Category of events	Items	Plant operation condition	Protection signals	Protection sequence	Remarks
II	(1) One rod withdrawal up to the interlock level	Refueling condi. ~ Cold-shutdown	Neutron flux($1.2 \times 10^{-3}\%$)	-	See 4.1.1(1) & 4.1.3(1)
		Cold-critical ~ Low power opera.	Neutron flux($1.2 \times 10^{-3}\%$) or ($1.2 \times 30\%$)	A	
		Partial power operation ~ Rated power operation	Neutron flux($1.2 \times 100\%$) Reactor outlet gas temperature ($+30^\circ\text{C}$)	A	
		Refueling condi. ~ Cold-shutdown	Neutron flux($1.2 \times 10^{-3}\%$)	-	
III	(1) Inadvertent loading of a fuel element into an improper position (2) One pair rod withdrawal up to top level continuously (3) Stuck control rod (4) Control rod programming error	Refueling condi. ~ Cold-shutdown	Neutron flux($1.2 \times 10^{-3}\%$)	-	See 1.1(2) & 4.1.3(2)
		Cold-critical ~ Low power opera.	Neutron flux($1.2 \times 10^{-3}\%$) or ($1.2 \times 30\%$)	A	
		Partial power operation ~ Rated power operation	Neutron flux($1.2 \times 100\%$) Reactor outlet gas temperature ($+30^\circ\text{C}$)	A	
		Refueling condi. ~ Cold-shutdown	Neutron flux($1.2 \times 10^{-3}\%$)	-	
IV	(1) Break of one control rod (2) One pair rod ejection from core (3) One fuel element block fall into critical core	Refueling condi. ~ Cold-shutdown	Neutron flux($1.2 \times 10^{-3}\%$)	-	See 4.1.1(3) & 4.1.3(2)
		Cold-critical ~ Low power opera.	Neutron flux($1.2 \times 10^{-3}\%$) or ($1.2 \times 30\%$)	A	
		Partial power operation ~ Rated power operation	Neutron flux($1.2 \times 100\%$) Reactor outlet gas temperature ($+30^\circ\text{C}$)	A	

Table 2.2.3 Classification of events for the protection system design

(Sheet 2) 2. Abnormal circulation in primary cooling loop

Category of events	Items	Plant operation condition	Protection signals	Protection sequence	Remarks
II	(1) Trip of a primary coolant circulator	Refueling condi. ~ Cold-shutdown	Circulator frequency Coolant flow rate	E	See 4.2.1(1) & 4.2.3(1)
	(2) Inadvertent run-up of a primary coolant circulator	Cold-critical ~ Low power opera.	"	B	
	(3) Miss operation or malfunction of the helium valve in a primary loop	Partial power operation ~ Rated power operation	Circulator frequency Coolant flow rate Reactor outlet gas temp.	B	
III	(1) Stuck circulator in a primary loop	Refueling condi. ~ Cold-shutdown	Circulator frequency Coolant flow rate	E	See 4.2.1(2) & 4.2.3(2)
	(2) Failure of the helium valve in a primary loop to close following circulator trip	Cold-critical ~ Low power opera.	"	B	
	(3) Temporary shut-off of two loop simultaneously	Partial power operation ~ Rated power operation	Circulator frequency Coolant flow rate Reactor outlet gas temp.	B	
IV	(1) Trip of two primary coolant circulator simultaneously	Refueling condi. ~ Cold-shutdown	Circulator frequency Coolant flow rate Reactor outlet gas temp.	E	See 4.2.1(3) & 4.2.3(3)
	(2) Shut-off of one loop for long period	Cold-critical ~ Low power opera.	"	B	
	(3) Temporary shut-off of two loop simultaneously	Partial power operation ~ Rated power operation	Circulator frequency Coolant flow rate Reactor outlet gas temp.	B	

Table 2.2.3 Classification of events for the protection system design

(Sheet 3) 3. Primary coolant system leak

Category of events	Items	Plant operation condition	Protection signals	Protection sequence	Remarks
II	(1) Primary coolant system leak such that pressure can be maintained but which requires plant shutdown for repair	Refueling condi. ~ Cold-shutdown	Primary coolant helium charging rate. Radioactive level in compartment.	E	See 4.3.1(1) & 4.3.3(1)
		Cold-critical ~ Low power opera.	"	B	
		Partial power operation ~ Rated power operation	"	B	
III	(1) Primary coolant system leak which requires reactor shutdown such as from a small in a large pipe such that normal pressure cannot be maintained (2) Inadvertent open of safety valve	Refueling condi. ~ Cold-shutdown	Primary coolant press. Coolant flow rate Radioactive level in compartment	E	See 4.3.1(2) & 4.3.3(2)
		Cold-critical ~ Low power opera.	"	C	
		Partial power operation ~ Rated power operation	"	C	
IV	(1) Primary coolant system pipe rupture up to and including double-ended rupture of the largest pipe and the stand-pipe of reactor vessel (2) Break of closure in the stand pipe	Refueling condi. ~ Cold-shutdown	Primary coolant press. Coolant flow rate Radioactive level Pressure in compartment	E	See 4.3.1(3) & 4.3.3(3)
		Cold-critical ~ Low power opera.	"	C	
		Partial power operation ~ Rated power operation	"	C	

Table 2.2.3 Classification of events for the protection system design
(Sheet 4) 4. Channel blockade in core

Category of events	Items	Plant operation condition	Protection signals	Protection sequence	Remarks
II	(1) Setting miss or malfunction of an orifice device (2) Partial blockade (-10%) of all fuel element block	Refuelling condi.	-	-	See 4.4.1(1) & 4.4.3(1)
		Cold-shutdown	-	A	
		Cold-critical ~ Low power opera.	-	A	
		Partial power operation ~ Rated power operation	Core region-wise outlet gas temperature* FFDL*	A	
III	(1) Blockade of a fuel element in each region (2) Partial blockade (-50%) of fuel elements in a refuel-region	Refuelling condi.	-	-	See 4.4.1(2) & 4.4.3(2)
		Cold-shutdown	-	-	
		Cold-critical ~ Low power opera.	-	-	
		Partial power operation ~ Rated power operation	Core region-wise outlet gas temperature* FFDL*	A	

* The signal doesn't connect with the protection system, but it will be connect if necessary in safety features.

Table 2.2.3 Classification of events for the protection system design
(Sheet 5) 5. Short of coolant flow circuit in primary loop

Category of events	Items	Plant operation condition	Protection signals	Protection sequence	Remarks
II	(1) Coolant flow circuit short such that core coolant flow can be maintained but which requires plant shutdown for repair	Refueling condi.	-	-	See 4.5.1(1) & 4.5.3(1)
		Cold-shutdown	Coolant flow rate Reactor inlet temperature	A	
		Cold-critical		A	
III	(1) Crack or rupture of the concentric-double inner tube requiring reactor shutdown (2) Break of inner bodies in IHX**, ACS*3, and gas circulator (3) Break of the flow seal in high-temperature plenum under core	Low power opera.	"	A	See 4.5.1(2) & 4.5.3(2)-
		Partial power operation ~ Rated power operation			
		Refueling condi.	Coolant flow rate	-	
		Cold-shutdown			
		Cold-critical	Reactor outlet gas temp. Coolant flow rate Core outlet gas temp.	A	
		Low power opera.			
Partial power operation ~ Rated power operation	"	A			

**; Intermediate Heat Exchanger, *3; Auxiliary Cooling System

Table 2.2.3 Classification of events for the protection system design
(Sheet 6) 6. Break of intermediate boundary

Category of events	Items	Plant operation condition	Protection signals	Protection sequence	Remarks
II	(1) Heat transfer tube leak, such as in steam generator, IHX, and AHX, such that coolant pressure can be maintained but which requires plant shutdown for repair	Refueling condi. ~ Cold-shutdown Cold-critical ~ Low power opera. Partial power operation ~ Rated power operation	Coolant pressure*5 Moisture level " " Coolant pressure*5 Moisture level " "	E Normal shutdown " "	See 4.6.1(1) & 4.6.2
III	(1) Break of some heat transfer tubes such as in steam generator, IHX, or AHX, which requires immediate orderly reactor shutdown	Refueling condi. ~ Cold-shutdown Cold-critical ~ Low power opera. Partial power operation ~ Rated power operation	Coolant pressure*5 Moisture level " "	E Normal shutdown "	See 4.6.1(2) & 4.6.2

*5; Including the pressure difference between primary and secondary side pressure in intermediate heat exchanger.

Table 2.2.3 Classification of events for the protection system design
(Sheet 7) 7. Abnormal circulation in intermediate (secondary) loop

Category of events	Items	Plant operation condition	Protection signals	Protection sequence	Remarks
II	(1) Trip of a coolant circulator (2) Inadvertent run-up of a circulator (3) Miss operation or malfunction of the helium valve in secondary loop	Refueling condi.	-	-	See 4.7.1(1) & 4.7.3
		Cold-shutdown	Circulator frequency Coolant flow rate Secondary outlet temp. in IHX	B	
		Cold-critical Low power opera.	"	B	
III	(1) Stuck circulator in a secondary loop (2) Failure of the helium valve in a secondary loop to close following circulator trip	Partial power operation ~ Rated power operation	"	B	See 4.7.1(2) & 4.7.3
		Refueling condi.	-	-	
		Cold-shutdown Cold-critical Low power opera.	Circulator frequency Coolant flow rate Secondary outlet temp. in IHX	B	
IV	(1) Trip of two circulator simultaneously (2) Temporary shut-off of two loop simultaneously	Partial power operation ~ Rated power operation	"	B	See 4.7.1(3) & 4.7.3
		Refueling condi.	-	-	
		Cold-shutdown Cold-critical Low power opera.	Circulator frequency Coolant flow rate Secondary outlet temp. in IHX	B	
		Partial power operation ~ Rated power operation	"	B	

Table 2.2.3 Classification of events for the protection system design
(Sheet 8) 8. Intermediate (secondary) coolant system leak

Category of events	Items	Plant operation condition	Protection signals	Protection sequence	Remarks
II	(1) Secondary coolant system leak such that coolant pressure can be maintained but which requires plant shutdown for repair	Refueling condi.	-	-	See 4.8.1(1) & 4.8.3(1)
		Cold-shutdown	Secondary coolant press. Coolant flow rate	B	
		Cold-critical	"	B	
III	(1) Secondary coolant system leak which requires reactor shutdown such as from a small pipe rupture or a crack in a large pipe such that normal coolant maintained	Low power opera.	"	B	See 4.8.1(2) & 4.8.3(1)
		Partial power operation	"	B	
		Rated power operation	"	B	
		Refueling condi.	-	-	
		Cold-shutdown	Secondary coolant press. Coolant flow rate	C	
IV	(2) Inadvertent open of safety valve in secondary loop	Low power opera.	"	C	See 4.8.1(3) & 4.8.3(2)
		Partial power operation	"	C	
		Rated power operation	"	C	
		Refueling condi.	-	-	
		Cold-shutdown	Secondary coolant pressure Coolant flow rate	C	
IV	(1) Secondary coolant system pipe rupture up to and including double-ended rupture of the largest pipe	Cold-critical	Secondary coolant pressure Coolant flow rate	C	See 4.8.1(3) & 4.8.3(2)
		Low power opera.	"	C	
		Partial power operation	"	C	

Table 2.2.3 Classification of events for the protection system design
(Sheet 9) 9. Loss of cooling function in main cooler

Category of events	Items	Plant operation condition	Protection signals	Protection sequence	Remarks
II	(1) Inadvertent reduction of feed water flow	Refueling condi.	-	-	See 4.9.1 & 4.9.3
	(2) Feedwater flow control system failure	Cold-shutdown	Steam pressure Drum water level SG outlet helium temp.	B	
	(3) Throttle pressure controller failure	Cold-critical Low power opera.	"	B	
	(4) Steam generator tube leaks which require steam generator isolation	Partial power operation Rated power operation			
	(5) Inadvertent reduction of circulation water flow in steam generator				
III	(1) Total loss of feedwater flow	Refueling condi.	-	-	See 4.9.1 & 4.9.3
	(2) Steam generator tube leaks which requires SG isolation and water dump	Cold-shutdown Cold-critical Low power opera.	Steam pressure Drum water level SG outlet helium temp.	B	
	(3) Water/steam system pipe rupture	Partial power operation Rated power operation	"	B	

Table 2.2.3 Classification of events for the protection system design
 (Sheet 10) 10. Loss of off-site electric power

Category of events	Items	Plant operation condition	Protection signals	Protection sequence	Remarks
II	(1) Total loss of off-site a-c electric power	Refueling condi.	A-c voltage	D	See 4.10.1 & 4.10.3
		Cold-shutdown	Coolant flow rate		
		Cold-critical	"	"	
		Low power opera.	"	"	
		Partial power operation Rated power operation			

Table 2.2.3 Classification of events for the protection system design
(Sheet II) 11. Loss of auxiliary cooling system flow

Category of events	Items	Plant operation condition	Protection signals	Protection sequence	Remarks
II	(1) Trip of a pump in the auxiliary cooling system (2) Miss operation or malfunction of the cooling water valve	Refueling condi.	Coolant water flow*	E	See 4.2.1 & 4.2.3
		Cold-shutdown	-	-	
		Cold-critical	-	-	
		Low power opera.	-	-	
III	(1) Stuck pump in a auxiliary cooling loop (2) Circulation loss in two auxiliary cooling loop	Partial power operation Rated power operation	-	-	See 4.3.1 & 4.3.3
		Refueling condi.	Coolant flow (water loop)*	E	
		Cold-shutdown	-	-	
		Cold-critical	-	-	
		Low power opera.	-	-	
		Partial power operation Rated power operation	-	-	

Table 2.2.4 A correlation of limit levles between plant protection system settings and plant component design conditions

Plant protection system settings	Component design conditions
Design safety limit	— Design value x (1.5)*
Process safety limit	— Maximum credible value = Design value x (1.03)*
Limiting safety system setting	— Design value = N.W.V x (1.1)
Actual safety system setpoint	—
Alarm and prudent operational limit	—
Normal operating value	— Normal working value (N.W.V)

* A sample value

Table 2.2.5 Limiting values of key variables used for evaluating the protection functions
(Sheet 1 of 5) of VHTR plant (settings in the first conceptual design stage)

Variables	Normal working value	Error in measurement or in estimation	Time delay or time constant(T) to detect	Normal operation value	Process safety limit	Design safety limit	Design value expected
(1) Fuel particle coating temperature and core volume fraction		5% for temperature and 20% for volume fraction	-	Normal; 1350°C max. and compact volume above 1550°C to be under 0.1%	Compact volume above 1550°C to be under 1% and peak temperature to be under 3000 °C	Compact volume above 1550°C to be under 30% and peak temperature to be under 3000 °C	Compact volume above 1550°C to be under 0.1%
(2) Control rod cladding and spine temperature	750°C	5%	-	800°C	870°C for transient exposure of long duration and 1100°C for transient of short duration (1hr)	2800°C for absorber including boron ball	850°C
(3) Core barrel temperature	410°C	1% 2%	T=30sec "	425°C 430°C	445°C 450°C	600°C "	440°C 445°C
(4) Temperature of pressure vessel	400°C	1% 2%	T=30sec "	415°C 420°C	435°C 440°C	600°C "	430°C 435°C
(5) Pressure of coolant in reactor vessel	41.8ata	1%	2sec	42.9ata	43.3ata	70.0ata	46.0ata
(6) Temperature of coolant at reactor inlet	395°C	1% 2%	T=30sec "	410°C 415°C	425°C 430°C	600°C allowable for 1 hr	420°C 425°C
(7) Temperature of coolant at reactor outlet	1000°C	1% 2% 3%	T=1min " "	1020°C 1030°C 1040°C	1045°C 1055°C 1065°C	1090°C allowable for 1 hr	1030°C 1040°C 1050°C

Table 2.2.5
(Sheet 2)

Variables	Normal working value	Error in measurement or in estimation	Time delay or time constant (T) to detect	Normal operation value	Process safety limit	Design safety limit	Design value expected
(8) Maximum pressure of coolant in piping system of primary cooling loop	42.1ata	1%	2sec	43.2ata	43.7ata	69.5ata	46.3ata
(9) Temperature of coolant at IHX inlet in primary loop	988°C	1% 2% 3%	T=1min " "	1008°C 1018°C 1028°C	1033°C 1043°C 1053°C	1078°C allowable for 1 hr	1018°C 1028°C 1038°C
(10) Temperature of coolant at IHX outlet in primary loop	374°C	1% 2%	T=30sec "	389°C 394°C	404°C 409°C	600°C allowable for 1 hr	400°C 405°C
(11) Temperature of coolant at IHX inlet in intermediate loop	300°C	1% 2%	T=30sec	325°C 330°C	340°C 345°C	600°C allowable for 1 hr	335°C 340°C
(12) Temperature of coolant at IHX outlet in intermediate loop	930°C	1% 2% 3%	T=1min	950°C 960°C 970°C	975°C(995) 985°C(1005) 995°C(1015)	1040°C allowable for 1 hr	960°C 970°C 980°C
(13) Pressure of coolant at IHX inlet in primary loop	40.8ata	1%	2sec	42.8ata* 38.8ata*	46.2ata	67.4ata	44.9ata
(14) Pressure of coolant at IHX outlet in intermediate loop	44.0ata	1%	2sec	46.2ata* 41.8ata*	50.0ata	72.6ata	48.4ata
(15) Pressure of coolant at IHX outlet in primary loop	40.7ata	1%	2sec	<42.7ata* >38.7ata*	46.1ata	67.2ata	44.8ata
(16) Pressure of coolant at IHX inlet in intermediate loop	44.2ata	1%	2sec	<46.4ata* >42.0ata*	50.1ata	73.1ata	48.7ata

* The value is at rated power operation, and the details is shown in Fig. 2.2.1

Table 2.2.5
(Sheet 3)

Variables	Normal working value	Error in measurement or in estimation	Time delay or time constant(T) to detect	Normal operation value	Process safety limit	Design safety limit	Design value expected
(17) Minimum pressure difference between primary and secondary loop in IHX (including at IHX inlet in primary loop and at outlet in intermediate loop)	~3.2at	5%	2sec	<4.1at >1.0at	<4.6at >0.0at	6.75at for transient pressure difference of long duration, and 42.0at for allowable for 6 hr	4.5at
(18) Maximum pressure difference between primary and secondary loop in IHX (including at IHX outlet in primary loop and at inlet in intermediate loop)	~3.5at	5%	2sec	<4.3at >1.3at	<4.6at >0.0at	"	4.5at
(19) Temperature of coolant at circulator outlet in primary loop	385°C	1% 2%	T=30sec "	400°C 405°C	415°C 420°C	600°C allowable for 1 hr	410°C 415°C
(20) Temperature of coolant at circulator outlet in primary loop	910°C	1% 2% 3%	T=1min " "	930°C 940°C 950°C	955°C 965°C 975°C	1020°C allowable for 1 hr	940°C 950°C 960°C
(21) Temperature of coolant at circulator outlet in primary loop	267°C	1% 2%	T=30sec " "	292°C 297°C	307°C 312°C	600°C allowable for 1 hr	302°C 307°C

Table 2.2.5
(Sheet 4)

Variables	Normal working value	Error in measurement or in estimation	Time delay or time constant(T) to detect	Normal operation value	Process safety limit	Design safety limit	Design value expected
(22) Temperature of coolant at circulator outlet in intermediate loop	280°C	1% 2%	T=30sec "	305°C 310°C	320°C 325°C	600°C allowable for 1 hr	315°C 320°C
(23) Pressure of coolant at SG inlet in intermediate loop	42.7ata	1%	2sec	44.2ata	44.9ata	70.5ata	47.0ata
(24) Pressure of coolant at SG outlet in intermediate loop	42.5ata	1%	2sec	44.0ata	44.7ata	70.5ata	46.8ata
(25) Pressure of steam/water in drum of SG	30.0ata	1%	2sec	35ata 25ata	40.0ata 20.0ata	55.5ata	37.0ata
(26) Temperature of coolant helium at auxiliary-cooler inlet	990°C	1% 2% 3%	T=1min " "	1010°C 1020°C 1040°C	1035°C 1045°C 1055°C	1080°C allowable for 1 hr	1020°C 1030°C 1040°C
(27) Temperature of coolant helium at auxiliary-cooler outlet	220°C	1% 2%	T=30sec "	390°C 395°C	405°C 410°C	600°C allowable for 1 hr	400°C 405°C
(28) Humidity of coolant helium in primary loop	0.2vpm	50%	30sec	1.0vpm	6.0vpm	-	5.0vpm
(29) Concentration of H ₂ in primary cooling system	2.0vpm	50%	30sec	4.0vpm	6.0vpm	-	6.0vpm
(30) Humidity of coolant helium in intermediate loop	1.0vpm	50%	30sec	2.5vpm	3.0vpm	-	3.0vpm
(31) Concentration of H ₂ in intermediate cooling system	10.0vpm	50%	30sec	25.0vpm	50.0vpm	-	50.0vpm

Table 2.2.6 Reactor trip signals and actual setpoint

Trip signal	Setpoint	Remarks
*Reactor power Start-up range Neutron flux(high)	1.2x10 ⁻³ %	Bypassed on other range op.
Middle power range Neutron flux(high)	1.2x30%	"
Rated power range Neutron flux(high)	120 %	"
*Power-to-flow ratio high	1.2	
*Flow of primary coolant	70 %	
*Reactor outlet coolant temperature (high)	+30°C	
*Reactor inlet coolant temperature (high)	+20°C	
*Primary coolant press. (high) (low) (depression rate)	+4 at -5 at -0.4 ata/sec	Rated power operation -1 %/sec
*Intermediate loop coolant pressure (high) (low) (depression rate)	+4 at -5 at -0.4 ata/sec	-1 %/sec
*Pressure difference between primary and intermediate loop ave.	<1.0 at >4.0 at	
*Main circulator (primary and inter- mediate loop) Frequency(low) (high)	70 % 130 %	
*Electric voltage (low)	70 %	
* IHX inlet temp. in intermediate loop	+30°C	
* IHX outlet temp. in intermediate loop	+30°C	
* Steam generator Steam pressure (high) (low)	+7 at -7 at	
* Drum water level low	70%	
* Containment press.	1.1 ata	
* Loss of electric power voltage voltage	<60% and >30sec continue	

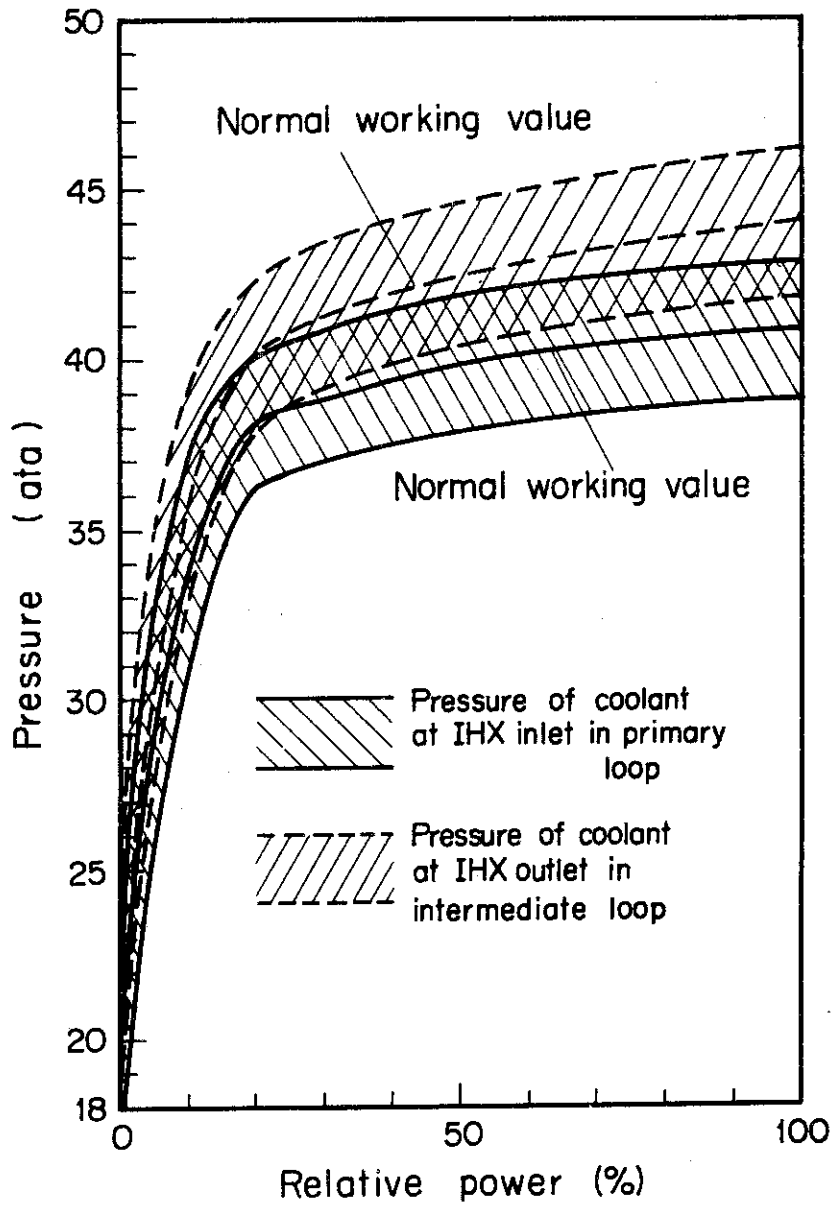


Fig. 2.2.1 Normal operation value zone for coolant pressure of primary and intermediate loops. In addition to this band, normal operation value of pressure difference between these loops must be considered in actual plant operation.

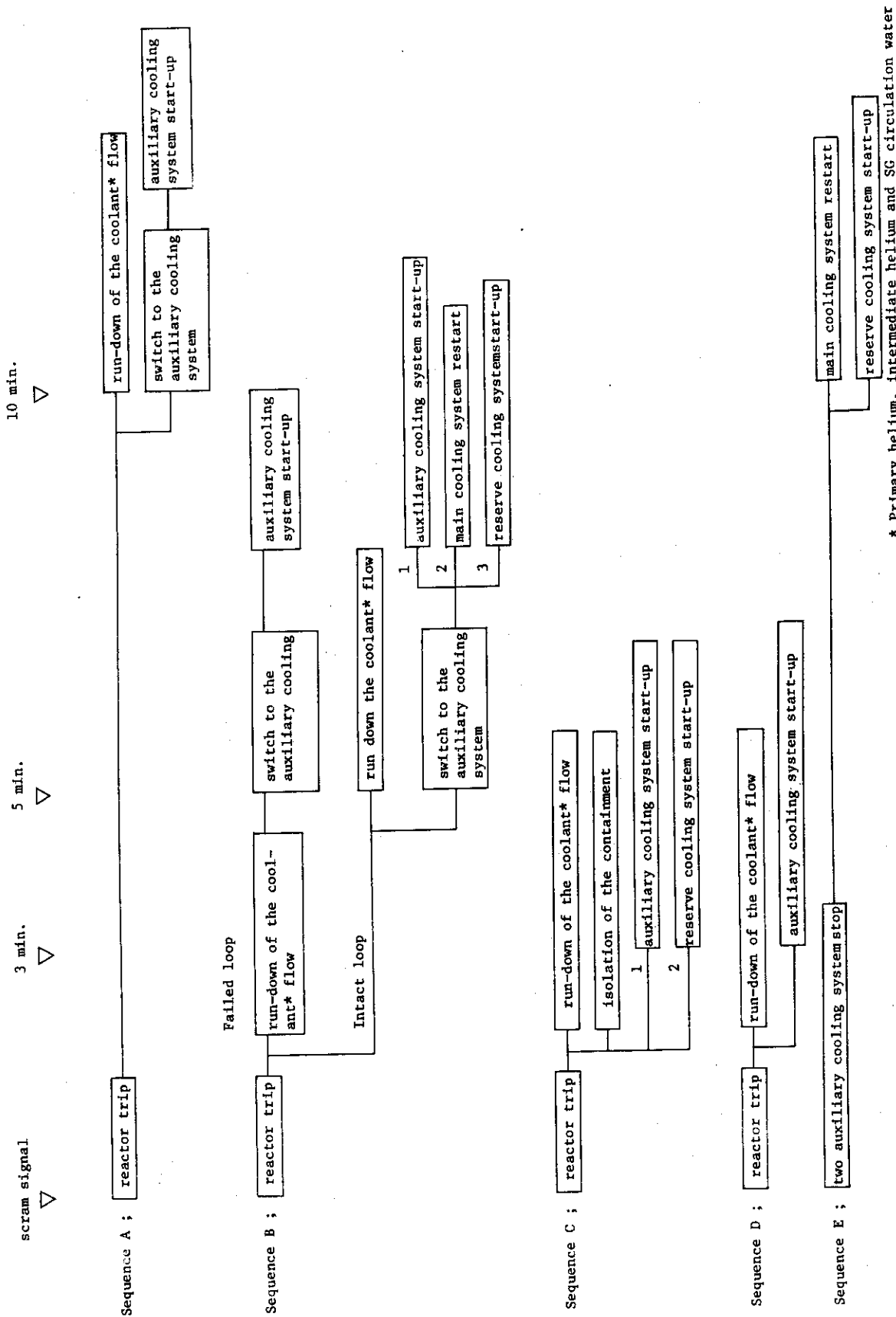


Fig. 2.2.2. Fundamental reactor plant protection sequences

3. 平常時の特性解析

3.1 制御棒引き抜き計画

3.1.1 制御棒引き抜き計画

原子炉運転状態（2.2.1参照）に対応した制御棒引き抜き形状を立案するとともに、各状態間の移行を考慮した制御棒引き抜き手順（シーケンス）試案を作成した。本来、制御棒引き抜き形状ならびに引き抜き手順は詳細設計ならびに未臨界実験などの検討を経て最終的に策定される性質のものである。しかし、本実験炉は炉心の高温化への性能アップを目指した炉心諸元より成り立っているため概念設計段階に於いて安全性および運転性上の評価を必要とするとの判断にたち、Mark-III炉心設計の条件下で原子炉起動ならびに出力上昇を実施した場合の制御棒引き抜きに関連する問題の明確化および解決法の検討を行った。作業実施に際し安全性に関する検討には保守的評価法を、運転性に関しては現実的評価法を用いた。また、Mark-III炉心設計で設定された定格出力運転時の制御棒引き抜き形状は設定条件のひとつとした。

制御棒引き抜き手順の策定に際し考慮した事項は次の通りである。

- (1) 中性子検出器ならびに中性子源の配置を考慮し、核計装系の感度の向上を計る。（外側制御棒の引き抜きを優先さす）
- (2) 未臨界状態ならびに臨界状態を通じ、反応度価値の大きい制御棒の引き抜きを優先させる。（臨界時のイン・シーケンス・ロッドの反応度価値を下げるとともに、停止用反応度を得る。）
- (3) 目標引き抜き形状への移行は可能な限り最短のシーケンスをとる。
- (4) 対称引き抜きとする。（非対称性；1ブロック相当深さ以下）
- (5) 径方向出力分布の平坦化を計る。
- (6) 制御棒1本毎の独立駆動を基本とするが、誤動作・誤操作時の反応度印加率が安全性上問題なければ、複数制御棒の同時引き抜き（グループ引き抜き）を許す。なお、グループ引き抜きを行う場合は、対称性を保つことを前提とする。

以上の基本的な考え方に加え、更に次に示す具体的な条件を設定して、Mark-III炉心に於ける制御棒引き抜き手順の選択を行った。

- (1) 臨界調節を行う制御棒の反応度価値を適切な値（ $0.2 \sim 1.0 \times 10^{-4} \Delta k / \text{cm}$ ；3.2.1参照）とする。
- (2) 定格出力状態に於ける制御棒引き抜き形状は、Mark-III炉心設計で燃料最高温度の観点から定められた軸方向出力分布を与える形状を採用し、パターン4*（中心制御棒：燃料ブロック3段，第1リング制御棒：2段相当分それぞれ挿入）とする。
- (3) 制御棒引き抜き事故時の印加反応度の過少評価を避けるために、最も反応度価値の高い制御棒対を現実の引き抜き形状と較べ深く挿入した状態を想定する。
- (4) 操作当りの最少の引き抜き量を1/3ブロック（19cm）とする。

これ等の条件を考慮してMark-III炉心の制御棒引き抜き形状を検討した結果、諸特性は次の二つの手順で代表されることが判明した。従って、この二方式の利害得失を検討してMark

* 高温ガス炉心Mark-IIIの資料(5)を参照されたい。

—Ⅲ炉心での制御棒引き抜きに伴う問題点を明確にする。

3.1.2 制御棒引き抜き手順〔A〕

低温停止状態にて周辺制御棒対（第2リングならびに第3リングに配置）を全引き抜きした後、臨界近接ならびに臨界、さらに定格出力への出力上昇を中心制御棒対および第1リング制御棒対の引き抜きにより行う。未臨界状態にて第2リングならびに第3リング制御棒を全引き抜きする目的は、核計装系の感度の向上とともに周辺制御棒を抜くことによる中心および第1リング制御棒対の補償反応度の低減を目指すためである。この手順により反応度値が高いと考えられている中心ならびに第1リング制御棒対の反応度値が安全性ならびに運転性上許容できる値となるならば、この引き抜き手順〔A〕の採用を優先さす。

引き抜き手順〔A〕の場合の各引き抜きステップ（Sequence Step No）に於ける印加反応度の経過を Table 3.1.1 に示す。この特性は、低温停止状態（第1ステップ）から定格出力運転状態（第21ステップ）への移行に必要な反応度（ $\sum_{i=1}^{21} \Delta k_i$ ）が $0.2302 \Delta k$ となる初期炉心体系に対するものである。従って、燃焼が進めば目標となる定格出力運転状態の引き抜き形状は変化し、Table 3.1.2 に示した様に変遷する。この燃焼相当分の制御棒の引き抜きは、Table 3.1.1 の第21ステップ以後の問題としてとらえることができ、第13ステップ～第21ステップ間と同様の手順を更に繰り返すことにより行われる。なお、燃焼中期（～10日）に可燃性毒物の燃焼に伴う反応度の回復がみられる点に注意しなければならない。

この手順〔A〕を実施した場合の各々の引き抜きステップに於けるイン・シーケンス・ロッドの反応度感度の変遷を Fig. 3.1.1 に示す。なお、制御棒感度に関する検討は 3.1.4 に述べる。

3.1.3 制御棒引き抜き手順〔B〕

臨界近接ならびに臨界調整に供する制御棒として、反応度感度が中心領域の制御棒と較べ低いと考えられる第2および第3リングに属する制御棒の利用を可能とする手順である。従って、手順は、未臨界状態で可能な限り中心ならびに第1リング制御棒を引き抜く（Table 3.1.3 に於ける第4ステップまで）、その後の臨界近接、臨界および中間出力状態（定格の20%出力程度、第6ステップまで）への出力上昇を第2ならびに第3リング制御棒により行う。更に、中間出力状態からの出力上昇には再び中心ならびに第1リング制御棒を利用して定格出力に至らしめる。

この手順に於ける安全上の対策として、第4ステップに於て中心ならびに第1リング制御棒をブロックし、臨界近接から中間出力状態での誤引き抜きを阻止する。従って、第7ステップの手順に入るときに、この制御棒引き抜きブロックを解除する。

この引き抜き手順〔B〕の場合の各引き抜きステップでの印加反応度の経過を Table 3.1.3 に示す。この表での引き抜きステップ6以後の手順は手順〔A〕の場合と同様であり、30%出力から定格出力に至る制御棒引き抜き形状は手順〔A〕と同様な過程を辿っており、定格出力状態では同一の制御棒引き抜き形状となる。また、この手順〔B〕での各々の引き抜きステップでのイン・シーケンス・ロッドの反応度感度の変遷を Fig. 3.1.2 に示す。

3.1.4 制御棒感度

実験炉・炉心 Mark-Ⅲ に装荷されている全ての制御棒は同一の諸元を採用して、微調整用のグレイ・ロッドの採用を避けている。従って、何れの制御棒も微調整棒として使用できる可

能性をもたせた設計となっている。しかし、微調整に供し得る制御棒であるか否かは、制御棒感度ならびにその配置などにより定まると考えられ、微調整棒に相応しいものが各々の運転状態で準備されている必要がある。また、本実験炉は炉心温度上昇に $0.08 \sim 0.10 \Delta k$ の反応度を必要として、1本の制御棒の引き抜きで低出力状態から定格出力状態に移行できず、さらに幾個かの制御棒の引き抜きを必要とする。中間出力での長期間運転が予想される現状では、イン・シーケンス・ロッドが微調整棒の役目を果せることが望ましい。この様な観点に立つて、制御棒引き抜き手順〔A〕ならびに〔B〕のイン・シーケンス・ロッドの反応度感度の変遷 (Fig. 3.1.1 および Fig. 3.1.2) を調べると一部に感度が幾分高過ぎる ($1.0 \times 10^{-4} \Delta k/cm$ 以上) の領域がある。即ち、制御棒駆動速度は $2 \sim 10 mm/sec$ であり、反応度印加率が平常の運転に困難性を与えると考えられる。(詳細は 3.2.1 原子炉運転特性参照)

引き抜き手順〔A〕で問題となる制御棒感度は、臨界後の中心と第1リング制御棒対を1本単位で独立に駆動する場合での深く入った方を引き抜くときの感度である。この現象は、対駆動を前提とした双子型制御棒配置の炉心体系を、対駆動では反応度感度が高いため、1本単位での独立駆動とするため発生するものである。この問題を和らげるため、操作当りの最小の引き抜きを $\frac{1}{3}$ ブロック長からより細かくする方策が考えられるが、手動操作を前提とすると運転員への負担が増大し、現状では採用できない。従って、特に感度が高いと考えられる中心制御棒の1本をグレイ化(ブラックの制御棒より深く挿入したときの感度が $0.5 \times 10^{-4} \Delta k/cm$ を下廻ること)を行い運転に対する対応をとる必要が認められる。

引き抜き手順〔B〕に於ては、定格出力状態近傍では手順〔A〕と同様の問題を有するが、臨界から中間出力状態での感度に対しての問題は少ないと考えられる。ただし、未臨界状態での中心制御棒の感度が極めて高い点については注目して未臨界での対応を検討しておく必要がある。なお、この点についての安全上の問題については 3.1.5 制御棒引き抜きによる反応度印加量にて述べる。

出力上昇後(30%出力以上)の出力制御は原子炉制御系により行い、出力を所定の値又は変化率に制御する。この制御に供する微調整棒の感度は、手動のときの要求と一致させることが望ましい。現在設定されている制御系が要求する感度は $\sim 0.1 \times 10^{-4} \Delta k/sec$ であり、若干現状の値より低い。従って、今後、制御系の改善により両者の整合がとられなければならない。

3.1.5 制御棒引き抜きに起因する反応度印加量の検討

初期炉心における代表的原子炉運転状態として、低温臨界、中間出力(30%出力を想定)および定格出力を選び、制御棒の引き抜きに起因する反応度印加量を推定した。即ち、手順〔A〕では Table 3.1.1 の第3, 13および21ステップを、手順〔B〕では Table 3.1.3 の第4, 7, および13ステップを初期の状態として想定する。この計算結果を Table 3.1.4 に示す。手順〔A〕では、制御棒飛び出し事故時(制御棒1対)の印加反応度が、低温臨界時および中間出力時にかなり大きくなっている。

一方、手順〔B〕では中心および第1リング制御棒の他に第2および第3リング制御棒を使用することにより、手順〔A〕と較べ大巾に低減できることが判明した。これ等の評価は、制御棒の引き抜き形状をより外高内低とした場合の中心制御棒対に関するものであり、現実の状態より安全側の値である。制御棒価値の計算誤差を $\pm 10\%$ と仮定すると、手順〔B〕での1

対制御棒逸出に伴なう印加反応度は $0.03\Delta k$ を上廻るとは考えられない。

なお、上記の二例の制御棒引き抜き手順に対する制御棒引き抜き事故での事故結果については 4.1 の反応度挿入事故の箇所で述べる。

Table 3.1.1 Rod withdrawal sequence [A] at initial core

Sequence Step No.	Control Rod Configuration (blocks)*														Δk_i	$\sum_{i=1}^n \Delta k_i$			
	Center		1st Ring														2nd Ring	3rd Ring	
	1	1'	1	1'	2	2'	3	3'	4	4'	5	5'	6	6'					
1	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	0.	0.	
2	7	7	$4\frac{1}{3}$	$4\frac{1}{3}$	$4\frac{1}{3}$	$4\frac{1}{3}$	$4\frac{1}{3}$	$4\frac{1}{3}$	$4\frac{1}{3}$	$4\frac{1}{3}$	$4\frac{1}{3}$	$4\frac{1}{3}$	$4\frac{1}{3}$	$4\frac{1}{3}$	$4\frac{1}{3}$	0	0	0.094	0.094
3	7	7	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	4	0	0	0.0198	0.1138
4	7	5														0	0	0.0038	0.1176
5	5	5														0	0	0.0099	0.1275
6	5	5	3													0	0	0.0023	0.1298
7	5	5	3	3												0	0	0.0057	0.1355
8	5	5	3	3	4	4	3	3	4	4	3	3	4	4		0	0	0.0130	0.1485
9	5	5	3	3	3	4	3	3	4	4	3	3	4	4		0	0	0.0028	0.1513
10	5	5	3	3	3	3	3	3	4	4	3	3	4	4		0	0	0.0068	0.1581
11	5	5	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3	3		0	0	0.0153	0.1734
12	5	5	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	3	3	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	3	3	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	3	3		0	0	0.0094	0.1823
13	5	5	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$		0	0	0.0114	0.1942
14	5	4														0	0	0.0039	0.1981
15	4	4														0	0	0.0079	0.2060
16	4	4	2													0	0	0.0005	0.2065
17	4	4	2	2												0	0	0.0009	0.2074
18	4	4	2	2	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	2	2	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	2	2	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$		0	0	0.0028	0.2102
19	4	4	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2		0	0	0.0048	0.2198
20	4	3														0	0	0.0048	0.2198
21	3	3														0	0	0.0104	0.2302

(Remarks) [* full insertion: 7 blocks]
 Sequence Step 1; Refueling Condition
 2; Cold Subcritical
 13; ~30% Power
 21; 100% Power

Table 3.1.2 Rod configurations for typical burning core

Burn-up (days)	Length of Control Rod Insertion (blocks)				Total Worth (Δk)
	Center (1 pair)	1st Ring (6 pairs)	2nd Ring (6 pairs)	3rd Ring (6 pairs)	
0	3	2	0	0	0.090
10	$2\frac{2}{3}$	1	0	0	0.057
140	2	$1\frac{1}{3}$	0	0	0.071
300	2	$\frac{2}{3}$	0	0	0.062
450	1	$\frac{1}{3}$	0	0	0.039
600	1	0	0	0	0.019

