

J A E R I - M  
90-070

高温工学試験研究炉(HTTR)の安全性  
実証試験計画及び試験時の安全評価

1990年4月

国富 一彦・丸山 創・新藤 雅美・數士 幸夫

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、  
お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡  
東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.  
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division Department  
of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-  
ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1990

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 ニッセイエプロ株式会社

高温工学試験研究炉（HTTR）の安全性  
実証試験計画及び試験時の安全評価

日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉開発部

国富 一彦・丸山 創・新藤 雅美  
数士 幸夫

（1989年3月8日受理）

高温ガス炉の固有の安全性を実証するために、高温工学試験研究炉（HTTR：High Temperature Engineering Test Reactor）を用いた安全性実証試験を行う。安全性実証試験は、1次冷却材流量の低下を模擬した試験及び制御棒の引抜き試験からなり、試験に対する挙動解析と実測データとの比較検討により、十分信頼性のある安全設計・評価技術を確立する。

本報は、HTTRの安全性実証試験の試験内容、試験条件、試験時の原子炉の挙動等について示す。また、安全性実証試験時の安全評価の考え方及び評価結果について示す。

Safety Demonstration Test Plan in The High Temperature  
Engineering Test Reactor (HTTR) and Safety Evaluation

Kazuhiko KUNITOMI, So MARUYAMA, Masami SHINDOH  
and Yukio SUDO

Department of HTTR Project  
Oarai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received March 9, 1990)

Safety demonstration tests in the HTTR (High Temperature Engineering Test Reactor) will be carried out to verify inherent safety features of the HTGR (High Temperature Gas-cooled Reactor). The tests include a decrease of primary coolant flow rate and a control rod withdrawal at the power operation. The reliability of the safety design and safety evaluation method of the HTTR is confirmed by the comparison between the experimental and analytical results.

This report describes the test program, test method, test condition and safety evaluation of the safety demonstration tests in the HTTR.

Keywords: HTTR, HTGR, Safety Evaluation, Safety Analysis, Inherent Safety, Control Rod, Accident, Anticipated Operational Occurrence, Safety Demonstration Test

## 目 次

1. 緒 言 .....	1
2. 高温工学試験研究炉(HTTR)の概要 .....	2
2.1 原子炉の概要 .....	2
2.2 HTTRの目的 .....	3
3. 安全性実証試験 .....	6
3.1 試験内容 .....	6
3.2 試験条件 .....	6
3.3 試験方法 .....	7
4. 安全性実証試験時の挙動解析 .....	14
4.1 解析モデル .....	14
4.2 試験時の挙動 .....	14
5. 安全性実証試験時の安全評価 .....	28
5.1 評価方法 .....	28
5.2 安全評価 .....	30
5.3 安全解析 .....	34
6. AVR炉における安全性試験 .....	42
7. 結 言 .....	44
謝 辞 .....	46
参考文献 .....	46

## Contents

1.	Introduction .....	1
2.	Outline of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) .....	2
2.1	Outline of the reactor .....	2
2.2	Test objectives .....	3
3.	Safety demonstration tests .....	6
3.1	Test program .....	6
3.2	Test condition .....	6
3.3	Test method .....	7
4.	Analysis of the reactor behavior during the safety demonstration tests .....	14
4.1	Analytical model .....	14
4.2	Analytical results .....	14
5.	Safety evaluation of the safety demonstration tests .....	28
5.1	Evaluation method .....	28
5.2	Safety evaluation .....	30
5.3	Safety analysis .....	34
6.	Safety related experience of the AVR .....	42
7.	Conclusions .....	44
	Acknowledgements .....	46
	References .....	46

## 1. 緒 言

高温ガス炉は出力密度が小さく、炉心の熱容量が大きいため、冷却能力の異常な低下が生じても、炉心の温度挙動が緩慢である。また、中性子寿命が長く、反応度の温度係数が負で大きいため、大きな反応度が印加された場合でも出力が上昇しにくい特性を有している。このように、高温ガス炉は固有の安全性が高いので、将来この特徴を生かして、①原子炉1次冷却系を含めて非原子炉級の機器を大幅に増加したり、②運転員数を減らすとともに運転員資格を緩やかにする、さらに、③供用期間中検査なども最小限にする、④都市近郊立地を図り送電コストを低減する、⑤原子炉停止系及び非常用原子炉冷却系統等の工学的安全施設を簡素化できる、などにより、安全性が高く、運転保守が容易で且つ経済性の高い原子力プラントとなる可能性を有している。

このような高温ガス炉の固有の安全性を生かした簡素な高温ガス実用炉システムを実現するためには、これらの固有の安全性を実証し、その実験データに基づいた十分信頼性のある安全設計・評価技術を確立する必要がある。

そのため、高温工学試験研究炉（以下HTTRと言う）の特殊運転として実施する安全性実証試験では、高温ガス実用炉で想定される代表的な異常事象を模擬して、過渡的な原子炉挙動を実測することにより、高温ガス炉の有する固有の安全性を実証する。また、これらの試験に対する挙動解析と実測データとの比較検討により、安全設計・安全評価技術を確立し、これらの妥当性を実証することにより、高温ガス実用炉を設置する場合の許認可並びにパブリックアクセプタンスの取得を容易にすることができる。

## 2. 高温工学試験研究炉（HTTR）の概要<sup>(1)</sup>

### 2.1 原子炉の概要

HTTRは、熱出力30MW、原子炉出口冷却材温度は、定格運転時には850°Cを目標としている。原子炉の基本仕様をTable 2.1に、原子炉の構造断面図をFig. 2.1に示す。原子炉は、原子炉圧力容器、燃料体、反射体、炉内構造物、制御棒等から構成される。炉心は、燃料カラム30カラムと制御棒案内カラム7カラムにより構成され、その外周を可動反射体及び大型の固定反射体ブロックにより囲まれている。燃料体は、ピン・イン・ブロック型であり、Fig. 2.2に示すように被覆燃料粒子を黒鉛粉末に分散して焼結した燃料コンパクトを黒鉛スリーブに収めた燃料棒を黒鉛ブロックの中の燃料棒挿入孔に挿入したものである。

Table 2.1 基本仕様

項目	仕様
原子炉熱出力	30 MW
冷却材	ヘリウムガス
原子炉入口 / 出口冷却材温度	395 / 850 ~ 950 °C
1次冷却材圧力	4 MPa
炉心構造材	黒鉛
炉心有効高さ	2.9 m
炉心等価直径	2.3 m
出力密度	2.5 MW / m³
燃料	二酸化ウラン・被覆粒子 / 黒鉛分散型
ウラン濃縮度	3 ~ 10 % (平均 6 %)
燃料体形式	ブロック型
原子炉圧力容器	鋼製 ( 2 1/4 Cr - 1 Mo 鋼 )
主冷却回路数	1 ループ ( 中間熱交換器及び加圧水冷却器 )

原子炉の反応度制御は、炉心領域及び可動反射体領域の合計16対の制御棒で行う。制御棒は制御棒案内ブロックの1対の穴に挿入され原子炉を安全に停止することができる。万一、制御棒

の挿入に失敗した場合のために、炭化ほう素と黒鉛を焼結した後備停止系素子を制御棒案内プロックの後備停止系挿入孔に落下させて原子炉を停止することができる。

冷却系は、Fig. 2.3 に示すように主冷却系、補助冷却系及び圧力容器の外部からの冷却装置である炉容器冷却系により構成される。主冷却系は、中間熱交換器及び1次加圧水冷却器により構成され、原子炉からの 950 °C の1次冷却材は、高温二重配管の内管内を流れて原子炉から中間熱交換器及び1次加圧水冷却器に輸送され、約 400 °C まで冷却された後、内管と外管の間を流れ再び原子炉へ戻る。内管の内側は、繊維状の断熱材により断熱し、高温ヘリウムガスと低温ヘリウムガスの熱交換を防止するとともに、内管の温度を設計温度以下に保つ。運転モードとしては1次加圧水冷却器だけを使用する単独運転と、1次加圧水冷却器と中間熱交換器の双方を使用する並列運転があり、中間熱交換器は最大 10 MW、1次加圧水冷却器は最大 30 MW の除熱が可能である。炉容器冷却系は、配管破断事故（減圧事故）のような主冷却系及び補助冷却系の循環経路を確保できない事故の場合に、圧力容器の外部の自然対流及び熱放射により炉心の冷却を行うために用いる。また、炉容器冷却系は、生体遮へい用のコンクリートの冷却にも用いる。

## 2.2 H T T R の目的

H T T R は、高温ガス炉の技術基盤を確立、高度化及び高温に関する先端的基礎研究を実施するため用いる。

### (1) 高温ガス炉技術基盤の確立

核熱特性、動特性、プラント運転制御特性、燃料燃焼特性、F P の放出挙動等に関する研究を行い、高温ガス炉のシステムとしての総合特性を把握するとともに、原子炉出口冷却材温度が 950 °C の高温試験運転を行い、原子炉外への安定な高温の熱の取出しに関する技術基盤を確立する。

### (2) 高温ガス炉技術の高度化

高温ガス炉の高性能化と経済性の向上を目指して、高温ガス炉技術の高度化を図るために、要素技術の高度化、炉心特性の高性能化、高温熱利用技術の確立と熱効率の向上等の研究を行うとともに、高温ガス炉固有の安全性の実証試験として、循環機の停止試験及び制御棒の引抜き試験を実施する。