Table 3.1.3 Rod withdrawal sequence [B] at initial core

Sequence Step No.	Control Rod Configuration (blocks)*														Δk_i	n $\sum_{i=1} \Delta k_i$		
	Center		1st Ring														2nd Ring	3rd Ring
	1	1'	1	1'	2	2'	3	3'	4	4'	5	5'	6	6'				
1	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	7	0.	0.
2	5	5	$3\frac{1}{3}$	$3\frac{1}{3}$	$3\frac{1}{3}$	$3\frac{1}{3}$	$3\frac{1}{3}$	$3\frac{1}{3}$	$3\frac{1}{3}$	$3\frac{1}{3}$	$3\frac{1}{3}$	$3\frac{1}{3}$	$3\frac{1}{3}$	$3\frac{1}{3}$	$3\frac{1}{3}$	$3\frac{1}{3}$	0.099	0.099
3	5	4															0.0083	0.1073
4	4	4															0.0167	0.1240
5	4	4															0.0340	0.1580
6	4	4															0.0190	0.1770
7	4	4	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	0.0290	0.2060
8	4	4	2														0.0005	0.2065
9	4	4	2	2													0.0009	0.2074
10	4	4	2	2	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	2	2	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$	2	2	$2\frac{1}{3}$	$2\frac{1}{3}$			0.0028	0.2102
11	4	4	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2			0.0048	0.2150
12	4	3															0.0048	0.2198
13	3	3															0.0104	0.2302

(Remarks)

[* full insertion: 7 blocks]

Sequence Step 1; Refueling Condition
 3; Cold Subcritical
 4; Cold Critical
 7; ~20% Power
 13; 100% Power

Table 3.1.4 Estimation of the reactivity worth induced by rod withdrawal

Typical Operating Point	Maximum Amount of Total Reactivity Inserted					
	Rod Withdrawal Sequence [A]		Rod Withdrawal Sequence [B]			
	One Rod	One Pair Rod	One Rod	One Pair Rod	One Rod	One Pair Rod
Cold Critical (5watt)	0.0113 Δk	0.0448 Δk	0.0065 Δk	0.0254 Δk		
Intermediate Power (10 ~ 15 Mw)	0.0106	0.0395	(<0.0068)*	(<0.0254)*		
Full Power	0.0042	0.0157	0.0042	0.0157		

[* extrapolate value]

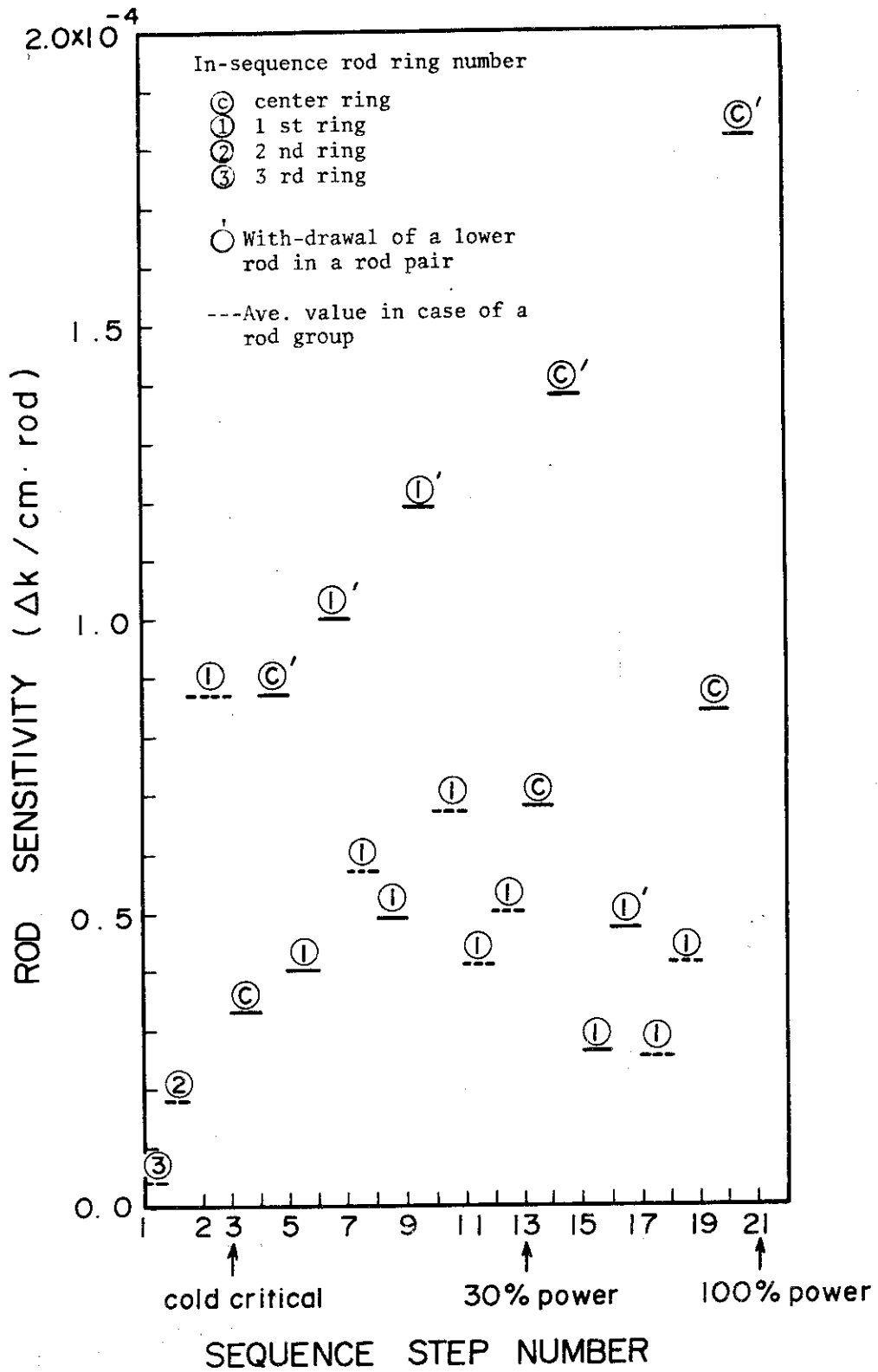


Fig. 3.1.1 Rod sensitivity for a in-sequence rod in sequence [A] at initial core

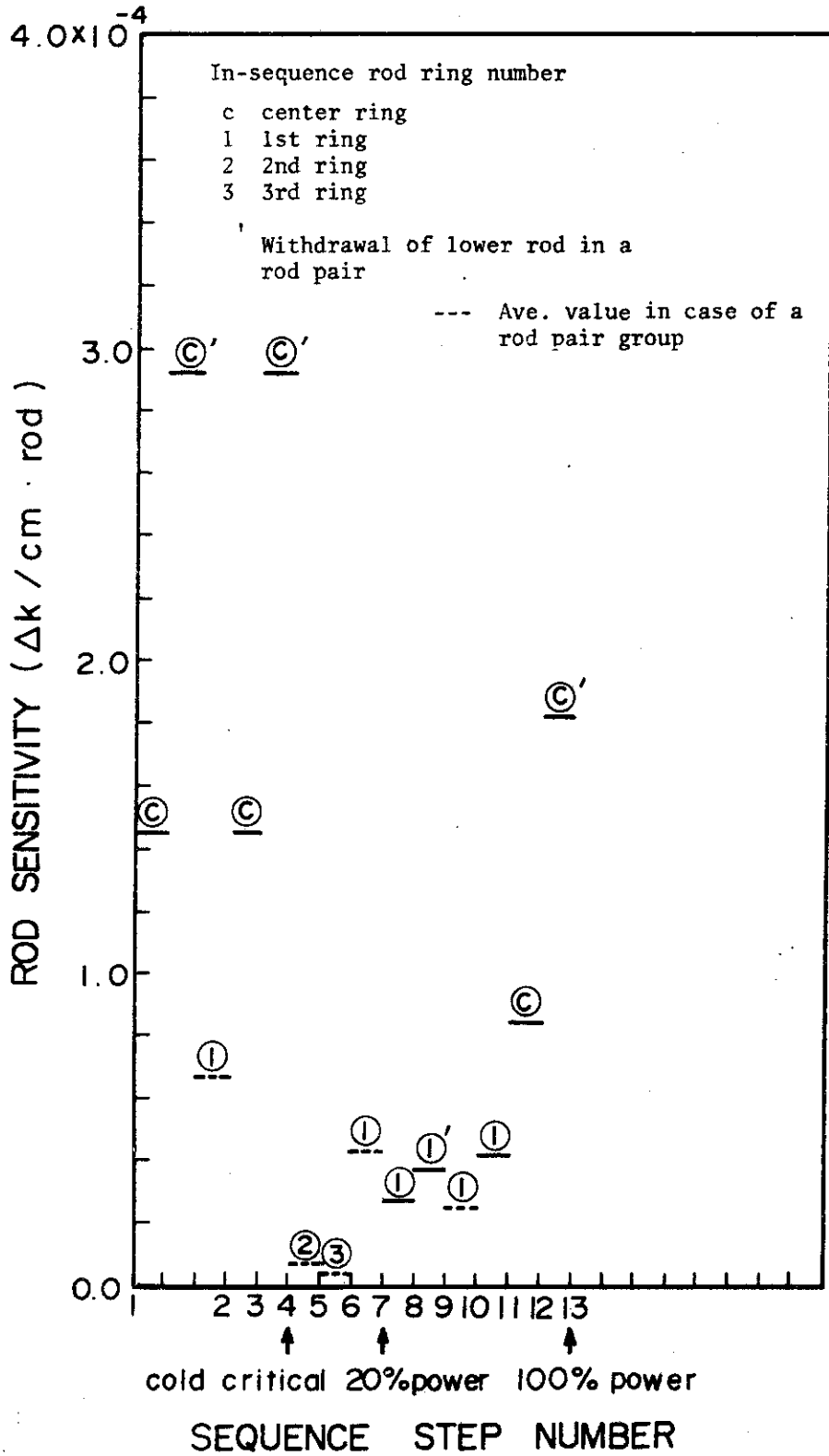


Fig. 3.1.2 Rod sensitivity for a in-sequence rod in sequence [B] at initial core

3.2 原子炉プラントの運転特性

実験炉の起動ならびに出力上昇の問題として、①現状の制御棒特性（制御棒感度を3.1.4に記す）での出力上昇の安定性、②円滑な出力上昇を行うに必要な測定信号および制御方法、ならびに③原子炉構造の温度変化率および冷却材圧力変化率制限下での起動から定格出力への出力上昇に要する時間などがある。これ等の問題を明確にするため、原子炉単体での特性を調べ、その後トータル・システムとしての原子炉プラントの特性を得る。

3.2.1 原子炉運転特性

原子炉の応答性の解明を目的として核加熱による炉心温度上昇の特性を得る。注目点として、①印加反応度に対する温度フィード・バック効果の遅れに伴う出力振動の大きさ、②出力上昇時での炉周期を適正值（100～60秒）に維持するに適した制御棒感度の範囲、ならびに③出力と冷却材流量の比率が過渡温度変化に及ぼす影響などを選び検討する。

定格出力へ上昇させるに必要な反応度（0.08～0.10 Δk ）に相当する制御棒引き抜きを10時間で行った場合の典型的な応答例をFig. 3.21ならびにFig. 3.22に示す。この場合の引き抜きは途中で2度の待機状態を設定した手順となっている。この待機状態の導入により原子炉出口冷却材温度の上昇を和らげる効果があるが、Fig. 3.21の例ではなお上昇率が許容値（1°C/min以下）を上廻っており、30%出力以上の出力領域での制御棒の引き抜きを緩やかにする必要がある。しかし、不安定性が現われ易い低出力運転状態での出力の安定化の対策として1時間程度の待機が有用であるので起動時間を長くすれば機器設計からの要求を満足できる。なお、各状態での設定値をTable 3.2.1に示す。

Table 3.2.1 Reactor power setting and process variables

Operating Condition	Power	Total Induced Reactivity	Coolant Temp. at Core Inlet	Coolant Mass Flow/Channel
Cold Critical	0.5watt	0.0 Δk	100°C	3.53g/s(20%)
Low Power	1.0 Mw	0.0276 Δk	300°C	12.3g/s(70%)
Intermediate Power	15.0Mw	0.0557 Δk	400°C	17.6g/s(100%)
Full Power	50.0Mw	0.089 Δk	400°C	"

出力調整の容易さを評価することを目的として、各々の出力状態でのイン・シーケンス・ロードの引き抜きに伴う炉周期の変遷を調べ、その結果をFig. 3.23に示す。手法として1点炉近似動特性解析コードを使用し、2秒、5秒および10秒間のランプ状反応度（ 5×10^{-5} 、 10×10^{-5} 、および $18.5 \times 10^{-5} \Delta k/sec$ ）を投入し、各々の状態での最少の炉周期を得たものである。この結果を支配する主要な特性は、①出力変化率と炉心の温度上昇との関係、ならびに②燃料および減速材温度係数の効果である。特に、前者①の特性は初期の出力レベルが小さいと出力変化率が大（炉周期が短くなる）であっても温度変化が現われ難く、後者②の温

度フィード・バックの効果が期待できない。従って、出力変化が直ちに炉心の温度変化を引き起さぬ出力レベル（1 MW以下）についての制御棒感度について注意しなければならない。解析結果 Fig. 3.2.3 によると、反応度印加率 $1.0 \times 10^{-5} \Delta k / \text{sec}$ を5秒間持続すると炉周期が40秒を下廻り、運転対応上問題があると考えられる。一方、印加率が $5 \times 10^{-5} \Delta k / \text{sec}$ であれば大幅に改良されると考えられ、イン・シーケンス・ロッドの感度は $\sim 5.0 \times 10^{-5} \Delta k / \text{cm}$ であることが望まれる。

上記の特性は燃焼初期に於ける出力上昇に関するものであり、反応度フィード・バックの効果が燃焼初期と較べ低下する燃焼末期についても把握する必要がある。燃焼に伴う反応度温度係数は後述する様に（Fig. 4.1.2 参照）に悪化する領域が認められるが出力係数は負である。従って、炉周期は Fig. 3.2.3 の低出力領域の値を大きく下廻ることは考えられない。また、燃焼に伴う ρ / β の変化は小さく、上記の初期炉心の評価結果を変更する必要はないと考える。しかし、これ等の成果と 3.1.4 に述べた制御棒感度を照らし合せると、Mark-III 炉心の定格出力近傍でのイン・シーケンス・ロッドの感度が高過ぎると考えられ、グレイ・ロッドの導入を計る必要があると判断される。

3.2.2 原子炉プラントの運転特性

原子炉起動に関する基礎的特性を踏まえ、原子炉プラント全体の起動ならびに停止の方法について検討する。原子炉プラントの起動ならびに停止手順（シーケンス）の基本的な方策ならびに前提条件は次の通りである。

- (1) 原子炉の発生熱量と冷却材の除熱容量が安定（プロセス変数が設計値内に収まること）な状態で一致する様に、主要な操作量（1次系冷却材流量及びヘリウム・インベントリ、ならびに3次系の水/蒸気流量及び圧力）を設定し、変動の吸収に操作範囲に対して比較的制限が緩やか操作量（2次系冷却材流量及びヘリウム・インベントリ）を用いる。
- (2) 起動法として、出力を予め設定した熱出力上昇曲線に沿って上昇させ原子炉主体の運転法を採る。従って、2次系ならびに3次系への熱移動の遅れに因るプロセス量ならびに設計変数のバランスの崩れ等は2次冷却系流量に依り主に調整されるが、必要があれば補助熱源を利用して調節される。
- (3) 出力領域（定格出力の30%以上）に於ける冷却材流量は静的な特性解析より定まる許容範囲（Fig. 3.2.4 参照）に設定されることを第一義的な方法とする。冷却材流量の変更は可能な限り単純な過程を辿ることを前提として最少の変更幅を定格の10%とする。これは、自動制御装置を用いて冷却材流量がプログラム制御される場合には流量はより滑らかに変化して上記の前提による結果より好ましいものとなると考えられるため、今後の研究開発に対して余裕を持った評価結果を与える様に配慮したためである。

以上の方策等に基づいて立案した起動法案の一つを Fig. 3.2.5 に示す。また、上記(3)項目に示した冷却材流量設定許容範囲を逸脱した起動シーケンスを採った場合の応答を Fig. 3.2.6 に示す。これ等の二例の応答結果から原子炉プラントの起動に関し次の事項が判明した。

- (1) 実験炉プラントの起動シーケンスは、長時間のプラント応答を制御するために現象的には準静的な応答として観ることができ、静的な解析による許容範囲を満たすものでなければならない。特に、冷却材流量の軌跡は Fig. 3.2.4 に示した許容領域を逸脱すると冷却材ヘリウム・イ

ンベントリの調節を必要とする。

(2) 低出力領域(～1%定格出力)から定格出力への出力上昇は炉周期を所定の値以上に維持するのみの条件であれば12時間を必要としないが、高温部材の温度変化率の制限(1～0.3℃/min)を考慮すると12時間程度では不可能と考える。Fig. 3.25は定格の1%出力から100%出力への出力上昇に必要な制御棒引き抜きを12時間で行った例であり、この応答は経過時刻0時に於いて冷却材ヘリウム・インベントリを100%系内に充填しインベントリの調節を行わず冷却材流量の調節のみで主要プロセス変数を制御した結果である。この結果に依ると、制御棒引き抜きに待機点(Fig. 3.25のランプ反応度の軸に斜線を施した部分)を設けることにより出力上昇を抑制して冷却材温度上昇率を緩やかにすることが可能であることが明らかとなった。即ち、原子炉出口冷却材温度の変化率を観測して注意すべき変化率になった時点で制御棒引き抜きを抑制すれば、原子炉の自己制御性により温度の変化率がオーバ・シュートすることなく落ち着き、十分に間に合うと判断さる。従って、機器ならびに構造物からの冷却材温度変化率への制限に対する運転上の対応は、制御棒の引き抜き待機をより多く用いることにより可能であり、実際のシステムとして冷却材温度変化率の信号を制御棒引き抜き阻止インターロックに結合する方法も有効であると考えられる。また、この様な起動シーケンスの導入は実験炉プラントの基本的な特性を表わすFig. 3.25の応答より緩やかな特性を要求することであり、所要時間が長くなること以外の問題は少ないと考えられる。(制御棒の引き抜きに対しては停止時間を長くする要求のみであり、制御棒感度に対する新たな要求はない。)

(3) 原子炉プラントの起動に要求される平均の反応度印加率は $0.3 \sim 0.1 \times 10^{-5} \Delta k / \text{sec}$ であり、Mark-III炉心では制御棒駆動速度(1.0～0.2 cm/sec)を考慮すると連続的に引き抜くことは出来ない。(Fig. 3.1.1及びFig. 3.1.2参照) 従って、起動時の引き抜きに当っては、等価的に上記の印加率になる様に連続引き抜きの抑制(自動機械により抑制してよい。)ならびに安全対策として所定の時間(～5秒)以上の連続引き抜きを阻止するインターロックの設置を必要とする。(本インターロックの解錠は炉周期が所定の値以上となるとともに一定の時間経過していることを条件とする。)

(4) 原子炉冷却材入口温度の上昇特性は、当初に計画した方案(低出力運転状態で定格出力運転の温度設定点395℃に設定)を採用すると所要時間が大きくなるため、目標出力運転到達時に設定温度395℃に至る特性の採用を優先すべきと考える。また、1次系への冷却材ヘリウムの充填は低出力運転状態以下の運転状態で目標量の～90%のインベントリを維持し、出力運転への移行時に100%インベントリに至らしめる方案が原子炉起動時の1次系・2次系間の冷却材圧力差の適正化に有用である。

(5) 1次系ならびに2次系内の冷却材ヘリウム・インベントリの起動時の制御方法は、運転状態変更時での圧力調節程度で1次系-2次系間圧力差の維持は可能であると判断されるため、インベントリの連続制御系を必要としないと考える。

以上の起動の問題とともに停止についても同様の検討を行った。プラントの通常の停止方案の策定に際する問題として冷却材圧力バランスの維持ならびに機器構造部材の急激な温度降下

* タイマーとON-OFF回路を利用した連続引き抜きを避ける装置を取り付ける。

(冷え過ぎ)などがあり、解析に依ると原子炉の停止後に冷却材流量を定格値に長期間維持した場合に“冷え過ぎ”が起り、通常の運転時の応答としては望ましくないことが判った。以下に主要な結果を示す。

(1) 出力停止後5分間1次系、2次系及び3次系冷却材流量を定格値に維持した後、更に5分間50%定格流量に維持し、その後停止(ラン・ダウン)する。この応答(Fig. 3.2.7に示す)に依ると上記の“冷え過ぎ”に関する問題は殆ど解決できたが、1次系と2次系間のヘリウム圧力差が大きくなることが判明した。(図中の圧力特性〔A〕)この原因は、2次冷却系の冷却材流量を1次系のそれと同時に降下さす為2次系に冷却不足が起っていることに依ると考えられる。従って、対策として2次冷却系流量の50%の状態を更に5分間持続することを立案し、その特性を調べた結果が図中の圧力特性〔B〕である。この結果に依ると、冷却材圧力差の調節が2次系冷却材流量の持続により可能であり、停止後2時間程度については有効である。

(2) 長期間の炉心冷却は停止後10分で補助冷却系に移行させる。この効果による温度降下が2時間後辺りから顕著となり、1次系圧力が降下始める。従って、停止後2時間前後から徐々に2次系ヘリウム・インベントリのドレイン作業を定期的に行い圧力調節を行う必要がある。しかし、急を要する作業でなく時間余裕は十分にあり、運転対策上問題になることはないと考ええる。

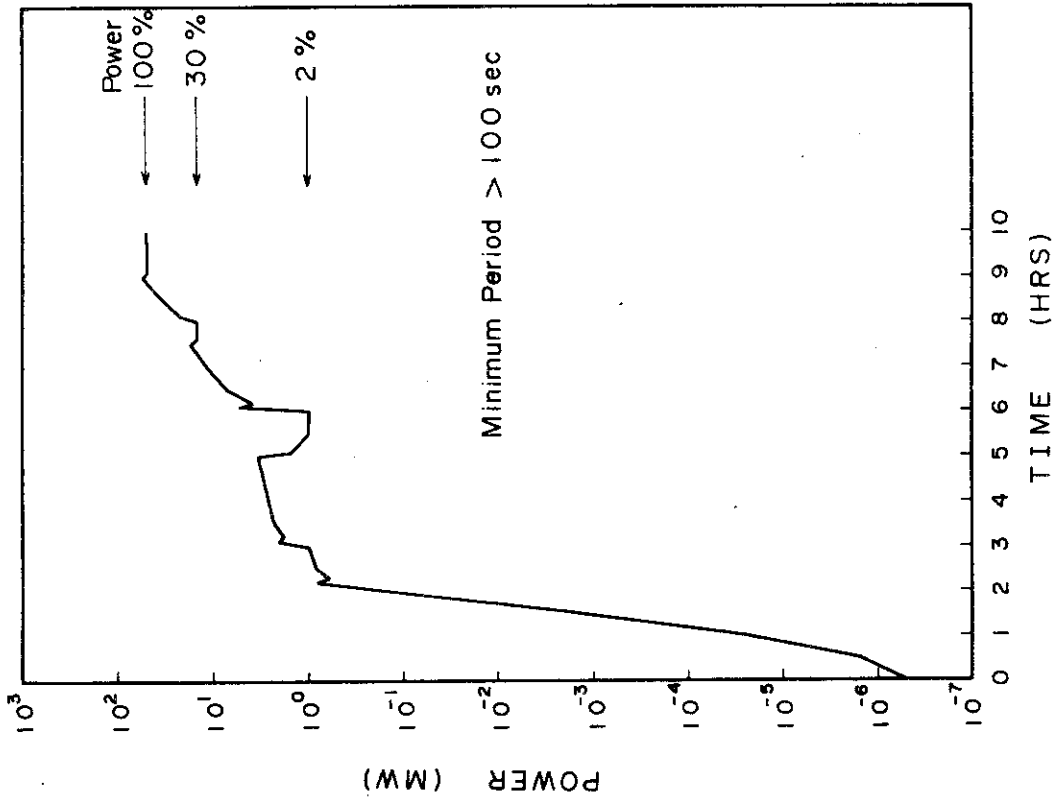


Fig. 3.2.2 Start-up transients of reactor power in the start-up sequence showed in fig. 3.2.1

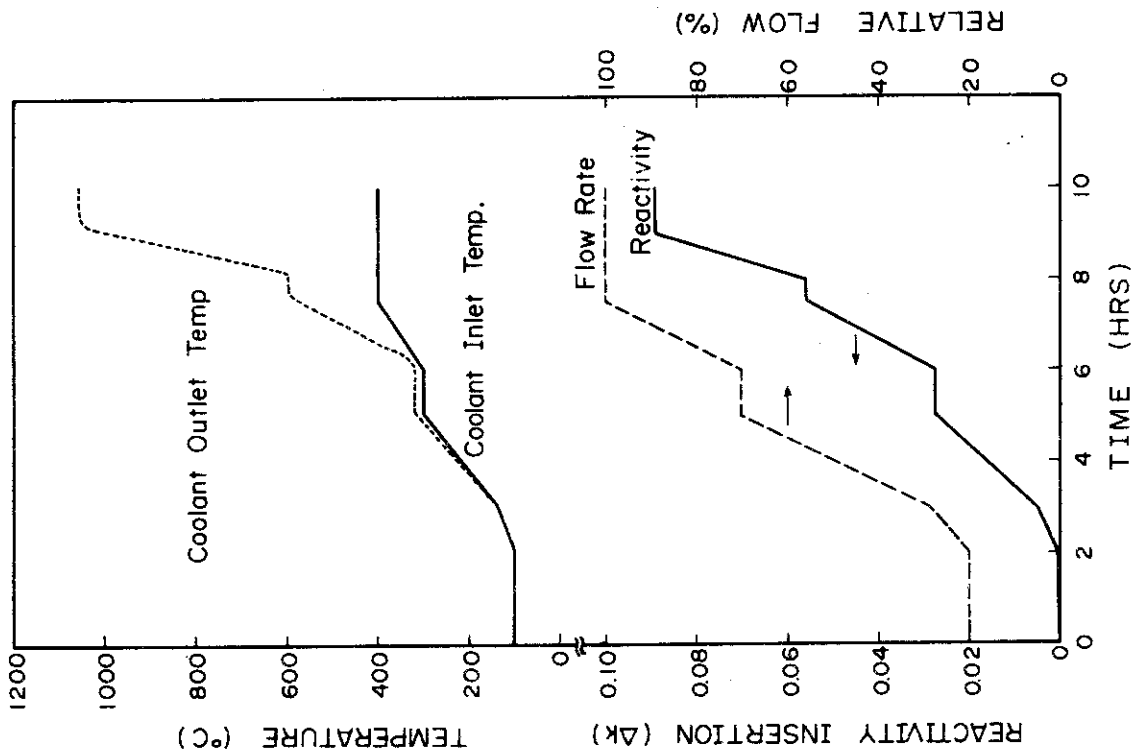


Fig. 3.2.1 Start-up transients of helium temperature and reactivity induced by rod withdrawal

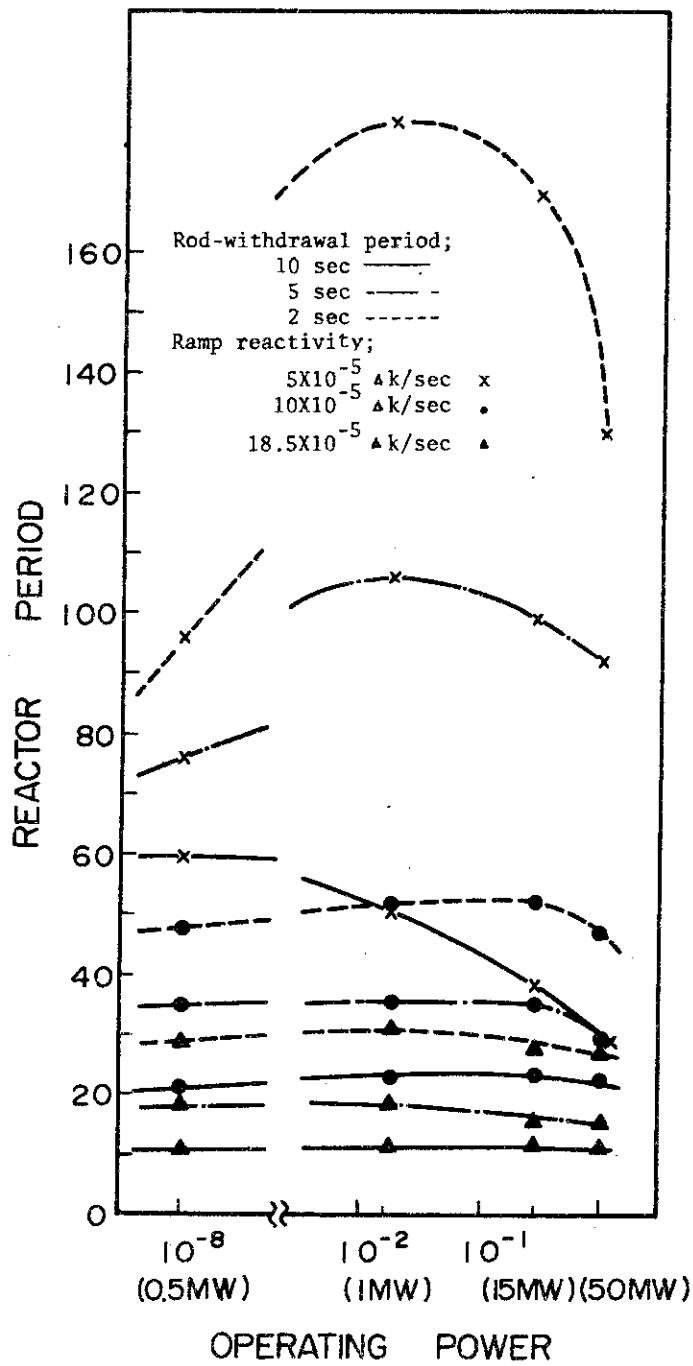


Fig. 3.2.3 Reactor period estimations for planning a control rod withdrawal sequence

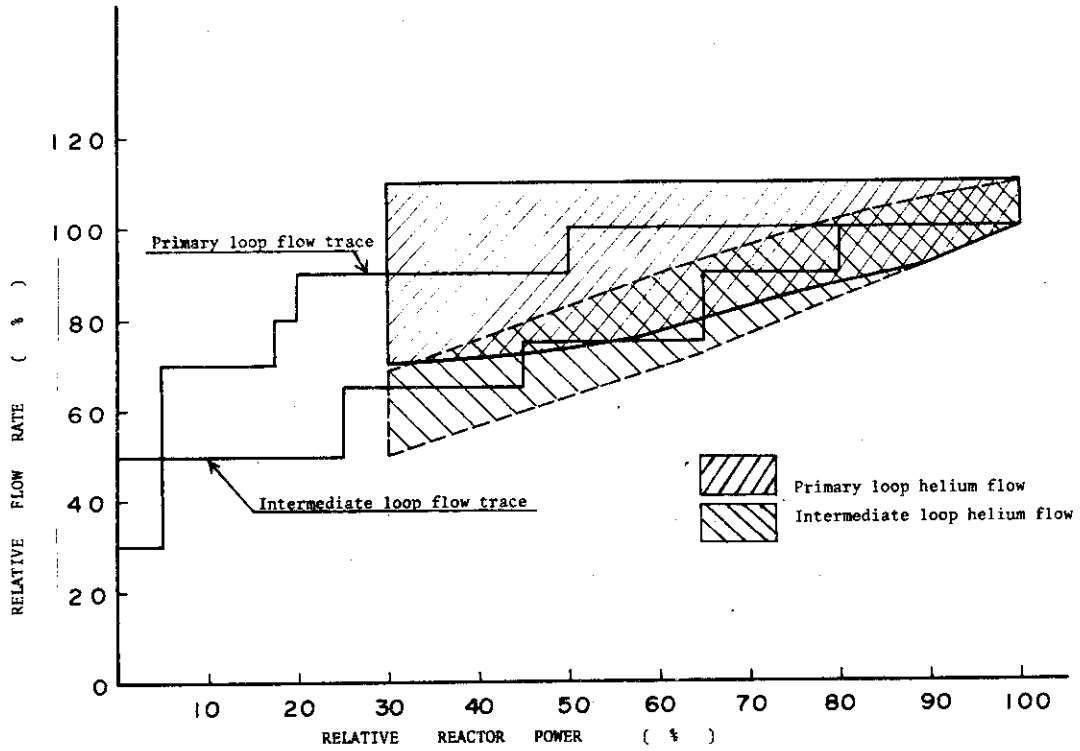


Fig. 3.2.4 IN-DESIGN performance of reactor plant for planning the start-up sequences

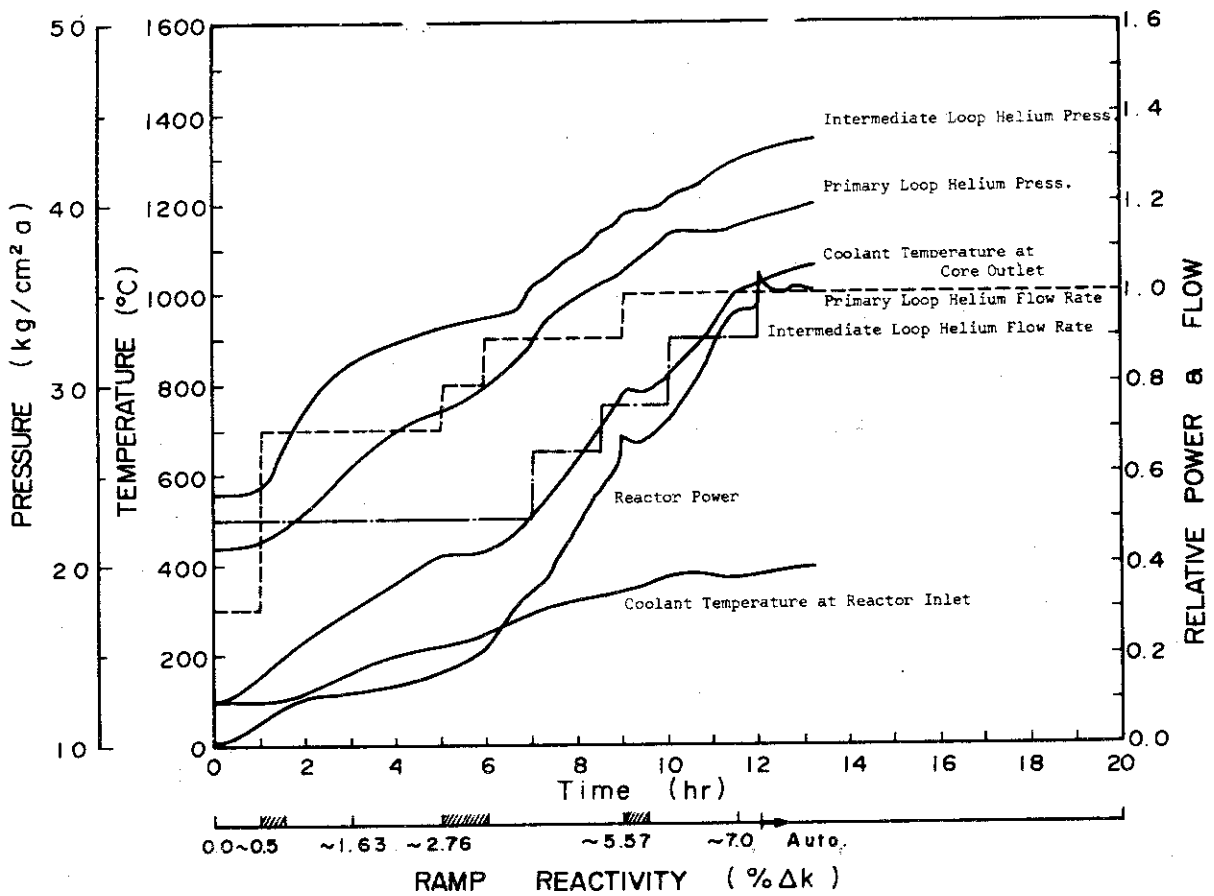


Fig. 3.2.5 Start-up transients of reactor power and process variables in a in-design sequence

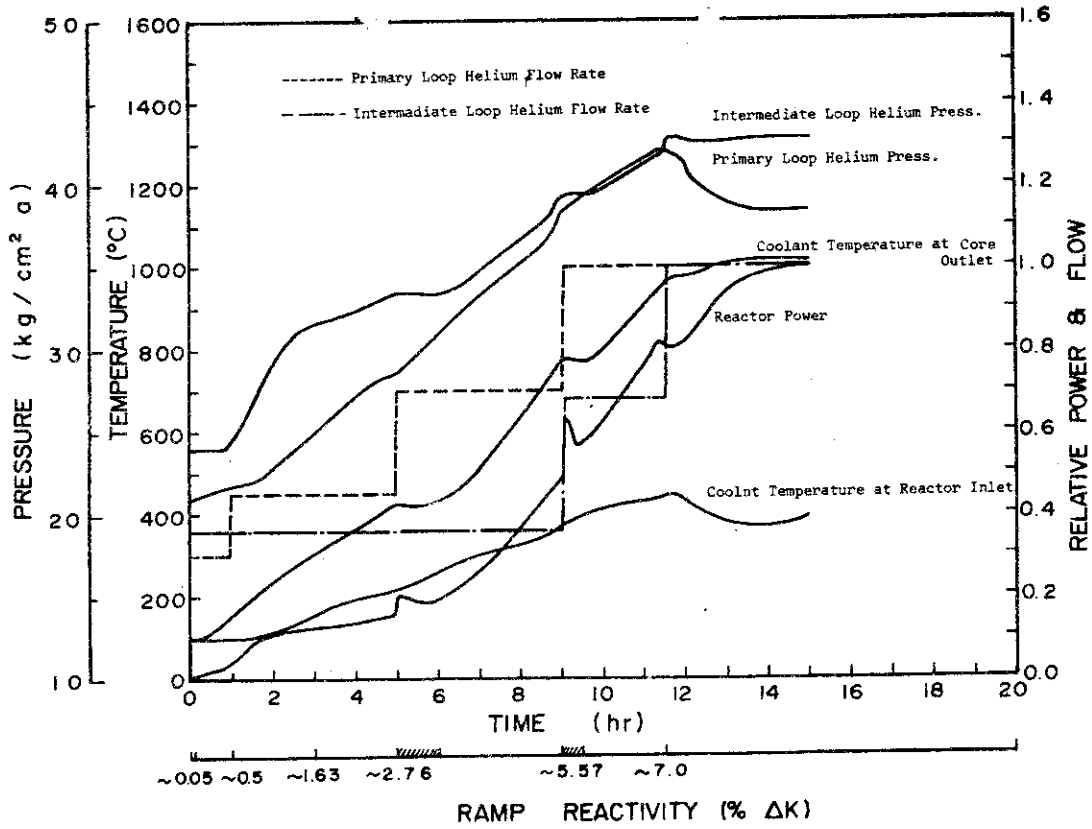


Fig. 3.2.6 Start-up transients of reactor power and process variables in a out-design sequence

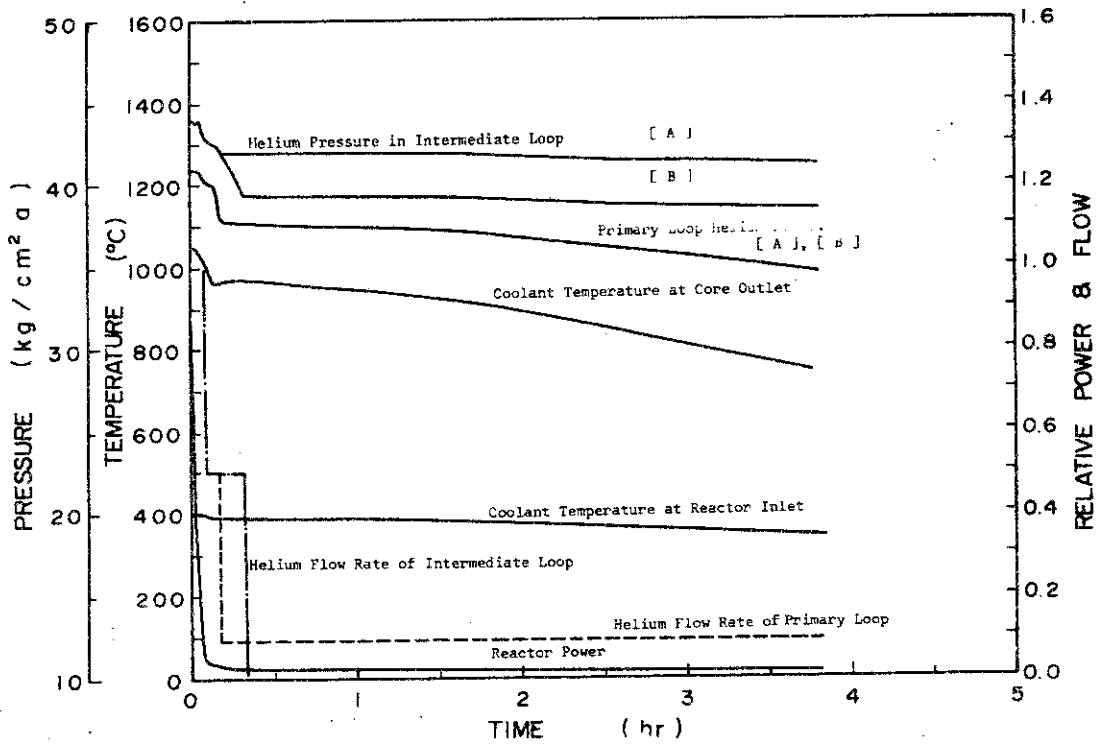


Fig. 3.2.7 Normal shut-down transients of reactor plant

4. 安全保護系機能評価

多目的高温ガス実験炉の保護系の機能は、その設計基盤に考慮すべき事故事象 (Table 2.2.3 参照) に対し、速やかに異常性を感知して原子炉を停止するとともに保護シーケンスに移行させ、プラントの各種の状態変数が Table 2.2.5 で設定した各種制限値 (たとえば、プロセス安全限界、設計安全限界など) を越えないように原子炉プラントを保護できることが示されなければならない。この解析・評価をシミュレーション・コード・システム (Appendix A 参照) をシミュレーション・コード・システム (Appendix A 参照) により行った。以下に代表的な異常事象に関する検討内容を示す。

4.1 制御棒引き抜き事故

4.1.1 事故の分析

(1) 事象分類Ⅱ

原子炉が臨界状態にある時に、運転員の誤操作または制御系の故障等により、制御棒1本がインターロックレベルまで引き抜かれた事象を分類Ⅱとする。この時の制御棒引き抜き速度は制御棒駆動装置の故障等を考慮したときの機械的に可能な最大速度を採用した。インターロックレベルを1ブロック高さ相当、最大引き抜き速度をパルス発振器の短絡故障に伴う連続電流によるパルスモータの負荷時の最大速度 (20 mm/sec) とする。

(2) 事象分類Ⅲ

原子炉が臨界状態にある時に、運転員の誤操作または制御系の故障等により、最大反応度値をもった制御棒対の1本が炉心上端まで引き抜かれた事象を分類Ⅲとする。この時の制御棒引き抜き速度は制御棒駆動装置の最大速度 (10 mm/sec) を採用した。

(3) 事象分類Ⅳ

原子炉の運転中に、1次冷却材圧力障避の破損に伴って発生する外力 (圧力波、炉内逆流力、駆動機構の浮き上がり) により、制御棒が炉心から瞬時に逸出する事故を想定する。逸出する制御棒本数は次の考え方に従っている。

1) スタンド・パイプ上部クロージャ破断

ヘリウム流出力により制御棒駆動機構が浮き上がり、1対制御棒が炉心より逸出する事態を想定する。2箇所以上のクロージャの同時破断を想定しないため、起り得る事故事象は最大の反応度値をもつ1対制御棒の逸出である。

2) 二重配管の両端破断又は外管破断

二重配管の両端破断では、後述の4.3.4に示すように炉心内の逆流は発生しないため、制御棒の逸出は発生しないと考えられる。一方、外管破断に於いては、その逆流による制御棒への浮上力が4.3.4(3)に示すように制御棒を逸出するに至らないと考えられ (設計要求としてこれ等の事故による制御棒逸出を発生させない構造とする)、制御棒の逸出は起り得ない。

3) スタンド・パイプの破断

圧力容器上部の燃料交換用スタンド・パイプを除くスタンド・パイプの破断は前述2)項の結果を上回ることはない。一方、制御棒駆動機構が格納されている燃料交換用スタンド・パイプ破断時の過渡特性は4.3.4(2)に示すように瞬時の逆流力で制御棒は浮き上がることはないと考え

えられるが、この結果は炉心上下の平均圧力差からの解析であるため、平均値より差圧が大きくなると考えられる事故発生スタンド・パイプに内蔵される制御棒対の炉心からの逸出を完全に否定できる内容ではない。従って、保守的な事故想定として現状では1対制御棒の逸出を想定せざるを得ない。

以上の検討に基づき、分類Ⅳの事象として1対制御棒の逸出を想定する。その逸出速度は後述の4.3の結果によると、定格運転状態で0.3秒、中間出力運転から低温臨界状態で0.4秒のランプ状引き抜きを上回らない。また、冷却材圧力は冷却材ヘリウム流出の為に低下し、後述の4.3に示す過渡現象(2秒後; $10 \text{ kg/cm}^2 \text{ a}$, 5秒後で $1 \text{ kg/cm}^2 \text{ a}$)に従い低下するため、事故後数秒で冷却機能は $1/41$ に下がる。(循環機回転数が定格値に維持される為、実際の冷却材流量は $1/41$ を下回ることはない。)従って、制御棒逸出事故の解析に際しては事故後瞬時に冷却材質量流量を $1/41$ に下げる。

4.1.2 解析手順、解析モデルと解析条件

(1) 解析手順

1) 炉心構成要素であるブロック単位の群定数を格子燃焼計算コード、DELIGHT-B⁽⁹⁾および制御棒格子計算コード、SLALOM⁽¹⁰⁾により求めた。

2) 各プラント状態の反応度挿入事故時の印加反応度と印加反応度率を拡散コード、CITATION⁽¹¹⁾により求めた。(3.1.5参照)また、パラメトリックな解析のため、適当な印加反応度を考慮した。

3) 動特性パラメータ、 β_i , λ_i , ρ および反応度フィードバック係数を決定した。

4) 反応度挿入事故が発生した時の炉心の動的振る舞いを1点近似動特性解析コード、BLOOST-6⁽¹²⁾により計算した。

以上の解析手順のフローチャートFig. 4.1.1に示す

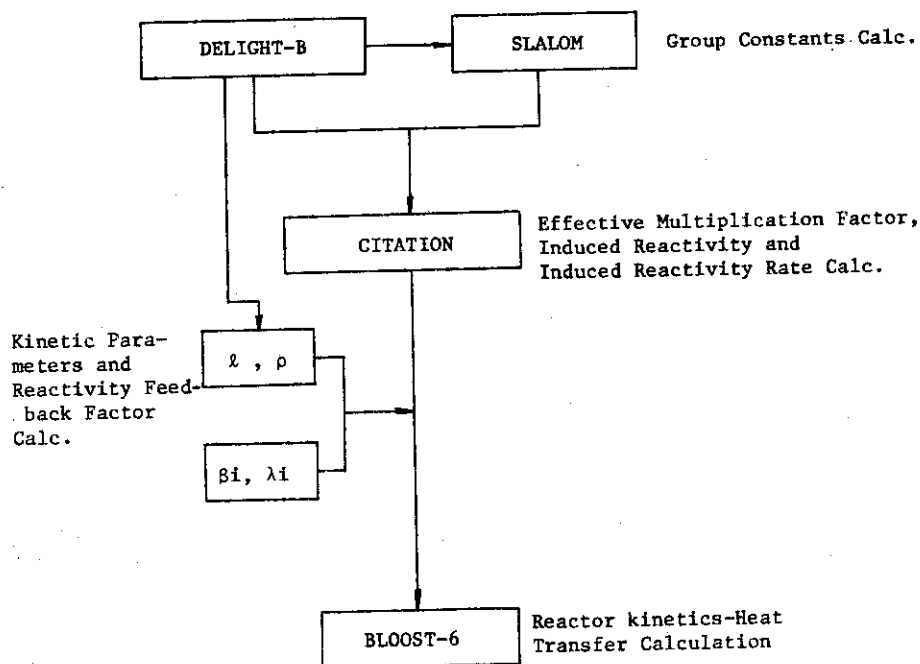


Fig.4.1.1 Flow chart for reactivity accidents calculation

(2) 解析モデル

1) CITATION

エネルギー群は2群で6角メッシュ3次元の拡散方程式を解き、メッシュの大きさはブロック当りXY方向6分割、Z方向3分割で計算した。群定数はブロック単位で均質化したものを使用した。

2) BLOOST-6

核的には0次元、1群の動特性方程式を、熱的には2次元R-Zの温度分布を時間依存で解く。熱計算は単一チャンネルを模擬でき、平均出力チャンネルと最高出力チャンネルの相方を取り扱うことができる。メッシュの大きさは軸方向18メッシュ(1ブロック、2メッシュに相当)、半径方向は11メッシュ(燃料コンパクト4メッシュ、スリーブ3メッシュ)である。また熱発生源である被覆燃料粒子は燃料核4メッシュ、被覆層7メッシュとして計算した。

3) ICARUS-AC

プラント過渡応答解析コードであり、主冷却系から補助冷却系への切り換え時の冷却機能を評価する。

(3) 解析条件ならびに項目

1) 動特性パラメータ, β_i , λ_i , ℓ の値

遅発中性子割合 β_i および崩壊定数 λ_i の値は ^{235}U の熱中性子核分裂の6群の値を使用した。これは ^{238}U および ^{235}U の高速中性子核分裂の量が小さくて無視できることと、 β_{eff} より β ($\beta = \sum_i \beta_i$) の方が安全側の値であることによる。

また、即発中性子寿命 ℓ の値は 4w/o 標準燃料体の群定数から計算した。

なお、燃焼により β , ℓ の値は変化するが(1次概念設計書によると600日燃焼炉心では β_{eff} が20%程減少する)。今回の解析では、燃焼初期と末期を解析点として選び、安全性上の評価は主に燃焼末期のデータにより行われた。

2) 反応度フィードバック係数

BLOOST-6は反応度フィードバック係数を燃料温度と減速材温度に依存する k_{∞} の値で入力するため、 4w/o 標準燃料体の温度依存の k_{∞} の値に安全係数0.8を考慮してフィードバック量を求めた。

初期炉心についてはMARK-III概念設計書の値を用いたが、燃焼炉心については計算値がないので、組成は多少異なっているが第1次概念設計書の600日燃焼炉心の値を使用した。

初期炉心と燃焼炉心の k_{∞} に及ぼす温度効果を Fig. 4.1.2 に示す。これは安全係数を考慮する以前の値である。なお、フィード・バックに関する安全係数(0.8)は次の定義による。

$$\text{温度効果による反応度変化; } \Delta\rho_i = \frac{1}{k_{\infty}(T_{fi}, T_{mi})} + \frac{1}{k_{\infty}(T_{fo}, T_{mo})}$$

ここで T_{fo} , T_{mo} は基準となる燃料温度と減速材温度(=300°K)

安全係数0.8を考慮した反応度変化; $\Delta\rho_i' = 0.8\Delta\rho_i$

とすると入力の $k_{\infty}(T_{fi}, T_{mi})$ は、

$$k_{\infty}(T_{fi}, T_{mi}) = \frac{k_{\infty}(T_{fo}, T_{mo})}{1 - k_{\infty}(T_{fo}, T_{mo})\Delta\rho_i'}$$

となる。

3) 解析対象炉心

事故解析の対象とした原子炉の運転状態は初期炉心の低温臨界状態と中間出力状態と定格出力状態の3種類である。また燃焼が進むに従って、減速材温度係数が低温側で正になるため、600日燃焼炉心についても同様の解析を行った。炉心の組成としては、体積割合が一番大きく、燃料濃縮度が平均的な4w/o標準燃料体を採用した。

各運転状態の初期条件は、

低温臨界状態；0.5W，定格の10%冷却材流量

中間出力状態；15MW，定格の冷却材流量

定格出力状態；50MW，定格の冷却材流量

である。

4) 印加反応度および印加反応度率

i) 事象分類Ⅱ

前述の制御棒引き抜きシーケンスに従うと、最大印加反応度および最大印加反応度率を有する制御棒は中心制御棒である。

低温臨界状態の最大印加反応度率として、中心制御棒1本が全挿入から全引き抜きされる間の最大印加反応度率 ($1.509 \times 10^{-2} \% \Delta k / \text{sec}$) を採用し、印加反応度はインター・ロック・レベル迄の最大値に余裕をとり $0.5 \% \Delta k$ とした。一方、定格出力運転状態では制御棒引き抜き形状に従って中心制御棒の引き抜きによる印加反応度率を採用し、印加反応度は最大値 $0.2 \% \Delta k$ を採った。

ii) 事象分類Ⅲ

低温臨界状態、定格出力状態ともに制御棒引き抜き形状から中心制御棒1本が炉心上端まで引き抜かれた時の印加反応度および印加反応度率に従った。具体的な反応度は各々の解析結果に示す。

iii) プラント状態Ⅳ

各々の運転状態に於ける反応度印加量は、3.1.5に示した様に制御棒引き抜き手順〔A〕又は〔B〕により異なり、各々の例について検討する。

iv) スクラム特性

事象分類ⅡおよびⅢについてはスクラム反応度 $5 \% \Delta k / 30$ 秒、遅れ5秒としたが、分類Ⅳについては機能を満足できないため、スクラム機能と事故事象との整合を目指し、パラメトリックな解析を行う。なお、相対的スクラム反応度挿入曲線を Fig. 4.1.3 に示す。

4.1.3 解析結果

制御棒引き抜き事故に対する原子炉保護シーケンスは2.2.4に述べた保護シーケンスAであり、その機能評価の結果は以下の通りである。

(1) 事象分類Ⅱ

代表的な運転状態として低温臨界ならびに定格運転状態に於ける事故事象の結果を Fig.

4.1.4～8に示す。これ等の事故で注目すべきプロセス安全限界は Table 2.2.5 に示した燃料温度、原子炉出口ガス温度（1次系配管高温側ガス温度）であり、Table 2.2.6 の中性子束信

号により十分に許容値に抑え得ることが判明した。一方、第2位のスクラム信号となる原子炉出口ガス温度が(定格運転状態+30℃)に至るのは、炉心ならびに反射体の熱容量の効果による応答の遅れにより実質的な効果を期待できないことが明らかとなった。(Fig. 2.1.8参照)しかし、スクラムなしの状態での炉心の応答でも1.550℃を越える被覆燃料粒子は微小(<1%)であり、第2位スクラム信号に頼らざるを得ない事故事象は分類クラスをひとつ上げると想定することをも加味すると十分に安全な特性と考えられる。

(2) 事象分類Ⅲ

低温臨界状態ならびに定格運転状態での事故事象をFig. 4.1.9~11に示す。更に、冷却機能評価として厳しい結果を与えると考えられる定格運転状態でのプラント応答の結果をFig. 4.1.12~14に示す。評価すべき設計安全限界値は、燃料温度、原子炉出口ガス温度、ならびに1次系-2次系間圧力差であり、何れの結果もTable 2.2.5の設計安全限界値を満している。

第1位のスクラム信号は中性子束信号であり、その有効性は上記の通りである。一方、第2位スクラム信号となる原子炉出口ガス温度は、定格運転状態で30℃上昇するのにFig. 4.1.15に示した如く約350秒の遅れがあり、保護信号の応答性として不十分と考えられる。しかし、この場合の事故結果はFig. 4.1.11に示すように1.550℃以上の体積は初期炉心で高々2%であり、燃焼に伴う温度係数の悪化を考慮(保守的な評価として、後述のFig. 4.1.2.9の0.42% Δk の1.550℃以上の炉心体積を参照)しても設計安全限界値を満している。即ち、第2位スクラム信号での事象分類はⅣとすることにより整合をとれるが、分類Ⅲに維持することも可能な結果となっている。

(3) 事象分類Ⅳ

代表的な運転状態である低温臨界、定格の30%出力、ならびに定格出力運転状態での事故結果をFig. 4.1.16~24に示す。これ等の初期炉心の結果とともに燃焼炉心の結果を加え、印加反応度に対する最大(ピーク値)結果のまとめをFig. 4.1.25~30に示す。この結果、制御棒逸出時に事故結果の評価を左右する特性はスクラム特性であることが判明し、スクラム速度の改良を検討した。スクラム特性の過度の高速化は制御棒駆動システム構造の複雑化を(図中の矢印で囲った領域が受け入れられる範囲であり、制御棒引き抜き形状はこの範囲に入るべく絶えず調節しなければならない。)招き信頼度の低下に繋がる恐れがあるため、可能な限り低速にする。この観点に立った検討の結果、事故結果で最も厳しいと考えられる30%出力近傍での制御棒逸出事故を収束させるには実効スクラム反応度(全挿入ストロークの80%挿入で補償する反応度 $\geq 0.06\Delta k$)の挿入を5秒以内に完了する必要性が明らかにされた。このスクラム特性を前提とした場合、Table 2.2.5に示す設計安全限界を満するには、制御棒引き抜き手順〔B〕(3.1.3参照)を採用する場合のみに原子炉保護が可能と考えられる。即ち、低温臨界ならびに30%出力近傍に於いて、引き抜き手順〔A〕の場合の中心制御棒対の反応度値が高く上記スクラム特性では核暴走を許容範囲に抑制することができず、Fig. 4.1.25ならびに27に示す如く設計安全限界を越える。なお、冷却機能は冷却材ヘリウム流出の為に低下し、前述の4.1.1(3)に示すように上記の解析は全て事故発生直後1/41の流量に低下させた結果により評価されている。

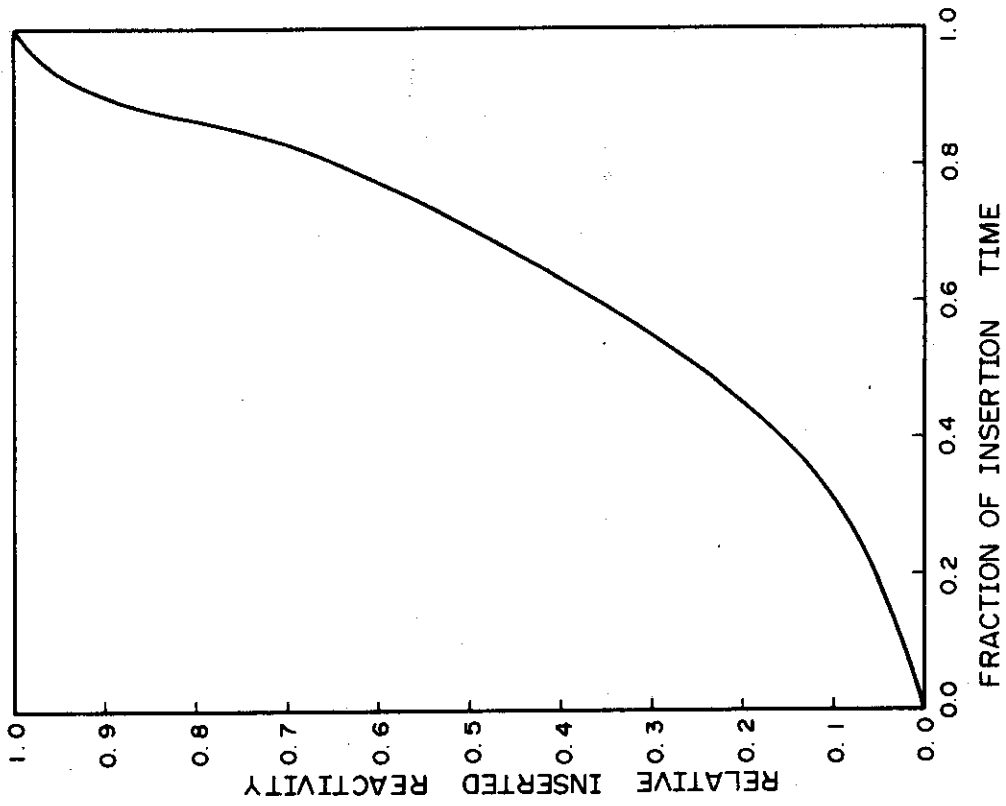


Fig. 4.1.3 Scram characteristics

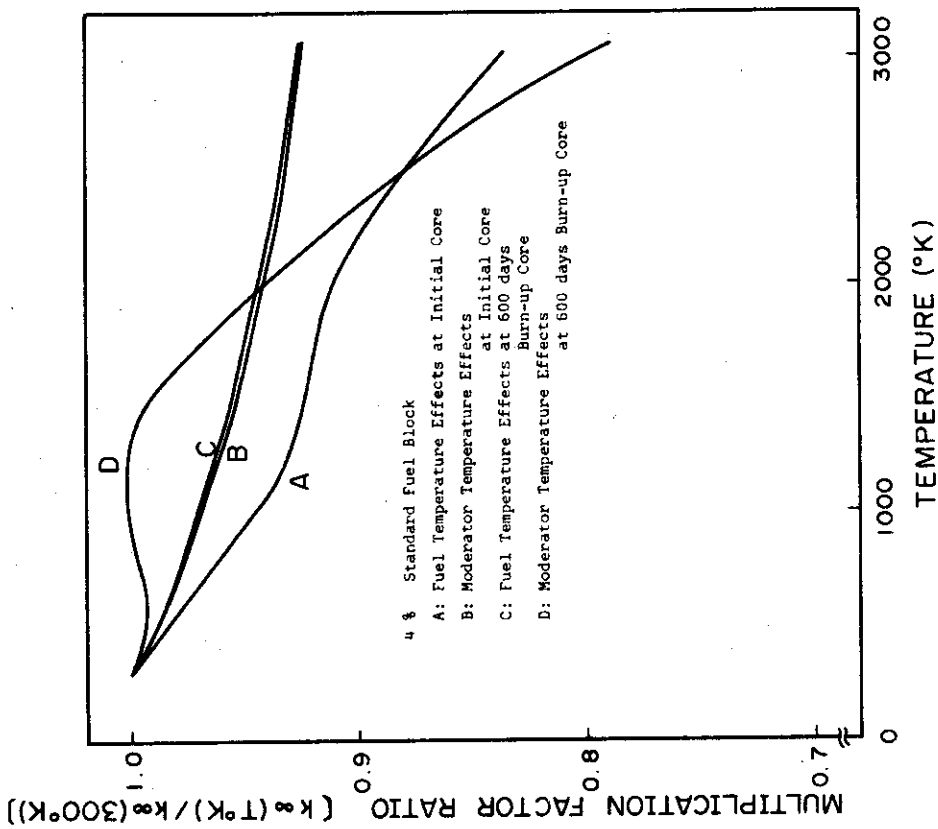


Fig. 4.1.2 Temperature effects in k_{∞}

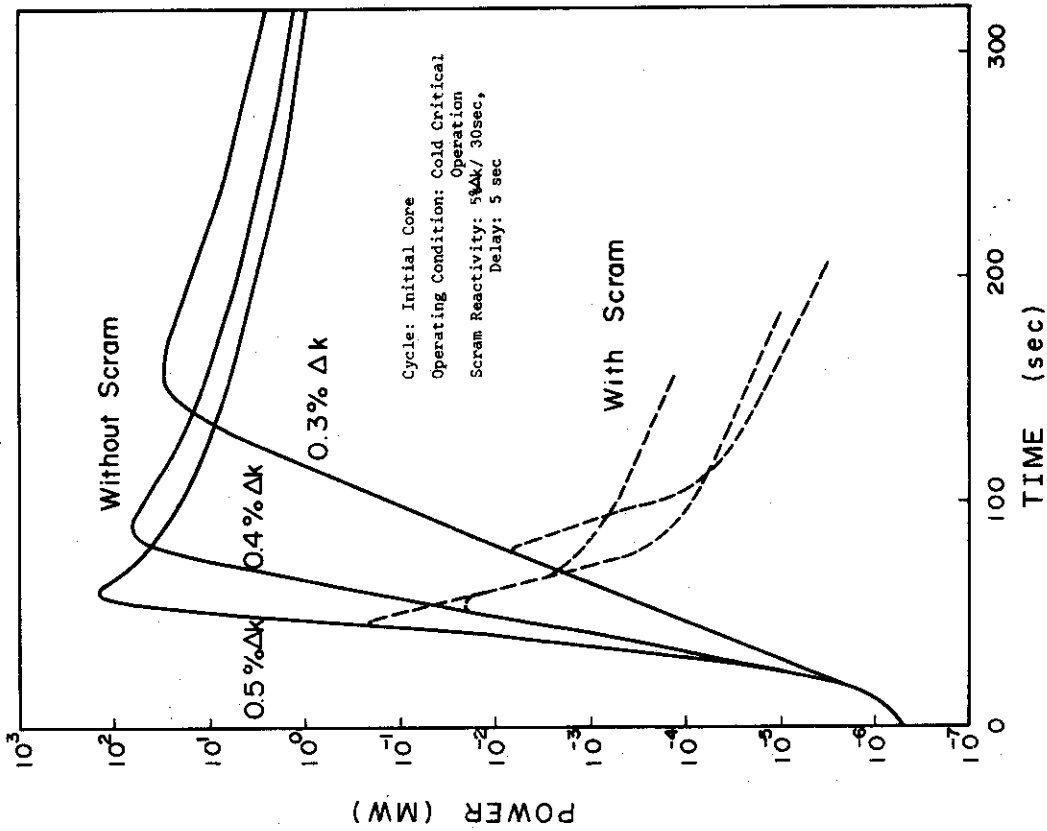


Fig. 4.1.4 Reactor power transients for the rod withdrawal accident of event category II at source power with 10% of rated flow

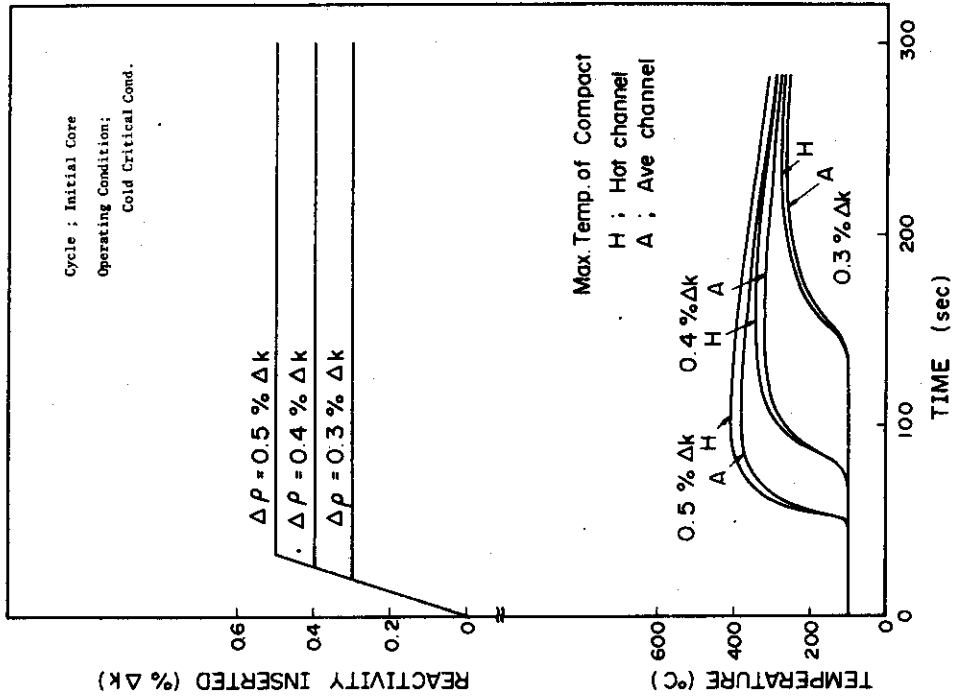


Fig. 4.1.5 Fuel compact temperature transients for the rod withdrawal accident of event category II at source power with 10% of rated flow

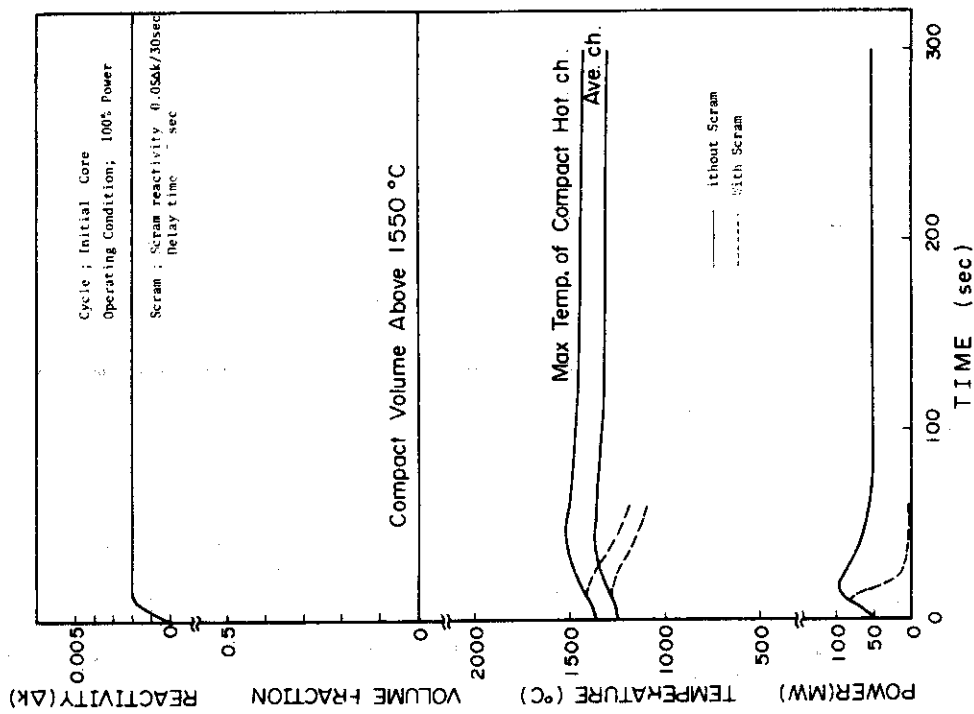


Fig. 4.1.6 Reactor power and fuel temperature transients for the rod withdrawal accident of event category II at rated power

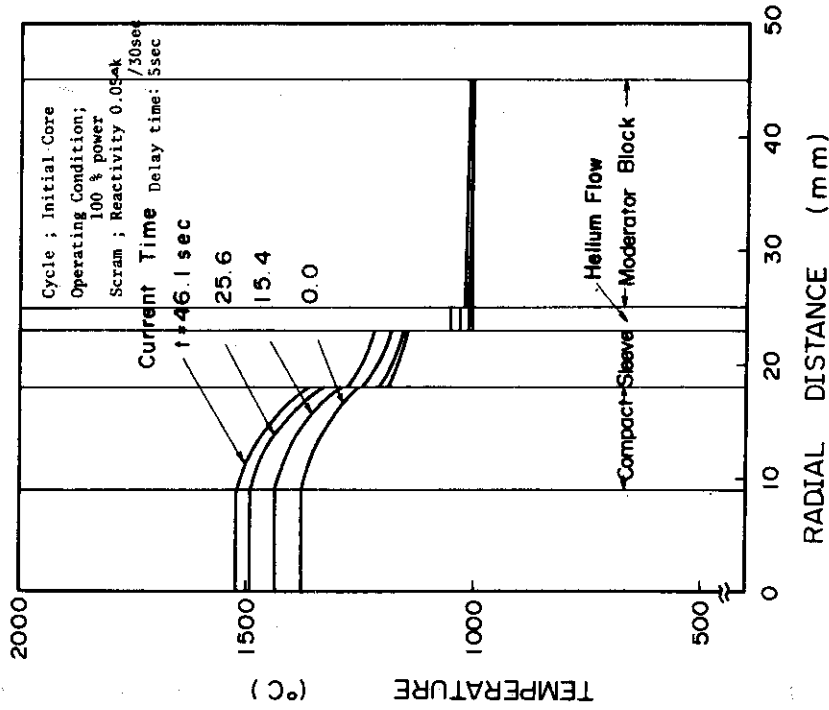


Fig. 4.1.7 Transients of radial temperature distribution of the hot channel for the rod withdrawal accident of event category II at full power operation

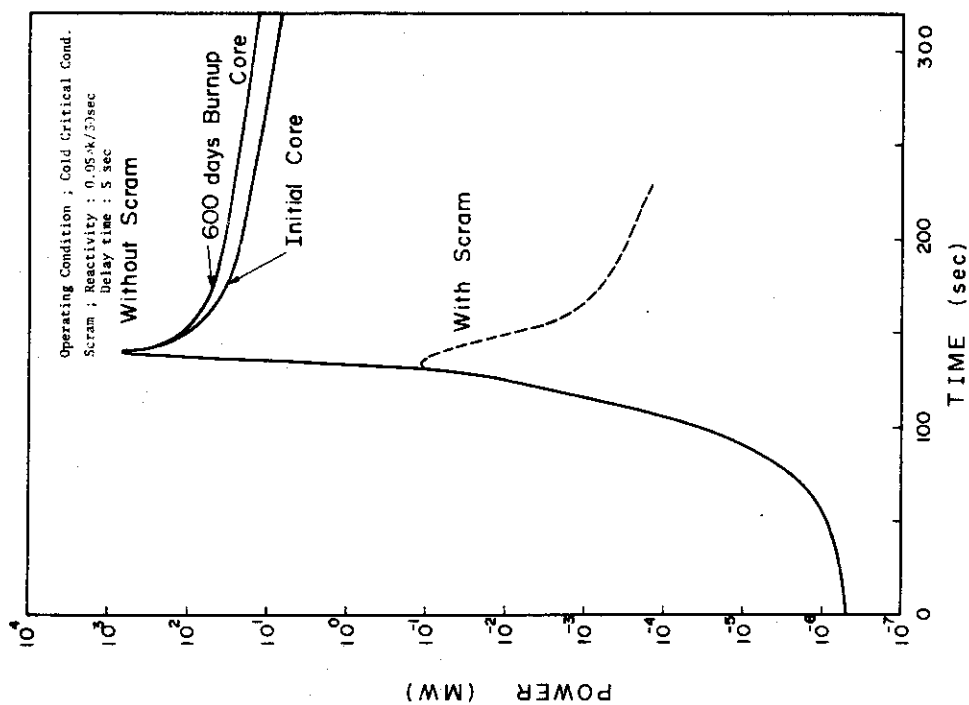


Fig. 4.1.9 Power transients for the rod withdrawal accident of event category III in the initial core and the equilibrium core at source power operation with 10% of rated coolant flow

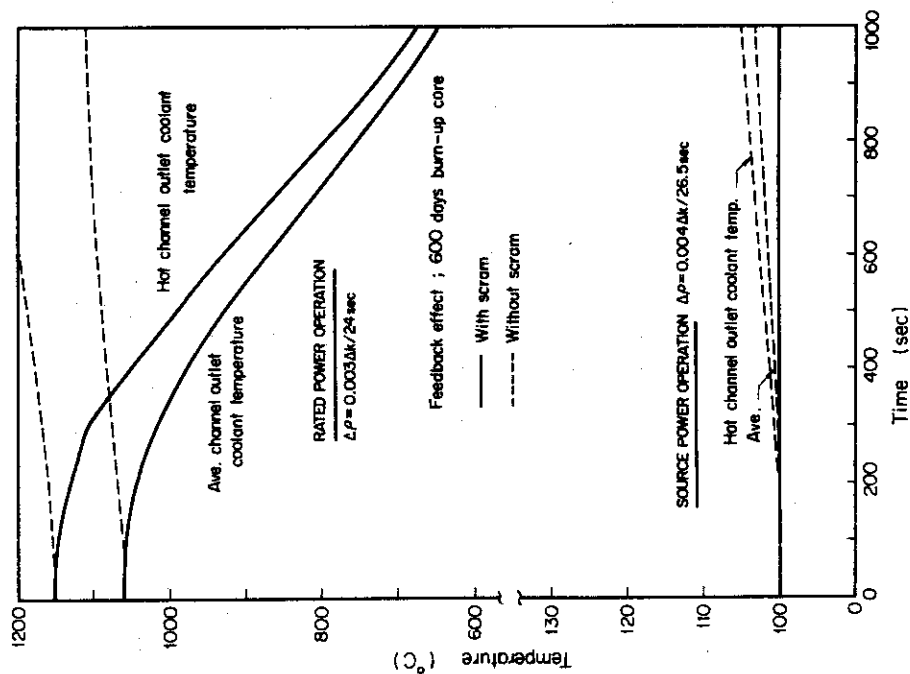


Fig. 4.1.8 Transients of core-outlet coolant temperature for the rod withdrawal accident of event category II at typical operating condition

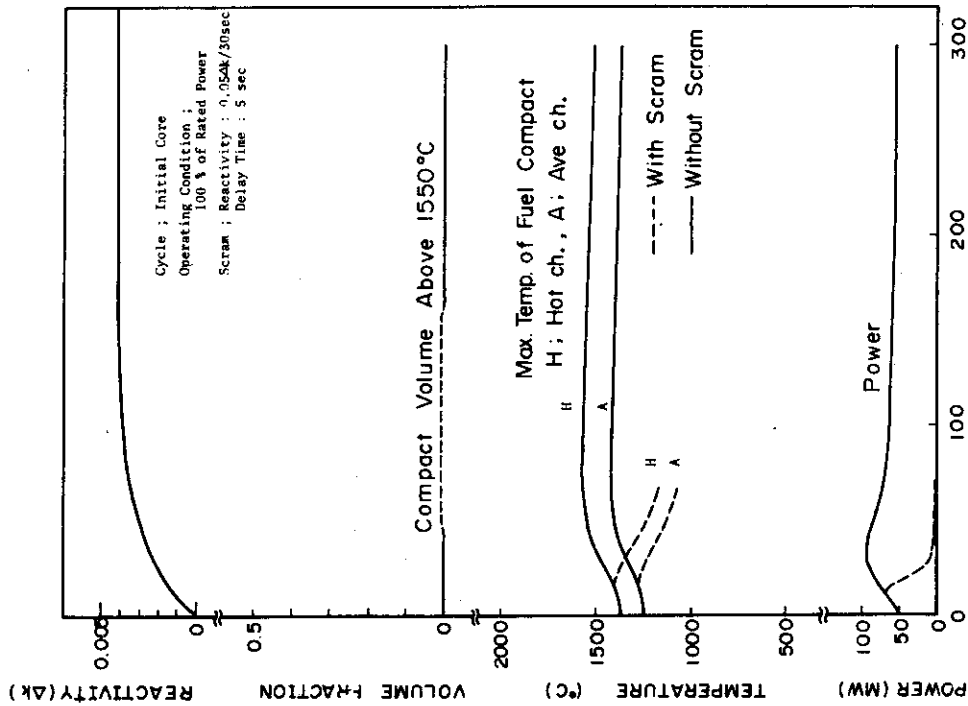


Fig. 4.1.11 Reactor power and fuel compact temperature transients for the withdrawal accident of event category III at full power operation

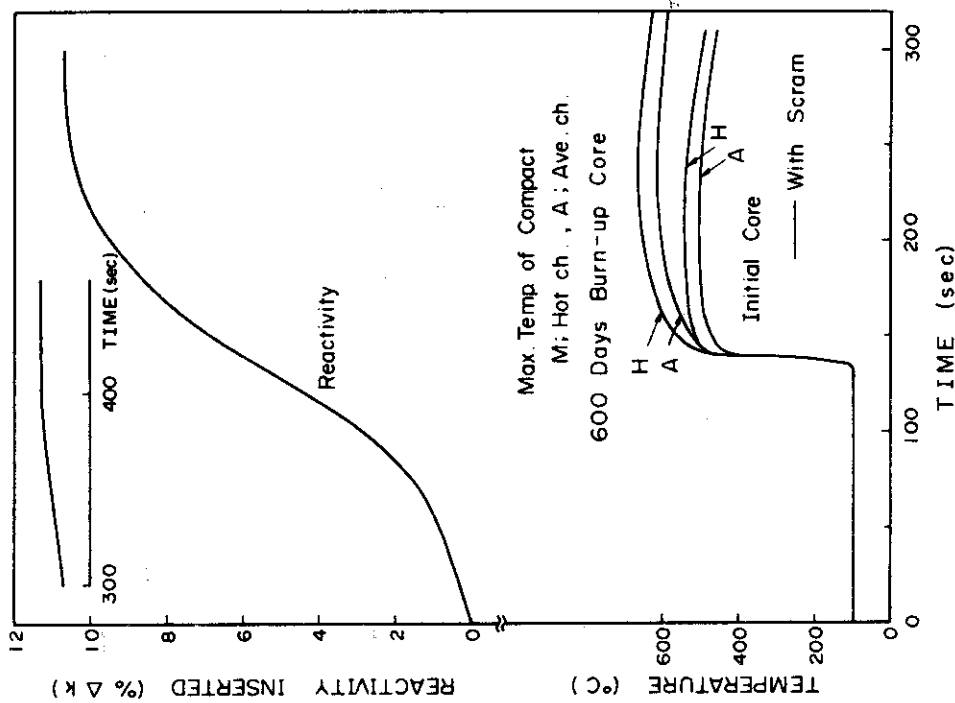


Fig. 4.1.10 Reactor power and fuel temperature transients for the rod withdrawal accident of event category III at source power operation with 10% of rated coolant flow

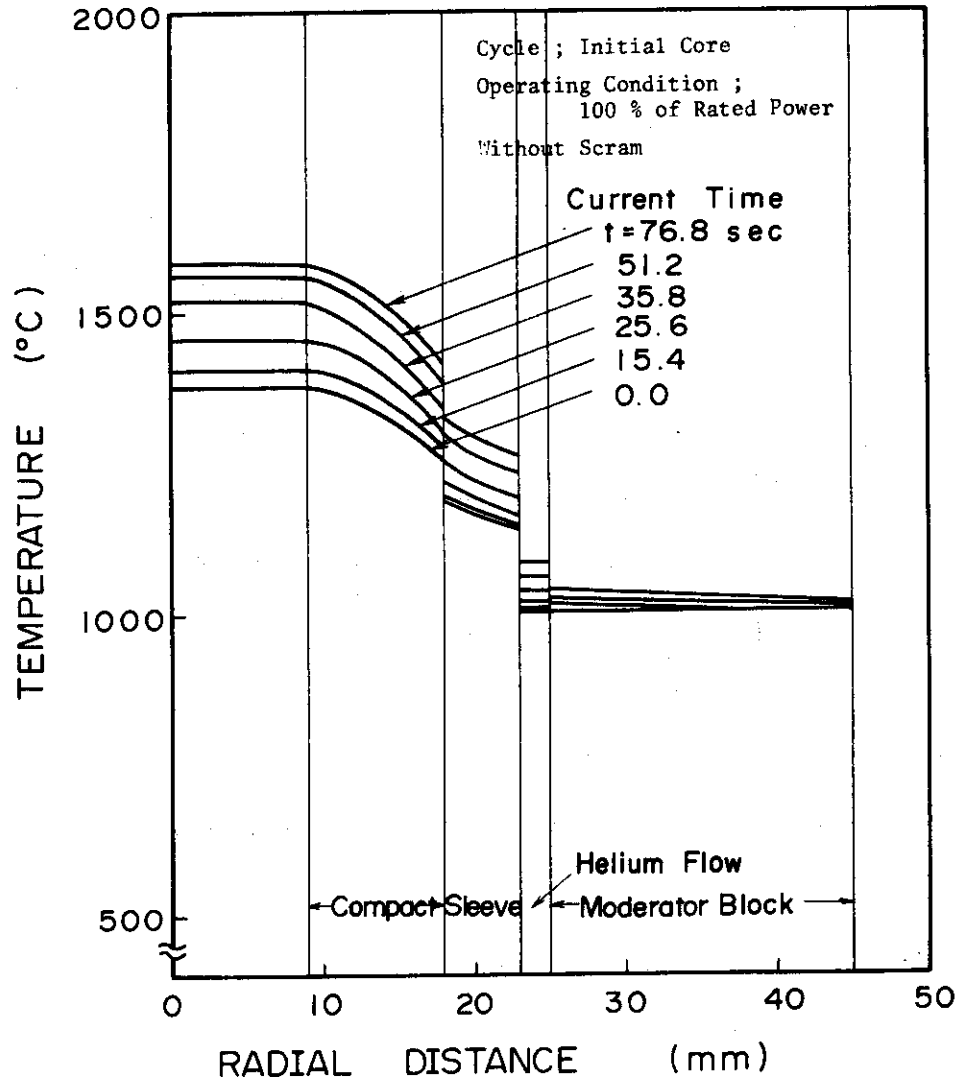


Fig. 4.1.12 Transients of radial temperature distribution of the hot channel for the rod withdrawal accident of event category III at full power operation