### (3) 高温に関する先端的基礎研究

1100 °C 程度までの高温下での材料照射試験、原子炉計装技術の開発、核融合炉に関する開発研究、放射線化学に関する試験研究等の先端的基礎研究を行う。

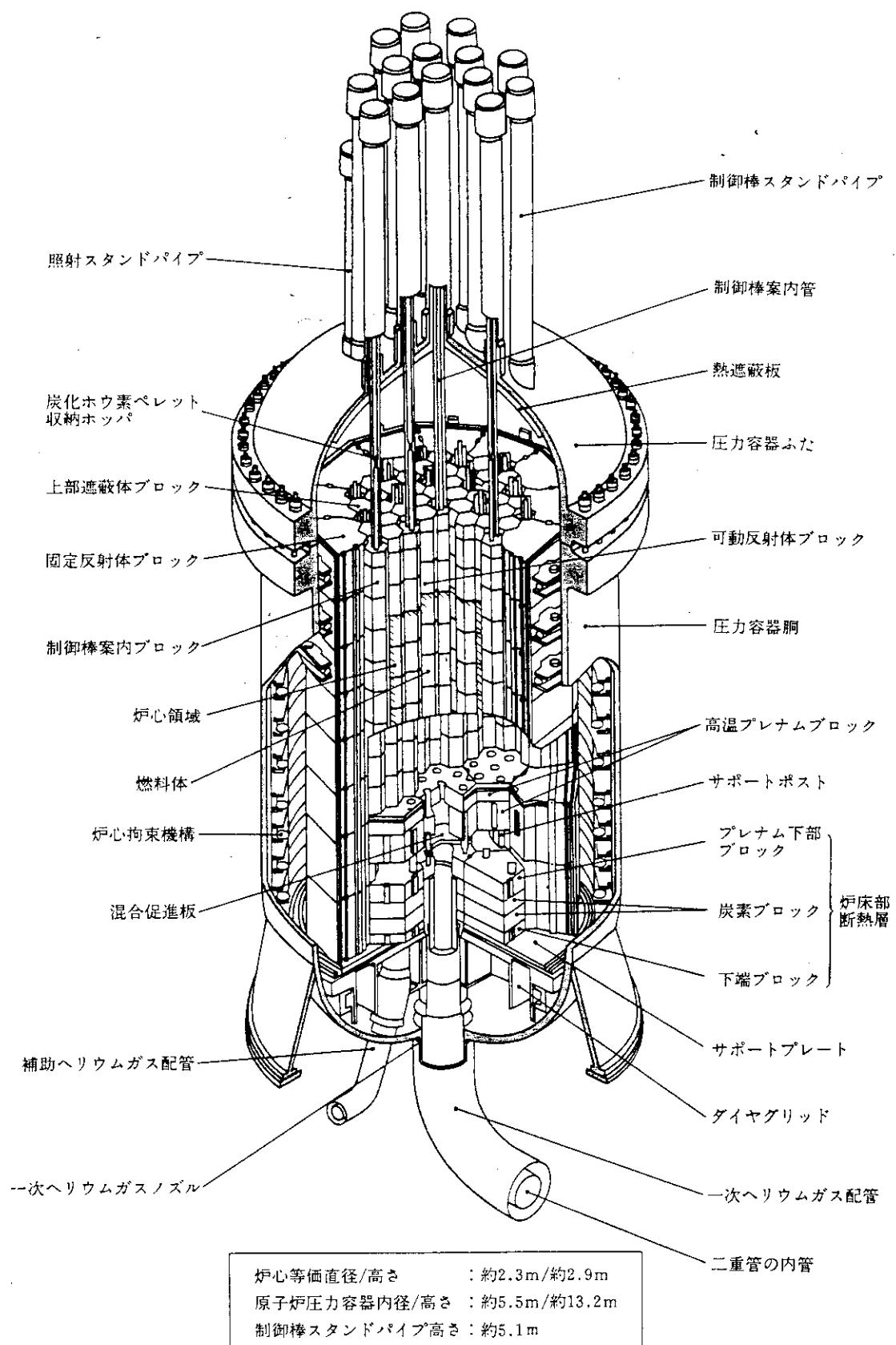


Fig. 2.1 原子炉構造断面図

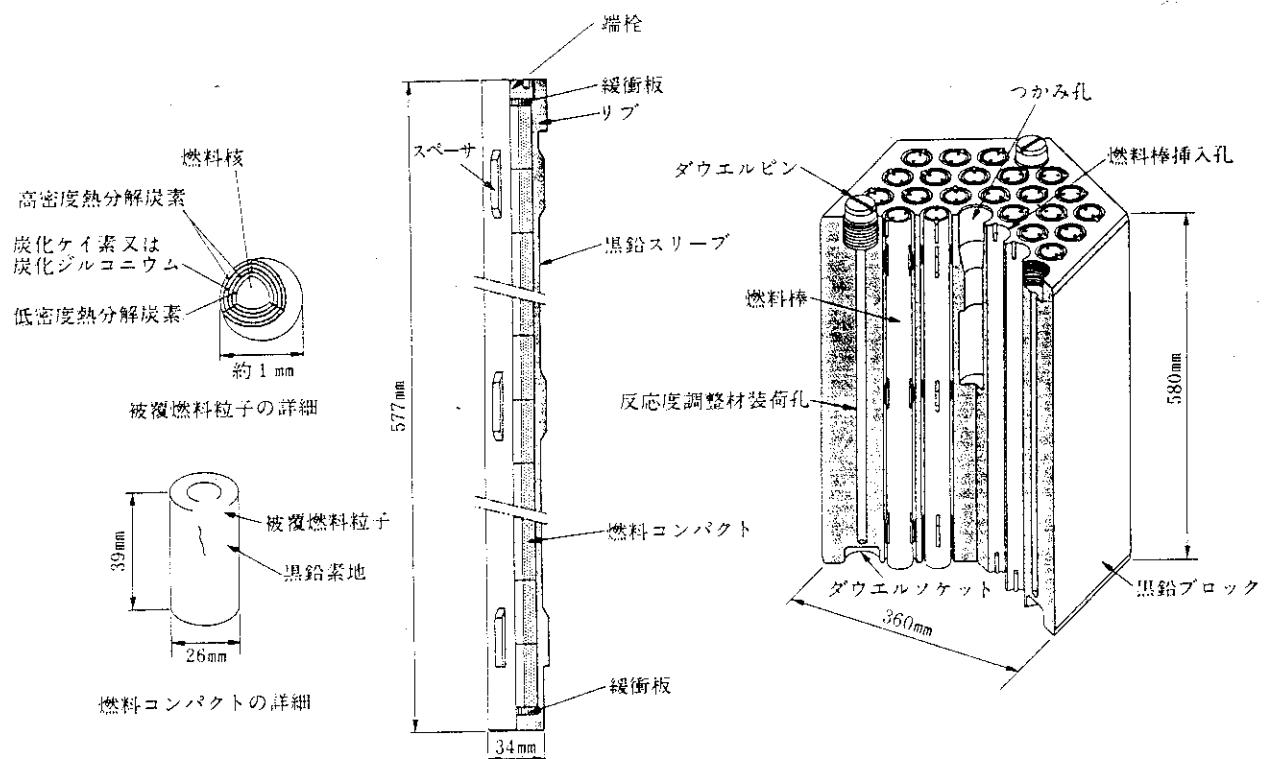


Fig. 2.2 燃料体構造図

## 原子炉格納容器パウンダリ

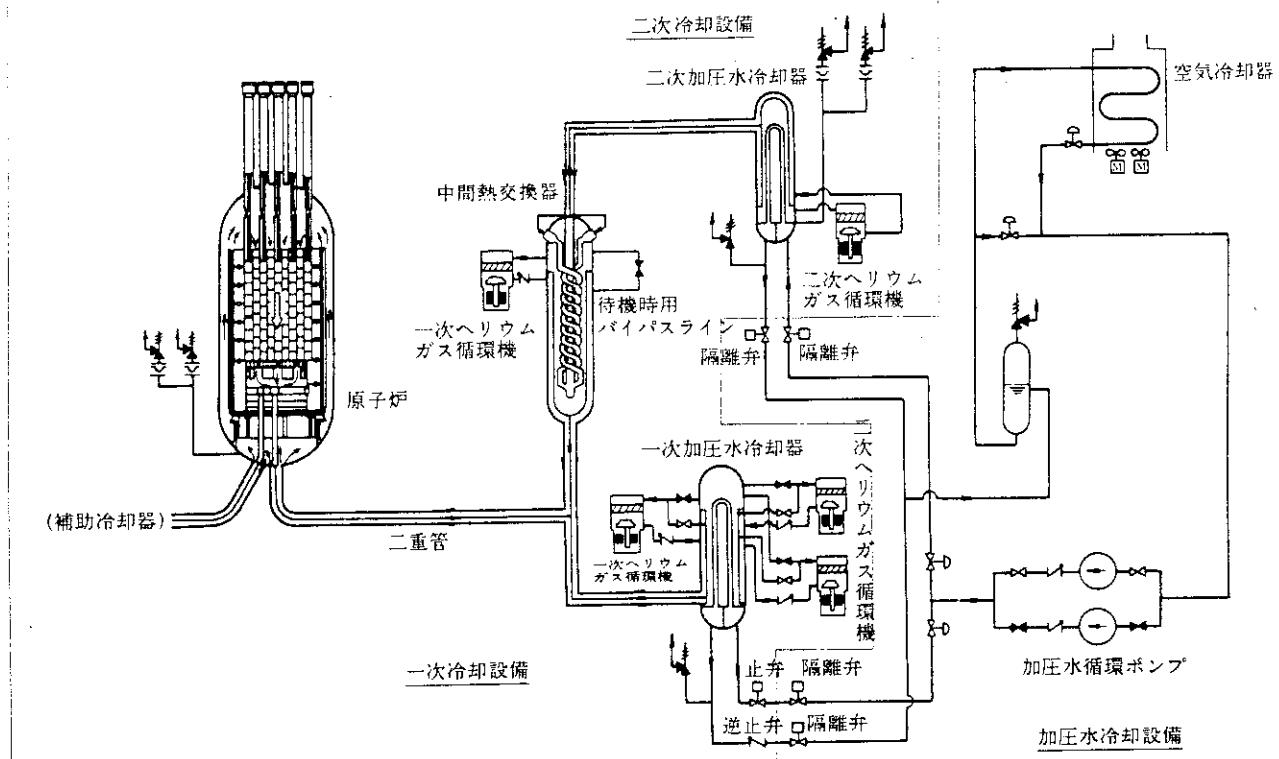


Fig. 2.3 冷却系統図

### 3. 安全性実証試験

#### 3.1 試験内容

完全性実証試験として、1次系流量低下試験及び制御棒の引抜き試験を実施する。試験内容は以下のとおりである。

##### (1) 1次系流量低下試験

###### (i) 循環機停止試験

循環機停止試験は、原子炉出力制御系を切離し、1次ヘリウム循環機3台のうち1台又は2台停止して、強制循環冷却機能の部分喪失を模擬する。この試験により、原子炉停止系が通常の流量設定値で作動しない場合でも、反応度が炉心温度の上昇に伴って減少し、原子炉出力が低下することにより、原子炉が安定に所定の状態に落着き、この間の燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。

###### (ii) 流量部分喪失試験

流量部分喪失試験は、原子炉出口温度制御系を切離さない状態、即ち定格運転時の制御系作動状態のまま、1次冷却材流量の部分喪失を模擬する。この試験により、高温ガス炉の固有の特性と制御系との関連において、原子炉は安定に所定の状態に落着くことを実証する。

##### (2) 制御棒引抜き試験

制御棒引抜き試験は、原子炉出力制御系を切離し、炉心中央位置の制御棒を引抜くことにより実施する。この試験により、原子炉出力制御系が作動しなくても、反応度が炉心温度の上昇に伴って、原子炉出力が低下することにより、原子炉が安定に所定の状態に落着き、この間の燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。

#### 3.2 試験条件

##### (1) 1次系流量低下試験

###### (i) 循環機停止試験

運転状態	単独運転
循環機停止台数	1～2基
原子炉出力	30 MW 以下
原子炉出口冷却材温度	850 °C以下（初期値）950 °C以下（試験開始後）
制御系	
	・原子炉出力制御系を切離す。
	・1次冷却材流量制御系は切離さない。

循環機停止後も、停止しない循環機により、循環機停止試験後の1次冷却材流量を試験条件で決定した流量（33%～67%）に制御する。

#### (ii) 流量部分喪失試験

運転状態	単独運転
原子炉出力	30 MW以下（初期値、試験開始後）
原子炉出口冷却材温度	850°C以下
1次冷却材流量	定格運転の原子炉スクラム設定値以上

#### 制御系

- ・制御系はすべて作動させる。
- ・低下する流量の最終値、減少率をパラメータとする。

#### (2) 制御棒引抜き試験

運転状態	単独運転
原子炉出力	9 MW～24 MW以下（初期値） 30 MW以下（試験開始後）
原子炉出口冷却材温度	850°C以下
制御棒最大引抜き速度	1.0 cm/s
最大反応度添加率	$2.4 \times 10^{-4} \Delta k / k / s$

#### 制御系

- ・原子炉出力制御系を切離す。

### 3.3 試験方法

#### (1) 運転上の制限

H T T R で実施する安全性実証試験は特殊運転と定義して、運転の制限を決めている。

特殊運転時の初期条件としては、原子炉出力 30 MW以下、原子炉出口冷却材温度 850°C 以下とする。また、試験期間を通して、原子炉の出力、温度、圧力等が通常運転時の運転条件を超えない範囲に制限する。

このような特殊運転の制限を満足するために、運転モード選択装置によりハード対応を取り、原子炉の安全性を確保する。

運転モード選択装置の投入条件、解除条件及び投入後の機能を Table 3.1 に示す。運転モード選択装置は次の 3 モードから構成されている。

特殊運転のモード①（循環機停止試験）

特殊運転のモード②（流量部分喪失試験）

特殊運転のモード③（制御棒引抜き試験）

下記に各々の運転モード選択装置の内容の詳細を示す。

#### (i) 特殊運転のモード①

原子炉スクラム信号のうち、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」、「炉心差圧低」につ

Table 3.1 運転モード選択装置の機能

項目 名 称	投 入 条 件	解 除 条 件	投 入 後 の 機 能
特殊運転のモード① 循環機停止試験 の特定	(1) 定格運転である こと (2) 単独運転である こと	原子炉出力制御 系の設定値と原子 炉出力の計測値と の偏差が許容範囲 内であること	(1) 制御棒(16対)の引抜 きが防止される (2) 「1次冷却材流量低」, 「炉心差圧低」「原子 炉出口冷却材温度高」 信号のスクラム設定値 が変更される。
特殊運転のモード② 流量部分喪失試 験の特定	(1) 定格運転である こと (2) 単独運転である こと	特になし	1次冷却材流量制御系の 流量(850°C運転時)設定 値をスクラム設定値以下に することができない
特殊運転のモード③ 制御棒の引抜き 試験の特定	(1) 定格運転である こと (2) 単独運転である こと (3) 原子炉出力が, 80~30%の範 囲であること	原子炉出力制御 系の設定値と原子 炉出力の計測値と の偏差が許容範囲 内であること	(1) 炉心の中心制御棒のパ ターンインターロック の設定値が変更される (2) 炉心の中心制御棒以外 の制御棒(15対)の引 抜きが防止される

いては、試験開始後の1次冷却材流量の減少に伴い通常運転時の原子炉スクラム設定値を下回り、原子炉がスクラムする可能性がある。また、「原子炉出口冷却材温度高」信号については、試験開始後の1次冷却材流量の減少に伴う原子炉出口冷却材温度の上昇により、通常運転時原子炉スクラム設定値を上回り、原子炉がスクラムする可能性がある。

従って、循環機停止試験時には、上記3信号のスクラム設定値を変更する必要がある。原子炉スクラム信号は、原子炉の安全性を確保する上で最も重要な保護設備であるため、運転モード選択装置により連動して原子炉スクラム設定値を変更することにより、運転員の誤操作を防止する。

さらに、試験中の制御棒の引抜きを防止するために、運転モード選択装置の投入条件として、原子炉出口制御系が手動であること、投入後の機能として、すべての制御棒の電源を遮断するようにする。

運転モード選択装置の解除条件としては、原子炉出力制御系の設定値(原子炉出力の制御目標値)と計測値との偏差を許容範囲内とすることにより、原子炉出力制御系が自動に切り

変った後でも、制御棒の急激な動作が起らないようにする。

(ii) 特殊運転のモード②

運転モード選択装置の投入後は、1次冷却材流量の制御目標値を100%から原子炉スクラム設定値以上である93%の範囲でのみ使用可能とすることにより、運転員の入力ミス等により原子炉が誤スクラムすることを防止する。

(iii) 特殊運転のモード③

運転モード選択装置の投入条件として、原子炉出力を定格出力の80%～30%の範囲とし、初期出力を制限する。

投入後の機能としては、炉心中央位置以外の制御棒の電源を遮断し誤引抜きを防止する。また、制御棒パターンインターロックの通常時の設定値を2cmから5cmに変更することにより、中央位置の制御棒の引抜きを可能にする。なお、制御棒パターンインターロックの異常時の制限値は変更はせず、中央位置の制御棒が5cm以上引抜かれないように制限する。

(2) 試験手順

(i) 循環機停止試験

循還機停止試験の試験手順をFig. 3.1に示す。また、試験手順のうち特に重要な項目を下記に示す。

- ① 運転モード選択装置の投入の前に、停止する循環機停止台数の設定を行う。
- ② 同時に、停止する循環機の台数にしたがって、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」、「炉心差圧低」及び「原子炉出口冷却材温度高」のスクラム設定値が設定される。
- ③ 運転モードスイッチの投入に連動して、上記の信号のスクラム設定値が変更される。
- ④ 1次冷却材流量制御系は、切り離さずに循還機を停止させる。1次冷却材流量制御系を切り離さないことにより、停止させない循環機により1次冷却材の流量を制御することができるため、循環機停止後の1次冷却材流量を設定することができる。

1次冷却材流量制御系を切り離した場合は、停止しない循環機の回転数は一定値となる。この場合、たとえ循環機を2台停止させたとしても、1次系の系統圧力損失が減少するため、1次冷却材流量は初期流量の約33%にはならず、これより多い流量になる。即ち、停止させない循環機の回転数と系統の圧力損失の関係により、ある一定な流量に決ってしまうため、試験条件として選ぶ流量の範囲が限定されてしまう。

- ⑤ 循環機の停止試験から復帰動作は、停止した循環機を1台づつ最低の回転数(約3000RPM)まで起動し、その後、循環機の回転数を試験開始前の回転数まで徐々に戻すことにより、原子炉の挙動が安定な状態に維持できるようにする。

- ⑥ 1次冷却材流量及び原子炉出力が通常の状態に戻った時点で特殊運転のモードスイッチを解除する。

(ii) 流量部分喪失試験

流量部分喪失試験の試験手順をFig. 3.2に示す。流量変化率については、流量変化率を大きく設定した場合には、1次冷却材流量が安定しくいため、初期の試験では小さ目にし、

除々に大きく設定する。

(iii) 制御棒引抜き試験

制御棒引抜き試験の試験手順を Fig. 3.3 に示す。また、試験手順のうち特に重要な項目を下記に示す。

- ① 運転モード選択装置の投入後、炉心中央の制御棒を手動で計画されている引抜き長さ分だけ挿入する。これは、試験終了時の制御棒の位置を制御棒のパターンインターロックの範囲に入るようすることにより、出力のひずみを小さくするためである。
- ② 運転モード選択装置の解除は、試験終了時の原子炉出力状態のまま行い、試験開始前の初期出力に戻す必要はない。
- ③ 制御棒の引抜き速度及び引抜き長さは、段階的に緩やかなものから、厳しいものに変更する。