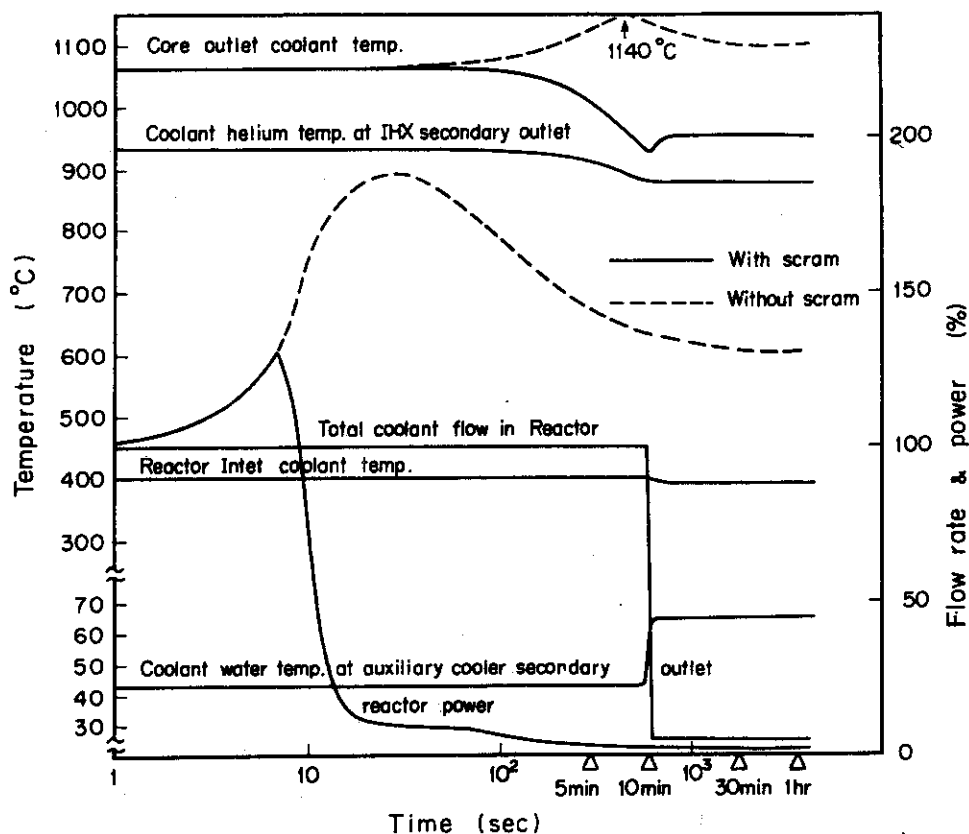


Fig. 4.1.13 Power and temperature transients for the rod withdrawal accident at full power operation

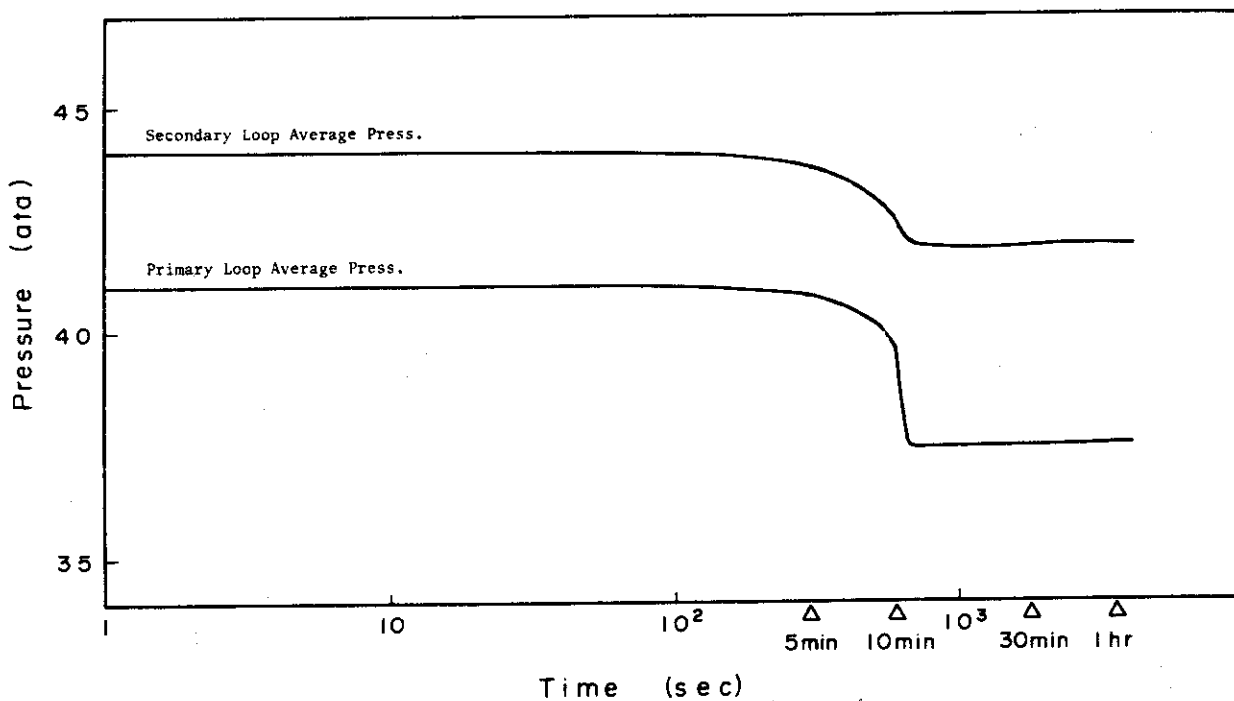


Fig. 4.1.14 Coolant pressure transients for the rod withdrawal accident at full power operation

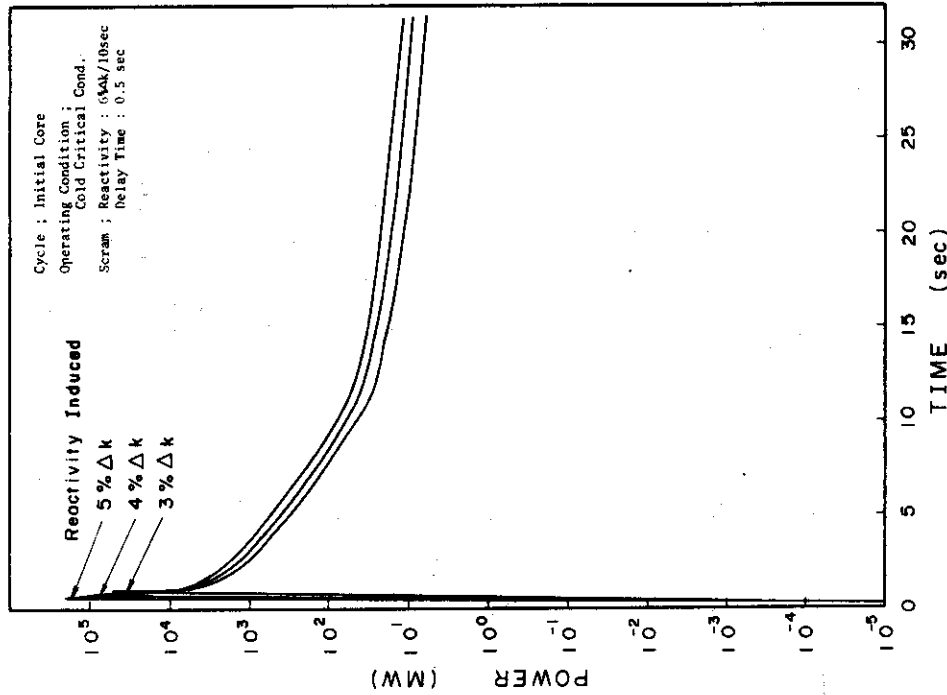


Fig. 4.1.16 Power transients for the rod withdrawal accident of event category IV at source power with 10% of rated coolant flow

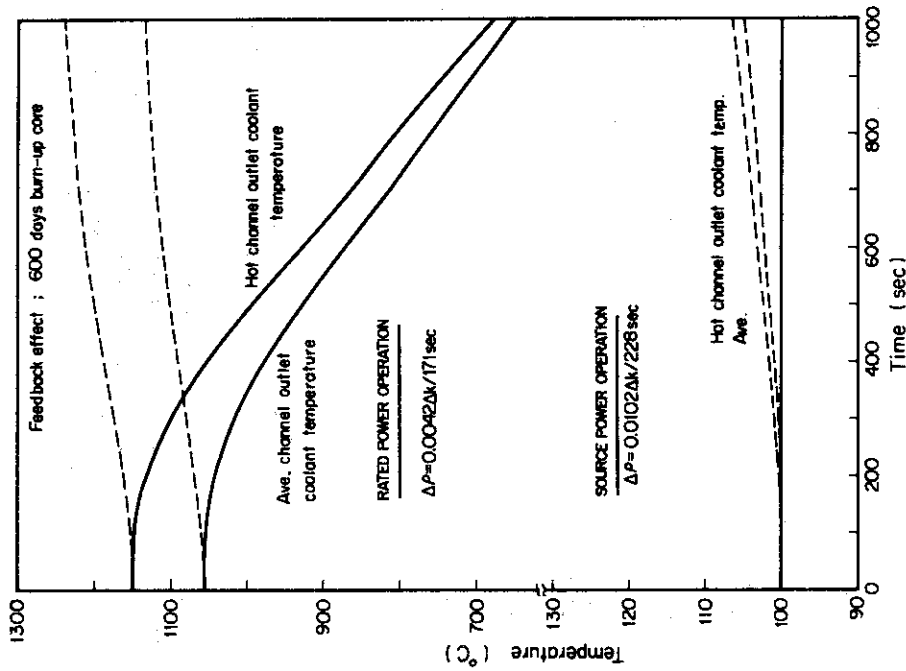


Fig. 4.1.15 Transients of core-outlet coolant temperature for the rod withdrawal accident of event category III at typical operating conditions

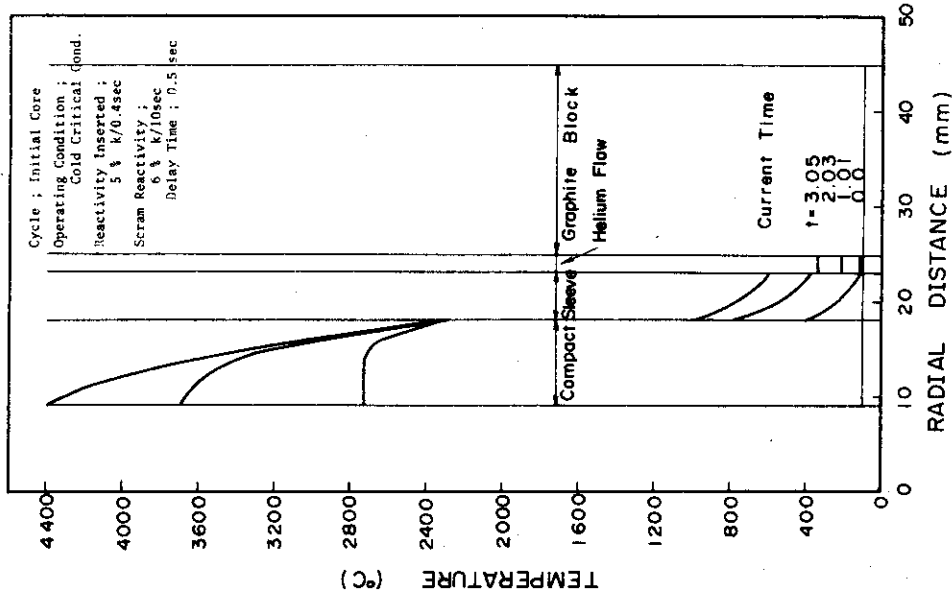


Fig. 4.1.1.18 Transients of radial temperature distribution of the hot channel for the rod withdrawal accident of event category IV at source power operation

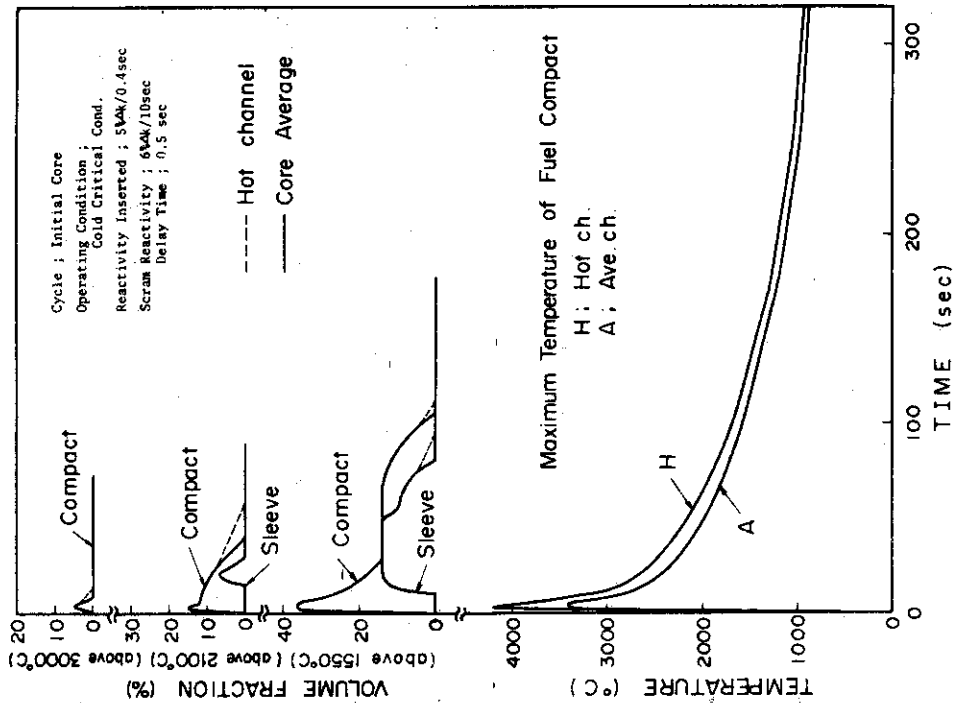


Fig. 4.1.1.17 Temperature transients for the rod withdrawal accident of event category IV at source power operation

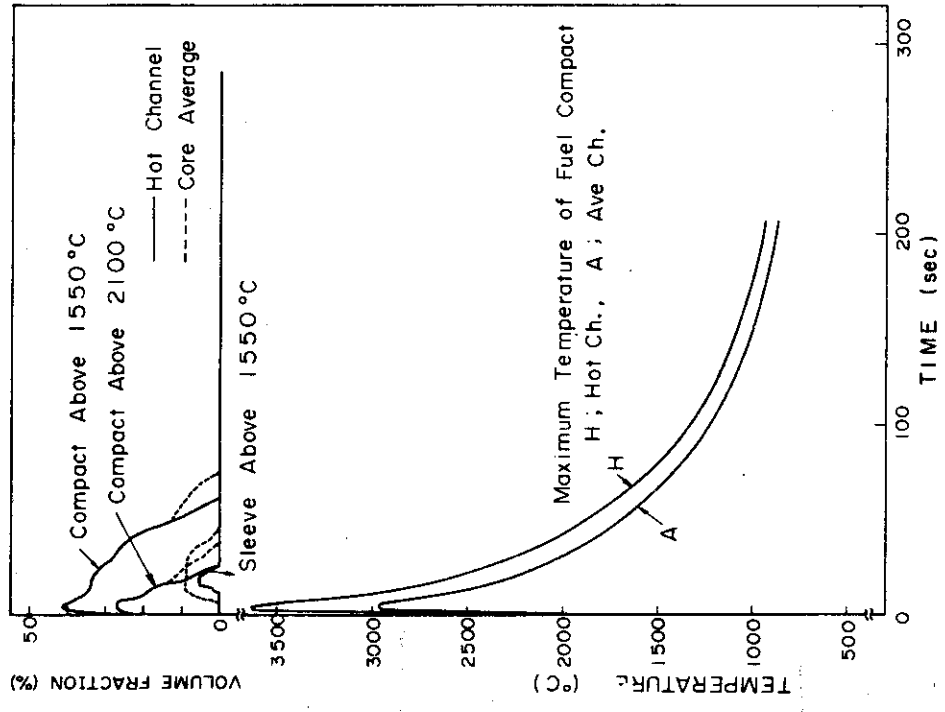


Fig. 4.1.20 Temperature transients for the rod withdrawal accident of event category IV at 30% of rated power

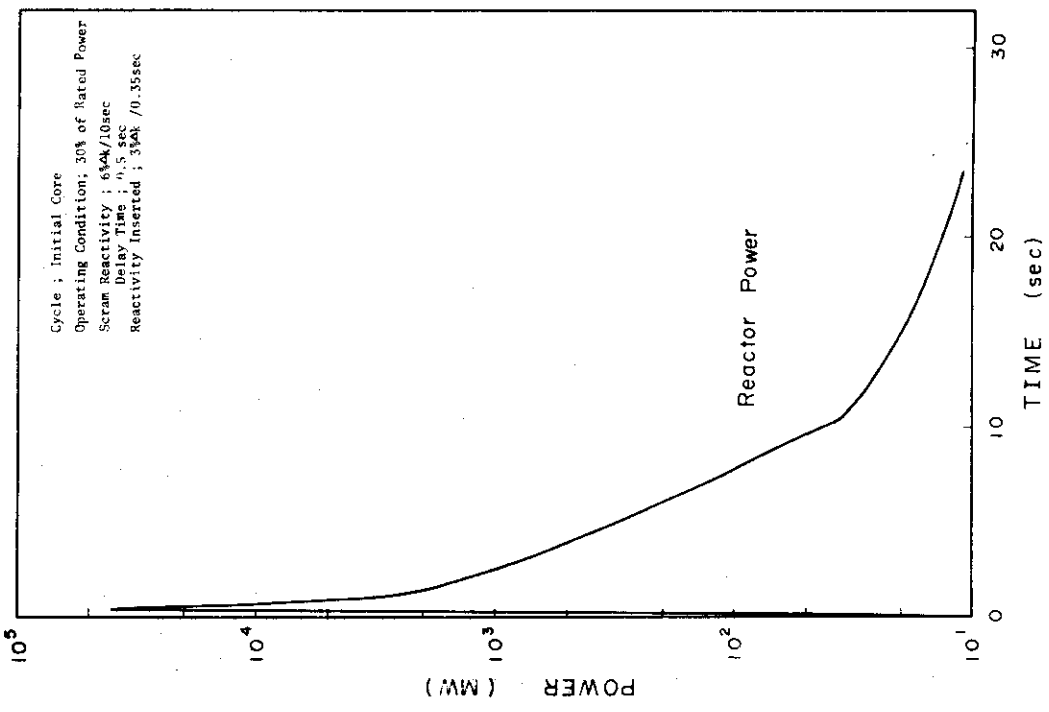


Fig. 4.1.19 Power transients for the rod withdrawal accident of event category IV at 30% of rated power

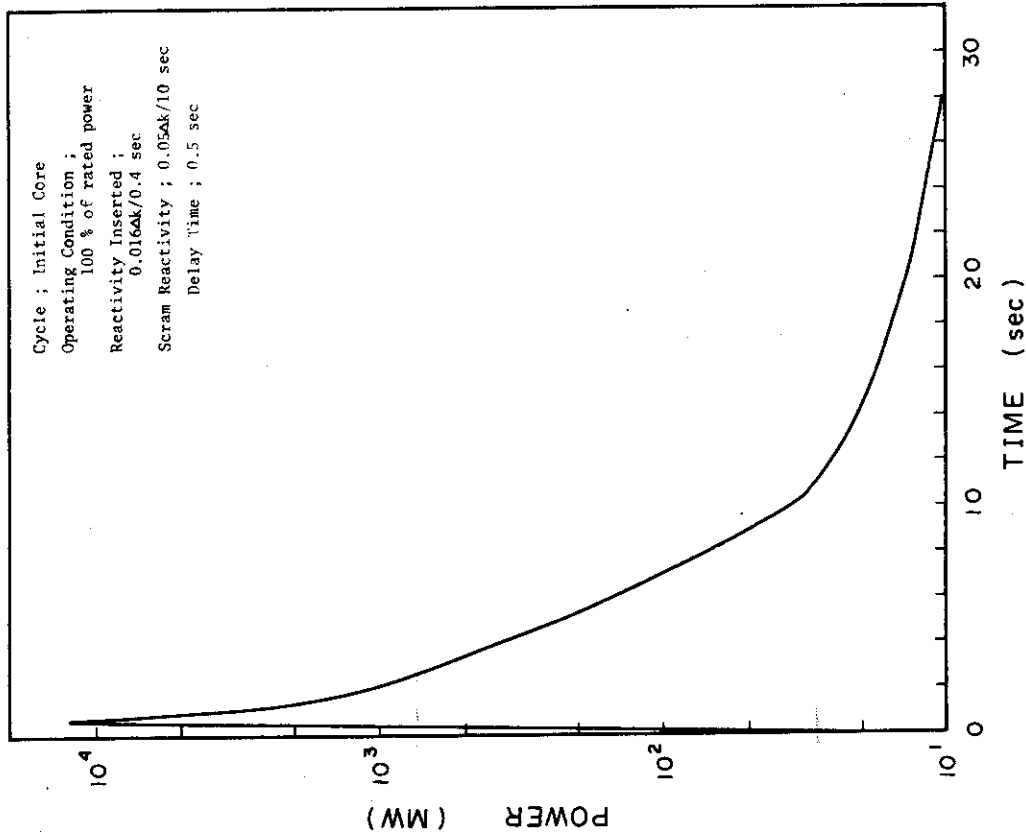


Fig. 4.1.22 Reactor power transients for the rod withdrawal accident of event category IV at full power operation

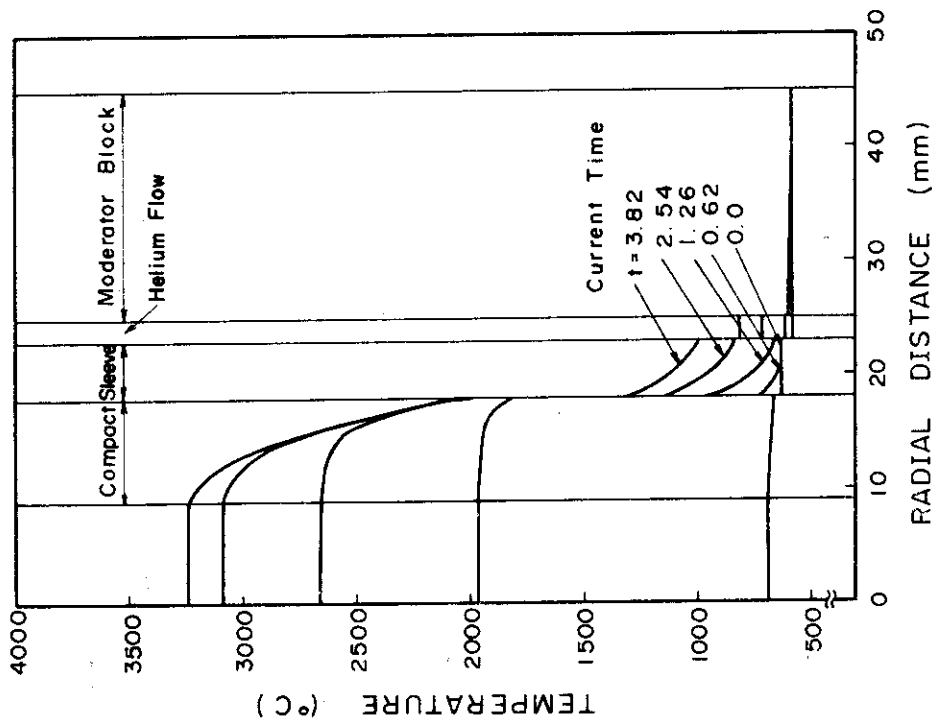


Fig. 4.1.21 Transients of radial temperature distribution of the hot channel fuel pin for the rod withdrawal accident of event category IV at 30% of rated power

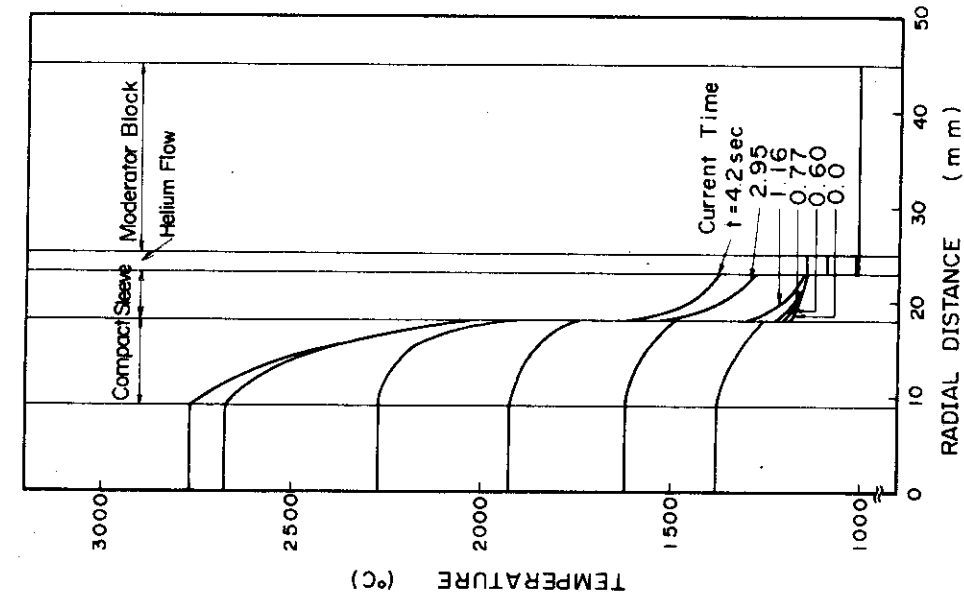


Fig. 4.1.24 Transients of radial temperature distribution of fuel compact for the rod withdrawal accident of event category IV at full power operation

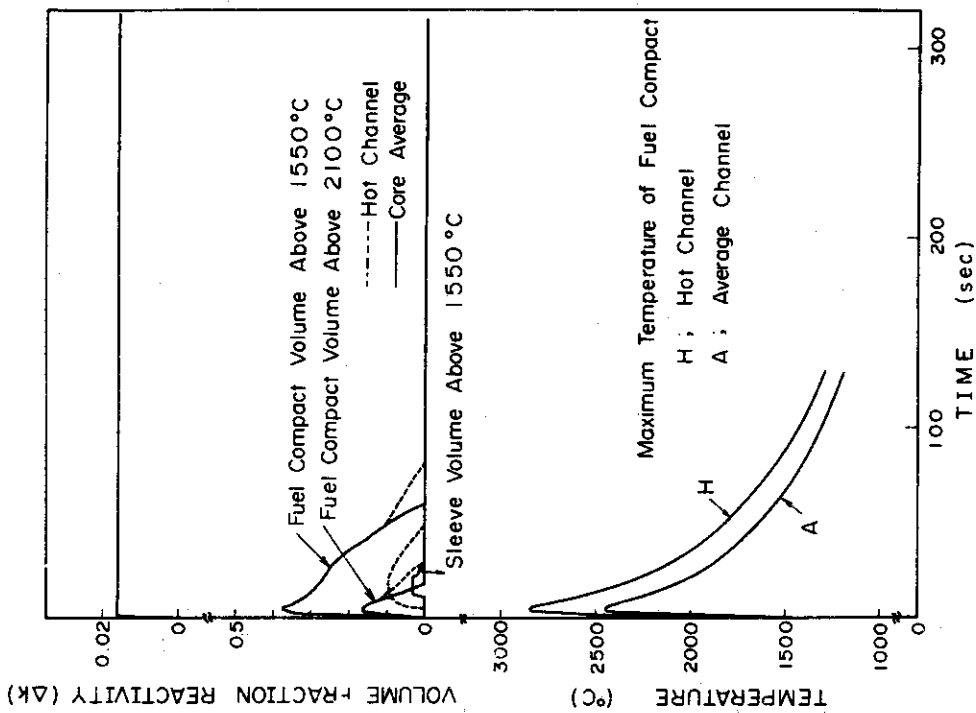


Fig. 4.1.23 Temperature transients of fuel compact for the rod withdrawal accident of event category IV at full power operation

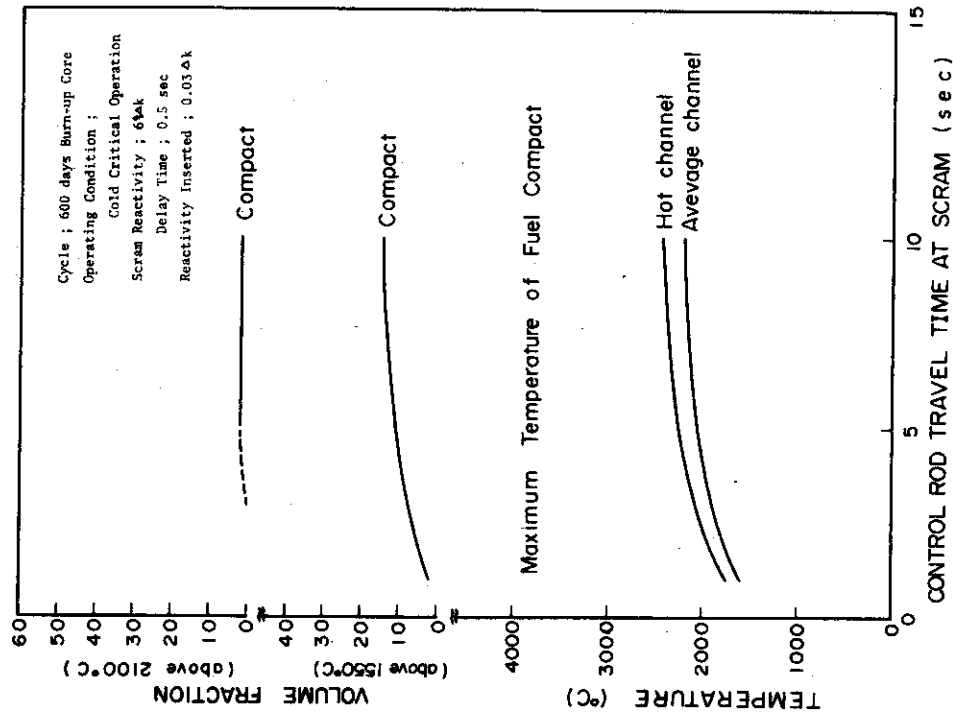


Fig. 4.1.26 Effects of the scram speed for the rod withdrawal accident of event category IV at source power operation

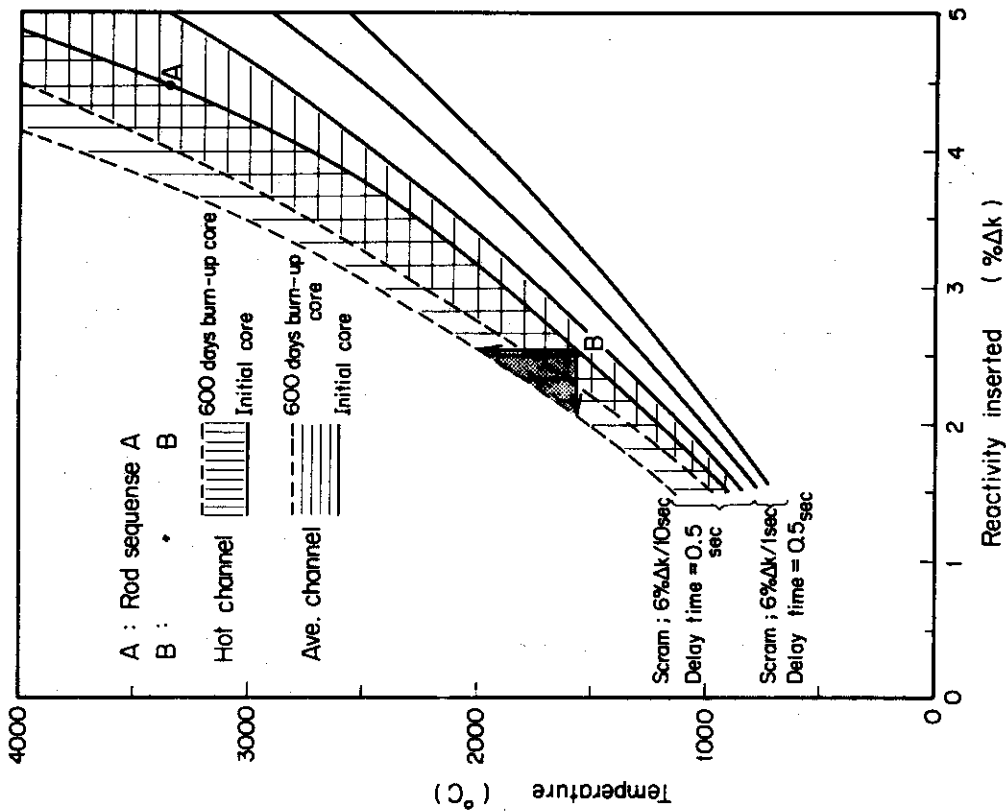


Fig. 4.1.25 Peak values of the fuel temperature transients for the rod withdrawal accident of event category IV at source power operation

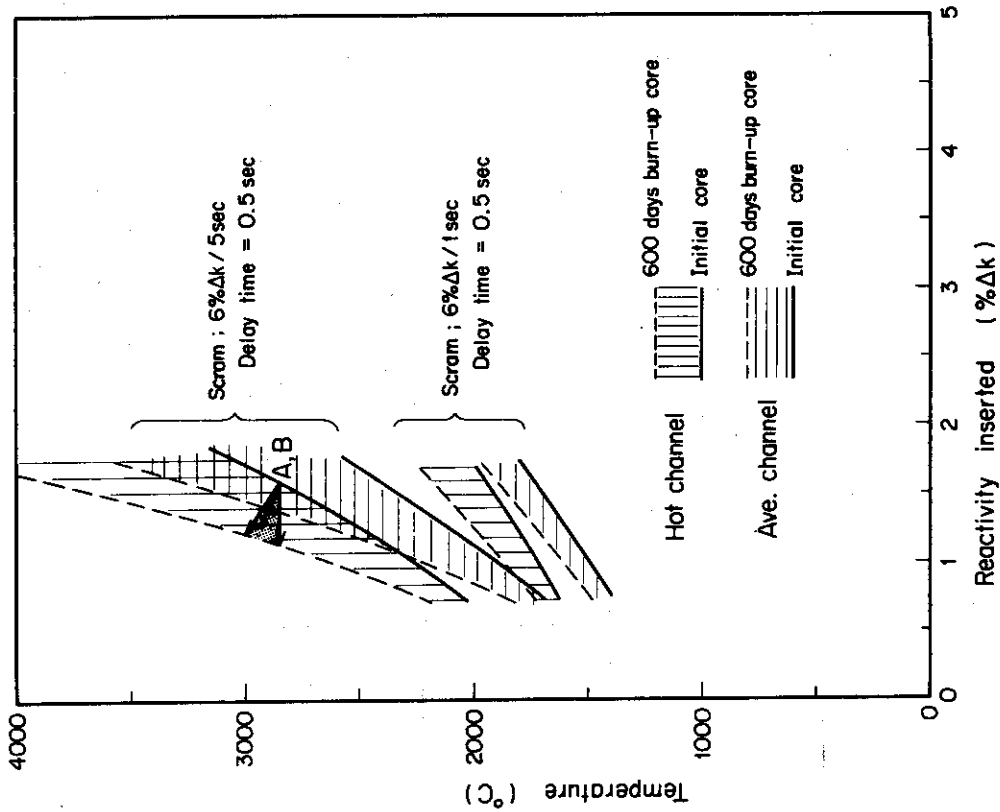


Fig. 4.1.28 Peak values of the fuel temperature transients for the rod withdrawal accident of event category IV at full power operation

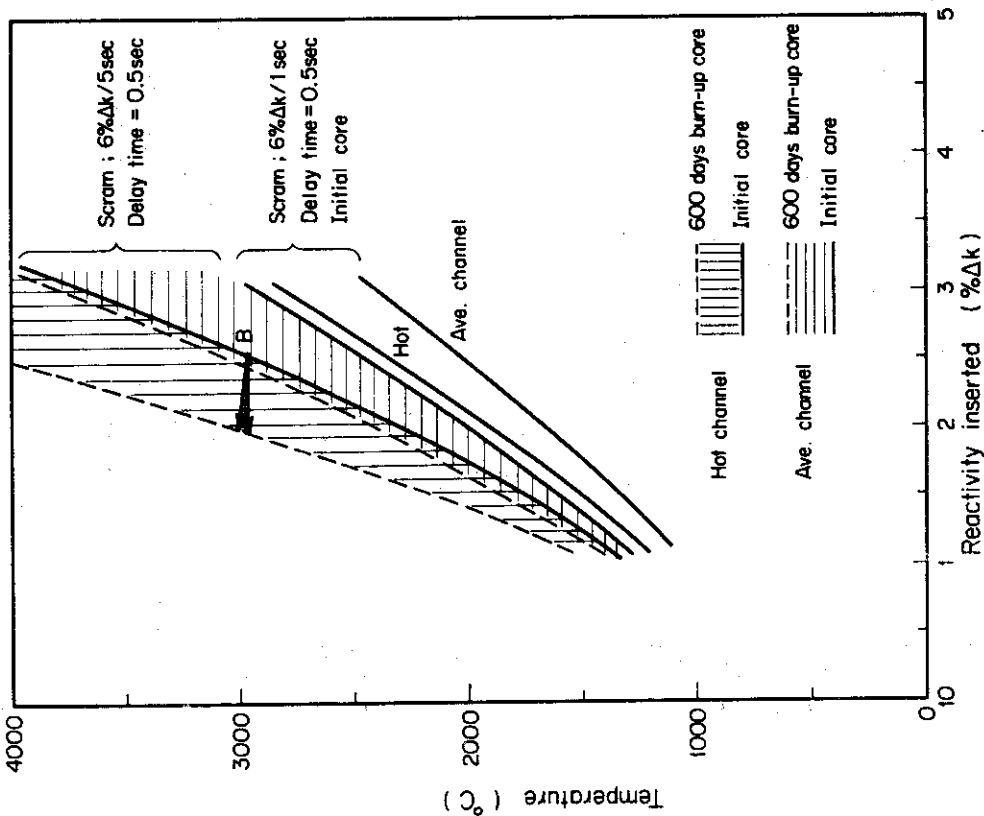


Fig. 4.1.27 Peak values of the fuel temperature transients for the rod withdrawal accident of event category IV at 30% of rated power

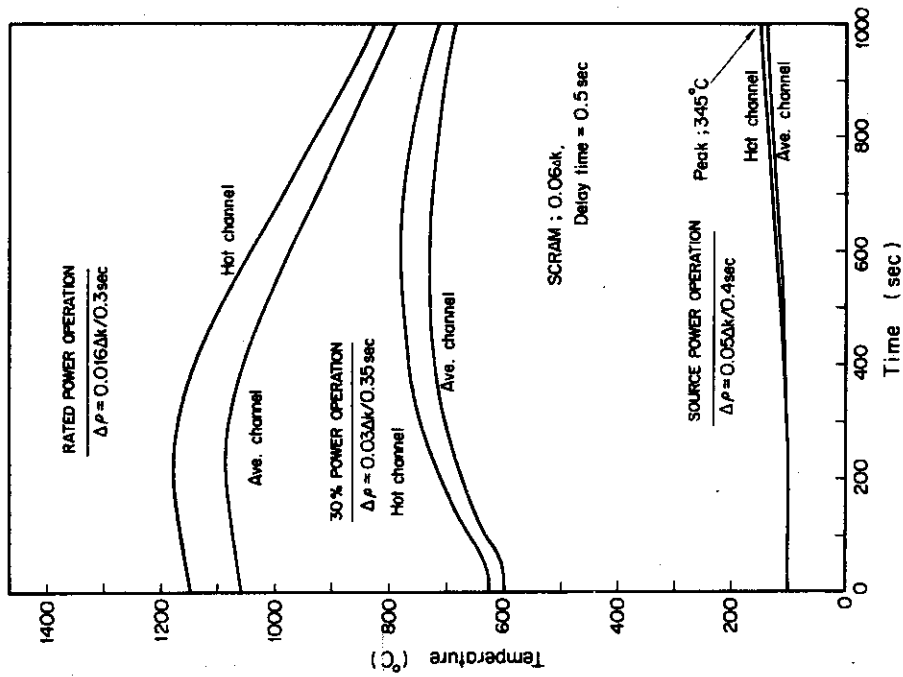


Fig. 4.1.30 Transients of the core-outlet coolant temperature for the rod withdrawal accident of event category IV at typical operating conditions

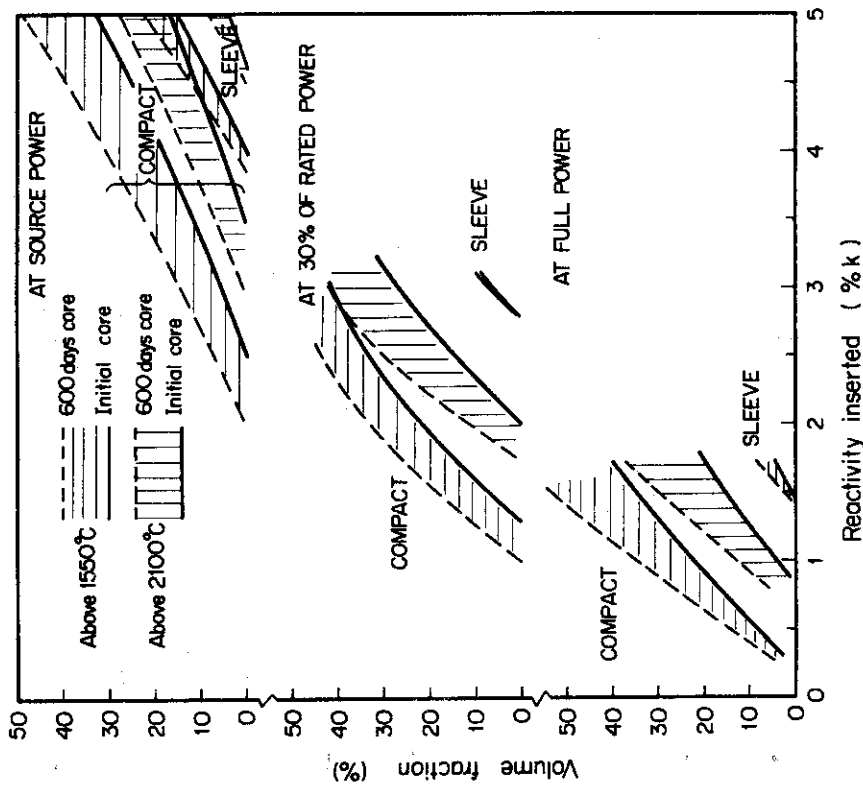


Fig. 4.1.29 Peak values of the fuel compact volume fraction above 1500°C and 2100°C for the rod withdrawal accident of event category IV

4.2 1次系流量喪失事故

4.2.1 事象の分析

(1) 事象分類Ⅱ

主循環機1台のトリップ、弁の誤操作あるいは誤動作および循環機の誤操作あるいは誤動作により流量異常を生ずる場合を分類Ⅱとする。

(2) 事象分類Ⅲ

軸受の焼付等による、主循環機1台のスティックにより瞬時に流量が喪失する場合を分類Ⅲとする。

(3) 事象分類Ⅳ

2系統主循環機の長期間喪失、1系統の弁、配管の閉塞および2系統隔離弁の閉塞により流量が喪失する場合を分類Ⅳとして想定する。

4.2.2 解析手順、モデルおよび使用計算コード

1次冷却材流量喪失により、補助冷却系による炉心の冷却が要求される場合の、プラント各部における温度、圧力および流量の変動は、事故発生から対策シーケンスの終了まで、計算コードICARUS-AC(Appendix A参照)により解析された。その内容は次の通りである。

1) 2系統の主冷却系に共通でない事故(1系統の流量喪失)は、事故側ならびに健全側のそれぞれの冷却ループの挙動を解析する。

2) 流量のラン・ダウン特性ならびに循環機の起動特性の入力はタイム・テーブルの形式により、ランプ状もしくはステップ状により保守的に模擬する。

解析を実施するにあたり、以下の事項を設定した。

(1) 解析事象の分類

4.2.1で分析した事象分類Ⅱ～Ⅳの事象を、その原因により分類すると次の3種類が考えられる。すなわち、

- 1) 所外電源の喪失による循環機のトリップに起因する1次系流量のラン・ダウン
- 2) 循環機自身の系統又は構造上の異常による循環機のトリップもしくはスティックに起因する1次系流量のラン・ダウンもしくはステップ・ダウン
- 3) 冷却材流路の閉塞もしくは閉鎖に起因する1次系流量のステップ・ダウン

上述の3種類の事故事象のうち、1)については別の解析項目として後述の4.1.0の電源喪失の事故事象で言及するので、ここでは2)および3)に属する事故事象のみを解析ならびに検討する。

(2) 解析の前提条件

1) 保護信号

本解析では、第1ならびに第2位のスクラム信号の有効性を調べることにする。Table 2.2.5に検出系の精度ならびに遅れを、Table 2.2.6にスクラム設定レベルを示す。上記項目の1)ならびに2)における第1位の信号は循環機駆動電源(電圧)異常であり第2位信号は流量検出である。一方、3)においては第1位信号は流量検出であり、第2位信号は温度検出となる。

(3) 解析の細分化

前項(1)で述べた如く、2系統の主冷却系に共通でない事故事象(1系統の流量喪失)は、事

故側ならびに健全側をそれぞれ次の方法により解析した。

健全側：事故発生時の原子炉全流量を所定の値の1/2とし、タイム・テーブルによって冷却系統の数を1として、原子炉全流量を健全側主冷却系に全量流すモデルにより解析する。ただし、この場合は事故側の補助冷却系の流量は原子炉全流量に含めないこととして、1系統の補助冷却系のみにより冷却することとした。

事故側：事故発生側冷却ループの流量は、事故直後ステップ状に零となり、補助冷却系の機能確立時点でその容量相当分が流れる。(Fig. 2.2.2 参照) この場合は2系統の補助冷却系が有効な場合の解析となる。

(4) 流量のラン・ダウン特性ならびに循環機の起動特性の入力

ラン・ダウン特性として、時定数10秒相当のランプ状またはステップ状を入力としたが、検出レベルまでの時間はFig. 4.2.1に示した実際の特性から得た値を使用した。また、補助循環機の起動は、事故検出後直ちに開始され、2分間以内に機能確立(回転の時定数26.1秒)するが、Fig. 2.2.2に示すように保守的に見送り5分後とした。個々の解析事象については、そのつど事故過程ならびに対策シーケンスを示す。

4.2.3 解析結果

分類Ⅱ～Ⅳの事故事象について、最も厳しいと考えられる定格出力時の例を代表事象としてとりあげる。

(1) 1系統の1次系流量ラン・ダウン〔事象分類Ⅱ、定格出力運転状態〕

1) スクラム信号

第1位信号：主循環機回転数または電動機電圧検出

第2位信号：1次系流量検出

2) 補助冷却系の系統数

1系統作動とする。(単一故障基準適用)

3) 事故発生から対策シーケンスの終了までの過程は次の通りである。

時刻 0秒 : 主循環機1台のトリップ事故発生,

時刻 7.4秒 : スクラム信号発生, シーケンスBに入り, 事故側の中間ループ系循環機および水蒸気系ポンプをトリップさせる。

時刻 7.9秒 : スクラム開始,

時刻 27.74 : 補助循環機起動,

時刻 307.4秒 : 健全側1次系, 中間系, 水蒸気系の循環機およびポンプをトリップさせ, 補助冷却系1系統による冷却を開始する。

4) 解析結果

健全側ならびに事故発生側ループの応答をFig. 4.2.2に示す。さらに、冷却系統の平均圧力の変化をFig. 4.2.3に示す。

(2) 1系統の1次系流量ステップ・ダウン〔事象分類Ⅲ、定格出力運転状態〕

1) スクラム信号

第1位信号：主循環機回転数または電動機端子電圧

第2位信号：流量検出信号

2) 補助冷却系の系統数

1 系統作動とする。

3) 事故発生から対策シーケンスの終了までの過程は次の通りである。

時刻 0 秒 : 主循環機 1 台のスティック事故発生,

時刻 2 秒 : スクラム信号発生, シーケンス B に入り, 事故側の中間ループ系, 水/蒸気系循環機をトリップさせる。

時刻 2.5 秒 : スクラム開始,

時刻 2.72 秒 : 補助循環機起動,

時刻 3.02 秒 : 健全側 1 次系, 中間ループ系および水/蒸気系循環機をトリップさせ, 補助冷却系 1 系統による冷却を開始する。

4) 解析結果

健全側ならびに事故側ループの応答を Fig. 4.24 および Fig. 4.25 に示す。

(3) 2 系統の 1 次系流量ステップ・ダウン〔事象分類Ⅳ, 定格出力運転状態〕

1) スクラム信号

第 1 位信号: 循環機回転数または流量検出

第 2 位信号: 流量検出または冷却材温度検出

2) 補助冷却系の系統数

1 系統作動とする。

3) 事故発生から対策シーケンスの終了までのプロセスは次の通りである。

時刻 0 秒 : 主循環機 2 台のスティック事故発生,

時刻 7.4 秒 : スクラム信号発生, シーケンス B に入り, 2 系統の中間ループ系, 水/蒸気系循環機をトリップさせる。

時刻 7.9 秒 : スクラム開始,

時刻 27.74 秒 : 補助循環機起動,

時刻 30.74 秒 : 補助冷却系 1 系統による冷却を開始。

4) 解析結果

各部の温度ならびに圧力挙動を Fig. 4.26 および Fig. 4.27 に示す。

4.2.4 検討ならびに結論

本解析では, 事故発生から補助冷却系 1 系統による原子冷却に至る一連の保護シーケンスの評価を主な目的とし, 評価基準として Table 2.2.5 に示した各種の制限値が適用される。この結果, 次に示す結論を得た。

(1) 事象分類Ⅱ

原子炉出口温度, IHX 2 次出口温度および原子炉入口温度の挙動は緩慢であり, 温度変化率などで問題となる現象はない。しかし, IHX 2 次出口温度は, 事故発生とともに事故ループの 2 次循環機を停止する場合に 55°C (930°C → 985°C) の上昇が予想されプロセス安全限界を越えることが判明した。(Fig. 4.2.2 中の A) この対応策として, 事故ループの 2 次系循環機を正常ループと同様に 5 分間維持してその後停止するシーケンスを採った場合を検討した結果, Fig. 4.2.2 の B 線に示すように温度上昇を抑え, 温度の降下率も緩やかな結果を得た。

一方、1次系-2次系間の冷却材圧力差はFig. 4.2.3に示すように2次系圧力は維持されるために、補助冷却系作動に伴う1次系圧力の降下が始まった場合、拡大する傾向にある。したがって、2次系冷却材インベントリの微調整するか、または2次系流量をFig. 4.2.3に示すように定格流量の30%程度を約1時間維持する方案が有効と考えられる。

以上のように保護シーケンスを調節すればプロセス安全限界を満足できることが判明した。

(2) 事象分類ⅢおよびⅣ

Fig. 4.2.4～7に示す結果より次の結論を得た。

1) 原子炉出口温度、IHX2次出口温度および原子炉入口温度の挙動は事象分類Ⅱの場合と同様に緩慢であり、事故ループのIHX2次出口温度の上昇も985℃程度(55℃上昇)をピークとしているのでTable 2.2.5に示す設計安全限界を満たしている。したがって、保護シーケンスBの機能は満足できるものと考えられる。

2) 1次系-2次系間の冷却材圧力差は、保護シーケンスBを採る場合、逆転せずに約5.5atまで拡大した。この差圧の設計安全限界は6.75atであり制限を満足していると考えられる。この圧力差の挙動は事象分類ⅢおよびⅣでは逆転することも許容されるが、時間的余裕も十分にあると考えられるので、実際の対応では冷却材インベントリの調節を手動で行い、この解析結果より緩やかな事故とすることも可能である。

3) 補助冷却器出口の冷却材ヘリウムの温度が正常時の原子炉入口冷却材ヘリウムの温度が正常時の原子炉入口冷却材温度と較べ低く、事故後5分において補助冷却系が作動するとき原子炉入口温度が3分間で15℃程度低下するが機器に影響を与える現象とは考えられない。一方、補助冷却器の冷却水は、十分にサブ・クールの状態にあり蒸発が発生するとは考えられないが、冷却水温度は急激に上昇し70℃に至っているために、補助冷却系の設計に際しては、この温度上昇率に配慮されるべきである。

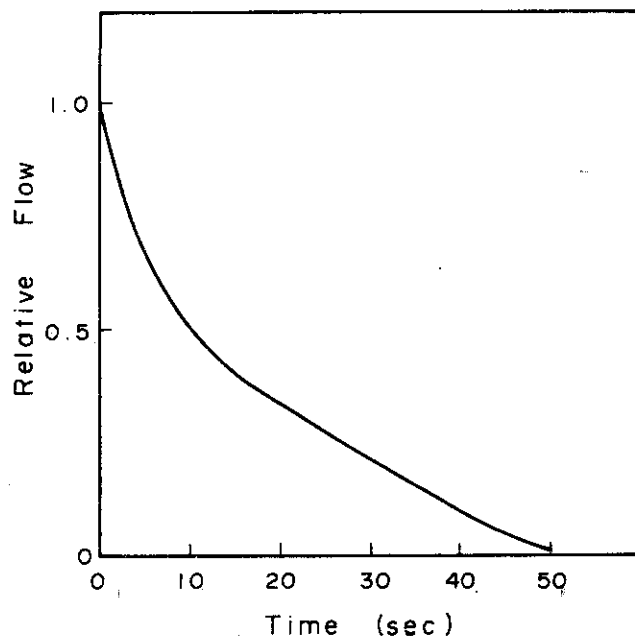


Fig. 4.2.1 Run down chart of the circulator

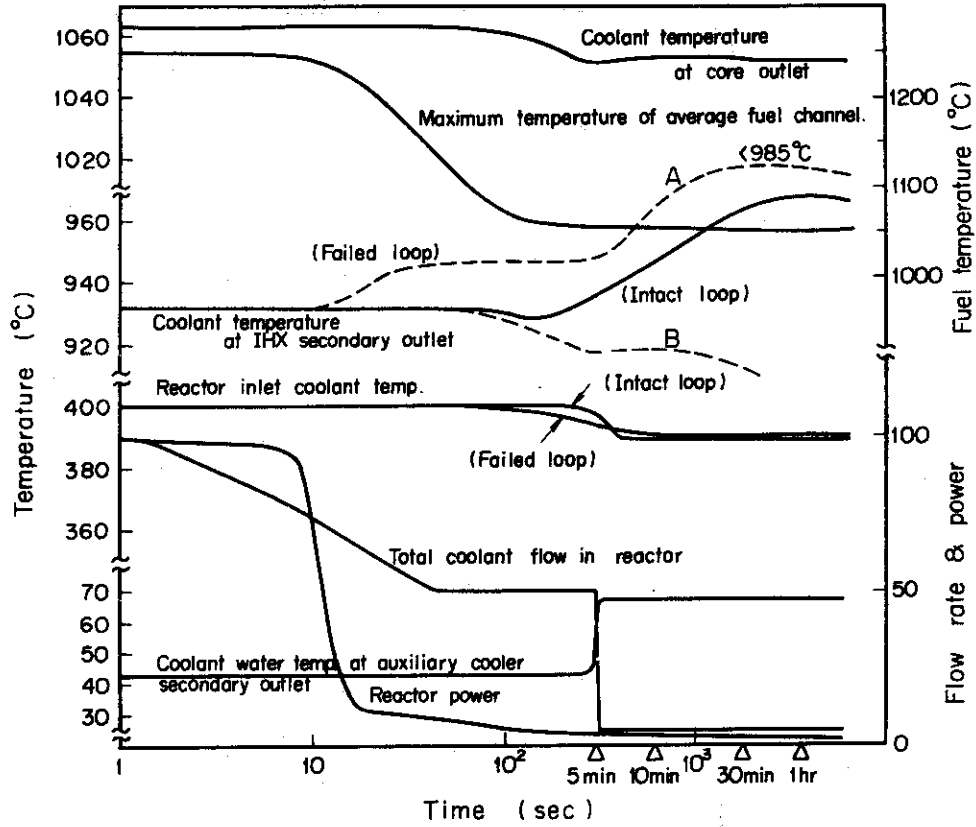


Fig. 4.2.2 Power and temperature transients for the loss of forced circulation in a primary loop, of event category II at full power operation

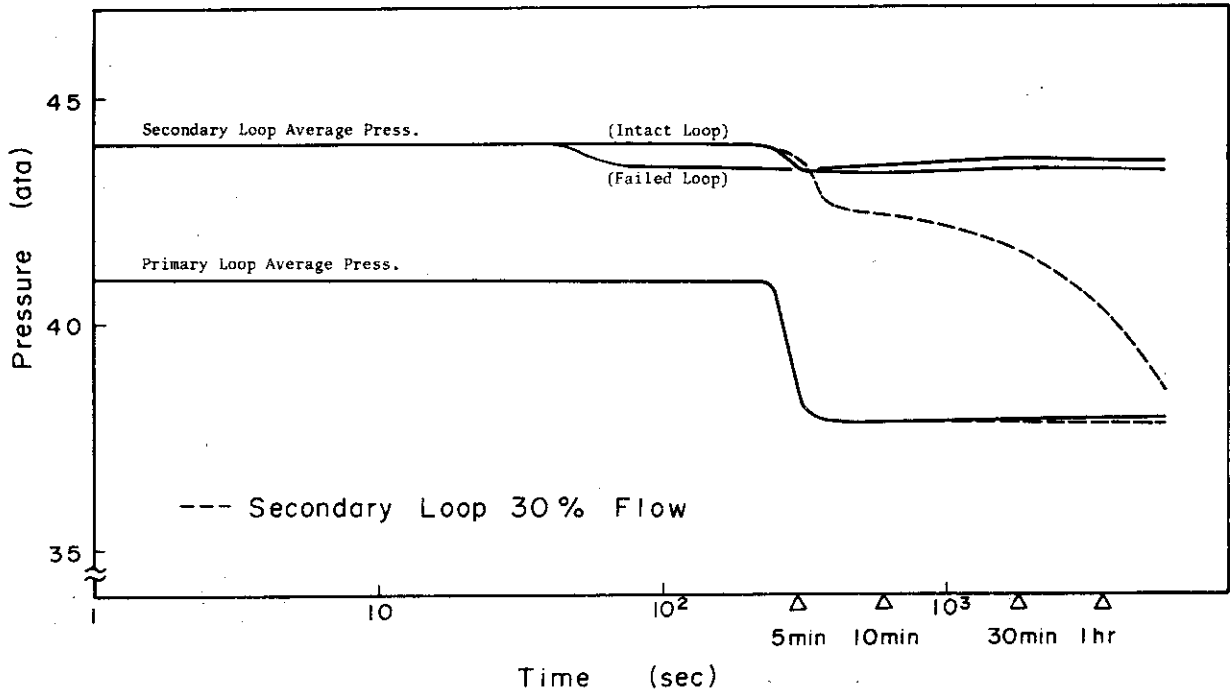


Fig. 4.2.3 Pressure transients for the loss of forced circulation in a primary loop, of event category II at full power operation

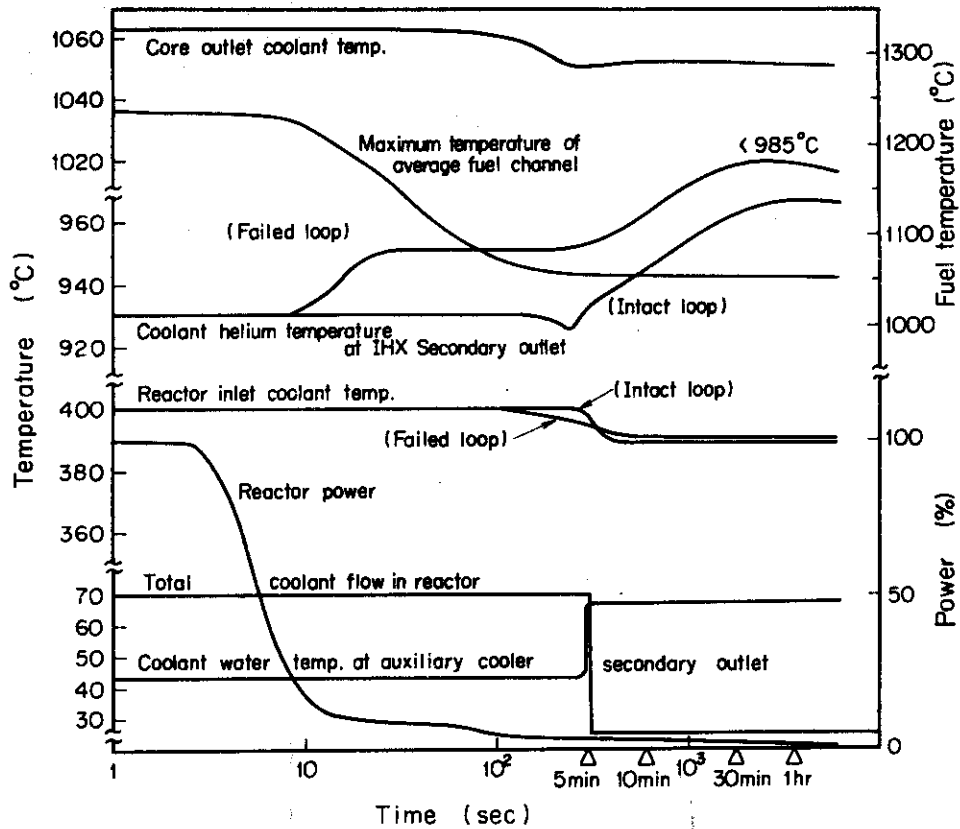


Fig. 4.2.4 Power and temperature transients for the loss of forced circulation of event category III at full power operation in primary loop

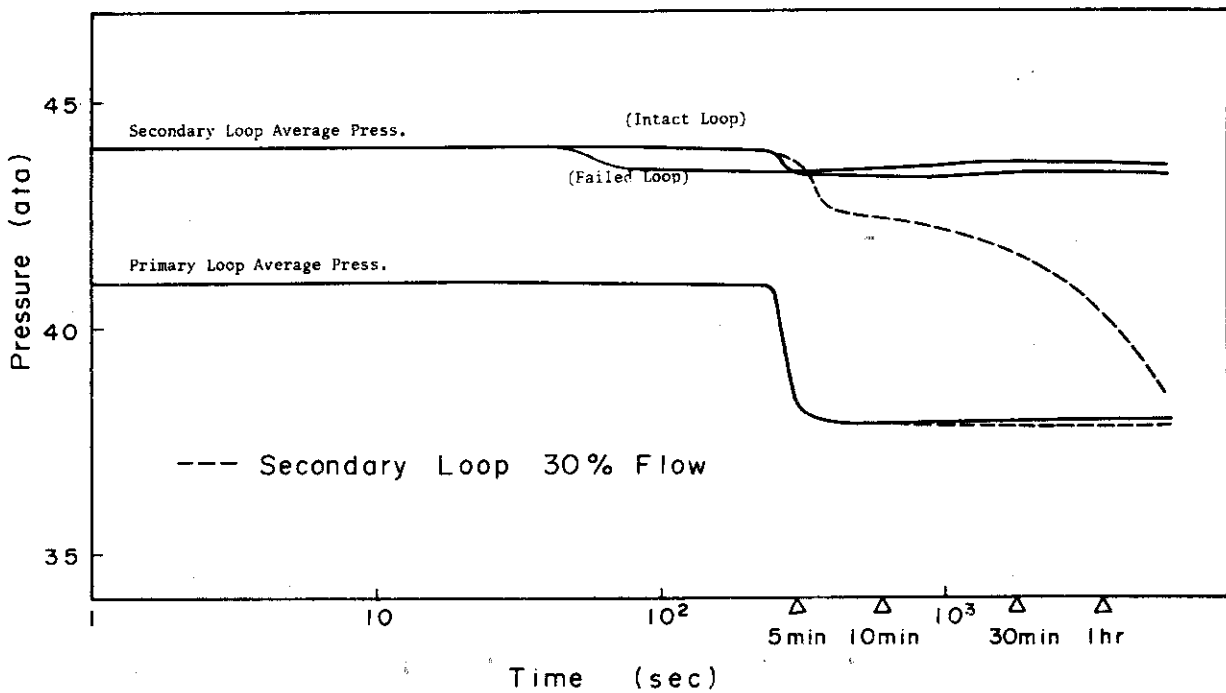


Fig. 4.2.5 Coolant pressure transients for the loss of forced circulation of event category III at full power operation in primary loop

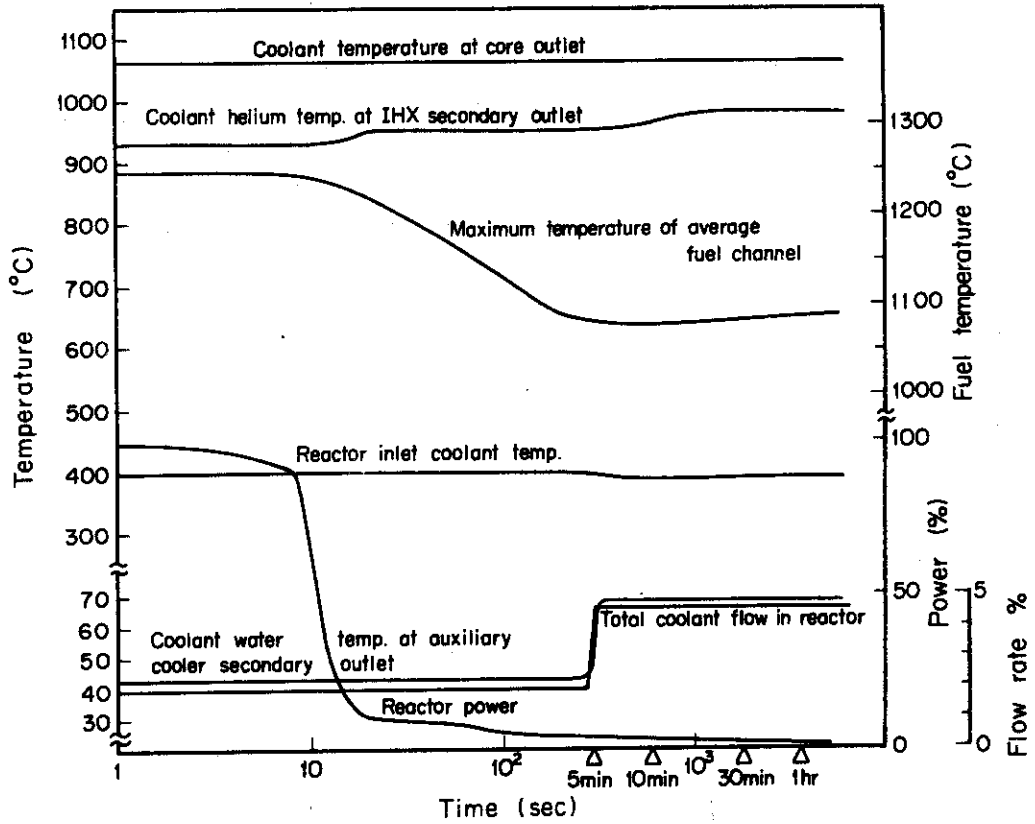


Fig. 4.2.6 Power and temperature transients for the loss of forced circulation of event category IV at full power operation in primary loop

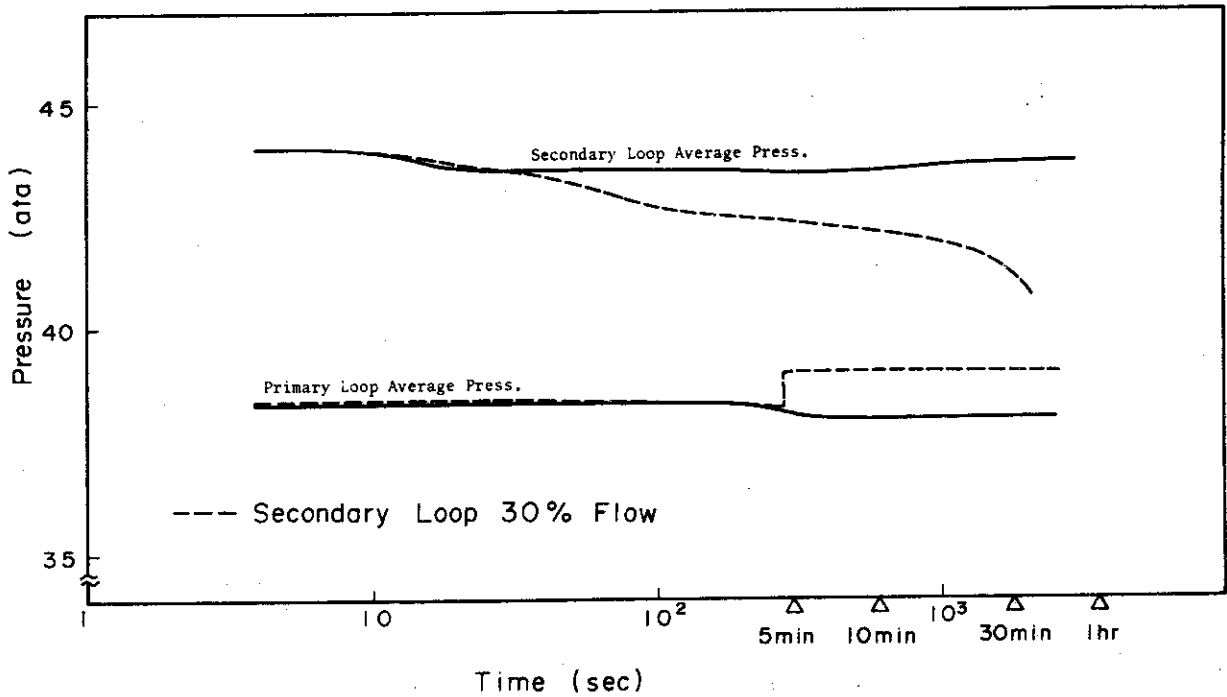


Fig. 4.2.7 Coolant pressure transients for the loss of forced circulation of event category IV in primary loop

4.3 1次系冷却材喪失事故

4.3.1 事故事象の分析

(1) 事象分類Ⅱ

緩慢な減圧過程となる事故事象であるが、実際には冷却材ヘリウムを補給することにより1次冷却材圧力を所定の値に維持できる。従って、原則的には通常の炉停止手順を踏むこととなるが、何等かの原因で減圧過程が速く、1次系冷却材圧力の低下が大きくなり保護信号が発信された場合には保護シーケンスCを採る。

(2) 事象分類Ⅲ

冷却材圧力の低下が著しく、冷却材の炉心循環量を維持できなくなった状態であり、第1位の保護信号として1次冷却材圧力、第2位保護信号として冷却材流量が想定され、保護シーケンスCが採られる。

(3) 事象分類Ⅳ

二重配管瞬時破断、ならびに二重管および単管等の外管破断による急速減圧事故であり、第1位保護信号として1次冷却材圧力、第2位保護信号として1次冷却材流量が想定される。保護シーケンスはCであるが、破断箇所によっては、炉心内に逆流(上向流)が発生する危険性があり、その流体力により制御棒が炉心上方へ逸出しないよう許容最大破断面積と実際の構造寸法の整合を必要とする。

4.3.2 解析手順、モデルおよび使用計算コード

解析の内容は、緩慢な減圧状態に対する冷却材強性循環による炉心冷却機能と急速減圧時の冷却材流動特性および後備冷却系の炉心冷却機能評価の二つより成り立つ。

(1) 緩慢な減圧状態の温度特性解析(事象分類Ⅲ)

全プラントの温度挙動を計算コードICARUS⁽⁶⁾により解析する。これには補助冷却系の機能を含む。漏洩事故による減圧および流量の減少は圧力の半減時間を600秒で30 ataに降下する。(10秒後に-5 atの減圧となり原子炉トリップ)また、この30 ataを下回る減圧は次の(2)の急速減圧で述べる。なお、1次系系統平均圧力Pと1次系質量流量G(kg/sec)の時間変化は次式で与えられる。

$$G = \begin{cases} G_0 \cdot \frac{1}{1 + \frac{t}{600}} & (0 \leq t \leq 104) \\ \frac{G_0}{1 + \frac{t}{10}} \cdot \frac{1}{1 + \frac{t}{600}} & (104 < t) \end{cases}$$

ここで、 t ; 漏洩開始後の時間 (sec)

G_0 ; 事故直前の冷却材流量 (kg/sec)

であり、104秒はトリップ時点に1秒の遅れを考慮した結果である。

(2) 急速減圧時の冷却材流動特性および後備冷却系の炉心冷却機能評価(事象分類Ⅳ)

1次系破断に伴う冷却材流出ならびにループ内流動をGASRUPならびにLOFTY・Mコードにより解析する。さらに、炉心の長期冷却の状況をTAC・2Dコードにより解析する。

(Appendix A 参照) 解析は次の3ケースに絞って行われ、その解析ケースならびにモデルを次に示す。

1) 二重管完全破断事故 (ケース 1)

冷却材の放出量、流動、圧力挙動を得るための解析モデルを Fig. 4.3.1 に示す。最も危険な破断箇所は圧力容器ノズルと主配管の溶接部であり、1次冷却材は原子炉下部プレナム、炉心下部高温プレナム、中間熱交換器出口ならびに循環機出口などから原子炉室 (コンパート・メント) に放出される。なお、この原子炉室と格納容器内作業床上部空間は壁面の貫通孔を通して結合されている。事故後の炉心の冷却の状況は Fig. 4.3.2 に示す解析モデルにより原子炉全体に関する2次元 (R-Z) 熱伝導解析を行う。

2) スタンド・パイプ破断事故 (ケース 2)

冷却材放出現象の解析モデルを Fig. 4.3.3 に示す。1次冷却材は原子炉上部のスタンド・パイプから原子炉室に放出して炉心内の冷却材の逆流を含む減圧過程を辿る。従って、事故初期の逆流現象に伴う温度変化を多チャネル炉心熱流動解析コードにより解析し、長期間の冷却の現象を上記 1) と同様の原子炉全体の2次元 (R-Z) 熱伝導解析を行う。多チャネル炉心熱流動解析モデルは Appendix A の計算コード LOFTY-M を参照されたい。

3) 二重管外管破断事故 (ケース 3)

1次冷却材は原子炉下部プレナムと事故ループの循環機出口から原子炉室又は中間交換機室に放出され、Fig. 4.3.4 に示すモデルとなる。事故初期の逆流現象に伴う温度変化ならびに長期冷却の応答は前項 2) に示したのと同様の解析手法を採る。なお、逆流期間中の炉心入口冷却材温度は正常時の出口ガス温度 ($\sim 1.084^{\circ}\text{C}$) を維持することにより安全側の解析結果を得る。

4.3.3 解析結果および検討

事象分類 II についての事故結果と分類 III および IV の結果に大別して結果を示す。

(1) 事象分類 II

冷却材圧力障壁の破断孔径が小さく、冷却材圧力は正常値の近傍に維持されている。従って、冷却材の漏洩はヘリウム・インベントリの補給量の増加又は漏洩感知器により検出されることとなり、原子炉は正常停止の手順で出力を低下し、その過渡現象は Fig. 3.2.7 と同様なものとなる。この分類での事故の結果は直接的に原子炉保護系に接触することなく、プラント保護系の機能により収拾され则认为る。

(2) 事象分類 III

圧力半減時間 600 秒より緩やかな減圧であるが Table 2.2.6 のスクラム・レベル以下となる事故事象がこの分類に該当する。保護シーケンス C での冷却は原則的には後備冷却系であるが、Fig. 4.3.5 に示す結果に観られる様に1次系圧力は 1.000 秒後でも 10 ata 以上と考えられ、主循環機と補助冷却器の組合せによる冷却が効果的と考えられる。一方、補助循環機では質量流量が定格時の 0.2 程度となり所定の容量に達しないため、補助循環機による冷却は炉心温度が十分に低下し、崩壊熱を考慮しても問題とならない時点まで待たねばならない。したがって、2台の主循環機を停止せざる得ない場合には後備冷却器を並行して使用することとなる。

(3) 事象分類Ⅳ

1) 二重配管完全破断事故

冷却材圧力ならびに流出流量等の結果を Fig. 4.2.6 に示す。これ等の結果によると保護信号となる冷却材圧力は 0.5 秒以内にスクラム設定レベルに至り、さらに第 2 位信号となる冷却材流量信号も 3 秒以内にトリップする。この事故のときの炉心内冷却材流動 (Fig. 4.3.6 中の m) は順方向のみにしか流れないため、流体力による制御棒の逸出は起り得ない。従って、核出力の緊急停止の必要性は少なく、確実に炉心冷却が行われることが重要となる。この方針に従い、保護シーケンス C による後備冷却系の除熱機能の評価が第 1 次概念設計作業⁽²⁾で行われ Fig. 4.3.7 ~ 9 に示す応答が得られた。これ等の結果より、炉心支持構造ならびに燃料温度等に関する設計安全限界 (Table 2.2.5 参照) を十分に満すと考えられる。

2) 圧力容器スタンドパイプ破断事故

圧力容器スタンドパイプの径は容器上部の燃料交換用スタンドパイプが最大であり、内部が空洞の状態では 1 本当り 0.14 m^2 以下の破断面積となる。しかし、Appendix B で示すように内部構造物ならびにスペーサの挿入の効果により実効の断面積を 0.03 m^2 以下低減することは十分可能である。とくに、安全性上注視すべきは、冷却材放出時の流体力により制御棒を逸出する可能性のある箇所であるために、炉心内の逆流力が制御棒を挿し上げない値域に収まっていることが重要である。このような設計改良の方向づけを明確にすることを目指して破断孔面積と炉心内冷却材流動の関係を得た。この内容は、Appendix B に詳細を述べるが、炉心構造ならびに制御棒重量の検討によると炉心上下での逆転圧力 (下部が高で上部が低) が 1 kg/cm^2 であれば制御棒重量と差圧を比較する簡単なモデルによる評価でも制御棒の浮上は起り得ない。さらに、 2 kg/cm^2 になった場合はオリフィス部、絞り部分などの圧力分担を考慮した詳細検討を行うと制御棒の逸出は発生しないと結論づけられているものである。この成果を基に Fig. 4.3.1.0 の結果を検討すると、破断孔面積が 0.05 m^2 以下であれば制御棒の逸出の可能性はないと推定される。さらに、 0.07 m^2 程度であれば評価モデルの詳細化で逸出が起り得ないことの証明が可能と判断される。したがって、本実験炉でのスタンドパイプ破断時の制御棒逸出防止は前述のスタンドパイプ内部構造物ならびにスペーサの挿入による対応が効果あると考えられる。なお、スタンドパイプは原子炉上部の遮蔽蓋 (2 層) の最下層のオール内に保持されており、スタンドパイプ溶接線が破断しても全てのスタンドパイプ内の内容物が飛散するとは考えられないため、構造の詳細化により制御棒逸出を抑止する対応策をより確実なものとするのが可能であると結論づけることもできる。また、炉心内流動が逆流しているときの部分の温度挙動については次の 3) でまとめて述べる。

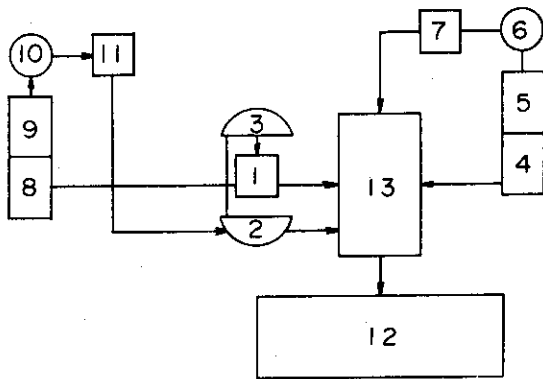
3) 二重管外管破断事故

二重管外管破断で最大流出孔面積をもち、かつ最も危険な箇所は圧力容器の主配管ノズル溶接線近傍の箇所であり、Appendix B で示すように、現設計では 0.096 m^2 以下である。この事故時の炉心内流動は Fig. 4.3.1.1 に示すように、上記破断孔面積のピークの逆転差圧は 1.9 kg/cm^2 以下である。したがって、2) に示すと同様の考察によると制御棒の炉心からの逸出を起さないと考えられるが、さらに配管の調整ならびに流出流量制限器の設置により断面積を 0.068 m^2 以下に抑えればより確実なものとなると考えられる。

以上に示す炉心内逆流時の温度挙動と保護信号について若干触れる。原子炉保護信号は圧力低下または第2位信号の流量低下によりトリップして、循環機停止を含む保護シーケンスCが始動することとなる。この場合、問題となるのは燃料温度と低温設計構造（圧力容器または配管類）の温度上昇と考えられるが、Fig. 4.3.1.2に示すように発生すると考えられる最大の逆流現象時（スタンドパイプ破損時）でも、事故初期の燃料温度の上昇は高々40℃であり、低温設計構造物の温度上昇も15℃を上回ることはない。この事象と関連して、4.1節で述べた1対制御棒の逸出を想定（炉心囲り構造の設計の調節により実際には発生しない方向に努力する）した事故結果では瞬時に減圧時の質量流量を設定して、この4.3節での結果（逆流発生時に定格流量以上が25秒以上継続し、その後10秒以内に順方向の流れに戻る）を考慮すると、4.2節の燃料温度上昇の結果は保守的な評価結果となっている。したがって、もしスタンドパイプ破断と1対制御棒逸出が同時に発生する事故を想定する場合は、燃料温度の上昇に4.1節の結果を、低温設計構造の温度上昇には4.1節と4.3節の結果を合成した値、ならびに基本概念設計時の詳細検討結果より50℃^{*}の上昇を想定すれば保守的な事故結果になる。この結果より、炉心内逆流により制御棒の逸出が発生して中性子束が上昇した場合、保護シーケンスCにより循環機を停止するのは得策でなく、空気流入量が許容値以下であれば、保護シーケンスCでの主循環機の停止を10分間位遅らす方が安全性上好ましいと考えられる。

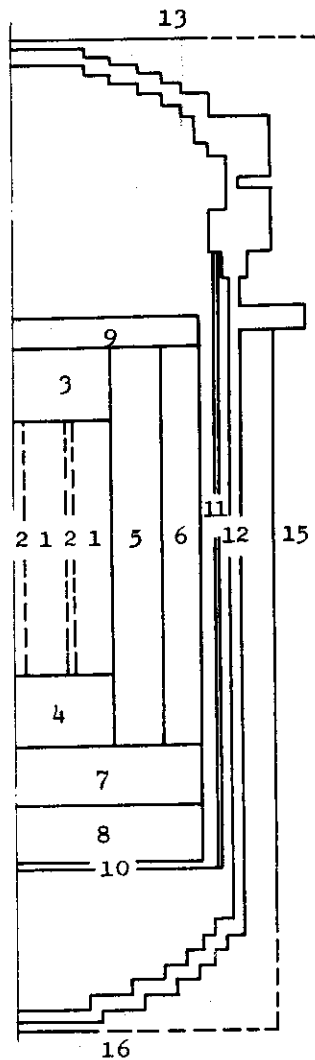
一方、長期冷却の応答はFig. 4.3.7～4.3.9に示した結果となり、Table 2.2.5に示す設計安全限界を満している。

* JAERI-M 6400⁽³⁾, page 82, Fig. W. 4.19 参照



- 1 ; Core Outlet Plenum
- 2 ; Lower Plenum in Reactor Vessel
- 3 ; Upper Plenum in Reactor Vessel
- 4 & 5 ; Plenum in IHX on Primary Loop
- 6 ; Equivalent Volume to Piping
- 7 ; Plenum in Circulator
- 8 & 9 ; Plenum in IHX on Primary Loop
- 10 ; Equivalent Volumeto Piping
- 11 ; Plenum in Circulator
- 12 ; Equivalent Volume to Containment
- 13 ; Reactor Cavity

Fig. 4.3.1 Model for the double-tube rupture accident analysis (CASE - 1)



- 1 FUEL BLOCK
- 2 FUEL BLOCK WITH C.R.
- 3 UPPER REFLECTOR
- 4 LOWER REFLECTOR
- 5 REMOVABLE REFLECTOR
- 6 FIXED REFLECTOR
- 7 GAS PLENUM BLOCK
- 8 THERMAL INSULATION BLOCK
- 9 ORIFICE BLOCK
- 10 SUPPORT PLATE
- 11 CORE BARREL
- 12 REACTOR VESSEL
- 13, 14, 15, 16 SHROUD PANELS OF RESERVE COOLING SYSTEM

Number of Caluculating Nodes

Axial ; 45
Radial; 36

Fig.4.3.2 Computing model for analysis of capability of the reserve cooling system⁽³⁾

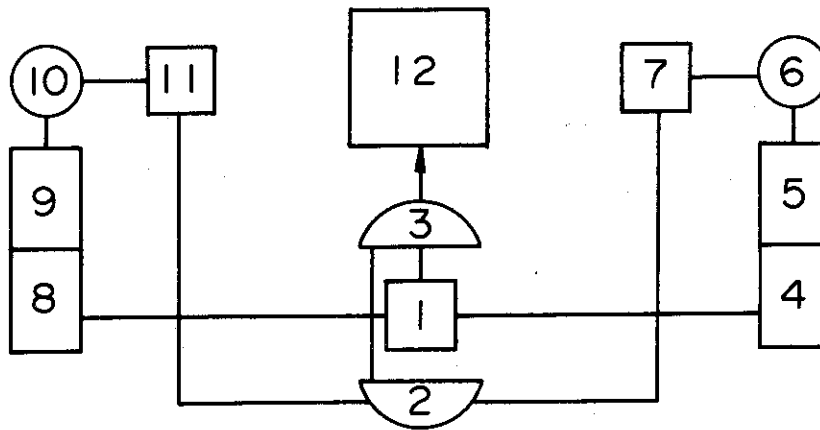


Fig. 4.3.3 Model for the reactor vessel stand-pipe rupture accident analysis (CASE - 2)