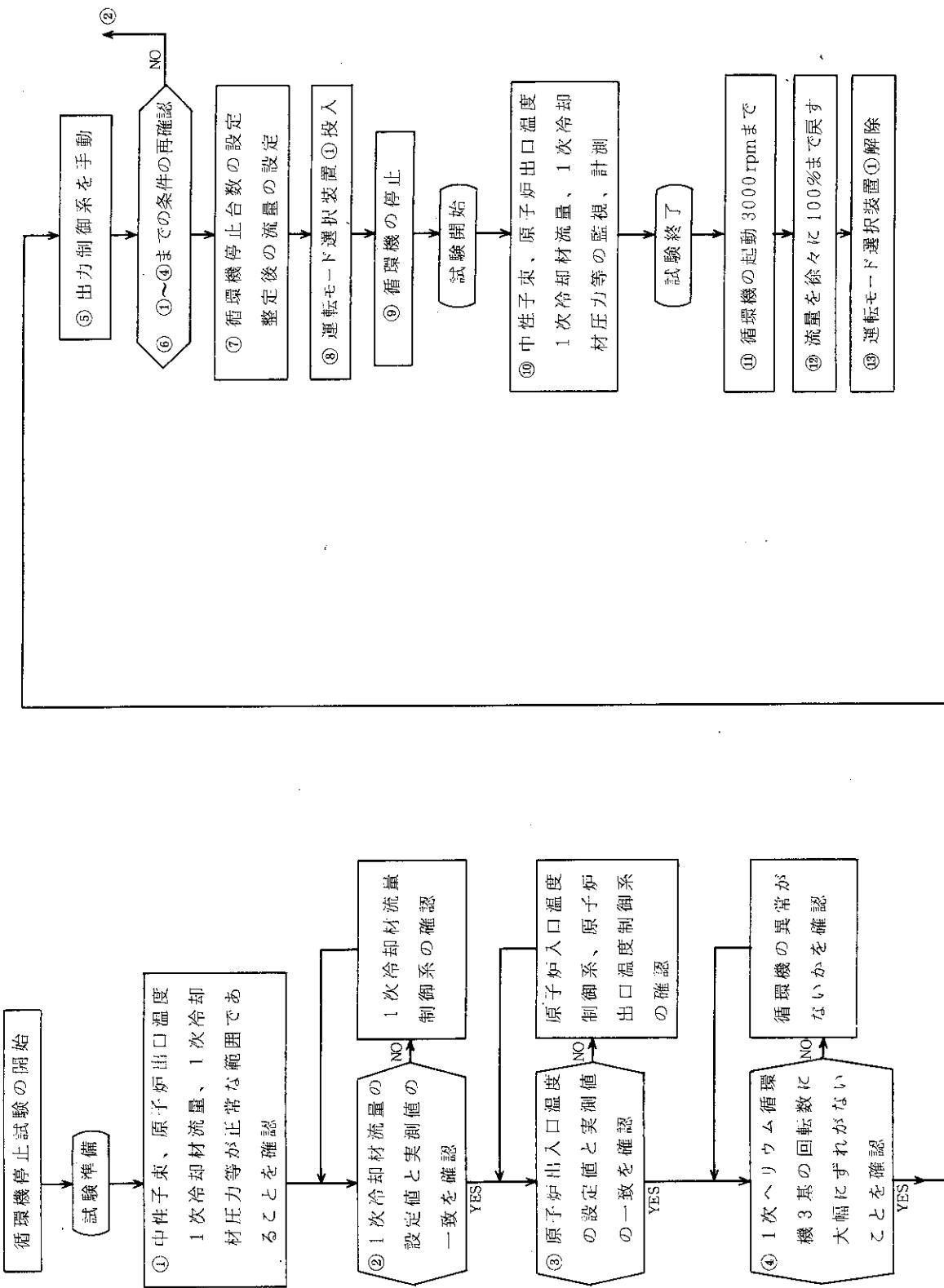


Fig. 3.1 循環機停止試験の試験手順

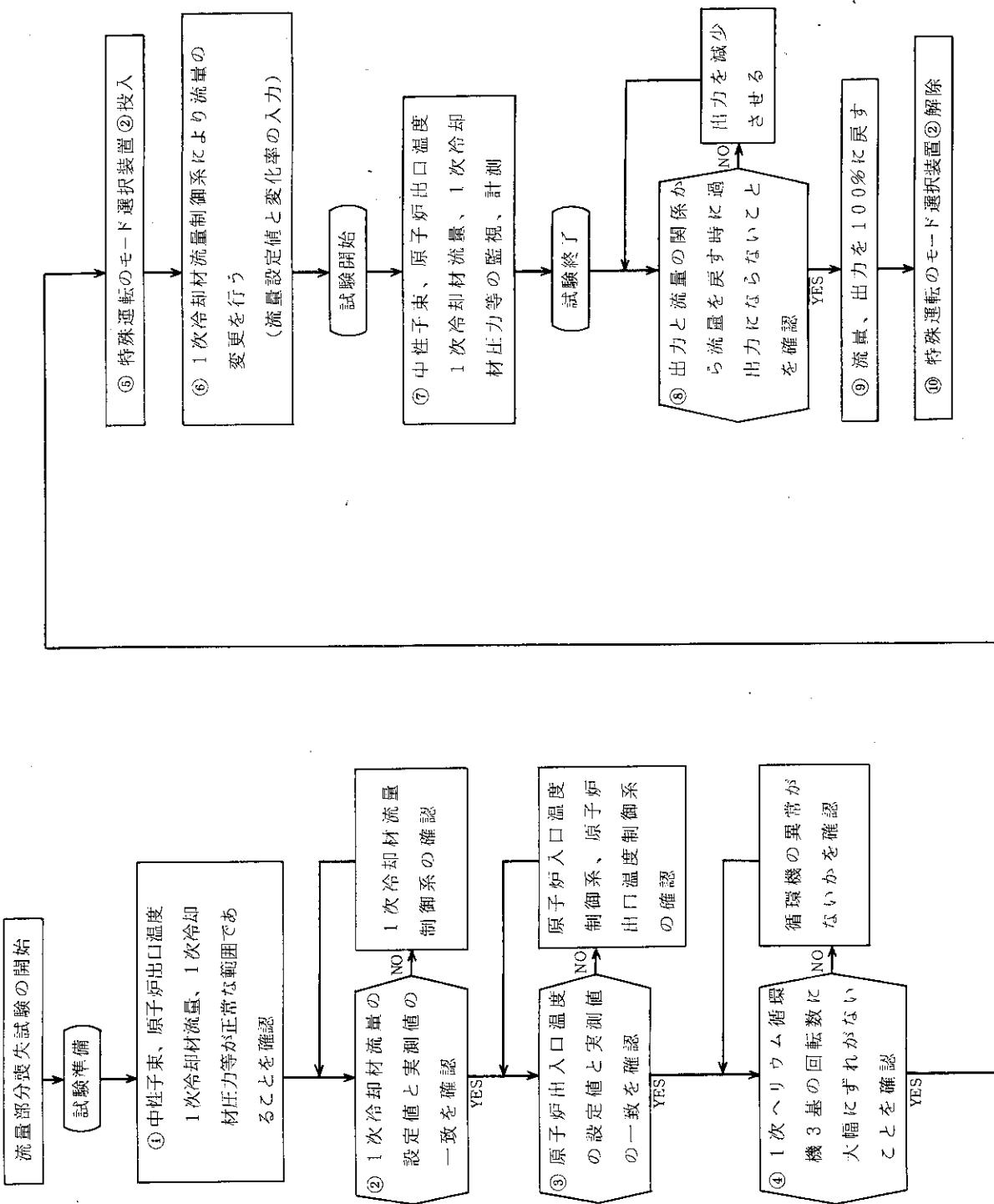


Fig. 3.2 流量部分喪失試験の試験手順

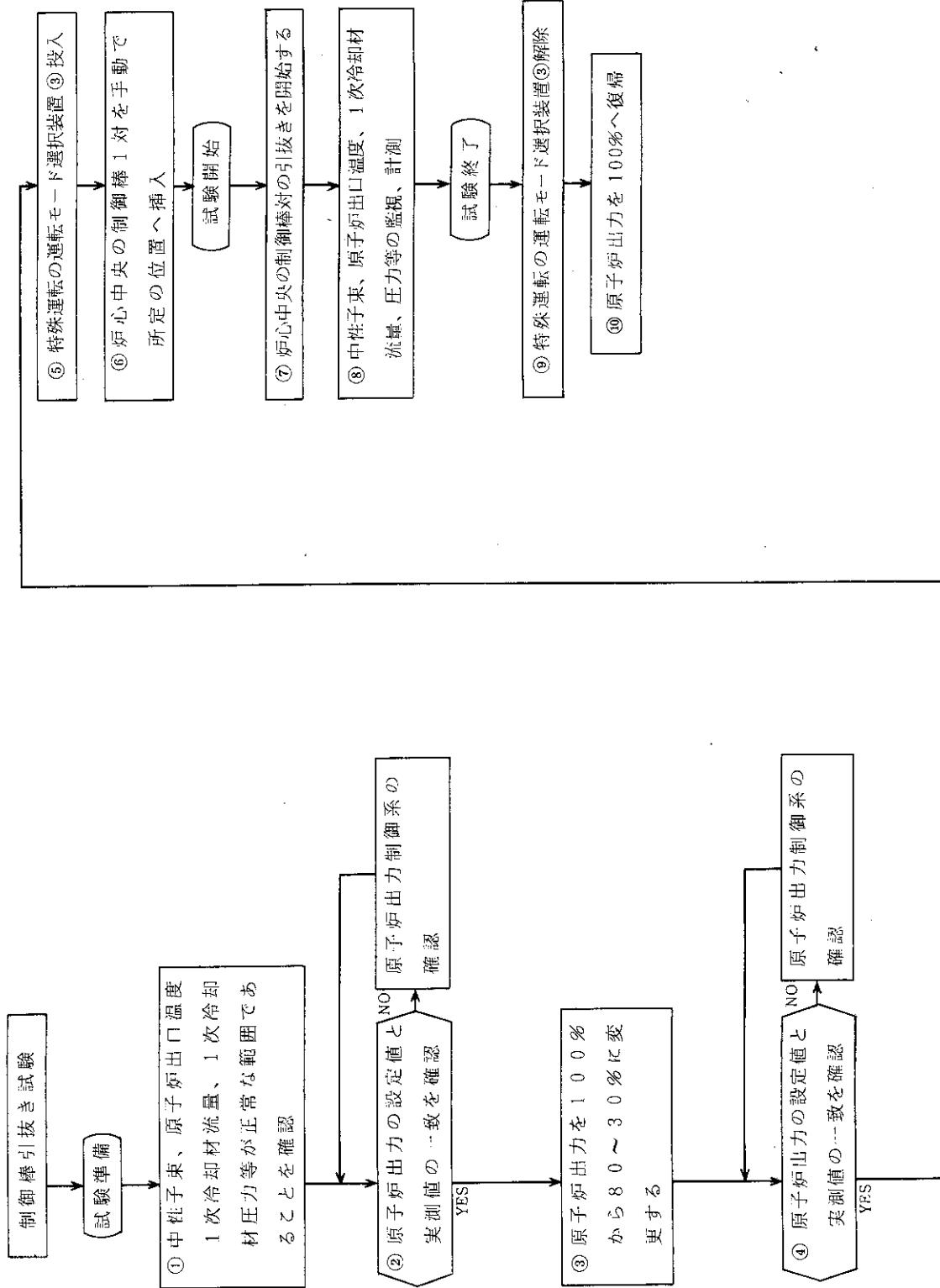


Fig. 3.3 制御棒引抜き試験の試験手順

## 4. 安全性実証試験時の挙動解析

### 4.1 解析モデル

原子炉、1次冷却設備及び加圧水冷却設備をFig. 4.1に示すようにモデル化し、解析コード THYDE-HTGR<sup>(2)</sup>により、試験時の挙動を解析した。THYDE-HTGRは、反応度、冷却材流量、入口温度の変化に対する原子炉の核熱挙動、ヘリウムガス及び加圧水の熱流力挙動を解析するコードである。本コードでは、原子炉プラント内の流路をいくつかの体積を持つ要素（ノード）とそれらを結合する連結点（ジャンクション）とで構成する流体回路網で表す。

各ノード、ジャンクションではヘリウム又は水の質量、運動量及びエネルギー保存式を解き、それらの温度、流量、圧力の時間変化を求める。また、燃料及び熱交換器伝熱管、配管等の構造材は、ある体積を持つ要素（スラブ）に分割し、これらの温度分布は、1次元の非定常熱伝導方程式によって求める。

また、炉心のモデル化の特徴は以下のとおりである。

- (1) 炉心は、ホットチャンネルを含む多チャンネルモデルである。
- (2) 燃料チャンネルは、燃料コンパクト、黒鉛スリーブ、冷却材流路及び黒鉛ブロックを中心状に配置したチャンネルモデルである。
- (3) 炉心部は、上部可動反射体、燃料ブロック及び下部可動反射体までをモデル化している。
- (4) 原子炉圧力容器内の構造材としては、原子炉圧力容器のみをモデル化する。

### 4.2 試験時の挙動

#### (1) 循環機停止試験時の挙動

循環機停止試験の挙動については、1台停止試験及び2台停止試験に分けて解析例を示す。

##### (i) 1台停止試験

試験時の長期挙動をFig. 4.3に、短期挙動をFig. 4.4及びFig. 4.5に示す。

約10秒で1次冷却材流量を定格流量の約67%まで低下させると、除熱量の減少により燃料温度が上昇するため、負の反応度フィードバックにより原子炉出力（初期出力102.5%）はいったん低下する。原子炉出力が低下すると燃料温度が低下し、再び原子炉出力が上昇するが、1次冷却材流量が67%で整定するため、燃料温度及び原子炉出力も、徐々に安定し一定値になる。

燃料最高温度は、1次ヘリウム循環機停止直後の原子炉出力と1次冷却材流量のアンバランスにより1次ピークが生じる。その後は、原子炉出力と1次冷却材流量に応じて、約1400°Cまで上昇して整定する。なお、燃料最高温度は、上から4段目の燃料ブロックに生じる。

原子炉入口冷却材温度は、1次冷却材流量が低下したことによって、1次加圧水冷却器により過冷却されるので下降する。原子炉出口冷却材温度は、1次冷却材流量、原子炉出力及び原子炉入口冷却材温度の関係によって決定され約885°Cで安定する。

### (ii) 2台停止試験

試験時の長期挙動をFig. 4.6及び4.7に、短期挙動をFig. 4.8及びFig. 4.9に示す。

基本的な挙動は1台停止試験と同じであり、1次冷却材流量の整定値が約33%であるため、この流量に応じた原子炉出力及び燃料最高温度（約1480°C）で安定する。なお、燃料最高温度は、上から5段目のブロックに生じる。

原子炉入口冷却材温度は、1次冷却材流量が低下したことによって、1次加圧水冷却器により過冷却されるので下降する。また、原子炉出口冷却材温度は、1次冷却材流量、原子炉出力及び原子炉入口冷却材温度の関係によって決定され約910°Cで安定する。

循環機停止試験の中で、本解析ケースにおいて試験後の燃料最高温度が最大となるが、その温度は約1480°Cであり高温試験運転時の燃料最高温度を上回ることはない。

### (iii) 2台停止から定格運転への復帰時の挙動

循環機の2台停止試験から定格運転への復帰として次のような場合を想定し解析した。

- ① 停止した循環機2台を3000 rpmまで同時に起動する。
- ② その後、回転数を増大させ定格回転数まで約1時間で復帰させる。
- ③ 停止させない循環機の回転数は、残りの2台の循環機の回転数と同じ回転数になった時点から増大させる。

Fig. 4.10は循環機の回転数と1次冷却材流量の時間変化を示したものである。1次冷却材流量については、停止させていない循環機による流量（以下、1台側流量と言う）、停止させた2台の循環機による流量の合計値（以下、2台側流量と言う）で示す。

試験終了後、2台側循環機を起動させると、2台側流量は徐々に増大し約1時間で1次冷却材の定格流量の67%になる。一方、1台側流量は、2台側流量に伴い一旦は低下するか、1台側循環機の回転数の上昇に伴い再び増大し約1時間で再び定格流量の33%になる。1台側流量が一旦低下する理由は、2台側流量の増大に伴い1次系全体の圧力損失が増大するためである。

Fig. 4.11及びFig. 4.12は、試験開始から定格運転復帰までの原子炉の挙動を示したものである。1次冷却材流量の増大に伴う燃料温度の低下により正の反応度が添加されるため、原子炉出力は緩やかに上昇し100%で整定する。原子炉出力のオーバーシュートは約1%であるため、復帰動作のために原子炉が誤スクラムすることはない。燃料温度は試験終了時の温度から徐々に低下し、定格運転時の温度に戻り整定する。1次冷却材圧力、原子炉出口冷却材温度、原子炉入口冷却材温度、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度は徐々に上昇し、定格運転時の状態に復帰する。

### (2) 流量部分喪失試験時の挙動

1次冷却材を100%から約94%まで30分で低下させた時の挙動をFig. 4.13及びFig. 4.