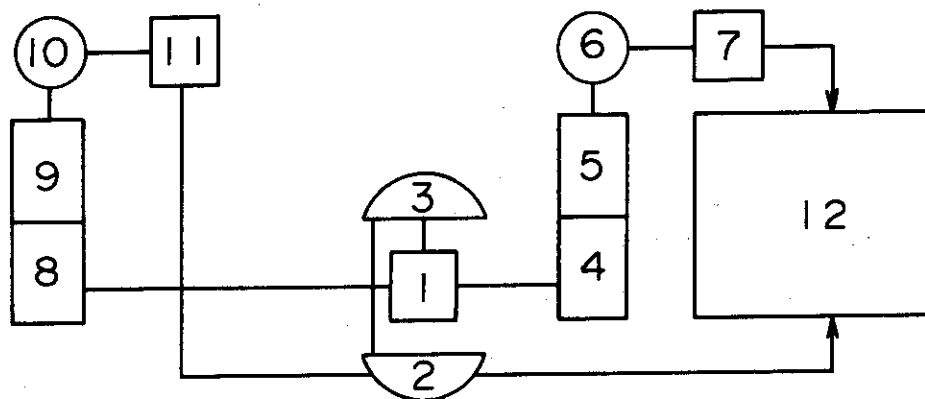


Fig. 4.3.4 Model for the concentric-double outer tube rupture accident analysis (CASE - 3)

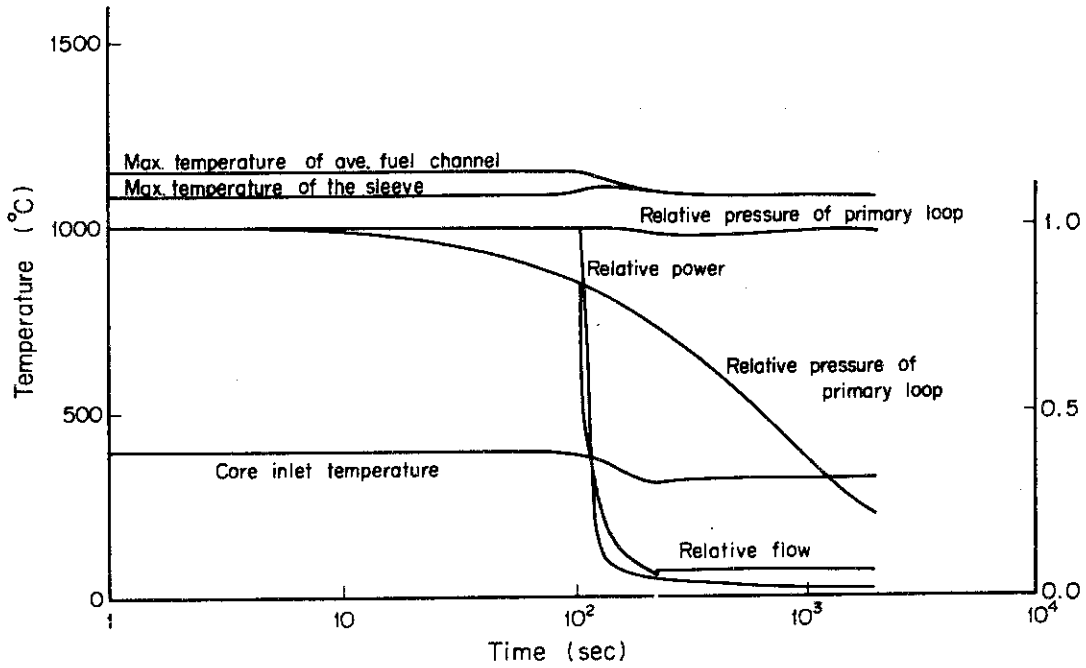


Fig. 4.3.5 Power, temperature and coolant pressure transients for the coolant leak in primary cooling system, of event category III at full power operation⁽³⁾

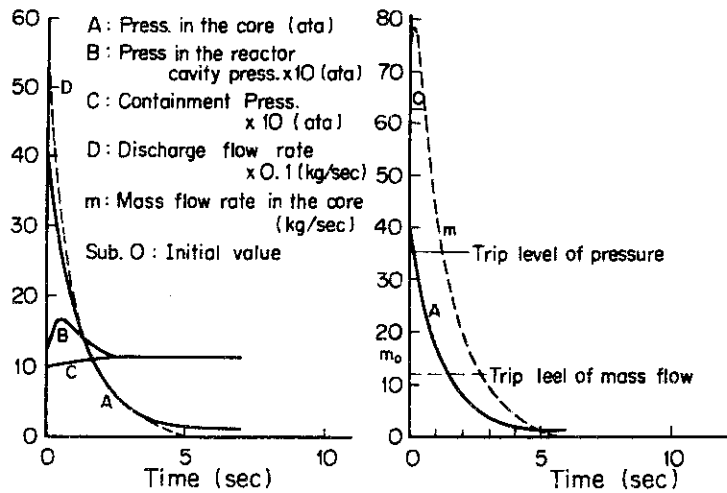


Fig. 4.3.6 Initial transients in the depressurization accident of event category IV at full power operation⁽³⁾

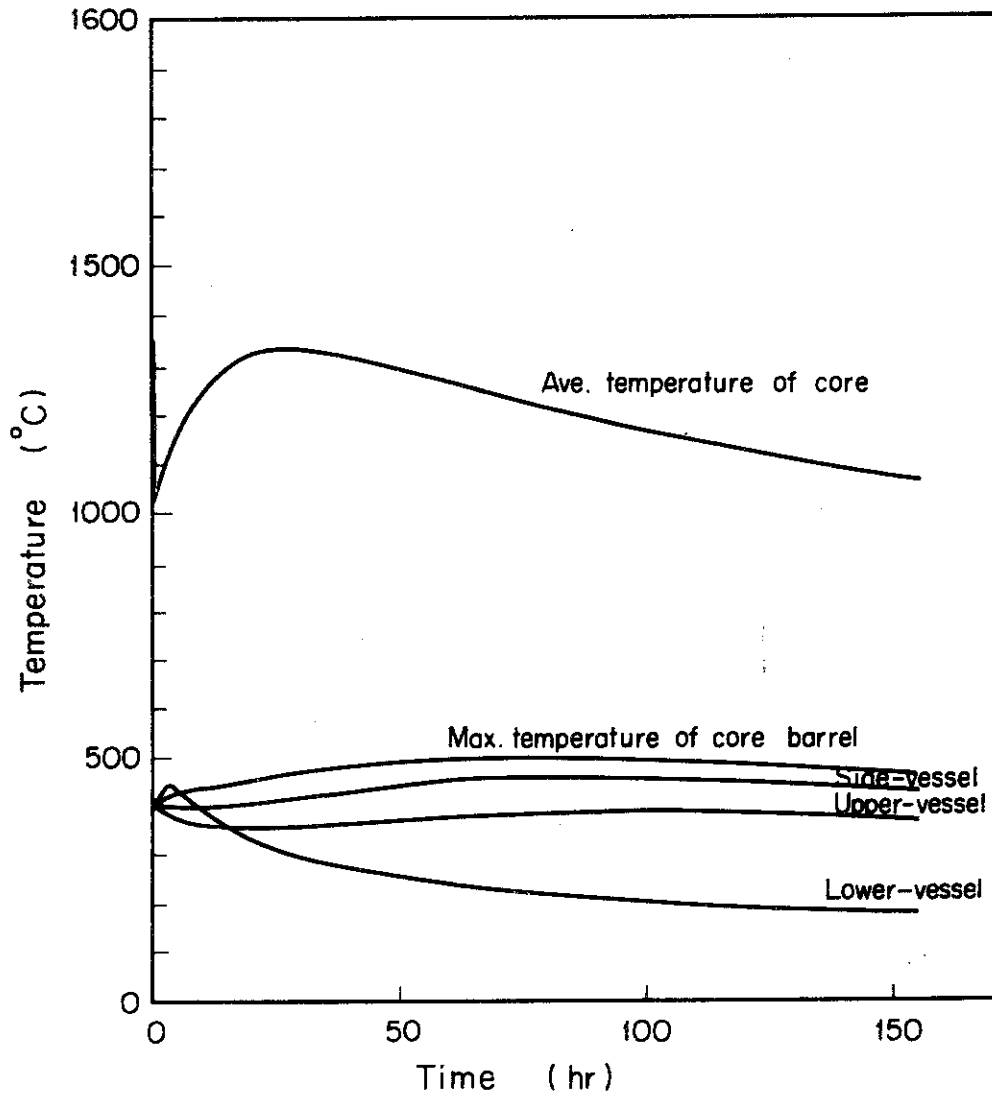


Fig. 4.3.7 Transients of the maximum temperatures of reactor parts for the depressurization accident of event category IV at full power operation⁽²⁾

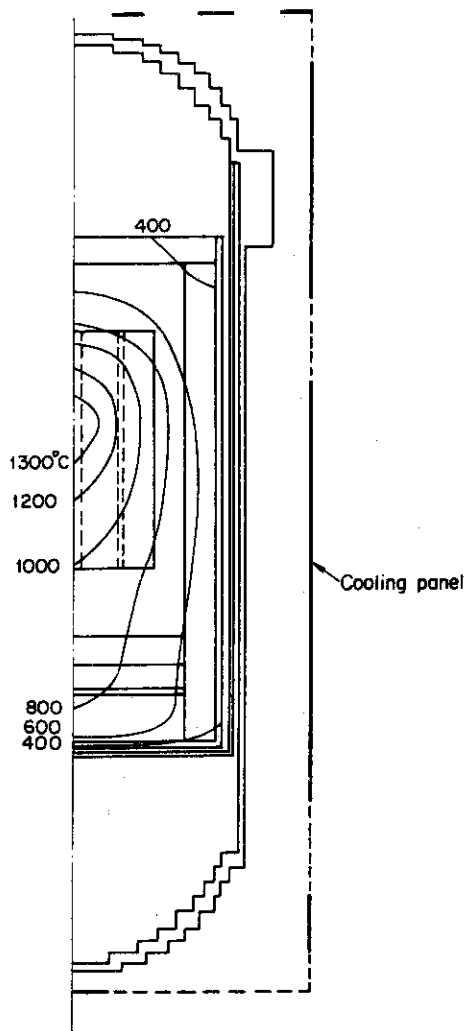


Fig. 4.3.8 Temperature distribution of reactor internals after 25 hours for the depressurization accident of event category IV at full power operation

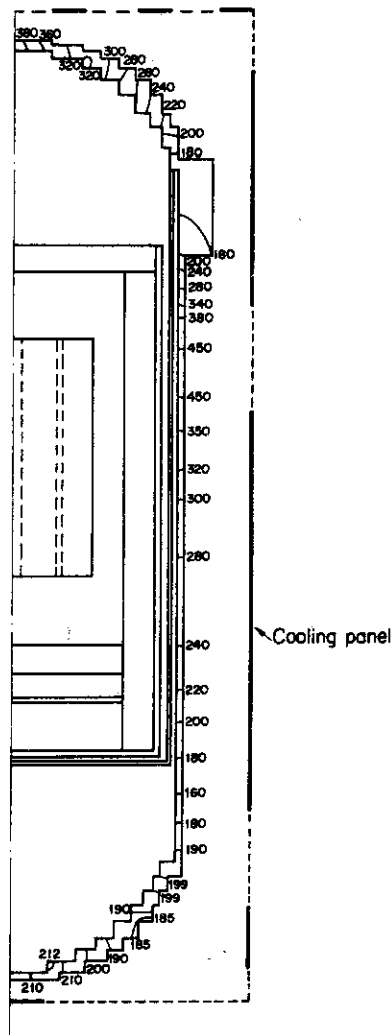


Fig. 4.3.9 Temperature distribution of reactor vessel after 90 hours for the depressurization accident of event category IV at full power operation

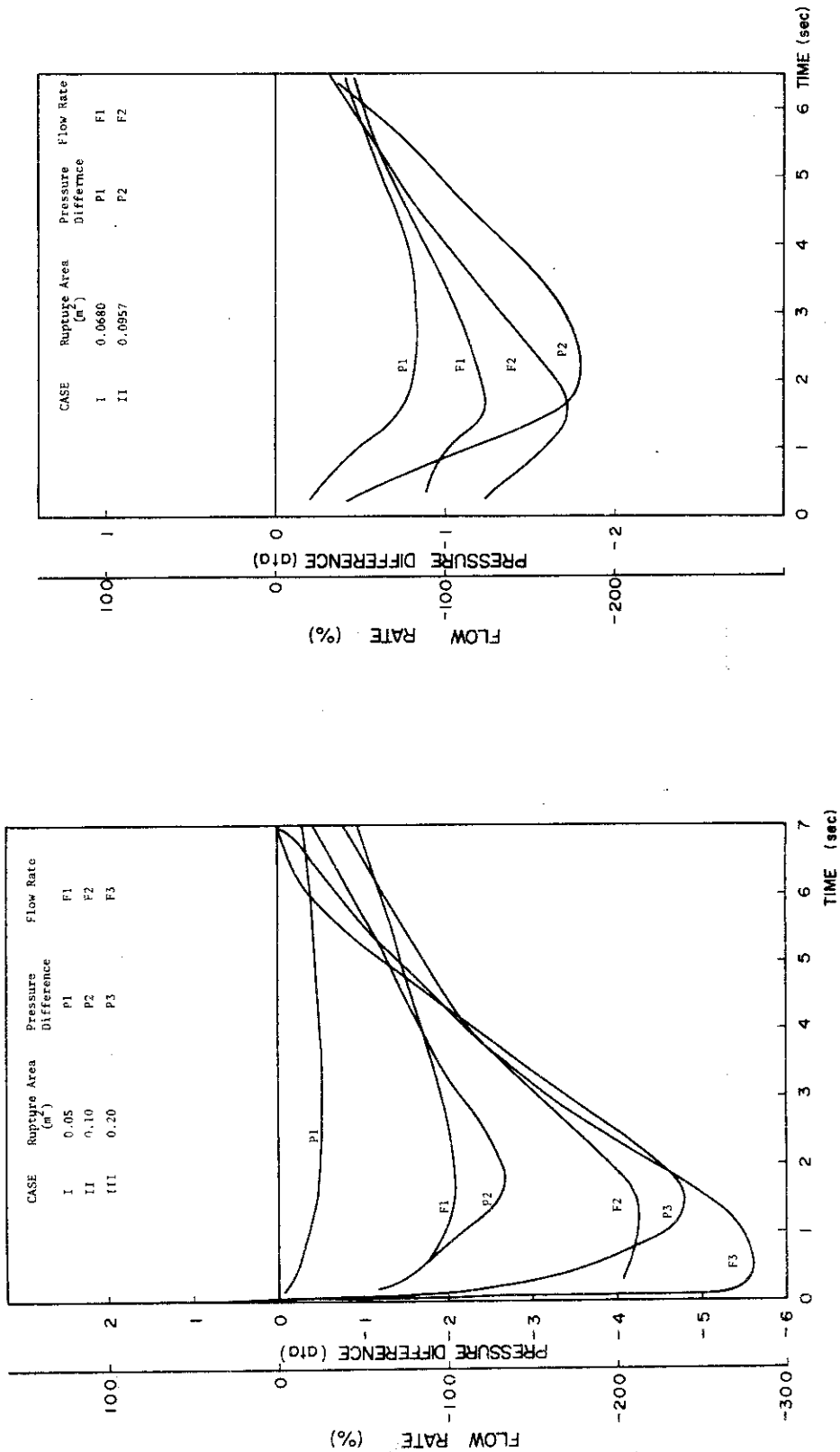


Fig. 4.3.10 Transients of pressure difference and coolant flow for the reactor vessel stand-pipe rupture accident, between the plenum 3 and 12 shown in fig.4.3.3

Fig. 4.3.11 Transients of pressure difference and coolant flow for the concentric-double outer tube rupture accident, between the plenum 2 and 12 shown in fig.4.3.4

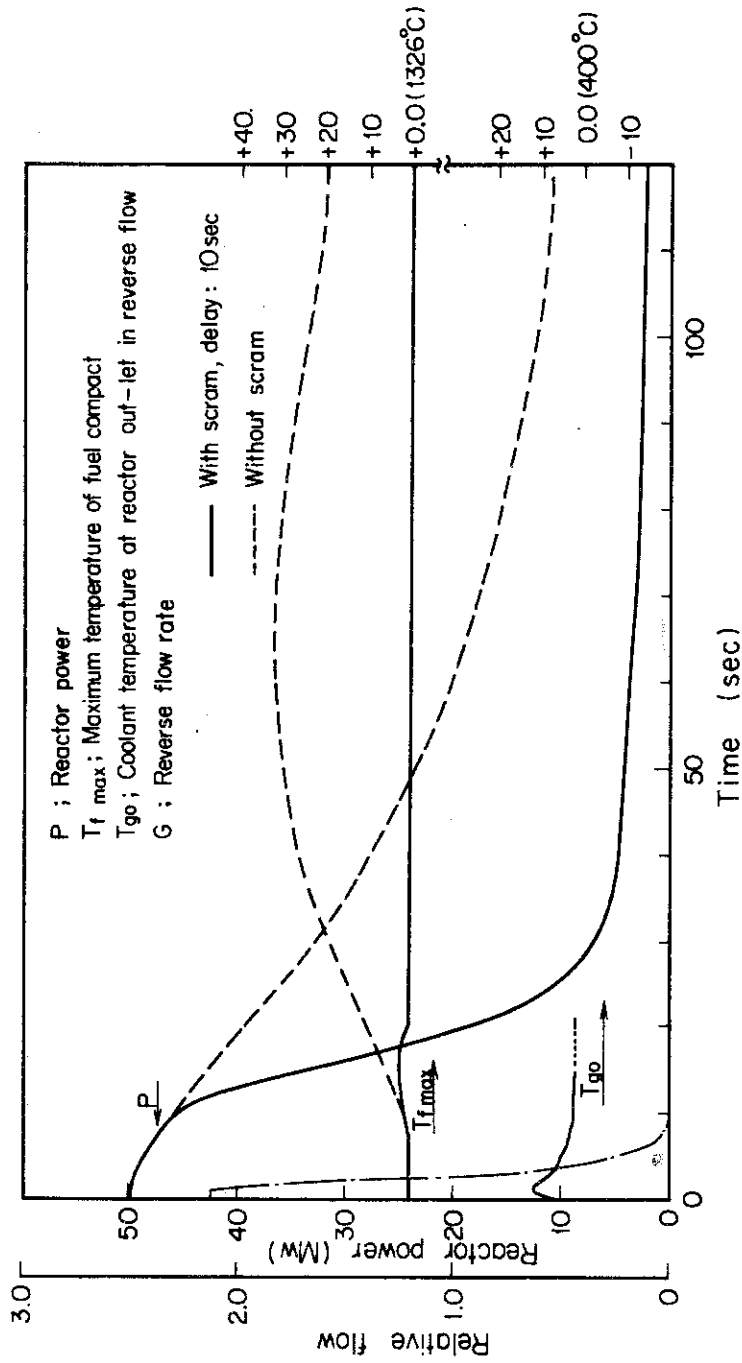


Fig. 4.3.12 Transients of temperature for the reverse flow accident by reactor vessel stand-pipe rupture (2)

4.4 炉心内冷却流路閉塞事故

4.4.1 事故事象の分析

(1) 事象分類Ⅱ

本分類には、1)炉心内流量配分を燃料取り替え領域単位で調節するオリフィス機構の誤操作あるいは誤動作による任意の1領域の流量の低下(オリフィス機構の構造上の対応策により誤動作および誤操作によっても設計上の炉心流量の80%を下回ることはない)、2)炉心内冷却材流路の経年変化(黒鉛粉および金属粉の蓄積による流路の縮小)により炉心を有効に冷却する流量が低下して通常時の90%に低下(炉心漏洩率が20%に上昇)、ならびにⅢ)冷却系ループ内の異物(微少黒鉛片、構造材片など)により1本の完全閉塞チャンネルの発生、等が該当する。

(2) 事象分類Ⅲ

炉心の冷却流路の経年変化は徐々に進展すると考えられ、事象分類Ⅱに示した以上の炉心全体の閉塞(炉心を有効に冷却する流量が設計値の80%以下)の状態は事前に感知され、このような異常状態での運転は実施されない。(この想定の妥当性は後に述べる4.4.3(1)を参照)従って突発的に発生する事象が対象となり、1)冷却系ループ内の異物により1体のオリフィス機構の半面が閉止され一つの領域の冷却材流量が50%に低減する、ならびに2)流入した異物により燃料取り替え領域毎に完全閉塞チャンネルの発生、等が想定される。

(3) 事象分類Ⅳ

冷却系ループ内での異物が短期間に連続的に発生する確率は極めて低く、2体以上のオリフィス機構の同時閉止ならびに領域当たり2チャンネル以上の完全閉止の発生確率は極めて低い。更に、事前の過程である事象分類Ⅲの事故事象で原子炉は停止に入っており、保護系機能評価上考慮すべき該当事象にはならないと考えられる。一方、主配管の内張り(ライナー)等の剥離による巨大破片の発生による事故事象はシステムの構造上片ループの閉止に留まり、4.2節の事象分類Ⅲ(片ループの1次系循環機ステック)と等価となる。以上の考察により、炉心流路閉塞事故で分類Ⅳに該当する事象はないと判断する。

4.4.2 解析手順、モデルおよび使用計算コード

炉心冷却材流路閉塞の解析モデルは、上記の事故分析に基づき、下記の三つのモデルを用いた。

(1) 全チャンネルが均一的に閉塞する場合

周辺が断熱であるユニット・セル・モデル(BLOOSTコード)を最高の熱出力チャンネルに適用して評価する。

(2) 任意の燃料取り替え領域が閉塞する場合

2次元(R-Z)多層流路円筒モデル(TAC-2Dコード)を用いて、事故領域と近接領域(外面断熱)との熱収支計算する。対象とする領域は出力密度の最も高い中心領域を選定する。

(3) 任意のチャンネルが完全閉塞する場合

チャンネル閉塞上、最も厳しいチャンネルで近接したチャンネルが1.4チャンネル以上となっている。従って、最高チャンネルに1.4本の近接チャンネルを想定して、上記と同様の2次元多層流路円筒

モデルにより熱収支を計算する。

4.4.3 解析結果および検討

(1) 事象分類Ⅱ

炉心全体の冷却チャンネルが閉塞した場合の燃料の温度上昇を Fig. 4.4.1 に、一つの燃料取り替え領域のオリフィスの異常時の結果を Fig. 4.4.2 に、さらに単一チャンネルの閉塞時（周囲約 1.4 チャンネルは正常）の場合の温度上昇結果を Fig. 4.4.3 に示す。まず、炉心全体の冷却材流量が 10% 低下すると、Fig. 4.4.1 に示されるように最高チャンネルの燃料温度は約 100°C 上昇し、その炉心出口冷却材温度も約 125°C 上昇する。しかし、原子炉出口の冷却材温度は漏洩量と混合しているために上昇は現われないと考える。しかし、領域単位で測定している炉心出口ガス温度測定系にはその異常性が現われると考えられ、冷却材温度が 30°C 上昇した点を異常と判断すると 3% 程度の閉塞状態で何等の異常信号を得ることは可能となる。一方、オリフィスの異常により一つの領域の流量が 20% 低下した場合は、Fig. 4.4.2 に示すように最高出力領域の燃料温度の上昇は約 190°C であり、冷却材の上昇も最高点で約 150°C である。この事象の場合も原子炉出口温度の上昇として現われ難いので、領域単位での温度測定系に頼らざるを得ない。更に、単一チャンネルの閉塞時の温度上昇は Fig. 4.4.3 に示すように閉塞チャンネルの燃料は約 620°C 上昇する。しかし、炉心体積に占める割合は近接チャンネルを含め最大 $\frac{4}{813}$ であり 0.5% を越えない。（近接チャンネルが 4 本以上になると燃料温度の上昇は 200°C を下回る）

以上の結果から、事象分類Ⅱでは Table 2.2.5 に示すプロセス安全限界を越えることはない。なお、閉塞時の燃料の温度上昇の速度は Fig. 4.4.4 に一例を示すように、その立ち上がりは緩やかである。

(2) 事象分類Ⅲ

オリフィス機構の半面の閉塞により事故領域の流量が 50% に低下すると、その領域内の燃料温度の上昇は Fig. 4.4.2 に示すように 500°C 以下であり、近接の領域の温度上昇は 170°C 以下である。従って、200°C 以上の上昇が発生する炉心体積の割合は約 9.2%（75/813）であり 10% を上回らない。他方、領域毎に 1 本の完全閉塞チャンネルが発生した場合、Fig. 4.4.3 に示すようにその温度上昇は約 620°C であり、近接チャンネルを含め 200°C 以上の温度上昇が発生する割合は約 9.4% であり上記と同様 10% を越えることはない。この場合、前者の事故と異なり炉心出口でのガス温度の上昇は 9°C 程であり、測定系での異常性の識別は困難である。異常性の識別が可能となる 30°C 以上の温度上昇になるのは特定の領域内に 4 本の完全閉塞チャンネルが発生したときであり、その時の炉心内の温度上昇が 200°C を越える体積割合は全炉心に同時に発生すると想定し、各々に近接チャンネル 3 本を考慮しても 2.2% 以下である。

以上の結果より、炉心出口の領域単位での温度測定系による異常性の感知でも Table 2.2.5 の設計安全限界の越えることはないと考えられるが、実際の運転では炉心内の圧力降下の増大、FFDL の検出値、ならびに冷却材流量の低下により異常性は感知され、このような状態での運転は事前に回避される。

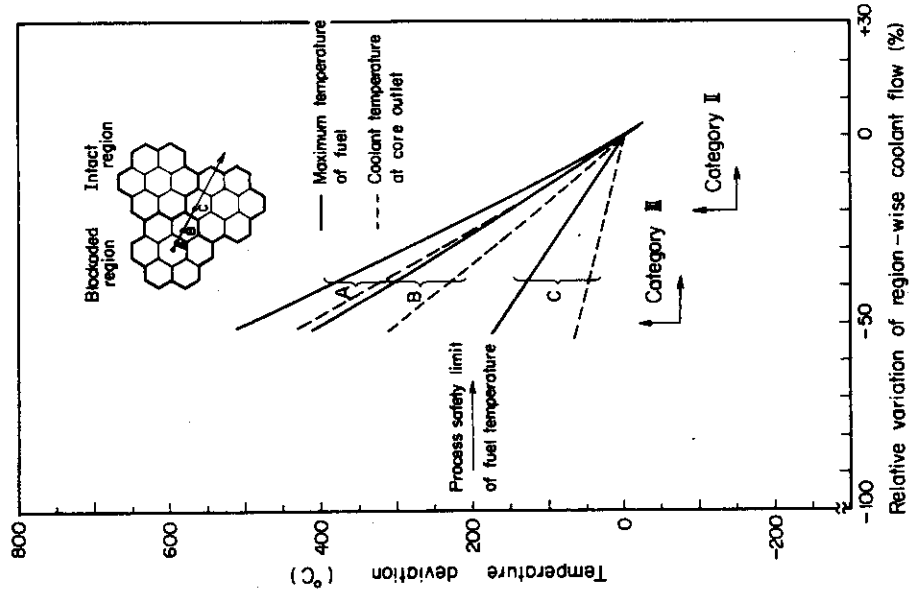


Fig. 4.4.2 Fuel temperature deviations for the blockade of a refueling region

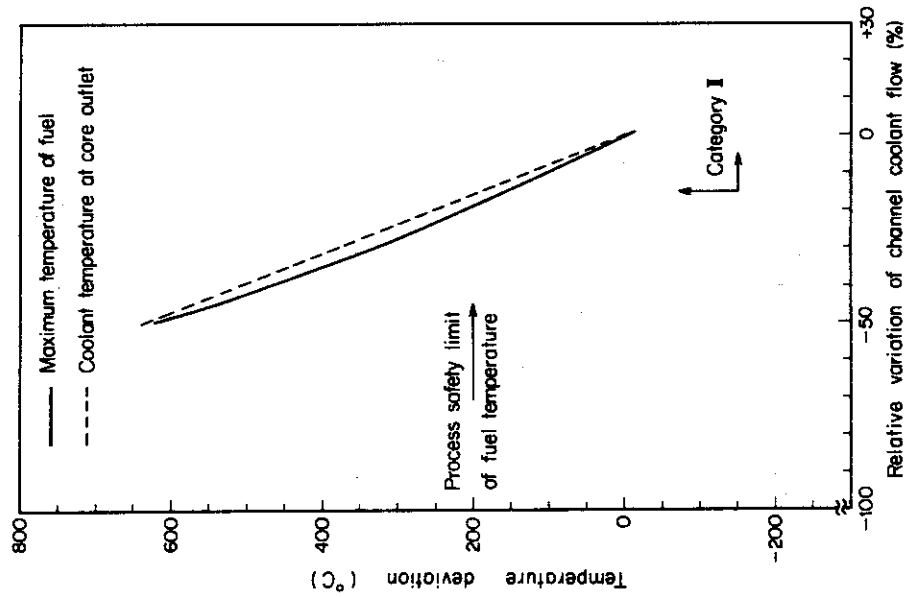


Fig. 4.4.1 Fuel temperature deviations for the blockade of all core cooling channel

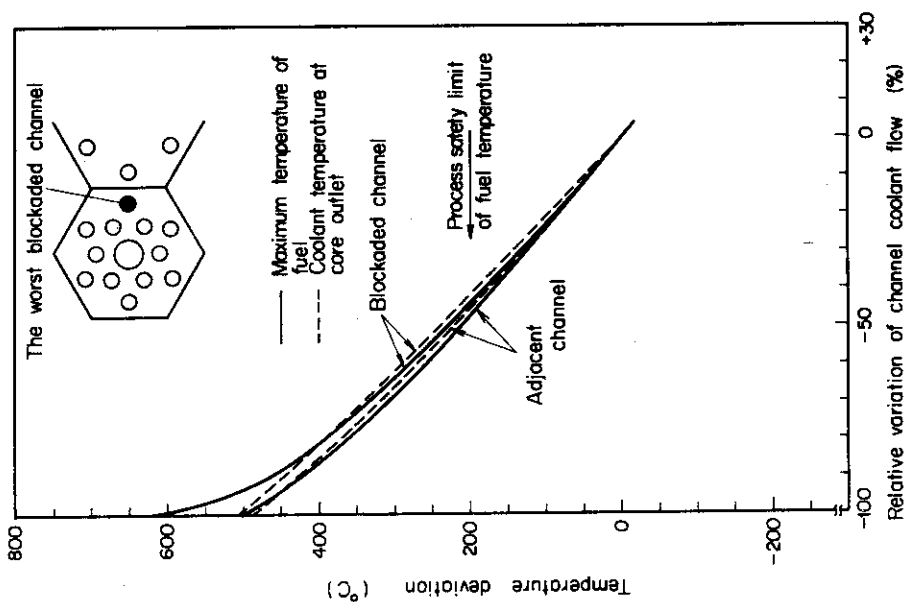


Fig. 4.4.3 Fuel temperature deviations for the blockage of a core cooling-channel in each refueling-region

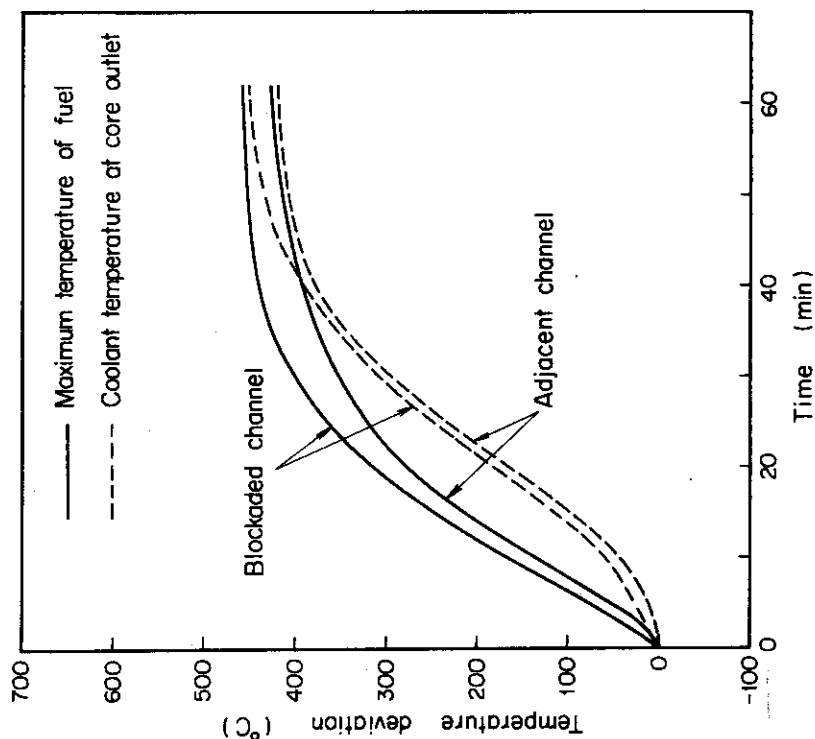


Fig. 4.4.4 Temperature transients of fuel compact for the partial blockage (10% flow) of single channel

4.5 1次系流路短絡事故

4.5.1 事故事象の分析

1次系の冷却ループの構成は、中間熱交換器内胴の冷却に循環機吐出側の低温ヘリウムを使用するとともに中間熱交換器（IHXと呼ぶ）1次側の出口と循環機の間を単管で結合することにより、高温の冷却材ループ（原子炉→中間熱交換器）と循環器吸込側ループ（中間熱交換器→循環機）間に短絡事故が発生しない構成としている。従って、流路短絡が発生すると考え得る箇所は上記の高温の冷却材ループと循環機吐出側と炉心間を結ぶ低温ループとの間に限定される。

(1) 事象分類Ⅱ

冷却流路にリーク状の短絡が発生しているが、循環機の回転数を上昇することにより炉心冷却流量が正常な値に維持されている状態である。短絡箇所における冷却材の流れ方向は圧力の高い低温側（二重配管では外側の流路）から高温側（内側の流路）へ低温のヘリウムが流入する。従って、低温設計構造領域へ高温ガスが流入することはない。

(2) 事象分類Ⅲ

短絡の規模が大きくなり、システム内の流れ方向が大巾に変化する危険性のある事象が本分類に該当する。1次系流路の短絡事故時の応答は破断箇所とガス循環機位置との関係で定まる。本システムでは前述のように循環機吸込み側と高温冷却材ループ間の短絡はないため、原子炉ならびに中間熱交換器が受ける熱流動上の衝撃の最も厳しい破断箇所は、1)原子炉下部プレナム内での内管破断（高温管の破断で炉心流量が最も低下）、2)中間熱交換器近傍での二重管内管の破断（IHX細管および管板の温度降下が最も厳しい）、ならびに3)中間熱交換器内胴（最下流部）の破断（循環機を中心として最も短い流路を形成）により代表される。

(3) 事象分類Ⅳ

冷却材流路の短絡が発生しても、低温ヘリウムが高温設計ループ（二重管の内側）に流入するのみであり、1次系冷却材圧力損壁の破損に至るとは考えられない。従って、事象分類Ⅳに該当する冷却材流路短絡事故はないと考えられる。

4.5.2 解析手順

解析に供した計算コードはGAS RUP（Appendix A参照）であり、その解析に用いた重要なモデルをFig. 4.5.1（炉心下部内管破断）ならびにFig. 4.5.2（中間熱交換器近傍での二重管内管破断）にそれぞれ示す。解析は、事故後の循環機回転数を定格に保ちシステム内の流量の配分比率を計算後、その結果に基づいてプラント動特性解析コードICARUS⁽⁶⁾により温度挙動を求める。

4.5.3 解析結果および検討

(1) 事象分類Ⅱ

事象分類の場合、短絡による炉心流量の低下を循環機の回転数の上昇することにより補償するため顕著な異常高温は現われない。しかし、中間熱交換器1次側入口冷却材ならびに循環機入口冷却材温度の異常低下が現われる。その異常性はFig. 4.5.3に示すように、短絡箇所と漏洩率に依存する。まず、原子炉下部プレナム内での内管破断ならびに中間熱交換器近傍での二重配管内管の破断等では短絡部での漏洩が大きくなれば中間熱交換器1次側入口冷却材温度の

低下が顕著となる。循環機容量の余力は約10%であり、分類Ⅱに該当する漏洩率は10%以下となるが、その場合の事故側のIHXへの冷却材温度の低下はFig. 4.5.3に示すように破断箇所(図中の①, ②)により若干異なるが、55℃程度の低下が現われる。したがって、異常性はより小さな漏洩率の時点で感知されると予想され、たとえば温度計装で20℃の温度低下で異常性を検出できると仮定すると3%未満の漏洩率の短絡発生を検出できることとなり、漏洩率が10%に至る状態での連続運転は発生し得ないと考えられる。しかし、このような異常が例え発生したとしても温度が低下するのみでありTable 2.2.5に示すプロセス安全限界を越える事故には至らないと考える。一方、中間熱交換器内胴の破断による流路短絡事象は循環機入口での冷却材温度の若干の上昇が現われるが(Fig. 4.5.3中の③)、その上昇は循環機による昇温効果のみであり極めて小さく、温度測定で異常性を検出することは困難である。この異常性を直接的に検出する方法はなく、循環機両端差圧から測定する冷却材流量と循環機回転数の比の異常または炉心流量の低下(原子炉近傍での流量測定系を必要とする)により推定することとなる。しかし、前述のように循環機入口の冷却材温度の上昇は僅かであり、Table 2.2.5に示すプロセス安全限界値を越えることはないと判断される。

(2) 事象分類Ⅲ

1) 原子炉下部プレナム内での高温内管破断

事故ループの冷却材は炉心に至らず短絡している破断面より直接的にIHXに戻り、炉心冷却に寄与しない。一方、健全ループの冷却材流量はFig. 4.5.1に示すように炉心に流れ込む割合はループ流量の30%以上(炉心流量の15%以上)であり、残り70%は事故ループの短絡箇所より炉心を通することなくIHXに戻る。したがって、事故発生時においても主循環機の回転数を維持(保護シーケンスA)すれば補助冷却系による冷却(定格の80%容量)より除熱量を大きくすることができる。

2) 中間熱交換器近傍での二重管内管の破断

事故ループの冷却材は破断面で短絡して中間熱交換器に戻り炉心冷却に寄与しない。一方、健全ループ側の冷却材は80%以上(炉心流量としては40%以上)が炉心へ流入する。したがって、保護シーケンスAを採れば炉心の熱除去は可能であることが判明した。

3) 中間熱交換器内胴の破断

健全ループから観た場合、短絡箇所は前述の1)の場合より下流側であるために、炉心を有効に冷却する流量は1)の場合の値(15%)より大きくなり、炉心冷却の問題は少ないと考えられる。

以上の(1)~(3)項に示すように炉心の冷却に関して、ループの構造上破断が発生しうる箇所については、主循環機の回転数を定格値に維持すれば定格流量の15%以上の炉心冷却流量を確保できることが判明した。さらに、発生しうると考えられないが炉心下部の高温プレナムとその下部の低温プレナムが短絡した場合などでは炉心流量は無くなると考えられるが、原子炉出口温度低下による原子炉トリップ後、後備冷却系を起動すれば4.3節で述べた温度挙動(Fig. 4.3.1参照)と同様となり、1次系圧力障壁の破損にまで進展するとは考えられず、事象分類Ⅳになる損傷は発生しないと判断される。

一方、前述の(3)項の1)の事象では高温配管に395℃近傍の低温の冷却材が瞬時に流れ込み

構造物の熱応力による破損が心配される。しかし、その破損対象は二重管内管の破損または I H X の伝熱管および管板に限られ、1 次圧力障壁破損には直接つながらない。他方、2) の循環機吸込み側での代表的な短絡事象では 385℃ の低温冷却材が I H X の高温部に流れ込むこととなる。この異常性を感知するには I H X の 1 次側入口の冷却材の温度の低下を検出する測定系または原子炉近傍での流量測定系を必要とする。前者の信号での原子炉系のトリップレベル - 100℃ と設定すると Fig. 4.5.3 から判るように漏洩率が 20% 以内の状態では保護シーケンスに入る事となる。一方、後者の流量計であれば Table 2.2.6 に示すように - 30% でトリップするから、保護シーケンス A の採用を想定すると 10 分間の循環の持続が更に加わり、前者の場合より大きな熱応力を受ける事となる。すなわち、炉心の冷却材流量を維持し、かつ I H X の受ける熱応力を避ける手段を必要とする。この対応策として、1 系統の 1 次ループで I H X 入口冷却材温度が低下して保護信号を発信している場合には、そのループの循環機を停止することを保護シーケンス A に付加することとする。この保護シーケンスにより事故ループの I H X の伝熱管ならびに管板などにより形成される中間圧力障壁を保護するが、たとえこの中間圧力障壁が破損しても 2 次冷却材が 1 次系に流入するのみであり、中間圧力障壁を介して 1 次圧力障壁の破損に至るとは考えられない。したがって、1 次系流路短絡事故で事象分類 IV に該当する事故事象は無いと考えられる。

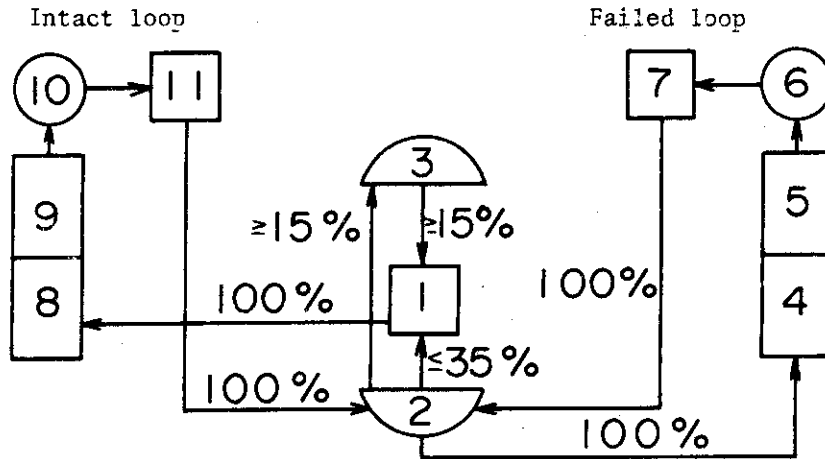


Fig. 4.5.1 Stream fractions of primary cooling loop for the inner wall rupture of concentric double tube at lower plenum in reactor vessel

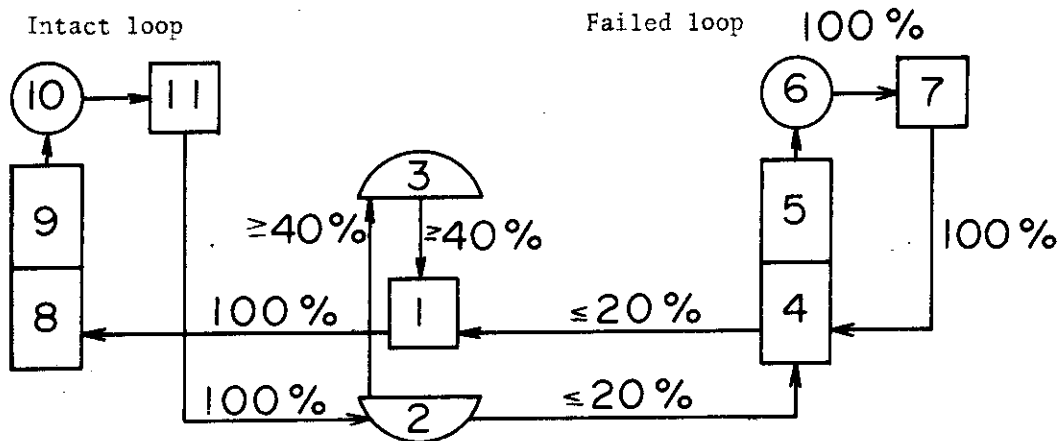


Fig. 4.5.2 Stream fractions of primary cooling loop for the inner wall rupture of concentric double tube in the neighbourhood of IHX

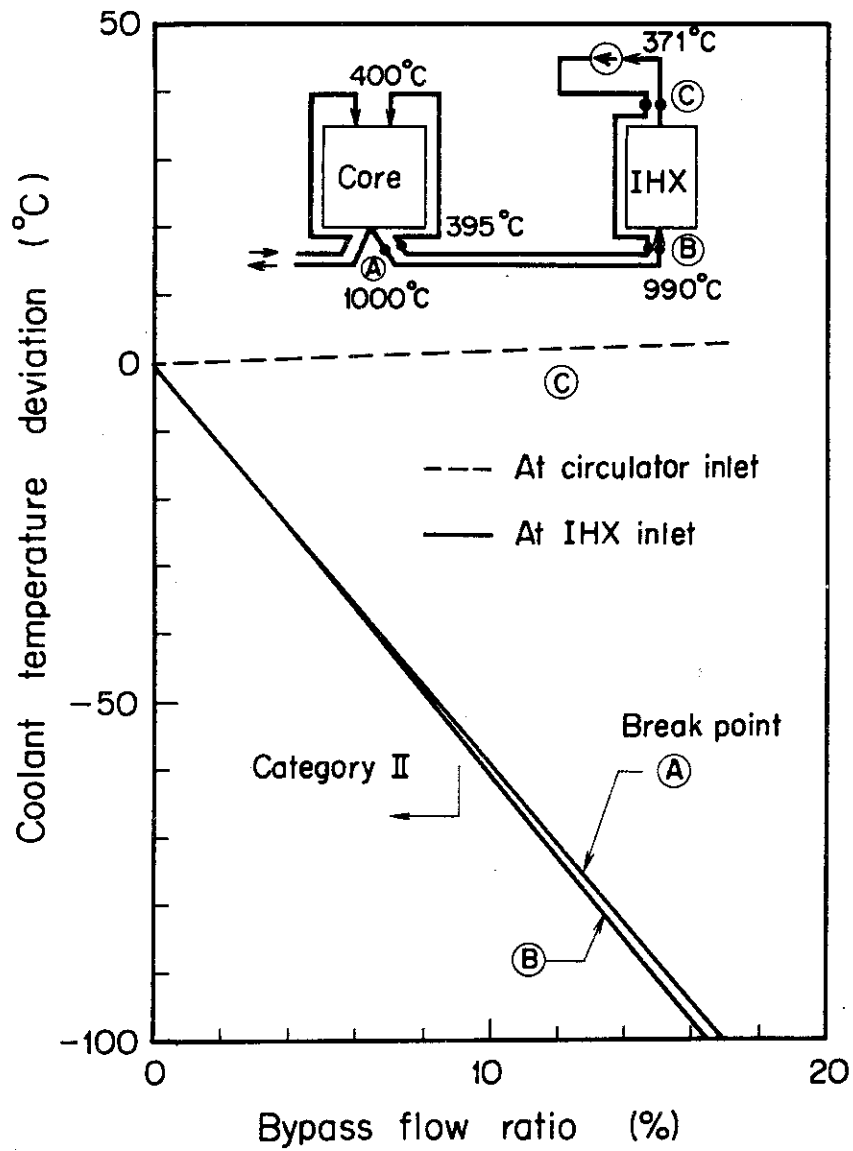


Fig. 4.5.3 Temperature deviation of coolant for the bypass accident in a primary loop

4.6 中間障壁の破損

4.6.1 事象の分析

実験炉プラントは熱利用系への核分裂生成物の移行を極力避けるために、中間ループを設けてこの中間ループ（または2次系と呼ぶ）の圧力を1次系の圧力より高く維持している。したがって、この中間障壁（中間熱交換器内の伝熱管ならびに管板など）の破損は1次系-中間ループ系間の圧力差の維持を不可能とするために、プラントの安全特性上重要となる。

(1) 事象分類Ⅱ

中間障壁にリークが発生しているが、中間ループ系へのヘリウムの供給と1次系からの格納容器内への許容量以下のリーク量により両系間の差圧が維持されている状態が該当する。すなわち、1次系から格納容器内への許容されるリーク量は0.1%/dayであり、この量を越えない中間障壁リークである。この異常性の感知は、双方の系間の差圧監視系に頼ることとなるが、異常と判断されたときは原子炉を通常の手順により停止する。

(2) 事象分類Ⅲ

中間障壁のリークにより、1次系-中間ループ系間の圧力差を維持できなくなる状態であり、保護シーケンスBによりプラントを保護する。

なお、この中間障壁が破損しても、1次系へ中間ループの冷却材ヘリウムが流入し、均圧化するのみであり、直接的に冷却材圧力障壁を破損することはないため事象分類Ⅳに該当する事象はないと考えられる。

4.6.2 事故の解析ならびに検討

中間ループが破損した場合に、中間ループ系へ1次系冷却材が逆流して来るのを抑止することが重要となる。この対策として1次系の冷却材を徐々にダンプした場合、1次系冷却材の中間ループ系への移行を阻止できるが、多量の清浄な中間ループ系冷却材ヘリウムが汚染している1次系に流れ込むことになり得策でない。したがって、1次系冷却材のダンプ等の対応策を採らずに、事故ループの循環機を停止する保護シーケンスBにより対応する。この場合の温度挙動は4.3節の1次系冷却材流量に示したのと同様の応答（Fig. 4.23参照）を示し、ほとんど中間ループ系圧力は降下せず、補助冷却系により熱除去される1次系の圧力降下の方が顕著に現われ、中間ループ系に1次系冷却材ヘリウムが流出することは事故初期においてはなないと考えられる。

保護信号の検出は1次系-中間ループ系間の圧力差の異常に頼らざるを得ない。この目的に沿って、中間熱交換器の伝熱管の破損本数による上記圧力差の時間変化をFig. 4.6.1に示す。この特性が示すように1本の伝熱管の破断があれば、その圧力差は20秒以内にその異常性を検出できる変動を示し、計測系の測定誤差ならびに応答遅れを考慮しても1分間以内にその異常性を感知することが可能と考えられる。しかし、その時点ではすでに1次系-中間ループ系間の圧力差は無くなっており、このような伝熱管の破損は事象分類Ⅲとしなければならない。

では、圧力差を維持できる状態（分類Ⅱ）はどの程度の破損を示すことになるであろうか。この特性を決定する因子は通常の1次系冷却材ヘリウムダンプ速度と中間ループ系から1次系へ流入するヘリウム量との関係である。たとえば3atの圧力差で運転しているとき、圧力差測定誤差；5%ならびに異常検出レベル；1.3at~1.2atを想定すると、その異常検出の可能な

状態は Fig. 4.6.1^{*} に示す図中のシャドウを施した領域に至ったときとなる。運転員が異常に気づき、1次系冷却材ヘリウムの緩やかなダンプを行い、異常性を確認しつつ原子炉の出力低下ならびに待機状態に移行することを決定するに10分間を必要と想定すると、各運転ともにクラックの部分の漏洩断面積が等価的に5φの孔以下であれば対応策を採ることが可能であると考えられる。1次系の冷却材ヘリウムのダンプの速度は可能な限り緩やかにダンプタンクへの加圧ポンプを運転することになるが、その圧入量は Fig. 4.6.2^{*} に示す1次系への流入量以上でないと、圧力差の維持することは不可能となる。そこで、ひとつの目安として第1次概念設計における加圧ポンプの容量の一例0.035 kg/secを図中に示したが、この対比に依ると、伝熱管1本の破断時では1次系の冷却材をダンプしても同圧に至るが、クラック部分の等価な流路断面積が5φの孔以下であればダンプ系の利用により1次系-中間ループ系間の圧力差を維持できることを示している。この冷却材ヘリウムのダンプ速度の調節は、その応答の時定数が Fig. 4.6.2 から判るよう1.000秒以上の範囲であると考えられるため、運転員による加圧ポンプのオン-オフ的な操作により圧力差が拡大しないように調節し、中間ループ系冷却材を徐々にダンプすることで可能と結論できる。その圧力降下により冷却材流量の低下が炉心の冷却容量上の問題となるが Fig. 4.6.2 の下部の特性図が示すように、1次系と中間ループ系の圧力が均一化することによる炉心の冷却材重量の変動は5%を上回ることなく、原子炉も速やかに出力を降下できるためシステム内の温度・圧力でプロセス安全限界または設計安全限界に接触する現象は無いと判断される。

(2)
* 本結果は第1次概念設計の成果を更に再検討し、検出レベルの整合性を得たものである。

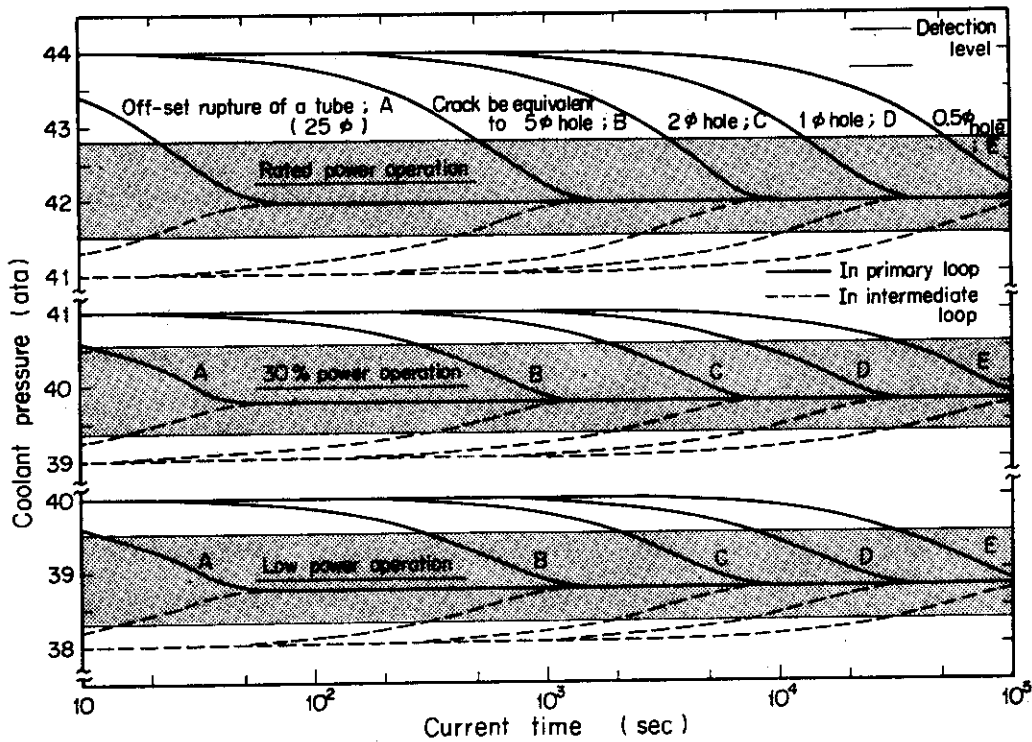


Fig. 4.6.1 Coolant pressure transients for the rupture of a heat-transfer tube at IHX outlet in primary loop and at IHX inlet in intermediate loop⁽²⁾

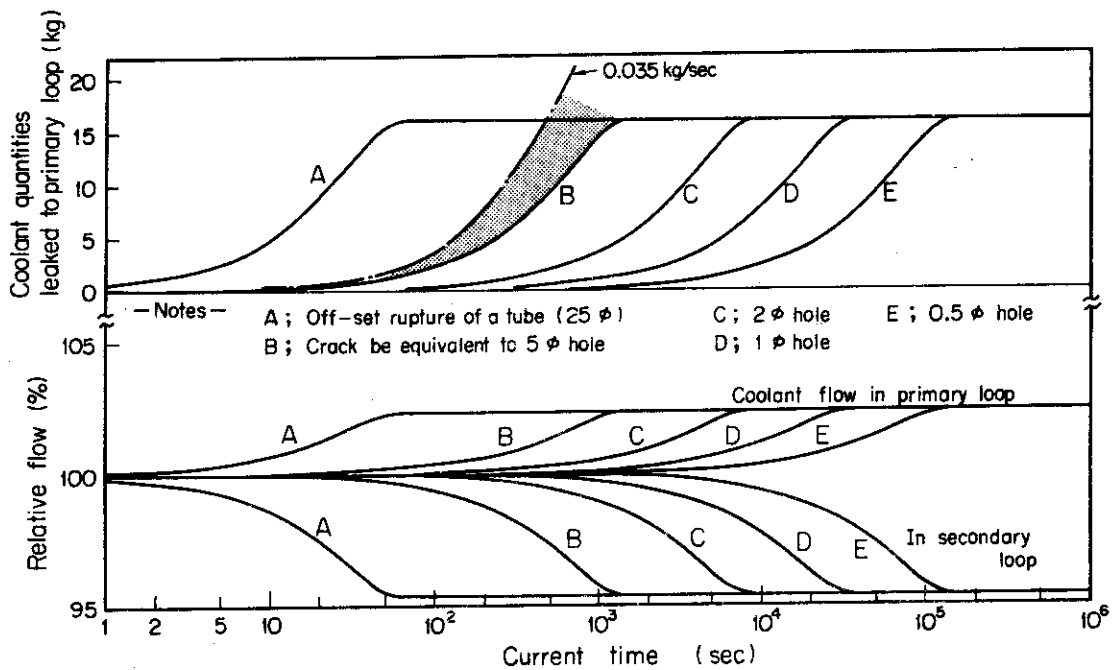


Fig. 4.6.2 Coolant quantities leaked to primary loop and circulation flow deviations due to some defects of the heat-transfer tube in IHX⁽²⁾

4.7 中間ループ系の冷却材流量喪失

4.7.1 事象の分析

(1) 事象分類Ⅱ

中間ループ系（2次系）の循環機1台のトリップ，弁の誤操作あるいは誤動作，および循環機の誤操作あるいは誤動作などにより流量異常を生ずる場合が分類Ⅱに該当する。

(2) 事象分類Ⅲ

軸受の焼付等による循環機1台のスティックまたは弁の損傷などにより瞬時に流量が喪失する場合などが分類Ⅲに該当する。

(3) 事象分類Ⅳ

2系統循環機の同時長期間喪失，隔離弁制御系の故障による2系統隔離弁の同時閉塞により流量が喪失する事象が分類Ⅳに該当する。

4.7.2 解析手順，モデルおよび使用計算コード

2次冷却材流量喪失により，補助冷却系による炉心の冷却が要求される場合の，プラント各部における温度，圧力および流量の変動は，事故発生から保護シーケンスの終了まで，プラント動特性解析コードICARUS-AC（Appendix A参照）により解析し，そのモデル化などについては4.2節の1次系流量喪失の場合と同様である。

4.7.3 解析結果および検討

事象が最も厳しいと考えられる定格出力運転時の例を代表事象としてとりあげる。

(1) 1系統の2次系流量ラン・ダウム〔事象分類Ⅱ，定格出力運転状態〕

1) スクラム信号

第1位信号：2次系の主循環機回転数または流量計

第2位信号：2次系の流量計または冷却材温度（IHX 2次側出口温度）

2) 補助冷却系の系統数

1系統とする。

3) 事故発生から保護シーケンスの終了までのプロセス

時刻 0秒：2次系循環機1台のトリップ事故発生，

時刻 7.4秒：スクラム信号発生，シーケンスBに入り，事故側の1次系，3次系循環機をトリップさせる。

時刻 7.9秒：スクラム開始，

時刻 277.4秒：補助循環機起動，

時刻 307.4秒：健全側1次系，2次系，3次系循環機をトリップさせ，補助冷却系

1系統による冷却を開始する。

4) 解析結果

Fig. 4.7.1 に示す。

(2) 1系統の2次系流量ステップ・ダウン〔事象分類Ⅲ，定格出力運転状態〕

1) スクラム信号

第1位信号：2次系の循環機回転数または流量計

第2位信号：2次系の流量計または冷却材温度（IHX 2次側出口温度）

2) 補助冷却系の系統数

1 系統とする。

3) 事故発生から対策シーケンスの終了までのプロセス

時刻 0 秒 : 2 次系循環機 1 台のスティック事故発生,

時刻 2 秒 : スクラム信号発生, シーケンス B に入り, 事故側の 1 次系, 3 次系循環機をトリップさせる。

時刻 2.5 秒 : スクラム開始,

時刻 2.72 秒 : 補助循環機起動,

時刻 3.02 秒 : 健全側 1 次系, 2 次系, 3 次系循環機をトリップさせ, 補助冷却系 1 系統による冷却を開始する。

4) 解析結果

Fig. 4.7.2 に示す。

(3) 2 系統の 2 次系流量のステップ・ダウン〔事象分類Ⅳ, 定格出力運転状態〕

1) スクラム信号

第 1 位信号 : 2 次系の循環機回転数または流量計

第 2 位信号 : 2 次系の流量計または冷却材温度 (I H X 2 次側出口温度)

2) 補助冷却系の系統数

1 系統とする。

3) 事故発生から保護シーケンスの終了までのプロセス

時刻 0 秒 : 2 次系循環機 2 台のスティック事故発生,

時刻 7.4 秒 : スクラム信号発生, シーケンス B に入り, 2 系統の 1 次系, 3 次系循環機をトリップさせる。

時刻 7.9 秒 : スクラム開始,

時刻 2.77.4 秒 : 補助循環機起動,

時刻 3.07.4 秒 : 補助冷却系 1 系統による冷却を開始する。

4) 解析結果

Fig. 4.7.3 に示す。

以上の(1)~(3)項に示す結果を検討すると, Table 2.2.5 に示すプロセス安全限界値に接触する危険性のある変数は I H X 2 次側出口の冷却材温度であり, 事故ループの温度は 5.5℃ (9.30℃ → 9.85℃) の上昇を示しており, 保護シーケンス B でも, これ以下に下げられないことが判明した。したがって, 事象分類Ⅱに該当する 1 系統の循環機のラン・ダウン時に対してプロセス安全限界値を 1 次系と同様の範囲に引き上げ Table 2.2.5 の(1)項の()内の値とするか, 2 次系循環機にポンプ・モータを付設して定格流量の 10% の流量を約 1 時間維持することにより現在のプロセス安全限界に抑制することが必要となる。(Fig. 4.7.1 中の曲線 B 参照)

一方, 事象分類ⅢならびにⅣにおいては設計安全限界値を十分に下回っており問題は少ないと考えられる。なお, 1 次系ならびに中間ループ間の冷却材圧力差は 4.2 節に示した応答と同様でありその検討内容を参考にしていきたい。すなわち, プロセス安全限界の差圧を維持するには事象分類Ⅱにおいて, 若干の 2 次系ヘリウム・インベントリの調節を行うか, 上記の

ポンプモータによる冷却材の循環を必要とするとの判断がされた。しかし、この差圧に関するプロセス限界として約 6 at が受け入れられることになれば、差圧維持に関する問題はなくなると考えられる。

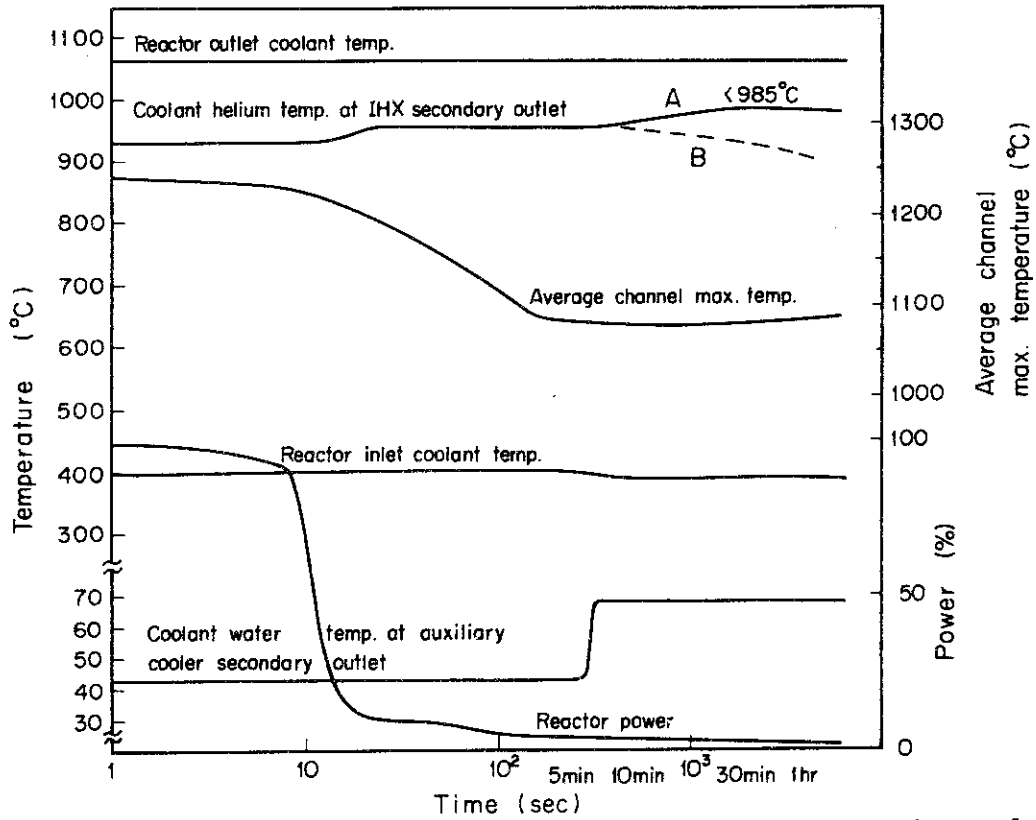


Fig. 4.7.1 Power and temperature transients for the loss of forced circulation in intermediate loop, of event category II at full power operation

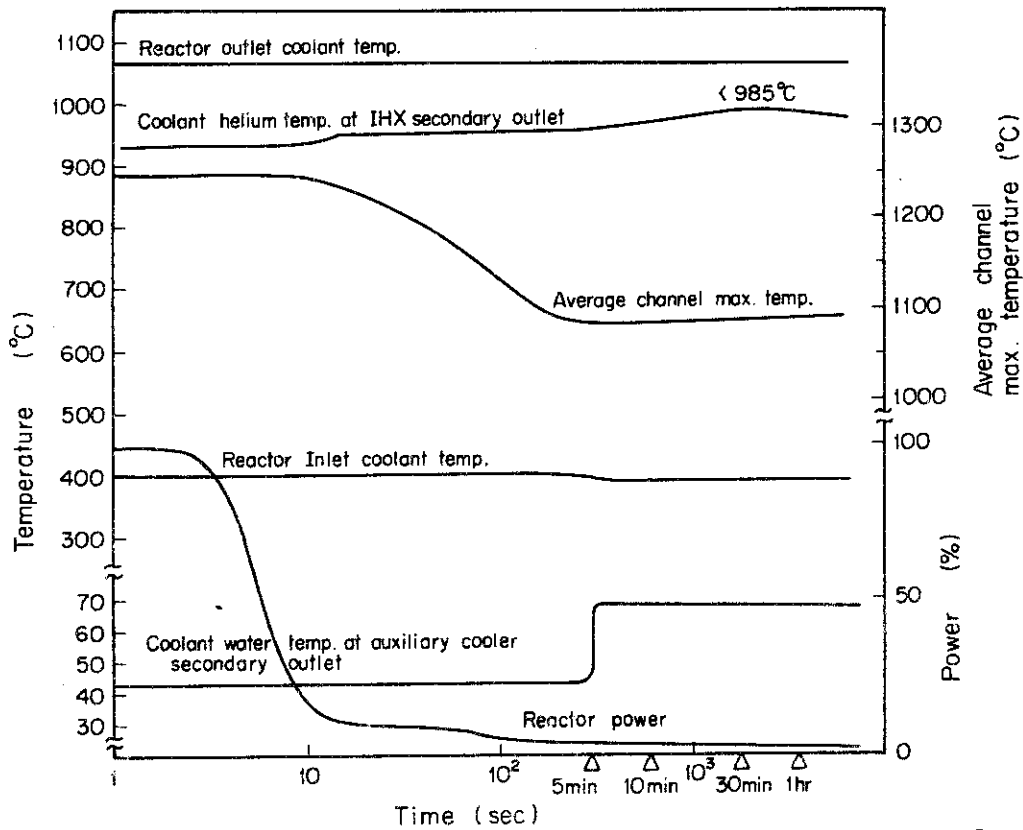


Fig. 4.7.2 Power and temperature transients for the loss of forced circulation in intermediate loop, of event category III at full power operation

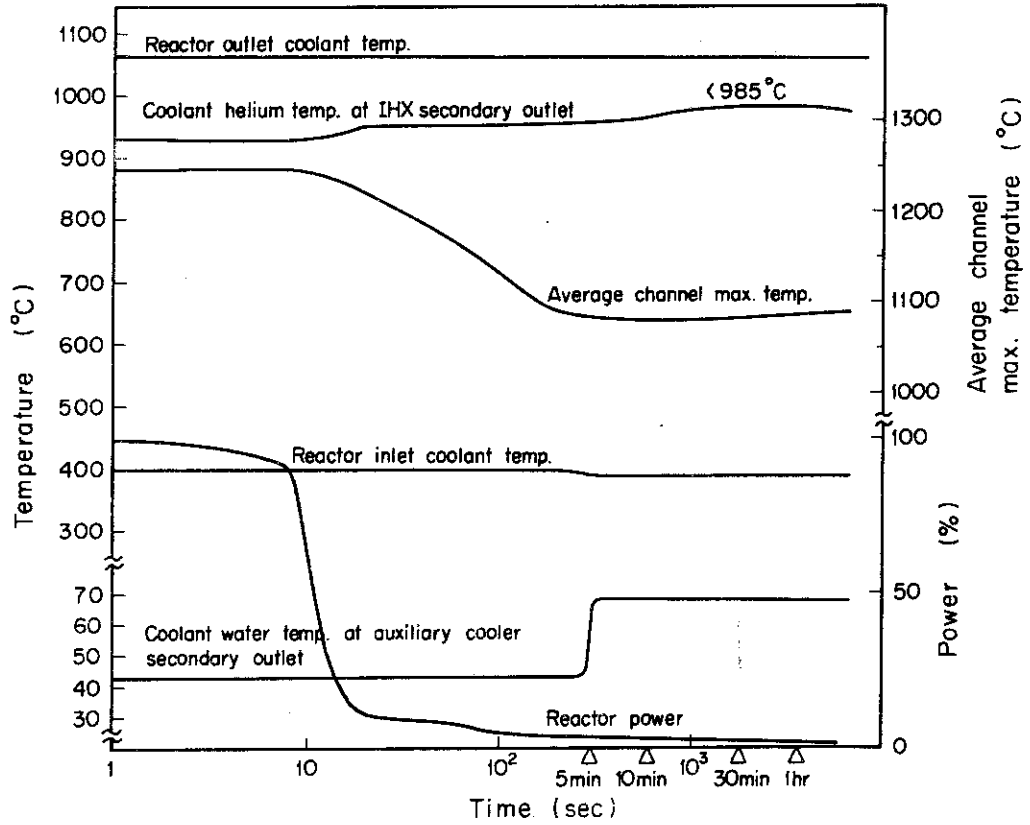


Fig. 4.7.3 Power and temperature transients for the loss of forced circulation in intermediate loop, of event category IV at full power operation

4.8 中間ループ冷却材喪失事故

4.8.1 事象の分析

(1) 事象分類Ⅱ

中間ループ系（2次系）から冷却材が漏洩しているが、ヘリウム供給系からの補給により通常の圧力が維持されている状態である。この異常性はヘリウム供給量の増大により感知され、原子炉は通常の手順により停止して、補修される。

(2) 事象分類Ⅲ

中間ループ系の1系統で配管のリークが徐々に増大して、原子炉の運転を維持できなくなった状態であり、1次系ならびに中間ループ系の通常のダンプを行い、IHXの伝熱管ならびに管板などの中間障壁を保護する時間的余裕がある状態である。なお、保護シーケンスCを採って原子炉を隔離するとともに補助冷却系または後備冷却系により炉心の冷却を計る。

(3) 事象分類Ⅳ

中間ループ系の1系統で急速伝播型の破断が発生し、事故のループは急速に減圧される。この場合、IHXの伝熱管ならびに管板などの中間圧力障壁を形成する中間障壁には最大42atの圧力差が発生する。

4.8.2 解析方法

中間ループ系大口径配管破断時のブローダウン過程の圧力変化ならびに冷却材流出流量の挙動をGASRUPコードにより計算し、1次系の温度挙動をICARUSコードにより推定した。（Appendix A参照）なお、圧力ならびに流出流量の計算は、系内の冷却材インベントリをダンプ・タンクヘッドレンしていないモデルにより行っている。

4.8.3 解析結果ならびに検討

(1) 事象分類ⅡおよびⅢ

事象分類Ⅱに該当する事故では、中間ループ系への供給ヘリウム量の異常増加または中間ループ系の圧力降下により感知され、原子炉は通常に停止され、温度挙動で問題が発生するとは考えられない。しかし、圧力降下が速い分類Ⅲの事象では保護シーケンスCにより原子炉は停止され、そのプラントの応答はFig. 4.8.1に示した如くなると予想される。実際の減圧速度はFig. 4.8.1より緩やかな状態を想定しており（Fig. 4.8.1の減圧速度は分類Ⅳ相当）、その温度挙動で設計安全限界に触れるものはないと考える。

(2) 事象分類Ⅳ

中間ループ系の破断時に、IHXの伝熱管破損部（通常の運転で許容できるピンホールを想定し、事故による破損の拡大については後に検討する）から流出して格納容器外へ流出する1次系ヘリウム・インベントリの量を抑制する因子は、隔離弁の応答性である。たとえば、流出流量と圧力の過渡応答は隔離弁の応答と破損している伝熱管本数に依存し、その放射線線量上の許容範囲として、数本の伝熱管の破損を想定しても、隔離弁に求められる閉止時間は5～10秒と報告されている⁽⁷⁾。したがって、この対応策をとった場合の圧力ならびに炉心流動の過渡応答はFig. 4.8.2～3に示した特性となる。ここで、事故発生前のIHXの破損状態を明確にすると、4.6節で述べた如く中間障壁に5mmφ相当の孔があれば直ちに異常性は感知され原子炉の運転は停止され、それ以上の破損の状態では原子炉は運転されることはないと考えられる。

したがって、中間ループの破断時に考える I H X の破損状況は等価直径にして $5\text{mm}\phi$ 相当の孔以下であり、もしダンプを行わないとすれば 1 次系の圧力降下は Fig. 4.8.2 の A (1 本相当の破損) の曲線より緩やかとなる。しかし、隔離弁からの冷却材ヘリウム抑制ならびに 1 次系を通常のダンプすればその特性は Fig. 4.8.2 中の B の曲線となり、I H X の保護の観点からも望ましい特性となる。このような保護シーケンスを採った場合、その圧力差の挙動は Table 2.25 に示す設計安全限界を十分に満している。

一方、中間ループ系の破断に伴う急速減圧により I H X の伝熱管ならびに管板の健全性が損なわれる危険について考察する。現設計におけるこの伝熱管ならびに管板の設計差圧は 4.5at であり、その設計安全限界は 6.75at ならびに 6 時間内であればその値を越え 42at 程度の耐圧性をもつと設定している。また、その温度挙動は保護シーケンス C を採ってもより急激な温度降下を期待することはできず、Fig. 4.2.2 に示す事故ループの I H X の温度挙動と同様に徐々に温度降下して急激な熱応力が掛ることは考えられない。一方、事故時に掛かる圧力差は常時 42at が掛ることはなく、I H X が健全であれば、Fig. 4.8.2 中の B 線と大気圧との差の値が圧力差として発生するため、時間の経過とともに小さくなり上記の 6 時間以内には均圧化する。また、伝熱管が破損すれば、Fig. 2.8.2 に示す破損本数に依存した特性となり、伝熱管または管板に掛かる差圧は健全な場合より小さくなる。したがって、I H X の伝熱管ならびに管板などの設計安全限界として、Fig. 4.8.2 中の曲線 B に示す圧力特性に耐える内容が設定されているべきである。

さらに、緊急ダンプ系を利用した場合の圧力挙動について付加する。圧力、流出流量、ならびに炉心内の冷却材流動は一例を Fig. 4.8.3 に示すように、緊急ダンプすることにより 1 次系圧力を急激に下げることが出来、その時性は緊急ダンプ・タンクの容量に依存し、前述の Fig. 4.8.2 に示すようにタンク容量が大きい程、圧力降下は大きい。したがって、この特性を利用すると健全ループの中間ループの緊急ダンプ、さらに熱利用系への波及を考慮することが必要となる点に注意しなければならない。

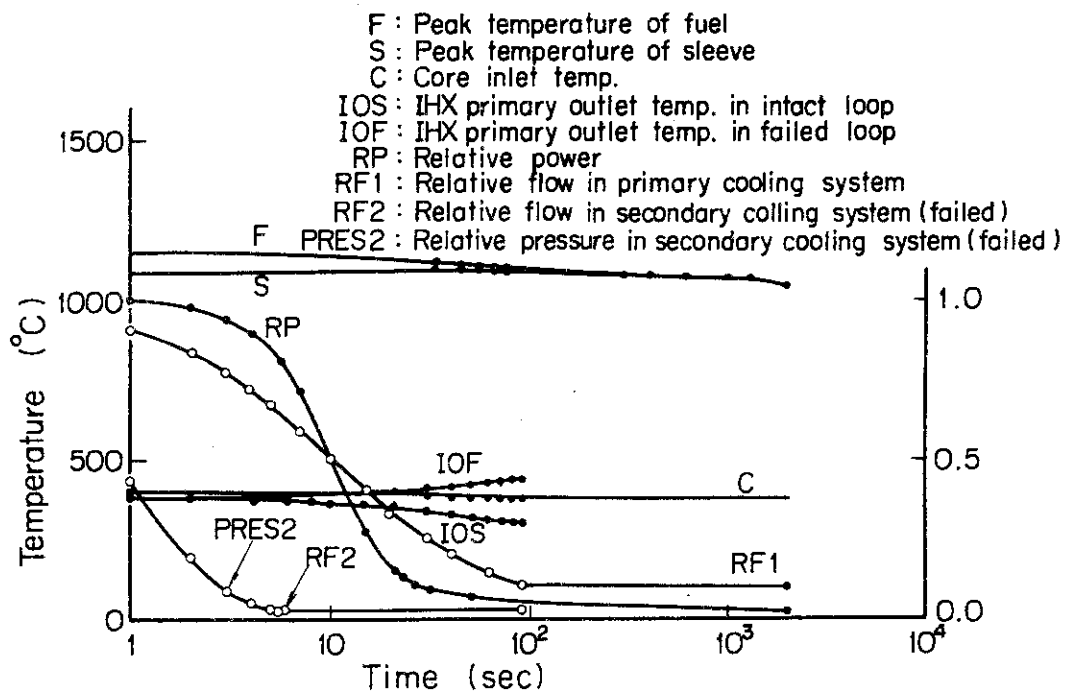


Fig. 4.8.1 Rapid depressurization in intermediate loop

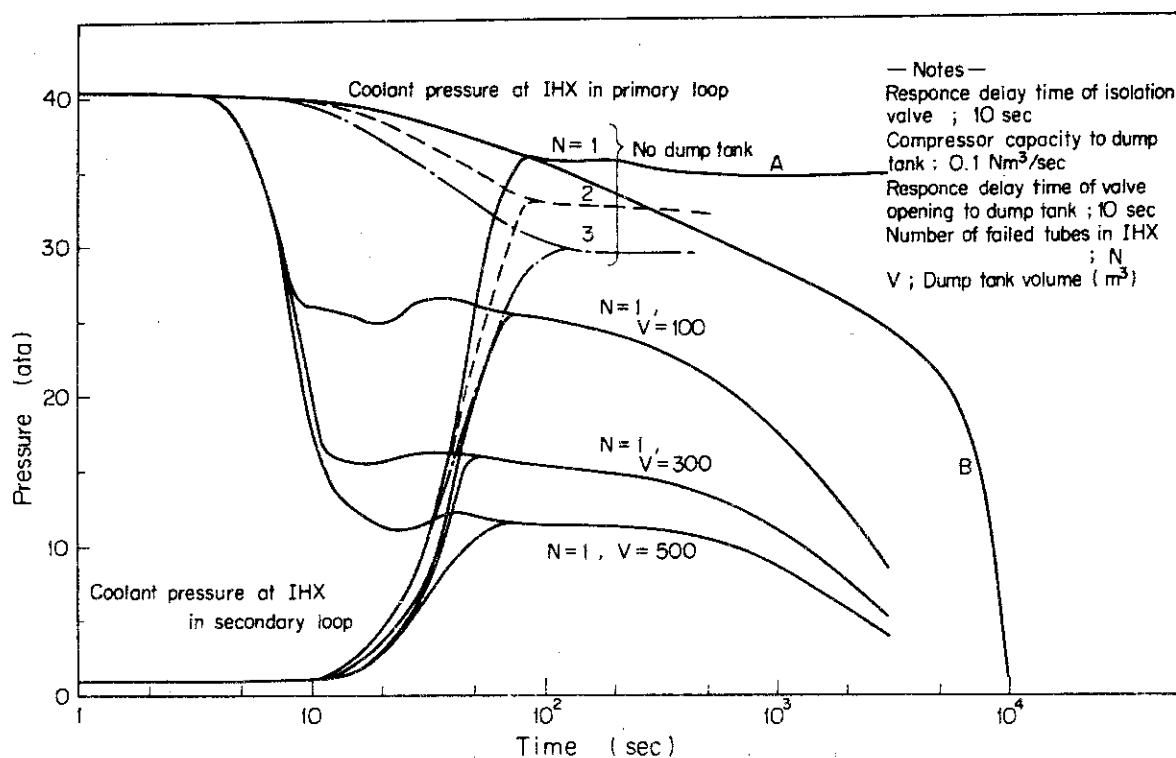


Fig. 4.8.2 Effects of dump tank volume on the depressurization transients

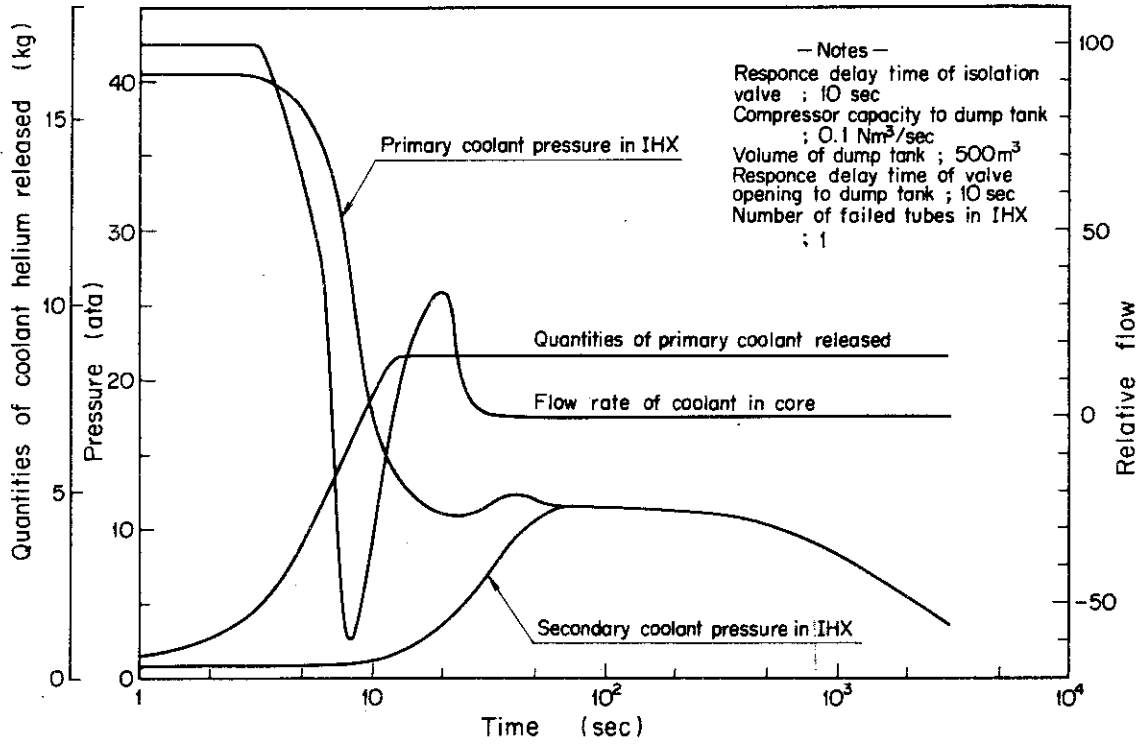


Fig. 4.8.3 Transients of pressure and coolant flow for the rapid depressurization accident in intermediate loop

4.9 負荷喪失事故

4.9.1 事象の分析

負荷変動および負荷喪失としてTable 2.2.3の9項に示した事象を想定している。本実験炉のシステム構成から、たとえ1系統の水/蒸気系に破断事故が発生しても、蒸気発生器などの伝熱管および管板は全圧設計されているために1次圧力障壁の破損に至ることもない。さらに、伝熱管が破損しても清浄な中間ループ冷却材ヘリウムが水/蒸気系に混入するのみであり、本事故事象で分類Ⅳに該当するものはないと考えられる。

(1) 事象分類Ⅱ

循環ポンプ、給水ポンプ、弁類、ならびに各種の補機類の誤動作、誤操作により1系統冷却機能が低下または喪失する。この場合、異常性は電源、ヘリウム温度、ドラム水レベルまたは圧力により感知され保護シーケンスBが採られる。