14 に示す。原子炉出口温度制御系により原子炉出口冷却材温度が一定温度の 850°C に制御されるため、1 次冷却材流量の低下に伴い原子炉出力が徐々に低下する。燃料最高温度は上昇することなく低下し、試験開始前の初期値を上回ることはない。

### (3) 制御棒引抜き試験時の挙動

原子炉の初期出力 30%, 50% 及び 80% からの制御棒引抜き試験時の原子炉出力、燃料最高温度及び 1 次冷却材流量の時間変化を Fig. 4.15 ~ Fig. 4.17 に示す。また、燃料平均温度、減速材平均温度、ドプラ反応度及び減速材反応度の時間変化を Fig. 4.18 ~ Fig. 4.20 に示す。制御棒引抜き試験時の反応度添加率は試験で計画している最大値（制御棒引抜き速度 10 mm/s の場合の最大値で  $2.4 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ ）とし、達成する出力が最大の 100% になるまで反応度を加えた場合の結果を示したものである。この場合の添加反応度は、 $1.86 \times 10^{-3} \Delta k/k$  (初期出力 30%),  $1.14 \times 10^{-3} \Delta k/k$  (初期出力 50%) 及び  $4.36 \times 10^{-4} \Delta k/k$  (初期出力 80%) である。

制御棒が引き抜かれると、原子炉出力が上昇するが、負のフィードバック特性により原子炉出力は抑えられ、制御棒引抜きによる正の反応度とバランスする出力で安定する。燃料最高温度は、原子炉出力の挙動に対して時間遅れを伴って発生し、それぞれ約 743 °C, 974 °C 及び 1235 °C までの上昇にとどまる。また、制御棒をゆっくりと引抜いた場合は、原子炉出力及び燃料最高温度の挙動は穏やかで準定常状態であり、かつ試験時の 1 次冷却材流量が定格運転の流量であるため、出力が 100% になった場合でも、燃料最高温度が高温試験運転時の温度範囲を超えることはない。

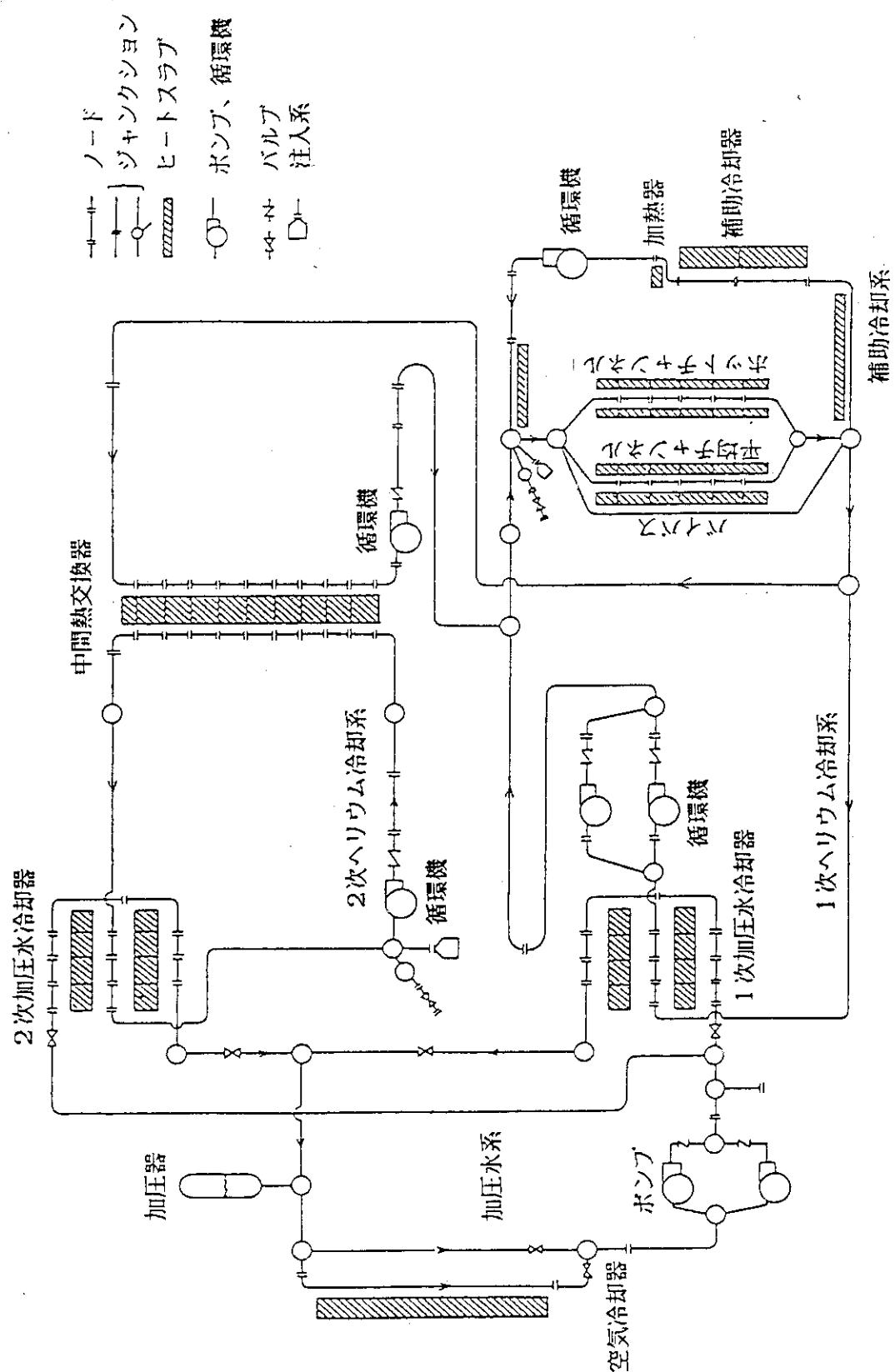


Fig. 4.1 THYDE-HTRの解析モデル

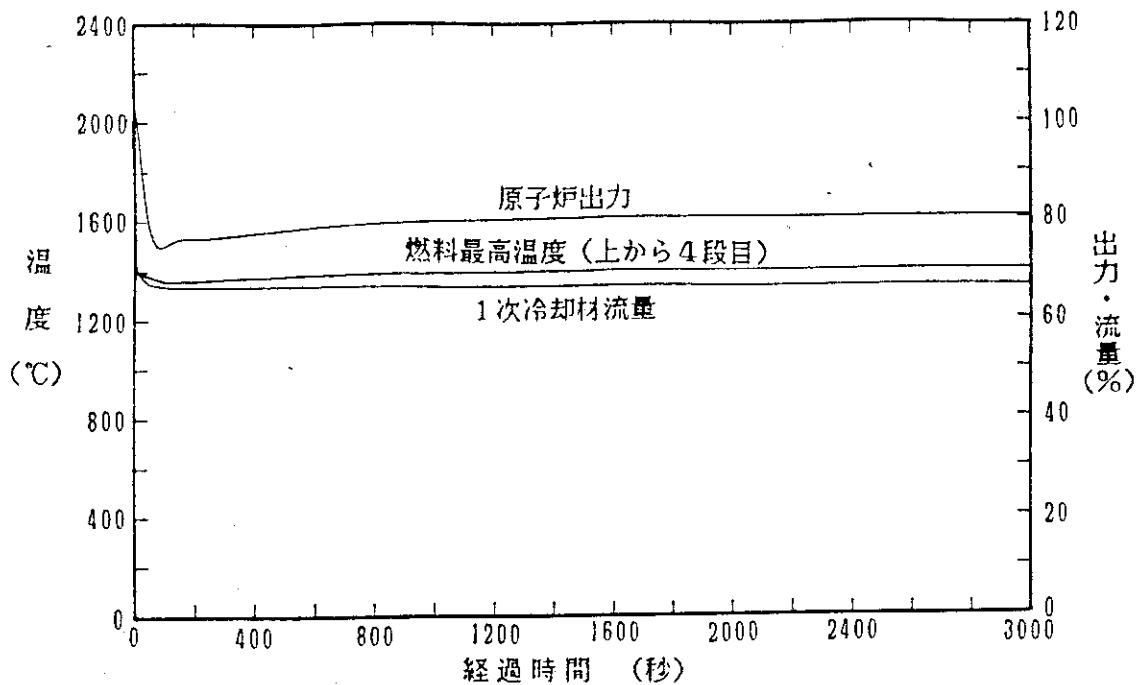


Fig. 4.2 循環機 1 台停止試験時の原子炉の挙動(1)

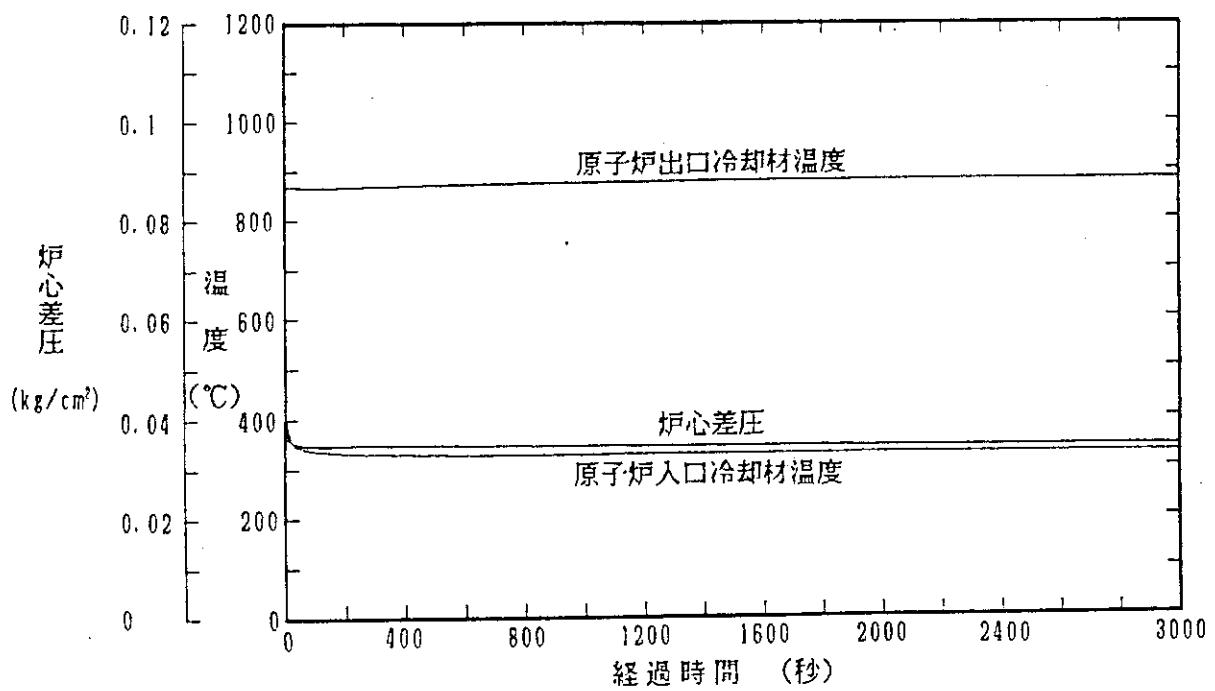


Fig. 4.3 循環機 1 台停止試験時の原子炉の挙動(2)

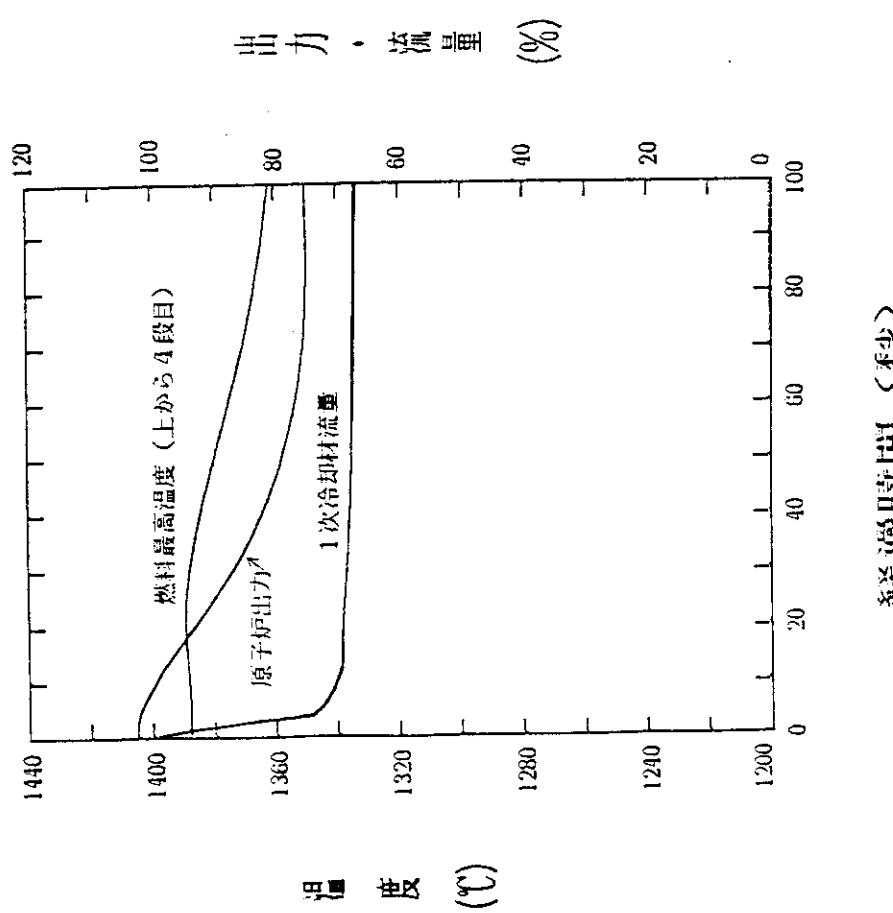


Fig. 4.4 循環機 1 台停止試験時の原子炉の挙動(3)

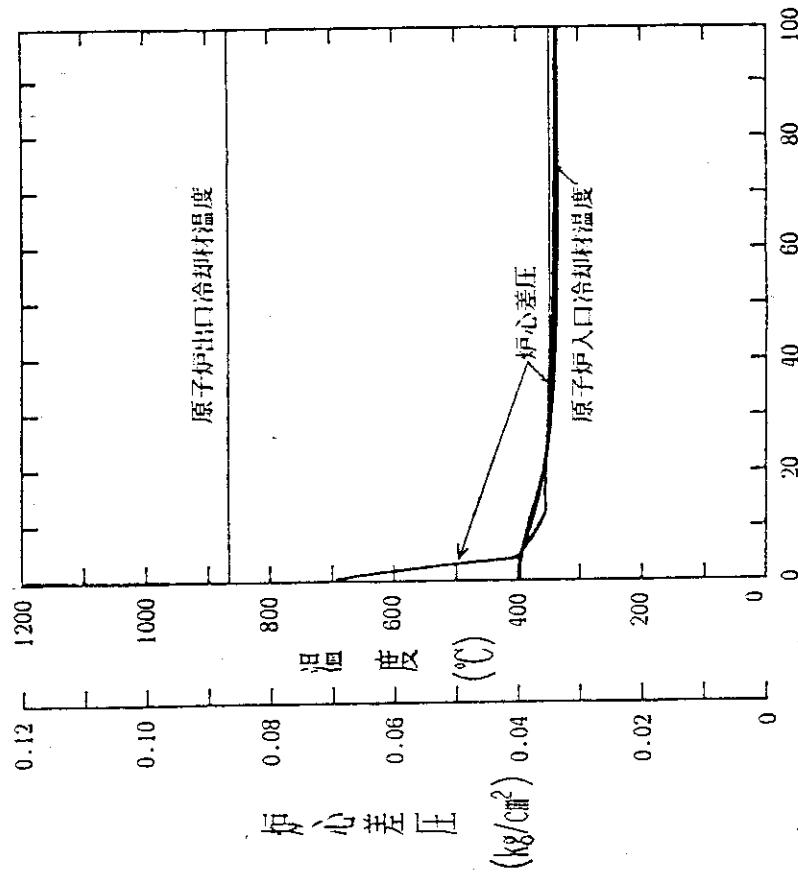


Fig. 4.5 循環機 1 台停止試験時の原子炉の挙動(4)

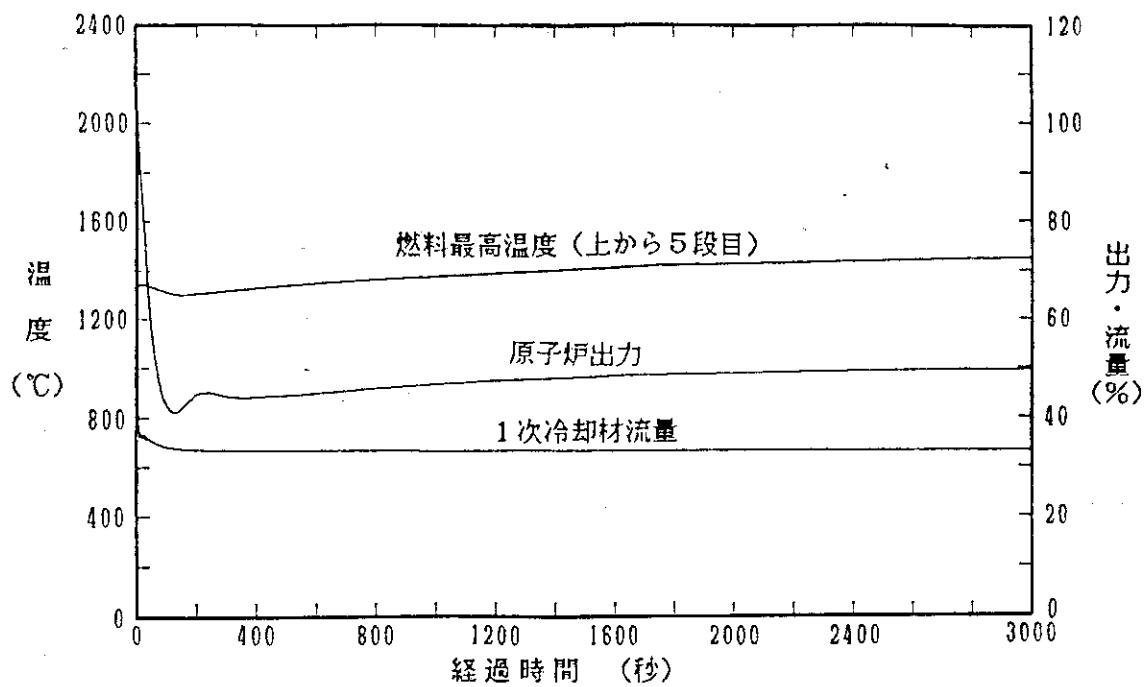


Fig. 4.6 循環機 2 台停止試験時の原子炉の挙動(1)

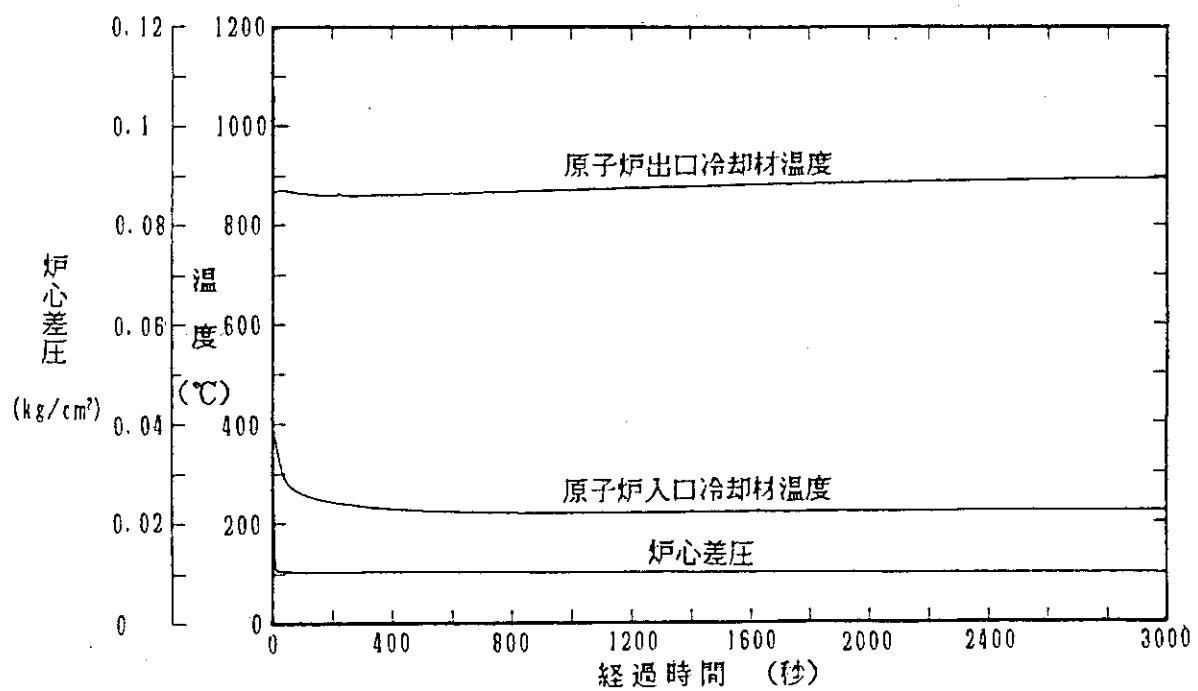


Fig. 4.7 循環機 2 台停止試験時の原子炉の挙動(2)

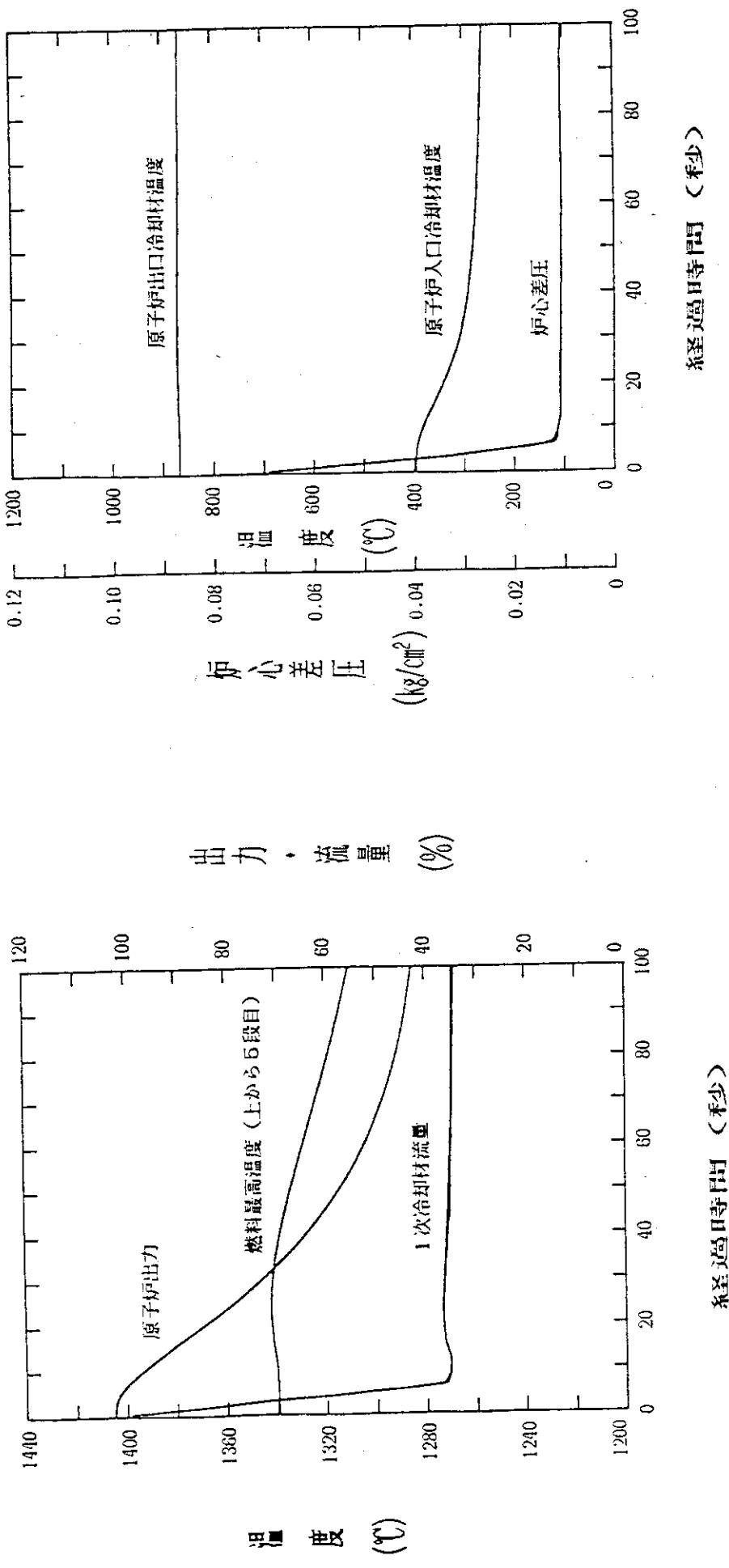
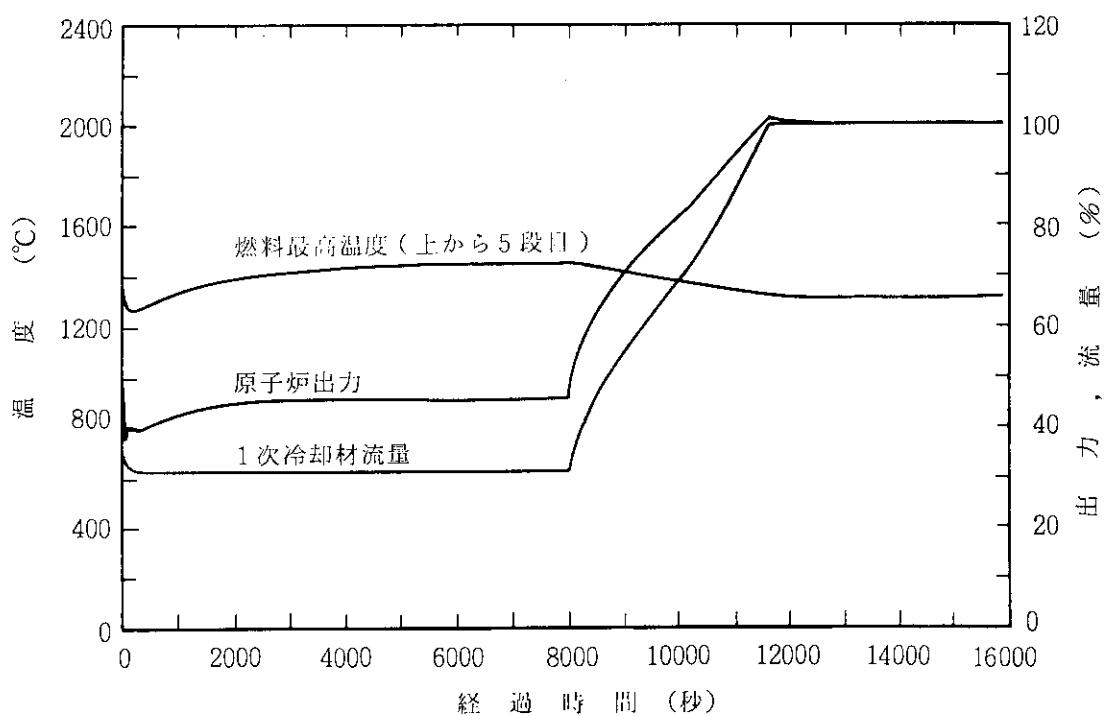
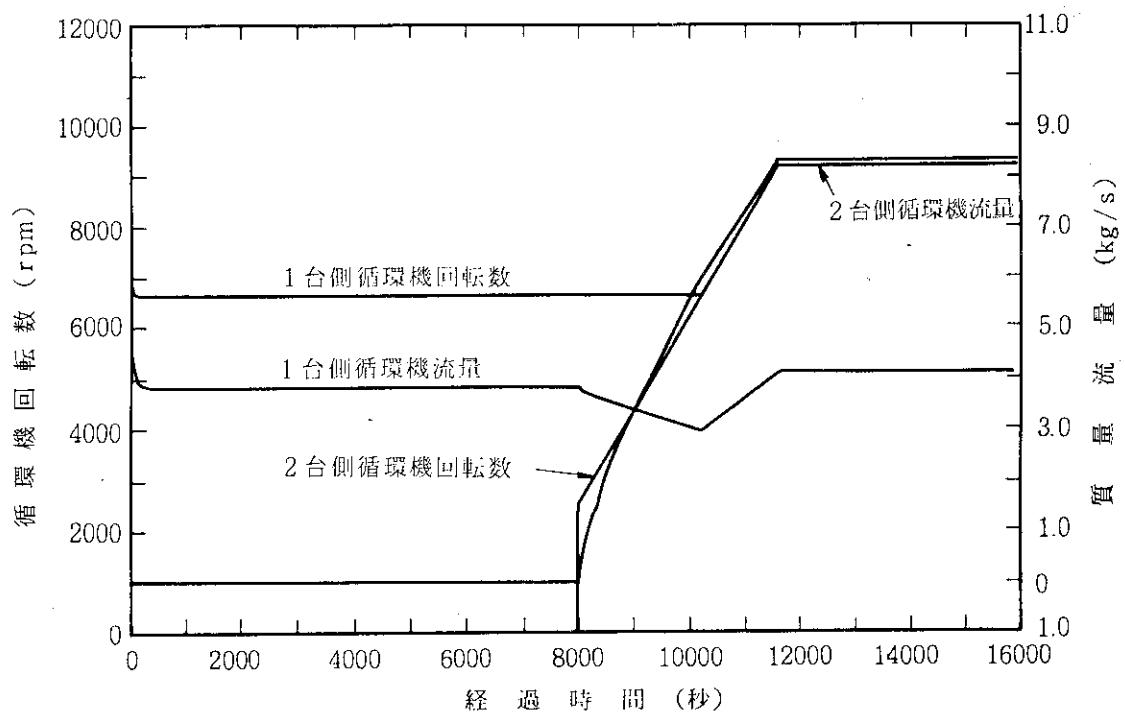
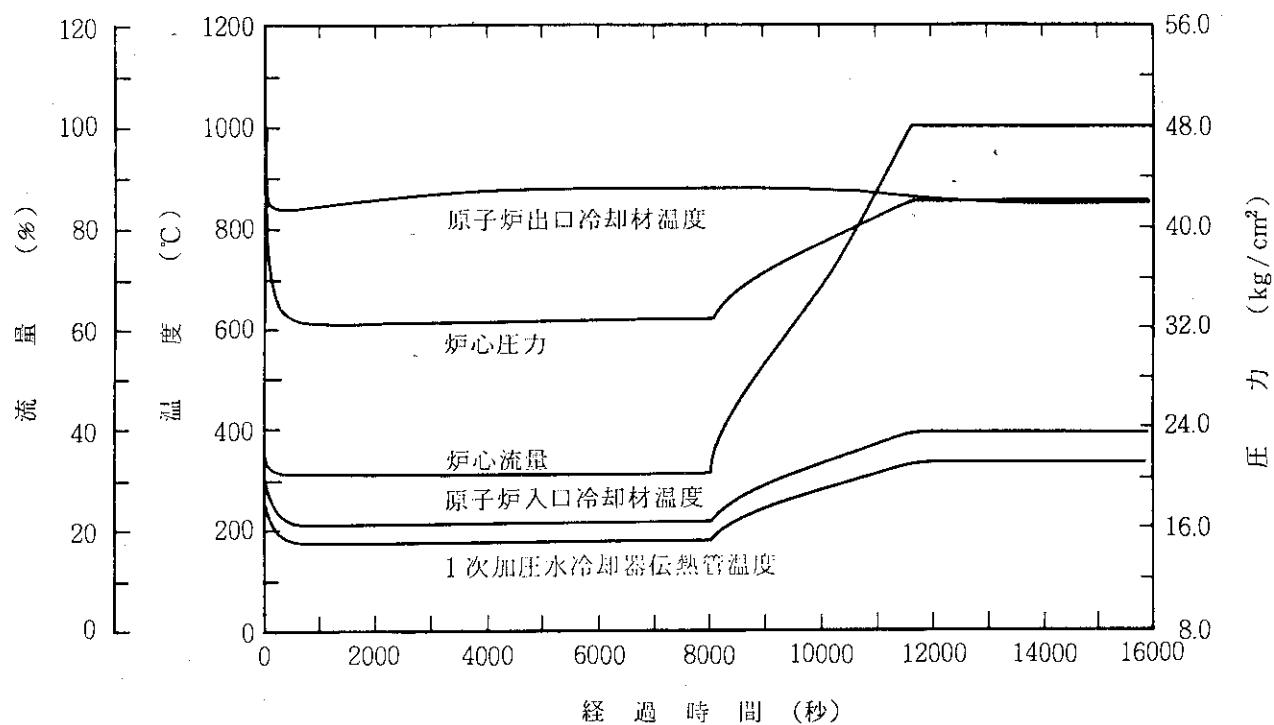