(2) 事象分類Ⅲ

水/蒸気系で破断事故が発生した場合、瞬時に、循環水、蒸気ならびに保有水が系外へ流水し、蒸気圧力、ドラム水レベル、循環水などに異常が現われ原子炉はトリップされ保護シーケンスBに移行する。急速減圧の場合、ブローダウン過程は数秒で終了するため、保護系信号がトリップレベルに達するに必要な時間は5秒以下であり、その後の処理系の遅れを考慮しても7秒以内に保護系は作動を開始する。

4.9.2 解析方法ならびに解析モデル

事象分類Ⅱに該当する事象の解析は4.7節と同様にプラント動特性解析コードICARUS⁽⁶⁾により行った。一方、事象分類Ⅲについては流出流量断面積から臨界流速により水/蒸気が放出される状態を想定し、瞬時に蒸気圧力；1 ata、循環水流量；定格流量0.5%になるとした。このプロセス量の状態を上記ICARUSコードに入力して温度挙動を求める。

4.9.3 解析結果および検討

(1) 事象分類Ⅱ

この場合のプラント応答は、保護シーケンスBを考慮すると4.7節のFig. 4.7.1と等価な結果となり、プラントの温度挙動上の問題は4.7節に示したのと同様、中間熱交換器2次側出口の温度に対する対応策であるが次の(2)で述べるように本事象の場合はその上昇分が20℃(930℃→950℃)であり4.7.3の場合より緩和されていると考えることができる。

(2) 事象分類Ⅲ

解析結果をFig. 4.9.1に示す。本図から明らかなように、各部とも安全上問題になる変化は示していない。事故ループの中間熱交換器2次側出口温度が事故後70秒で950℃まで上昇し、以後、落ち着いているが、これは、冷却材流量が減少して冷却材温度が伝熱管温度に接近したためである。原子炉出力は、スクラム後15秒で10%まで急落し、その後、緩やかに減少して、300秒で約3%となった。この時、炉心は健全ループだけで冷却されているため、比較的、緩慢な温度減少を示している。

一方、1次系と2次系の圧力レベルについては、温度変動が小幅なため、1次系と2次系の差圧は、十分な余裕を持って維持されている。

このように、負荷喪失事故においては、事故後シーケンスBによって、安全にプラントを安定させることが可能であろう。

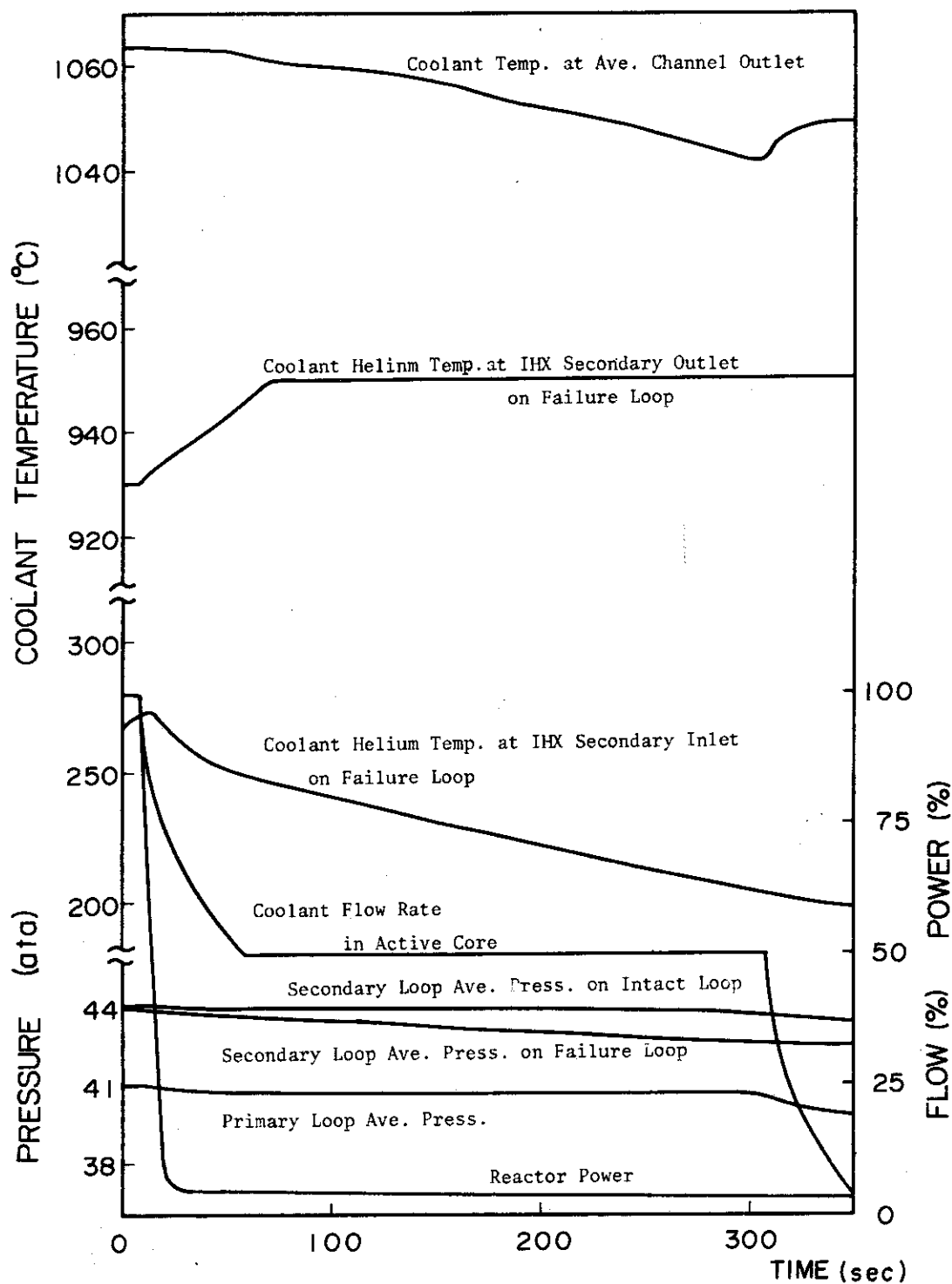


Fig. 4.9.1 Temperature and pressure transients for the loss of forced circulation accident in water/steam system

4.10 電源喪失事故

4.10.1 事象の分析

落雷等により所外電源が喪失する事象で、この電源喪失により主循環機などの駆動電源を喪失することとなり、事象分類Ⅱに該当する。

4.10.2 解析手順、モデルおよび使用計算コード

所外電源喪失事故により、全系統の冷却材の強制循環力が喪失し、補助電源を用いた補助冷却系による炉心の冷却が直ちに要求される場合の、プラント各部における温度、圧力および流量の変動は、事故発生から対策シーケンスの終了まで、一貫して ICARUS-AC (Appendix A 参照) により解析された。

4.10.3 解析結果および検討

(1) 解析の前提条件

1) スクラム信号

第1位信号：電源電圧

第2位信号：循環機回転数

2) 保護シーケンス

シーケンス D

3) 事故発生から対策シーケンスの終了までのプロセス

時刻 0 秒 : 所外電源喪失事故発生,

時刻 7.4 秒 : スクラム信号発生, シーケンス D に入り, 補助循環機起動,

時刻 7.9 秒 : スクラム開始,

時刻 37.4 秒 : 補助冷却系 1 系統による冷却を開始する。

(2) 解析結果ならびに検討

電源喪失時のプラント応答を Fig. 4.10.1 に示す。この結果次の結論を得た。

1) 原子炉出口温度, I HX 2 次出口温度および原子炉入口温度の挙動は比較的緩慢であり, I HX 2 次出口温のピークも 985℃ 程度となり, 対策シーケンスはほぼ満足すべき結果を示している。(詳細は 4.7.3 を参照)

2) 1 次系, 2 次系の差圧の逆転はなく, 6 at 程度に拡大している。この対応策として中間ループ系にポンプモータを設置するか, または運転員により冷却材インベントリの調節によるかの選択となるが, どの対応策でもプロセス安全限界に維持することは可能と考えられる。

一方, 炉心内温度挙動の問題の一つとして, 制御棒被覆材ならびにスパインの温度上昇に注目しなければならない。すなわち, Fig. 4.10.1 に示すように, その温度上昇は 175℃ (750 → 925℃) に至っており, プロセス安全限界を越えており, 補助冷却系の容量を増大する必要が認められる。この目的に沿って, 補助循環機の容量に対する制御棒被覆材の到達温度の特性を Fig. 4.10.2 に示す。この結果から判るように, プロセス安全限界を満足するには 1 系統 (単一故障基準適用) の補助循環機容量を定格流量の 10% 以上に設定しなければならない。

4.11 その他の事象

本実験炉で考える事故事象の一覧を Table 2.2.3 に示し, それ等の事象に対する保護シー

ケンスの有効性を論じた。しかし、他の問題点として、原子炉停止時における補助冷却系の故障（Table 2.23の第11項）についての炉心冷却の検討を必要とする。この対策として、Fig. 2.22に示した保護シーケンスEを採ることとなり、多重性ならびに冷却容量等についての問題はないと考えられる。

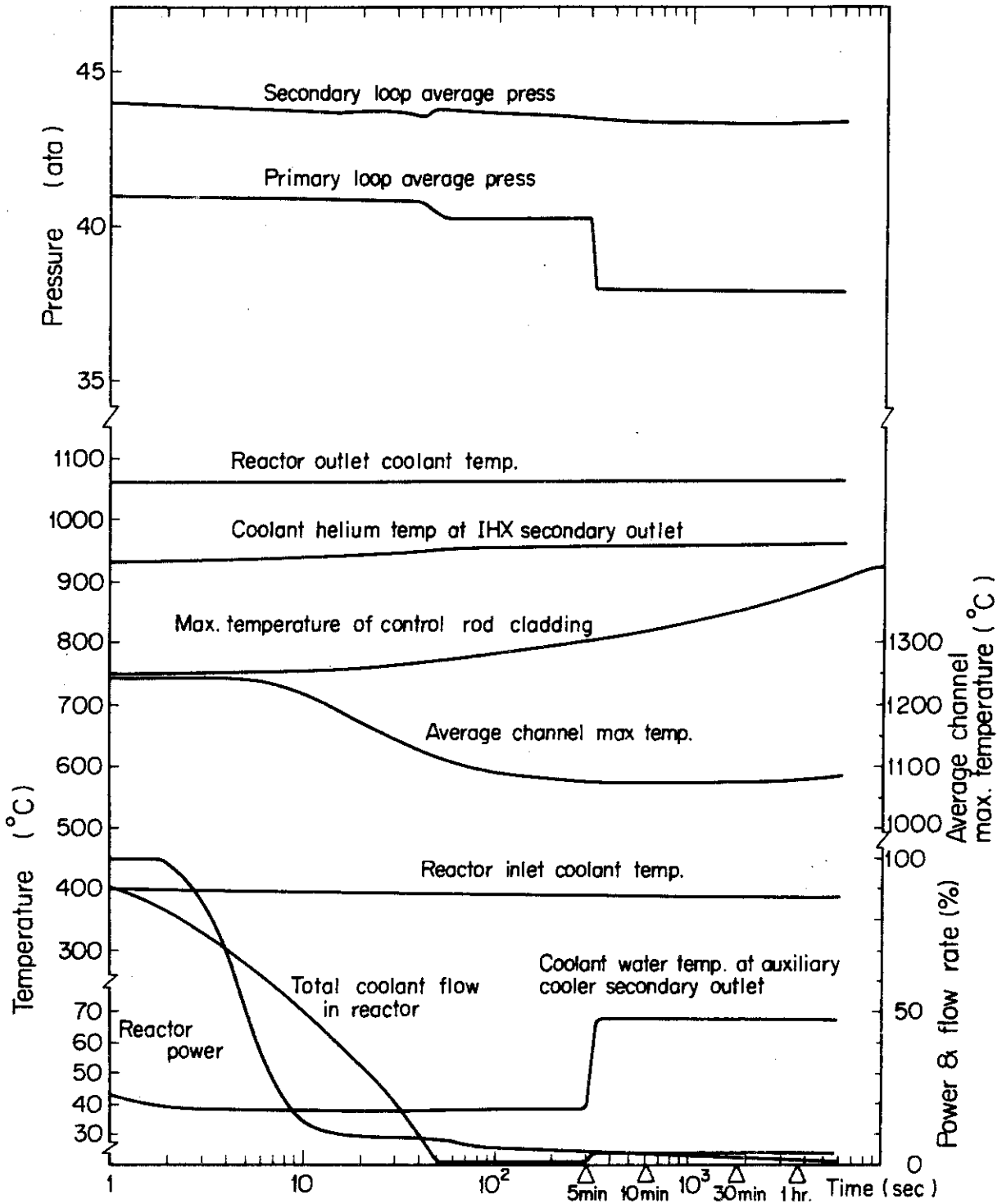


Fig. 4.10.1 Power, temperature and coolant pressure transients for the loss off-site electricity, of event category II at full power operation

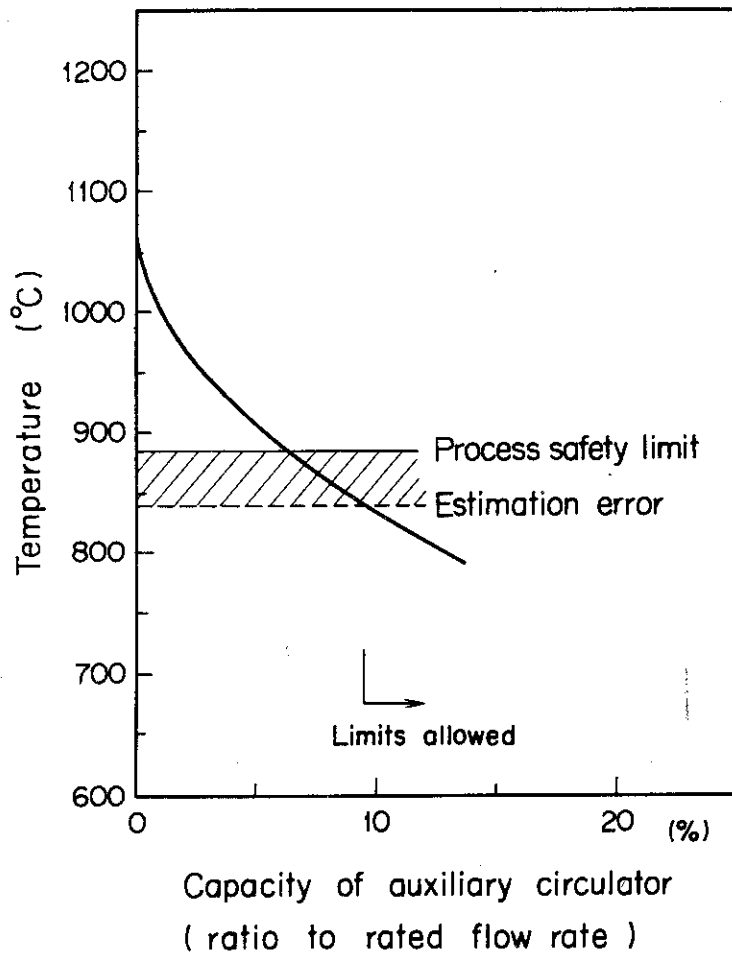


Fig. 4.10.2 Temperature raise of control rod cladding for the loss of off-site electricity, of event category II

5. 総合検討

本実験炉の安全保護系の機能の評価をANSI-N18.8に基づいて行ったが、この基準で考慮されているプラント構成が必ずしも本実験炉をカバーした内容になっていない。たとえば、1)被覆燃料粒子燃料に関する安全特性の論証方法、2)差圧設計で対応している中間圧力障壁に対するプロセス安全限界ならびに設計安全限界の考え方、さらに3)材料データが不足していると考えられる高温部材温度に関する各種限界値の定量化などこの基準の適用ならびに解釈について今後の設計研究を必要とすると考えざるえない。しかし、将来の多目的利用原子炉プラントの雛形と考えられる本実験炉の事故事象に関して現状で推定できる全スペクトラムの事象に関する保護法を提案し、その妥当性を論証できたのは成果と考える。したがって、今後はTable 2.25に示した各種限界値が機器設計データと整合をとられることが望まれる。以下に主要事項に関する安全保護上の要求を示す。

(1) 制御棒引き抜き手順について

Mark-III炉心を含め、本実験炉で計画されるであろう炉心諸元で採用できる引き抜き手順は3.1.3に示した手順〔B〕を採らざるえない。また、この手順を採っても30%出力～定格出力における制御棒の反応度値が高く、1対制御棒の補償反応度が、30%出力近傍で $2.0\% \Delta k$ 以下、定格出力状態で $1.2\% \Delta k$ 以下に低減下することが望まれる。また、原子炉起動から出力上昇に供されるイン・シーケンス・ロッドの反応度感度が $5.0 \times 10^{-5} \Delta k / \text{cm}$ の近傍にくるように設計されることが望まれる。

(2) スクラム特性について

現設計での炉心構造では制御棒逸出時における核暴走の抑止策についての評価を求められると判断され、その第一義的な対応策であるスクラム特性を高速化する必要性が明らかとなった。要求されるスクラム特性は有効反応度($> 6\% \Delta k$)の80%が3秒以内(解析結果の5秒に余裕をとった値)に挿入される特性である。制御逸出に対する可能性を完全に否定できない現状では、スクラム特性に上記の性能を考慮すべきと考える。

(3) 1次系-中間ループ間圧力差制御について

事象分類IIに該当する事故に関して1次系-中間ループ間の圧力差の逆転を抑制する手法について2つの案を提案した。その内容は、1)事象分類IIに該当する事故発生後運転員による中間ループ系冷却材の調節(時間的余裕は4.2節で述べた)を導入する、または2)中間ループ系の循環機に定格容量の10%程度の容量をもつポンプモータを設置して駆動力の多重性を得るなどであり、両手法を併用してもよいと考える。

(4) 補助冷却系容量について

事象分類IIに該当する所外電源喪失時の炉心冷却の問題として、現設計の1系統の補助冷却系の容量では制御棒被覆材の保護には不足していることが判明したため、補助循環機の容量(加圧時)を定格の10%/基以上にすることが望まれる。

(5) 制御棒逸出の抑制策について

詳細を4.3節に示したように、圧力容器のスタンド・パイプ類については内部構造物ならびにスペーサの挿入によりスタンド・パイプ破断時での冷却材の流出量を制限して炉心からの制御

棒の逸出を抑制することが出来るが、二重管外管破断時にはノズル根元への流出流量制限器の設置の必要性が明らかとなった。しかし、流出流量制限器に安全特性上の機能を期待することはその制限器の供用期間中の検査などの問題がもちあがってくるため極力その使用を避けたい。したがって、二重配管外管の円環状の流路断面積を 0.068 m^2 以下に抑えうる配管径を採用すべきと考える。

(6) 保護信号の計測誤差について

安全保護系の機能評価の基準となる制限値は Table 2.2.5 に示したように保護信号の計測誤差の影響を受け、とくに本実験炉の高温部材の評価には大きな影響を与えている。したがって、安全保護上重要な信号の測定誤差の改善が望まれる。なお、信号の応答性については、本原子炉の応答性が緩やかな点が幸いして問題は少ないと考えられる。

6. 結 び

多目的高温ガス実験炉第1次概念設計の原子炉プラント概念に関し安全保護計画を立案し、その有効性をシミュレーション解析を用いて検討評価した。その結果、既存の商用発電炉などと大巾に異なるシステム構成をもつ本実験炉のプラント応答上の特殊性を考慮すると、既存の基準・指針のみでは基本的な保護計画を練るには不十分ではないかと判断され、対応上、それ等の基本的な考え方を拡大して対応した内容になった箇所もある。特に、中間ループ系の安全性上の役割（中間ループのプロセス安全限界、設計安全限界が1次系圧力障壁と同時の材料データに基づく基準を必要とするか）、差圧設計構造物に対する制限値の評価法、さらに将来の多目的な熱利用システムに関する安全保護系の波及の問題（原子力システムと非原子力システムの分離）など不明確であり、今後の多目的型原子炉の安全保護計画を調和あるものとするために既存の基準類の見なおし、改良が望まれる。

なお、この保護系機能の報告書の内容が今後の機器設計データ等に資することができれば幸いと考える。また、本解析を行うにあたり機器データ等の御援助をいただいた関連メーカー各社殿に謝辞を表したい。

(参考文献)

- (1) H. B. Robert Criteria for preparation of design bases for systems that perform protective functions in nuclear power generating stations, ANSI-N 18.8 (1973).
- (2) 青地他, 多目的高温ガス実験炉第1次概念設計, JAERI-M 6845 (1976).
- (3) 三竹他, 多目的高温ガス実験炉の安全解析, JAERI-M 6400 (1976).
- (4) 野村他, 多目的高温ガス実験炉第1次高温構造設計指針, JAERI-M 6396 (1976).
- (5) 青地他, 多目的高温ガス実験炉の参考炉心 Mark-III, JAERI-M 6895 (1976).
- (6) 江崎他, ICARUS, 1: 多目的高温ガス冷却炉プラント動特性解析コード, JAERI-M 5058 (1972).

棒の逸出を抑制することが出来るが、二重管外管破断時にはノズル根元への流出流量制限器の設置の必要性が明らかとなった。しかし、流出流量制限器に安全特性上の機能を期待することはその制限器の供用期間中の検査などの問題がもちあがってくるため極力その使用を避けたい。したがって、二重配管外管の円環状の流路断面積を 0.068 m^2 以下に抑えうる配管径を採用すべきと考える。

(6) 保護信号の計測誤差について

安全保護系の機能評価の基準となる制限値は Table 2.2.5 に示したように保護信号の計測誤差の影響を受け、とくに本実験炉の高温部材の評価には大きな影響を与えている。したがって、安全保護上重要な信号の測定誤差の改善が望まれる。なお、信号の応答性については、本原子炉の応答性が緩やかな点が幸いして問題は少ないと考えられる。

6. 結 び

多目的高温ガス実験炉第1次概念設計の原子炉プラント概念に関し安全保護計画を立案し、その有効性をシミュレーション解析を用いて検討評価した。その結果、既存の商用発電炉などと大巾に異なるシステム構成をもつ本実験炉のプラント応答上の特殊性を考慮すると、既存の基準・指針のみでは基本的な保護計画を練るには不十分ではないかと判断され、対応上、それ等の基本的な考え方を拡大して対応した内容になった箇所もある。特に、中間ループ系の安全性上の役割（中間ループのプロセス安全限界、設計安全限界が1次系圧力障壁と同時の材料データに基づく基準を必要とするか）、差圧設計構造物に対する制限値の評価法、さらに将来の多目的な熱利用システムに関する安全保護系の波及の問題（原子力システムと非原子力システムの分離）など不明確であり、今後の多目的型原子炉の安全保護計画を調和あるものとするために既存の基準類の見なおし、改良が望まれる。

なお、この保護系機能の報告書の内容が今後の機器設計データ等に資することができれば幸いとする。また、本解析を行うにあたり機器データ等の御援助をいただいた関連メーカー各社殿に謝辞を表したい。

(参考文献)

- (1) H. B. Robert Criteria for preparation of design bases for systems that perform protective functions in nuclear power generating stations, ANSI-N188 (1973).
- (2) 青地他, 多目的高温ガス実験炉第1次概念設計, JAERI-M 6845 (1976).
- (3) 三竹他, 多目的高温ガス実験炉の安全解析, JAERI-M 6400 (1976).
- (4) 野村他, 多目的高温ガス実験炉第1次高温構造設計指針, JAERI-M 6396 (1976).
- (5) 青地他, 多目的高温ガス実験炉の参考炉心 Mark-III, JAERI-M 6895 (1976).
- (6) 江崎他, ICARUS. 1: 多目的高温ガス冷却炉プラント動特性解析コード, JAERI-M 5058 (1972).

棒の逸出を抑制することが出来るが、二重管外管破断時にはノズル根元への流出流量制限器の設置の必要性が明らかとなった。しかし、流出流量制限器に安全特性上の機能を期待することはその制限器の供用期間中の検査などの問題がもちあがってくるため極力その使用を避けたい。したがって、二重配管外管の円環状の流路断面積を 0.068 m^2 以下に抑えうる配管径を採用すべきと考える。

(6) 保護信号の計測誤差について

安全保護系の機能評価の基準となる制限値は Table 2.2.5 に示したように保護信号の計測誤差の影響を受け、とくに本実験炉の高温部材の評価には大きな影響を与えている。したがって、安全保護上重要な信号の測定誤差の改善が望まれる。なお、信号の応答性については、本原子炉の応答性が緩やかな点が幸いして問題は少ないと考えられる。

6. 結 び

多目的高温ガス実験炉第1次概念設計の原子炉プラント概念に関し安全保護計画を立案し、その有効性をシミュレーション解析を用いて検討評価した。その結果、既存の商用発電炉などと大巾に異なるシステム構成をもつ本実験炉のプラント応答上の特殊性を考慮すると、既存の基準・指針のみでは基本的な保護計画を練るには不十分ではないかと判断され、対応上、それ等の基本的な考え方を拡大して対応した内容になった箇所もある。特に、中間ループ系の安全性上の役割（中間ループのプロセス安全限界、設計安全限界が1次系圧力障壁と同時の材料データに基づく基準を必要とするか）、差圧設計構造物に対する制限値の評価法、さらに将来の多目的な熱利用システムに関する安全保護系の波及の問題（原子力システムと非原子力システムの分離）など不明確であり、今後の多目的型原子炉の安全保護計画を調和あるものとするために既存の基準類の見なおし、改良が望まれる。

なお、この保護系機能の報告書の内容が今後の機器設計データ等に資することができれば幸いと考ええる。また、本解析を行うにあたり機器データ等の御援助をいただいた関連メーカー各社殿に謝辞を表したい。

(参考文献)

- (1) H. B. Robert Criteria for preparation of design bases for systems that perform protective functions in nuclear power generating stations, ANSI-N188 (1973).
- (2) 青地他, 多目的高温ガス実験炉第1次概念設計, JAERI-M 6845 (1976).
- (3) 三竹他, 多目的高温ガス実験炉の安全解析, JAERI-M 6400 (1976).
- (4) 野村他, 多目的高温ガス実験炉第1次高温構造設計指針, JAERI-M 6396 (1976).
- (5) 青地他, 多目的高温ガス実験炉の参考炉心 Mark-III, JAERI-M 6895 (1976).
- (6) 江崎他, ICARUS. 1: 多目的高温ガス冷却炉プラント動特性解析コード, JAERI-M 5058 (1972).

- (7) 鈴木他, 多目的高温ガス実験炉の安全特性の検討, JAERI-M 6613 (1976).
- (8) Melvin Tobias, Potential effects and consequences of postulated neutronic accidents in HTGR, Nuclear Safety, Vol. 16, No5 (1975).
- (9) 新藤他, 高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード: DELIGHT-2, JAERI-M 5661 (1974).
- (10) 有賀他, 異種組格子群定数平均及びチャネル境界条件導出コード: SLALOM. (1969).
- (11) T. B. Fouler, et al., Nuclear reactor core analysis code: CITATION, ORNL-TM-2496, Rev. 2 (1971).
- (12) 江崎他, BLOOST. 2 (M: ガス冷却炉炉心動特性解析コード, (1972).
- (13) Reimar Froehlich, et al, GAKIT; A one dimensional multigroup kinetics code with temperature feedback, GA-8576 (1968).
- (14) K. F. Riedrich, et al, COSTANZA BBK; A one dimensional dynamic code for high temperature gas cooled reactors, EUR 4410e (1970).

Appendix A 解析コードの概要

A.1 炉心動特性解析コード：BLOOST

(1) 炉心動特性解析コード：BLOOST

高温ガス冷却炉用炉心動特性解析コードBLOOSTの内容は次の通りである。

- 1) 1群1点近似の中性子動特性方程式を使用し、解法はRunge-Kutta法による。
- 2) 熱計算は $r-z$ 2次元円筒モデルであり、熱伝導は径方向および軸方向について考慮し、ヘリウムギャップは熱抵抗として取り扱い、輻射伝熱の効果も考慮している。
- 3) 計算モデルは燃料ピン1本であり、物質の種類とその分布により任意の領域に分けられる。
- 4) 出力分布は、径方向においては燃料ピンの各領域の出力密度として取り扱い、軸方向においてはメッシュ点における燃料粒子核の出力密度として取り扱う。ただし、どの径方向でのメッシュ点においても軸方向の出力分布は同じ形である。
- 5) 反応度フィードバックは温度変化によるもののみを考慮し、この効果は被覆燃料粒子核および減速材領域の平均温度の変化に依存している。
- 6) スクラム特性および1次冷却材流量変化はそれぞれ時間-1次冷却材流量特性としてテーブルの形式で入力する。また原子炉停止後の崩壊熱特性としてはShureの式を基本し、出力が崩壊熱レベルに達した後にオプションにて使用する。

(2) 1次元核特性炉心動特性解析コード：GAKIT

このコードの内容は以下のとおりである。

- 1) 1次元多群中性子拡散方程式を時間依存で解くものであり、径方向には反射体を考慮できる。
- 2) 熱計算は $r-z$ 2次元であるが、熱伝導は軸方向についてのみ考慮し、ヘリウムギャップについてはBLOOSTと同様の取り扱いである。
- 3) 計算モデルは燃料ピン1本であるが、任意の領域の平均的な燃料チャンネルを10チャンネルまで取り扱うことができ、各チャンネルには任意の冷却材流量を与えることが可能である。
- 4) 出力分布は、径方向においては各チャンネルの出力ピーキングが拡散計算から与えられ、軸方向においては各チャンネルごとに任意の分布を与えることができる。
- 5) 反応度フィードバックは温度変化によるもののみを考慮し、燃料温度変化に対しては高速群の核定数、減速材温度変化に対しては熱群のそれに対応するようになっている。なお、オプションとしてXeビルドアップの効果についての検討も可能である。
- 6) 入力外乱としては、拡散方程式の各パラメータの変化、冷却材入口温度変化、冷却材流量変化を取り扱うことができる。

(3) 1次元核特性炉心動特性解析コード：COSTANZA

高温ガス冷却炉用炉心動特性コードであり、ペブルベッドタイプの燃料を想定して開発されたもので、以下の内容のものである。

- 1) 1次元2群中性子拡散方程式を時間依存で解くものであり、径方向に反射体を考慮して

その近傍の出力ピーキングおよび反射体制御棒の効果を取り扱うことができる。これは反射体における中性子のスローイングダウンを正しく評価することが、減速不足の高温ガス炉では特に重要であるためである。

2) 熱計算は $\gamma-Z$ 2次元であるが、各部の熱抵抗は入力として一定値を与える。このため、ボールタイプのみならず、Pin-in blockタイプの燃料についても取り扱いが可能である。

3) 計算モデルはGAKITと同様のものであるが、冷却材の流量調節はできない。

4) 出力分布についてはGAKITと同様の扱いである。

5) 反応度フィードバックは2群拡散方程式のすべての係数の燃料温度および減速材温度依存性を考慮することにより与えられる。

6) 入力外乱の種類はGAKITとほぼ同様であるが、反応度外乱はPoisonの濃度変化として与えられ、Poisonの濃度調整による初期状態の臨界調節が可能である。

A. 2 原子炉プラント動特性解析

(1) ICARUS.Cおよび2C

多目的高温ガス炉プラント動特性解析コード：ICARUSに冷却ループを2系統とりあつかえるオプションを施けるとともに下記の機能を強化した。

1) PID制御を主体とする制御系を組込むとともに、OPS機能（インタロックシステム、シーケンス制御機能など）を備える。

2) 冷却ループ系内の冷却材インベントリを外部から操作できるモデルとした。

(2) ICARUS.AC

前述の解析コード：ICARUS.Cに補助冷却系を取り付けたもので、Fig. A. 1 に示したプラント構成をとりあつかう。

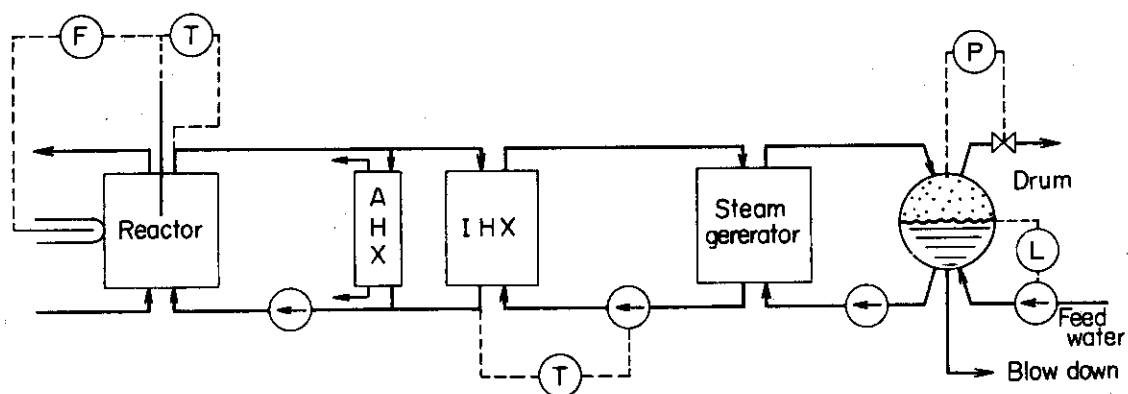


Fig. A.1 Schematic diagram of the ICARUS.AC

A. 3 減圧事故時の冷却材流出流動解析

(1) GAS RUP*

システムの圧力障壁破損に伴う流量現象を求める汎用減圧事故解析コードであり次に示す内容をもつ。

- 1) システムを容積をもつノードと流動抵抗をもつブランチの組合せで表現する。
- 2) ノードにおいて、エネルギー・バランスならびにマスバランスを、ブランチではモーメント・バランスを時間依存で解く。気体の状態変化は等温変化または断熱変化のいずれかをオプションにより選択する。
- 3) 破断孔からの流出特性は、臨界流とそれ以下では断熱等エントロピ変化とする。
- 4) 循環機の昇圧特性、隔離弁、フラップ弁、ダンプシステムなどの機器の特性のモデル化が可能である。

A. 4 構造物の伝熱特性解析コード

(1) TAC-2D

汎用2次元伝熱計算コードであり次に示す内容をもっている。

- 1) 定常および非定常問題を取り扱う。
- 2) 2次元の円筒モデルの熱伝導を計算する。
- 3) 構成材料ならびに冷却材流体の温度および時間の依存性を考慮できる。
- 4) 内部ギャップ構造面の輻射効果を考慮できる。
- 5) 構成材料ならびに冷却材流路は多層円筒モデルによりモデル化される。

Appendix B 制御棒逸出についての考察

現設計での制御棒重量は70 kg/本以上であり、その流れ方向への断面積は0.0064 m²以下である。したがって、制御棒上下間の逆転圧力差が1 kg/cm²以上になると制御棒が浮き上がる危険性がでてくる。

最も安全側に見積る考察、すなわち炉心上下間の逆転圧力差が直接的に制御棒に掛ると想定した場合はピーク圧力が1 kg/cm²以下である必要がある。一方、制御棒以外での絞り部分の圧損などを考慮した炉心上下間の圧力差に対する制御棒に掛かる割合をFig. B. 1に示す。その割合はオリフィス部分の絞り（通常運転時の炉心圧力損失）および制御棒チャンネル冷却材流量に依存するがFig. B. 1に示すように炉心上下の圧力差の50%以上が制御棒に掛かることはない（本図に示すように通常時の炉心の圧力損失は0.6 kg/cm²以上と想定している。）

なお、実験炉の原子炉近傍での代表的破断箇所をFig. B. 2に示す。

* 本計算コードは富士電機製造株式会社にて開発された。

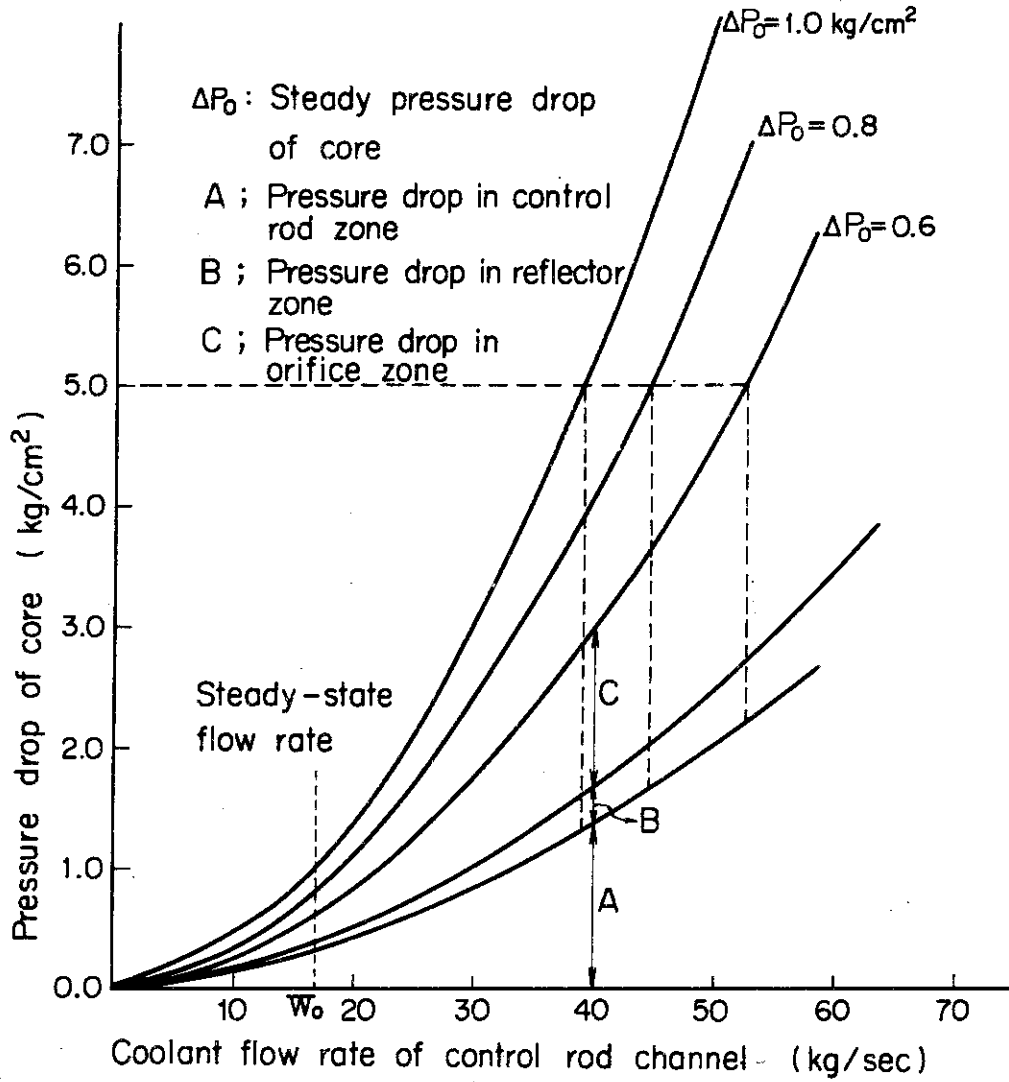


Fig. B.1 Pressure drop fraction in control rod zone to total core pressure drop

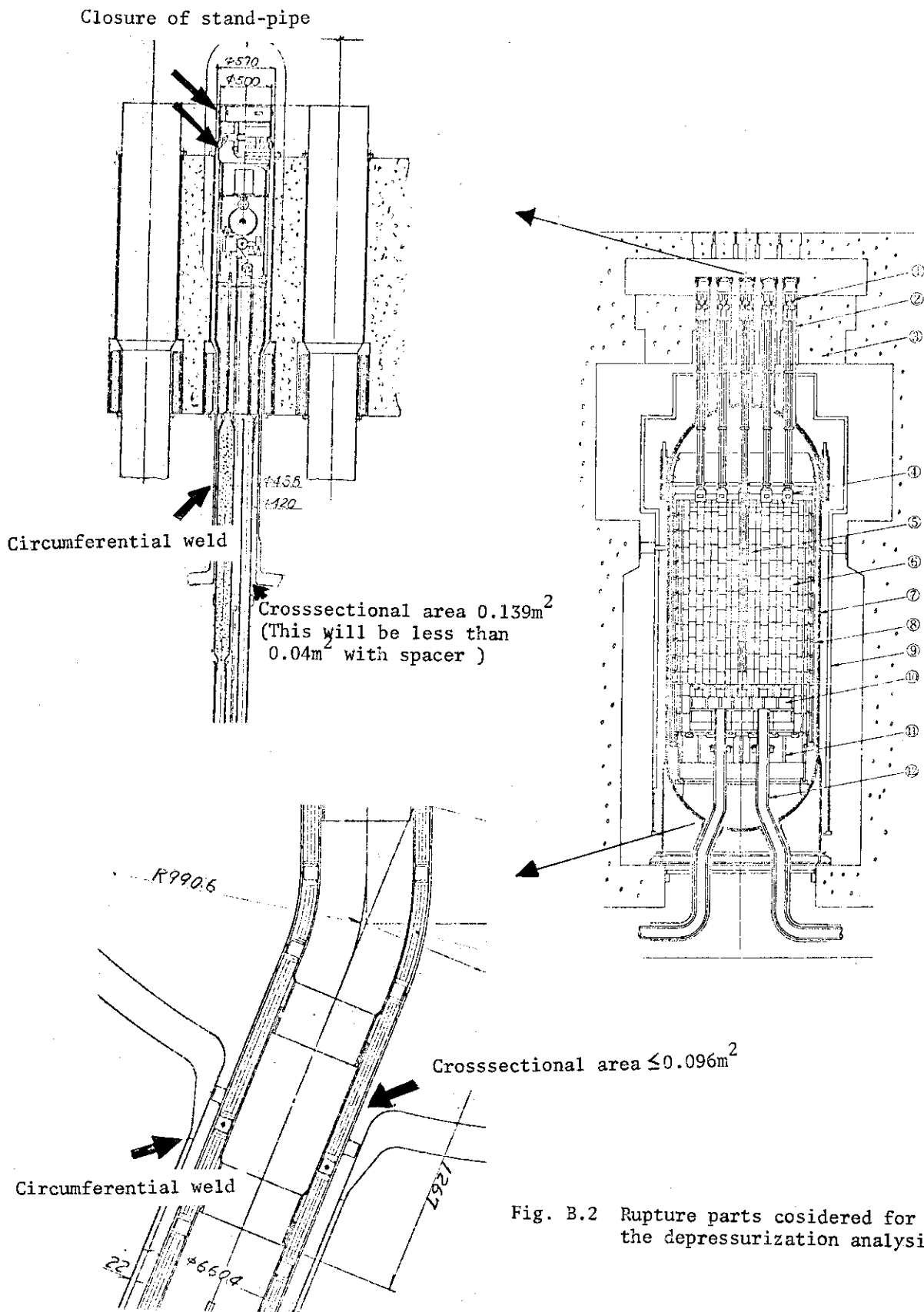


Fig. B.2 Rupture parts considered for the depressurization analysis