Fig. 4.8 循環機2台停止試験時の原子炉の挙動(3)

JAERI - M 90-070

Fig. 4.9 循環機2台停止試験時の原子炉の挙動(4)





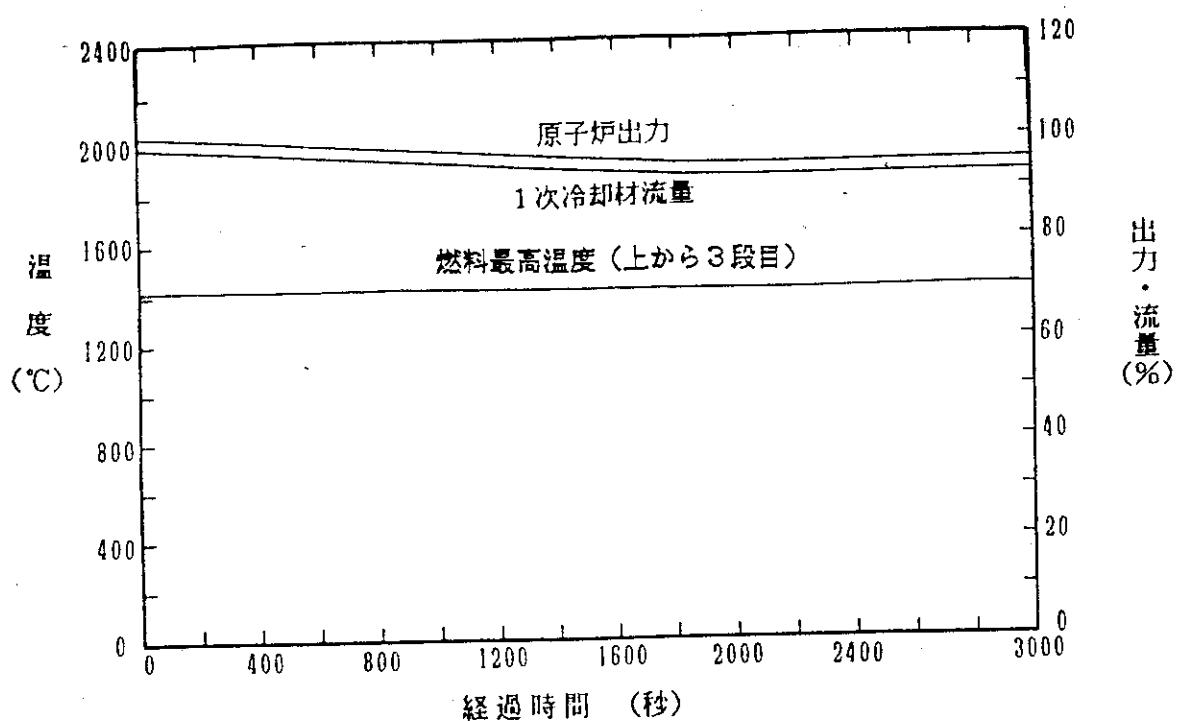


Fig. 4.13 流量部分喪失試験時の原子炉の挙動(1)

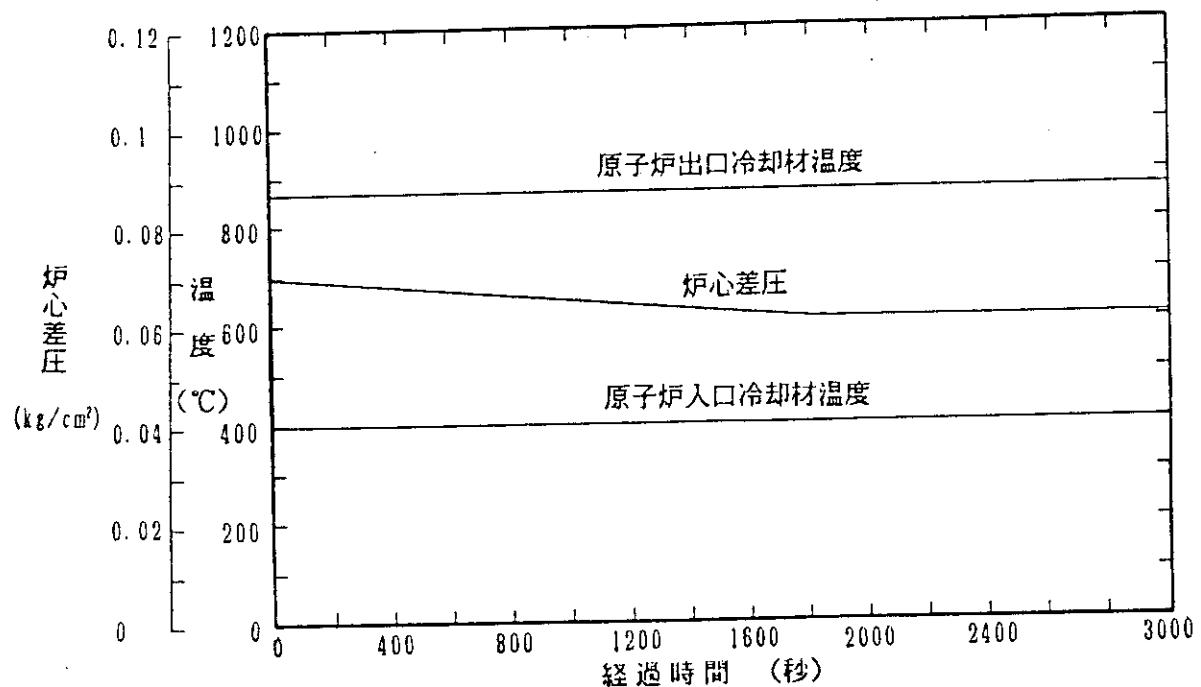


Fig. 4.14 流量部分喪失試験時の原子炉の挙動(2)

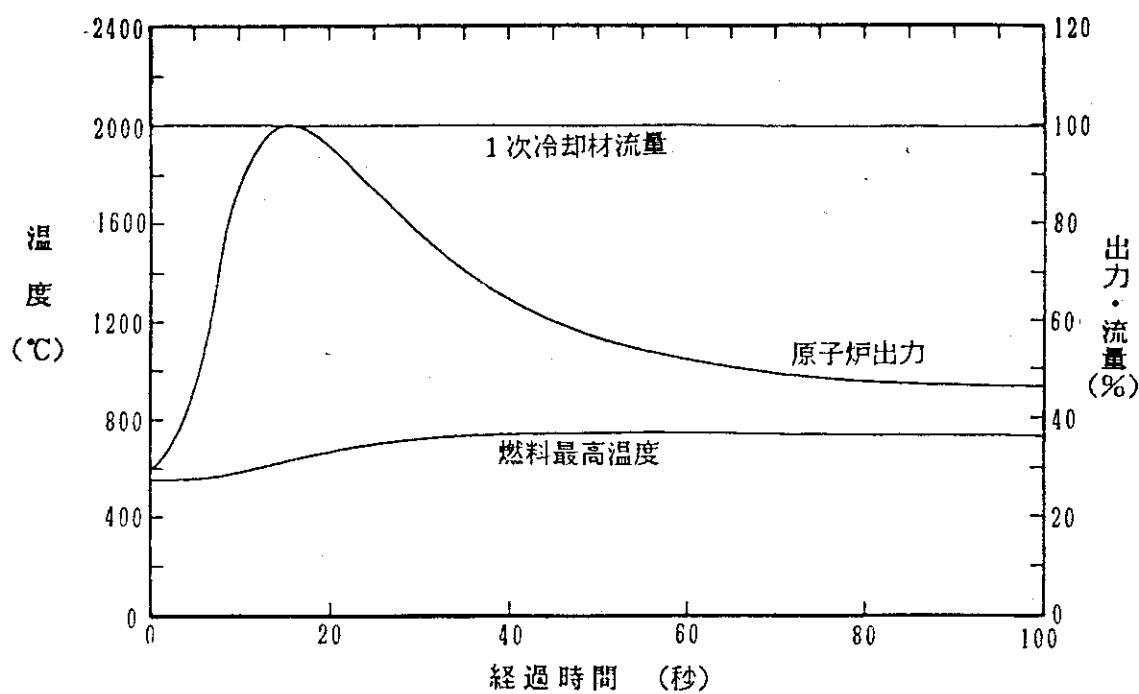


Fig. 4.15 制御棒引抜き試験時の原子炉の挙動（原子炉初期出力30%）

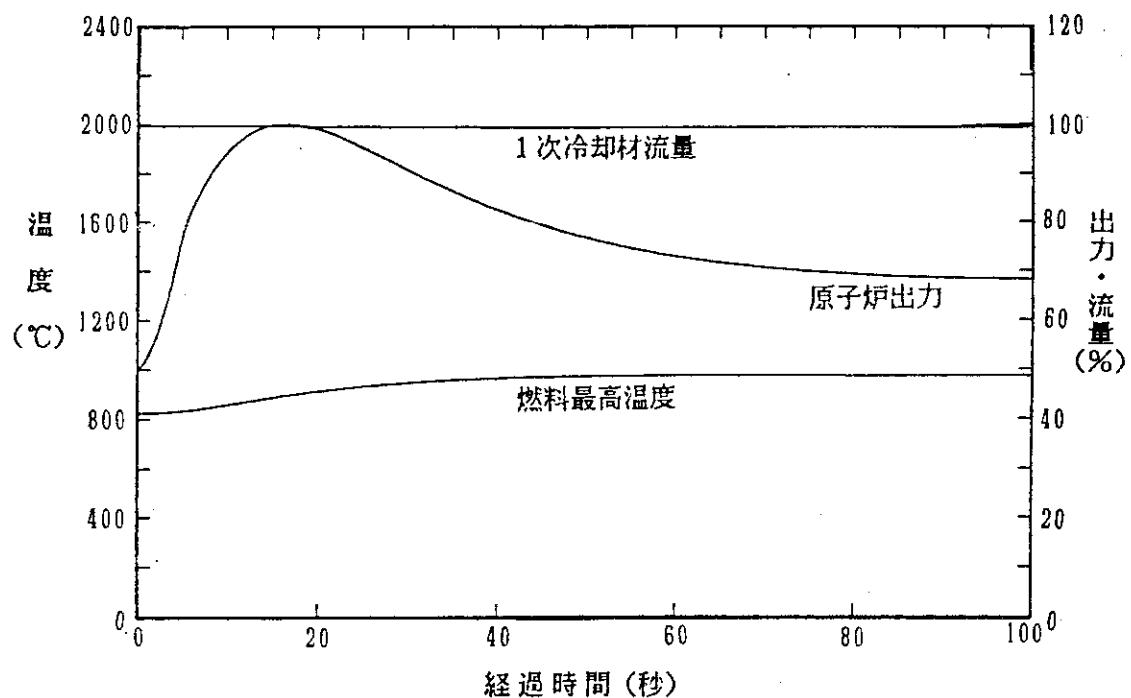


Fig. 4.16 制御棒引抜き試験時の原子炉の挙動（原子炉初期出力50%）

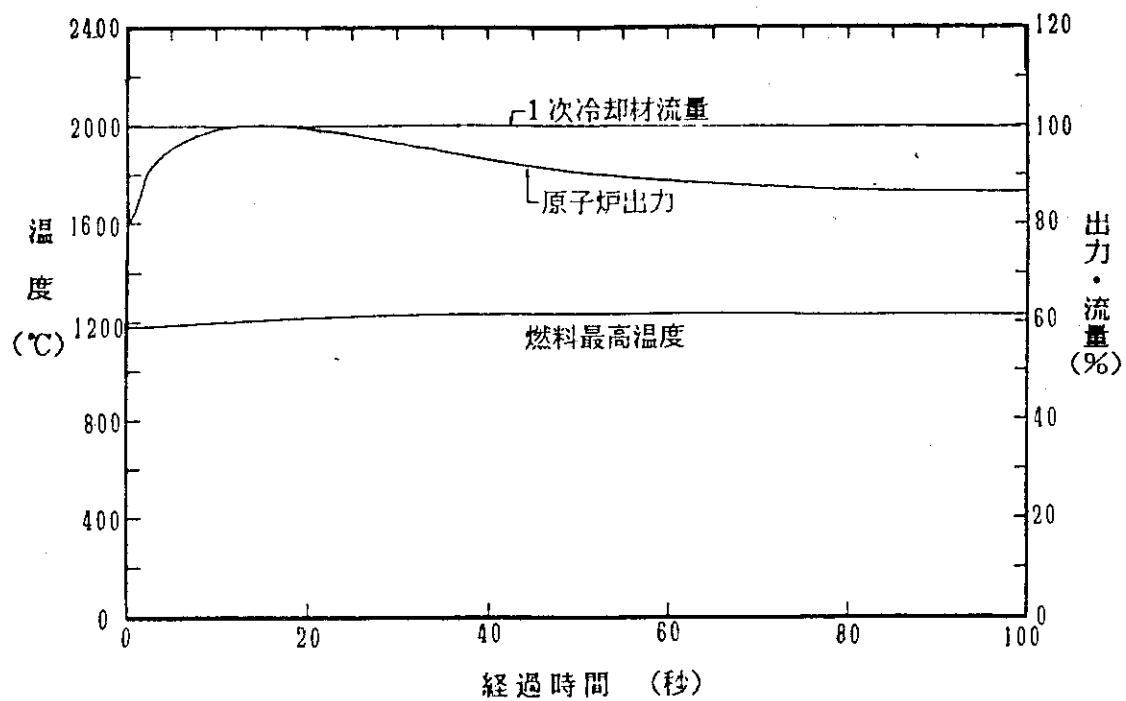


Fig. 4.17 制御棒引抜き試験時の原子炉の挙動（原子炉初期出力80%）

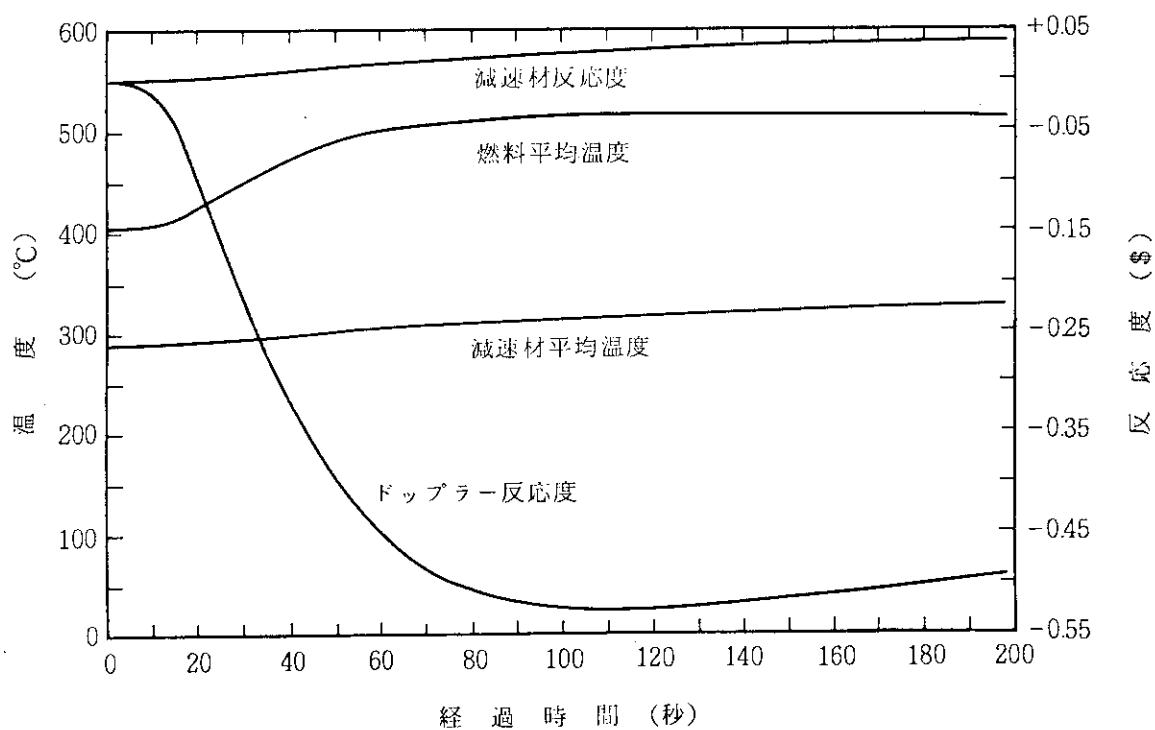
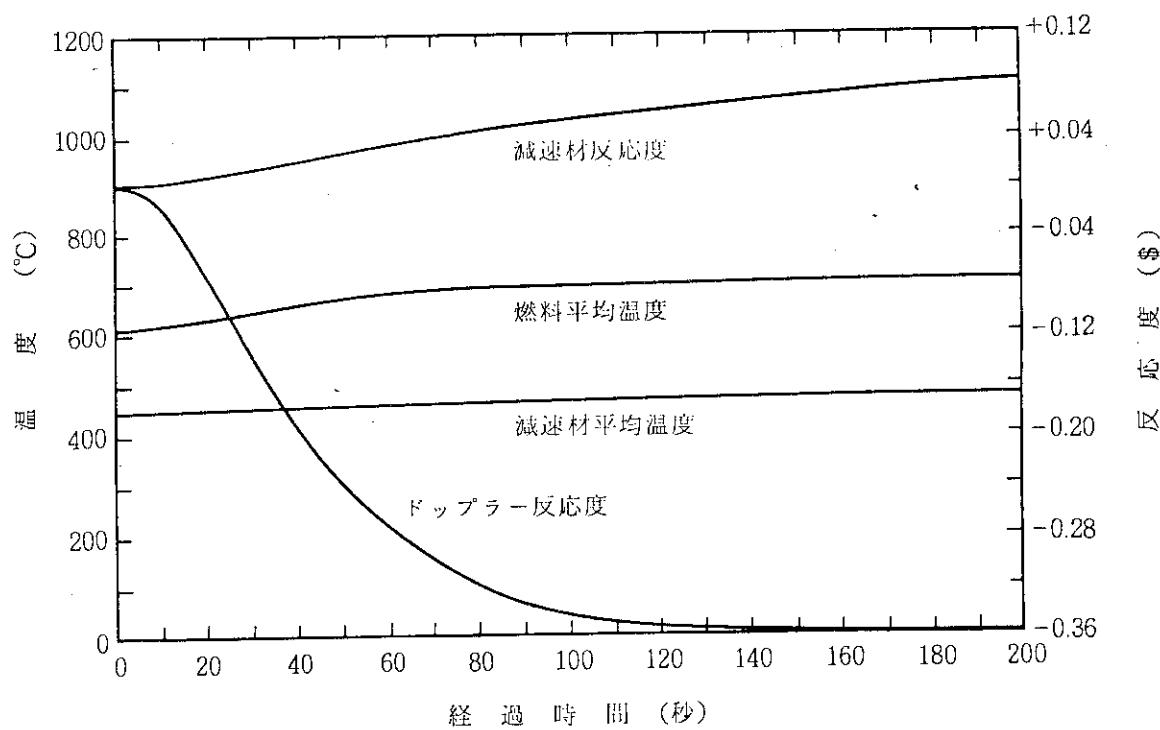
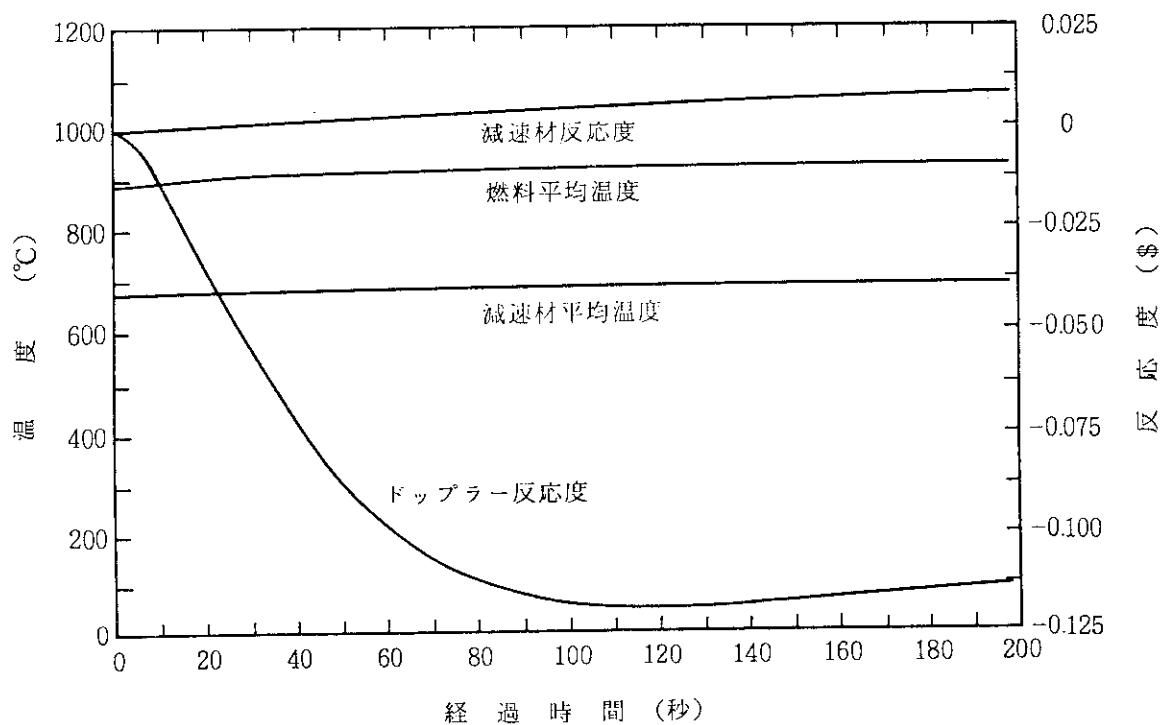


Fig. 4.18 制御棒引抜き試験時の反応度挙動（30%→100%）

Fig. 4.19 制御棒引抜き試験時の反応度挙動 ( $50\% \rightarrow 100\%$ )Fig. 4.20 制御棒引抜き試験時の反応度挙動 ( $80\% \rightarrow 100\%$ )

## 5. 安全性実証試験時の安全評価

### 5.1 評価方法

安全性実証試験の安全評価に当っては、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針について」<sup>(3)</sup>を参考とし、これにHTTRの固有の特性及び設計上の特徴を考慮して評価する。

このような観点から評価すべき事象を抽出し、判断基準に従って安全評価を実施した。

なお、安全性実証試験を行う運転モードを特殊運転と称す。

#### (1) 評価すべき範囲

特殊運転中に発生する事象を運転時の異常な過渡変化及び事故に分類して評価する。

##### (i) 運転時の異常な過渡変化

原子炉の運転状態において原子炉施設寿命期間中に予想される機器の单一故障若しくは誤動作又は運転員の单一誤操作などによって、原子炉の通常運転を超えるような外乱が原子炉施設に加えられた状態及び、これらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転が計画されていない状態にいたる事象を対象とする。

##### (ii) 事 故

前記「運転時の異常な過渡変化」を超える異常状態であって、発生頻度は小さいが、発生した場合は原子炉施設からの放射能の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象を対象とする。

特殊運転は、特別な運転管理のもとで、試験期間を限って実施するものであり、特殊運転の継続時間は、数時間 / 回程度で、年間多くても 10 回程度である。特殊運転中に運転時の異常な過渡変化に分類される事象の発生があっても、炉心は損傷に至る前に収束され、通常運転に復帰できる状態にならなければならないので、これらの事象については頻度だけで判断せず、特殊運転を行っていない通常運転時の異常な過渡変化において、その結果が包絡されていない事象について安全評価を行う。

また、特殊運転中に事故に分類される事象の発生頻度は、極めて小さいものと考えられるが、特殊運転中の事故についても頻度だけで判断せず、通常運転中の事故でその結果が包絡されていない事象について安全評価を行う。

評価に際しては、特殊運転が特別な運転管理のもとで短時間に行われることから、単一故障等、特に保守的な想定を行う必要はないものとする。

#### (2) 評価すべき事象の選定

特殊運転中の安全評価の判断基準として次の項目を定める。

① 燃料温度

② 炉心の損傷

③ 1次冷却材と2次冷却材とのバウンダリにあってはバウンダリの損傷、その他のバウンダリにあっては原子炉冷却材圧力バウンダリに加わる圧力

④ 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度

⑤ 原子炉格納容器バウンダリに加わる圧力

⑥ 一般公衆の被ばく線量

また、異常が生じた後の事象の推移を分析するに当たり、考慮すべき H T T R の主要な特徴は、次のとおりである。

a. 燃料に用いる酸化物燃料は融点が 2600°C 以上と高く、運転状態での温度余裕が大きい。

b. 核分裂生成物を保持する被覆燃料粒子の被覆層は、短時間であれば 2000 °C 程度の高温まで破損しない。ただし、被覆層が健全であっても拡散による微量の核分裂生成物の放出がある。

c. 炉心材料としては黒鉛が大きな割合を占めており、出力密度に比べて炉心の熱容量が大きく、事故時の炉心の温度上昇は他の炉型に比べると極めて緩慢である。

d. 炉心材料として用いる黒鉛は、高温における強度が高い。

#### (i) 原子炉及び原子炉冷却系に影響を及ぼす事象

起因事象の選定に当たっては、原子炉及び原子炉冷却系の安全性に及ぼす影響の観点から、各系統毎に系統を構成している主要な要素を抽出し、機器の单一故障、運転員の単一誤操作に関連する制御系の異常、冷却材の漏えい等の原因を抽出する。抽出した事象について、事象の収束に至るまでのシーケンスを分析することにより、プロセス量の異常の面から同様のシーケンスをたどる事象をまとめて分類・整理する。更に、分類・整理された同様のシーケンスをたどる事象群ごとに、その中から判断基準と比較して最も厳しい結果を与える事象を代表事象に選定する。

#### (ii) 放射性物質内蔵系統に影響を及ぼす事象

放射性物質を比較的多量に内蔵する可能性のある下記の設備については、各設備ごとに、起因要因が異なるものを選定した上で、主要な箇所での漏えいを想定し放射性物質の移行経路を考慮して環境への放出量が最大となるものを代表事象として選定する。

a. 1次冷却設備

b. 1次ヘリウム純化設備

c. 燃料取扱い及び貯蔵設備

d. 放射性廃棄物処理設備

### (3) 判断基準

#### (i) 運転時の異常な過渡変化

想定した事象の発生に伴う過渡現象下において、炉心は損傷に至る前に収束され通常運転に復帰できる状態にならなければならない。それぞれの事象に応じてこのことを判断する基準は次のとおりとする。

① 燃料温度が 1600°C を超えないこと。

② 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の1.1倍以下であること。

③ 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、次の値を超えないこと。

a. 原子炉圧力容器、1次系主配管等で、 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼NT材を使用する箇所  
 $500^{\circ}\text{C}$

b. 1次加圧水冷却器伝熱管等で、オーステナイト系ステンレス鋼を使用する箇所  
 $600^{\circ}\text{C}$

c. 中間熱交換器伝熱管等で、ハスティロイXRを使用する箇所  
 $980^{\circ}\text{C}$

## (ii) 事 故

想定した事故事象が発生しても、炉心の損壊のおそれがないこと及び放射線による敷地周辺への影響が大きくならないよう、核分裂生成物放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は次のとおりである。

① 炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること

② 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材と2次ヘリウム冷却材とのバウンダリを除き最高使用圧力の1.2倍以下とし、1次冷却材と2次ヘリウム冷却材とのバウンダリにあってはバウンダリを破損させないこと

③ 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は次の値を超えないこと

a. 原子炉圧力容器、1次系主配管等で、 $2\frac{1}{4}\text{Cr}-1\text{Mo}$ 鋼NT材を使用する箇所  
 $550^{\circ}\text{C}$

b. 1次加圧水冷却器伝熱管等で、オーステナイト系ステンレス鋼を使用する箇所  
 $650^{\circ}\text{C}$

c. 中間熱交換器伝熱管等で、ハスティロイXRを使用する箇所  
 $1000^{\circ}\text{C}$

④ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は最高使用圧力以下であること。

⑤ 周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

## 5.2 安全評価

### (1) 代表事象選定の考え方

特殊運転時に係る代表事象選定の考え方としては、特殊運転時に「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の発生を想定した場合、次の観点から特殊運転以外の通常運転時の「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の結果より厳しくなると考えられる事象を選定している。

① 原子炉スクラム信号の設定値を変更することに起因するもの

② 特殊運時の運転条件が、高温試験運転\* または定格運転\*\* と異なることに起因するもの

\*高温試験運転とは原子炉出口冷却材温度  $950^{\circ}\text{C}$  热出力 30 MWの運転を示す。

\*\*定格運転とは原子炉出口冷却材温度  $850^{\circ}\text{C}$  热出力 30 MWの運転を示す。

これらに該当する事象が想定される場合に、原因、防止対策、現象の経過の解析及び結果について、「日本原子力研究所大洗研究所原子炉設置変更許可申請書「H T T R（高温工学試験研究炉）原子炉施設の設置」の添付書類十<sup>(4)</sup>に記載し、安全上問題のないことを確認する。

## (2) 特殊運転時の「運転時の異常な過渡変化」

### (i) 1次系流量低下試験

#### イ. 循環機停止試験

原子炉出力制御系を切り離した状態で、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」、「炉心差圧低」及び「原子炉出口冷却材温度高」の原子炉スクラム信号の設定値を変更して、循環機を2基まで停止させる試験を行う。

5.2(1)①の観点からは、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号で原子炉がスクラムする事象である1次冷却材流量の減少及び商用電源喪失が対象になる。

試験時に、1次冷却材流量の減少及び商用電源喪失が発生したとしても、燃料最高温度等の初期値は高温試験運転の場合より低く、さらに、原子炉出力制御系を切り離して試験を実施するので、流量の減少に伴い原子炉出力が低下する。また、原子炉スクラム信号の設定値は、1次冷却材流量制御誤差、流量計測誤差等を考慮した上で、1次冷却材流量の異常な減少ができるだけ速やかに検知して、原子炉を安全に停止できるように設定している。したがって、高温試験運転の場合と比較して、結果が厳しくなることはない。

なお、1次冷却設備の異常な減圧は、「原子炉出口冷却材温度高」で原子炉がスクラムする事象であるが、原子炉スクラム信号の設定値は循環機停止試験のために新たに設定するのではなく、高温試験運転時の原子炉スクラム設定値に変更するため、5.2(1)①の観点からは、代表事象として選定しない。

また、「炉心差圧低」信号による安全保護動作を期待する事象はないので、5.2(1)①の観点からは代表事象を選定する必要はない。

5.2(2)①の観点からは、試験時に想定される「運転時の異常な過渡変化」に分類される事象としては、Table 5.1に示すように、(a) 1次冷却材流量の減少、(b) 1次冷却材流量の増大、(c) 加圧水冷却設備の除熱量の減少、(d) 2次冷却設備の除熱量の増大、及び(e) 商用電源喪失がある。本試験中にこれらの「運転時の異常な過渡変化」に分類される事象が発生したとしても、燃料最高温度等の初期値は高温試験運転の場合より低く、さらに、原子炉出力制御系を切り離して試験を実施するので、流量の減少に伴い原子炉出力が低下する。したがって、高温試験運転時にこれらの「運転時の異常な過渡変化」に分類される事象が発生した場合と比較して、結果が厳しくなることはないことから、5.2(1)②の観点からも代表事象を選定する必要はない。

#### (ii) 流量部分喪失試験

本試験では、原子炉スクラム信号の設定値の変更は行わないで、5.2(1)①の観点から想定すべき事象はない。

また、本試験は、原子炉出力 30 MW 以下、原子炉出口冷却材温度 850 °C 以下で、定格運

転時の1次冷却材流量を最大約7%減少させる試験範囲で実施するが、1次冷却材流量は高温試験運転時の流量より多く、かつ、原子炉出力も30MW以下なので、試験中に燃料最高温度が熱的制限値1495°Cを超えない。したがって、「運転時の異常な過渡変化」に分類される事象が発生したとしても、結果が高温試験運転の場合より厳しくなることはないので、5.2(1)②の観点からも代表事象を選定する必要はない。

本試験時には、原子炉スクラム信号の設定値の変更を行わないで、5.2(1)①の観点から想定すべき事象はない。

5.2(1)②の観点からは、試験時に想定される「運転時の異常な過渡変化」に分類される事象としては、Table. 5.1に示すように、(a)出力運転中の制御棒の誤引抜き、(b)1次冷却材流量の減少、(c)1次冷却材流量の増大、(d)加圧水冷却設備の除熱量の減少、(e)2次冷却設備の除熱量の増大、及び(f)商用電源喪失がある。

しかし、本試験は試験初期の出力を定格出力の30~80%，流量を定格運転流量としており、また、試験期間中の最大出力が30MW以下に収まるように添加反応度を制限している。

更に、炉心中央の制御棒の引抜き最終位置が他の制御棒とほぼ等しくなるように炉心中央の制御棒を挿入した状態から実施する。したがって、高温試験運転の場合と較べると、試験時の運転条件は、1次冷却材流量が多く、かつ、原子炉出口冷却材温度が低いとともに、試験初期は出力歪は大きいが出力レベルが低いこと、また、試験終期には出力歪はほぼ同等であることから、燃料最高温度は高温試験運転の場合より低い。これらのことから、本試験中に「運転時の異常な過渡変化」に分類される事象の発生を想定しても、高温試験運転において「運転時の異常な過渡変化」に分類される事象の発生を想定した場合と比較して結果が厳しくなることはないので、5.2(1)②の観点からも代表事象を選定する必要はない。

### (iii) 代表事象の選定

上記のように、特殊運転時に「運転時の異常な過渡変化」の発生を想定しても、高温試験運転において「運転時の異常な過渡変化」に分類される事象の発生を想定した場合と比較して結果が厳しくなることはない。しかし、特殊運転時に想定される「運転時の異常な過渡変化」に分類される事象として、循環機停止試験に対しては、原子炉スクラム信号の設定値の変更の妥当性を確認する観点から、1次冷却材流量の減少を選定する。

### (3) 特殊運転時の「事故」

#### (i) 1次系流量低下試験

##### イ. 循環機停止試験

5.2(1)①の観点からは、「炉心差圧低」信号で原子炉をスクラムする1次冷却設備二重管内管破損事故が対象になる。しかし、本試験中に1次冷却設備二重管内管破損が生じたとしても原子炉出力制御系を切り離していることから炉心流量の低下に伴い原子炉出力が低下する。また、原子炉スクラム信号の設定値は、炉心差圧の計測誤差等を考慮した上で、炉心流量の異常な減少をできるだけ速やかに検知して、原子炉を安全に停止できるように設定している。したがって、高温試験運転の場合と比較して、結果が厳しくなることはない。

なお、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号又は「原子炉出口冷却材温度高」信号による安全保護動作を期待する事象はないので、代表事象として選定する必要はない。

5.2(1)②の観点からは、試験時に想定される「事故」に分類される事象としては、Table. 5.2 に示すように、(a)燃料体内冷却材流路閉塞、(b)1次冷却設備二重管内管破損、(c)2次ヘリウム冷却設備二重管破断、(d)加圧水配管破断、(e)1次冷却設備二重管破断及び(f)1次加圧水冷却器伝熱管破損事故がある。

本試験中にこれらの「事故」に分類される事象が発生したとしても、燃料最高温度等の初期値は高温試験運転の場合より低く、さらに、原子炉出力制御系を切り離して試験を実施するので、流量の減少に伴い原子炉出力が低下する。したがって、高温試験運転時にこれらの「事故」に分類される事象が発生した場合と比較して、結果が厳しくなることはないことから、5.2(1)②の観点からも代表事象を選定する必要はない。

#### □ 流量部分喪失試験

本試験では、原子炉スクラム信号の設定値の変更を行わないで、5.2(1)①の観点から想定すべき事象はない。

また、本試験は、原子炉出力 30MW 以下、原子炉出口冷却材温度 850°C 以下で、定格運転時の1次冷却材流量を最大約 7% 減少させる試験範囲で実施するが、1次冷却材流量は高温試験運転時の流量より多く、かつ、原子炉出力も 30MW 以下なので、試験中に燃料最高温度が熱的制限値 1495°C を超えない。したがって、「事故」に分類される事象が発生したとしても、結果が高温試験運転の場合より厳しくなることはないので、5.2(1)②の観点からも代表事象を選定する必要はない。

#### (ii) 制御棒引抜き試験

本試験では、原子炉スクラム信号の設定値の変更を行わないで、5.2(1)①の観点から想定すべき事象はない。

5.2.1②の観点からは、試験時に想定される「事故」に分類される事象としては、Table. 5.2 に示すように、(a)出力運転中の制御棒の急速な引抜き、(b)燃料体内冷却材流路閉塞、(c)1次冷却設備二重管内管破損、(d)2次ヘリウム冷却設備二重管破断、(e)加圧水配管破断、(f)1次冷却設備二重管破断及び(g)1次加圧水冷却器伝熱管破損事故がある。

しかし、試験時の運転条件は、高温試験運転の運転条件と較べると、1次冷却材流量が多く、かつ、原子炉出口冷却材温度が低いと共に、試験初期には出力歪は大きいが出力レベルが低いこと、また、試験終期には出力歪はほぼ同等であることから、燃料最高温度は高温試験運転の場合より低い。このことから、本試験中に「事故」に分類される事象の発生を想定しても、高温試験運転時に「事故」に分類される事象の発生を想定した場合と比較して結果が厳しくなることはないので、5.2(1)②の観点からも代表事象を選定する必要はない。

### 5.3 安全解析

特殊運転時に想定される「運転時の異常な過渡変化」に分類される事象として、循環機停止試験に対しては、原子炉スクラム信号の設定値の変更の妥当性を確認する観点から1次冷却材流量の減少を選定した。以下に事象の説明、防止対策、解析内容及び安全評価の結果について示す。

#### (1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、1次ヘリウム循環機の2台停止試験中に電気的故障等の原因により、残りの1台の1次ヘリウム循環機が停止して1次冷却材流量が減少し、燃料温度及び1次冷却材温度が上昇する現象として考える。

この場合は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、この過渡変化は安全に終止する。

#### (2) 防止対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも、原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- a. 通常運転時に使用しているプロセス計装を有効に利用することによって、異常な状態を検知して、必要な対策がとれるようにする。
- b. 運転モード選択装置により、試験範囲を限定する。
- c. この試験時には、原子炉スクラム信号のうち、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号、「炉心差圧低」信号及び「原子炉出口冷却材温度高」信号の設定値を変更して原子炉を保護する。
- d. 電気設備及び1次ヘリウム循環機等の設計、製作及び据付は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分行い、故障の発生を防止する。
- e. 1次冷却材流量が異常に減少した場合には、原子炉保護設備の「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号により、原子炉は自動停止する。また、「原子炉出口冷却材温度高」信号によっても、原子炉は自動停止する。
- f. 原子炉スクラム時には、補助冷却設備を自動起動し、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。

#### (3) 解析条件

過渡変化の解析は、計算コードTHYDE-HTGRによって行う。

解析では、実際より十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように設定する。

- a. 試験の初期状態は、原子炉出力を定格出力の102.5%，原子炉出口冷却材温度を869°C、原子炉入口冷却材温度を397°C、1次冷却材圧力を42.5 kg/cm<sup>2</sup>とし、1次ヘリウム循環機2台の停止試験中とする。
- b. 試験中燃料温度が最も高くなる試験開始後約5時間で異常が発生するものとする。
- c. 残りの1台の1次ヘリウム循環機が停止するものとする。
- d. 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように、Fig. 5.1に示す最大値を用いる。

e. 原子炉スクラムは、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号によるものとし、信号の解析上の設定値と応答時間は、それぞれ 24% (原子炉スクラム設定値は 28%) 及び 3.2 秒を用いる。

f. 単一故障の仮定として、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機 1 台の起動失敗を考慮する。

#### (4) 解析結果

解析結果を Fig. 5.2 ~ 5.3 に示す。1 次ヘリウム循環機の 2 台停止試験開始後約 5 時間以内に、燃料最高温度は約 1,477 °C、また、1 次冷却材圧力は約 33.6 kg / cm<sup>2</sup> で一定となる。

更に、残りの 1 台の 1 次ヘリウム循環機が停止すると、1 次冷却材流量が減少し、約 7 秒で「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。この際、燃料最高温度及び 1 次冷却材圧力は、異常発生時の初期値を上回らない。また、1 次加圧水冷却器伝熱管最高温度は異常発生時の初期値を上回ることはない。

Table 5.1 特殊運転時に発生が想定される運転時の異常な過渡変化について

運転時の異常な過渡変化	1次系流量低下試験 (循環機停止試験)	制御棒引抜き試験
未臨界状態からの制御棒引抜き	試験は出力運転状態から実施するので、本事象は想定されない。	
出力運転中の制御棒引抜き	原子炉出力制御系を切り離してお り、かつ試験中に制御棒操作を必 要としないことから、制御棒駆動 装置の電源をしゃ断している。従 って、本事象は想定されない。	原子炉出力制御系を切り離してお り、かつ試験中に中心制御棒以 外の操作を必要としないことから、 中心制御棒以外は制御棒駆動装置 の電源をしゃ断している。また、 試験のため操作する制御棒の引抜 き距離及び引抜き速度を制限する ので、添加反応度及び反応度添加 率が試験条件を逸脱せず、高温試 験運転時に発生を想定した場合と 比べて結果が厳しくなることはな い。
1次冷却材流量の減少	試験時の燃料温度の初期値等が高温試験運転時を上回ることはな い。また、原子炉出力制御系を切り離して試験を実施するので、流量低下 に伴い出力が低下し、高温試験運転時に発生を想定した場合と比べて 結果が厳しくなることはない。	
1次冷却材流量の増大	試験時の燃料温度等の初期値が高温試験運転時を上回ることはなく、 1次冷却材が増大しても、試験時の初期流量まで達しないので、高温 試験運転時に発生を想定した場合と比べて結果が厳しくなることはな い。	
加圧水冷却設備の除熱量の減少 (空気冷却器バイパス流量調節 弁の誤開)	試験時の燃料温度等の初期値が高温試験運転時を上回ることはなく、 「1次加圧水冷却器加圧水流量低」信号により、原子炉は速やかに スクラムされるので、高温試験運転時に発生を想定した場合と比べて 結果が厳しくなることはない。	
2次冷却設備の除熱量の増大	試験時の燃料温度等の初期値が高温試験運転時を上回ることはなく、 かつ、高温試験運転時の安全評価においても、燃料温度の低下に伴う 出力の上昇を考慮している（すなわち、原子炉出力制御系を考慮して いない。）ので、高温試験運転時に発生を想定した場合と比べて結果 が厳しくなることはない。	
商用電源喪失	試験時の燃料温度等の初期値が高温試験運転時を上回ることはなく、 「1次加圧水冷却器加圧水流量低」信号により原子炉は速やかにス クラムされるので、高温試験運転時に発生を想定した場合と比べて結果 が厳しくなることはない。	

Table 5.2 特殊運転時に発生が想定される事故について

事 故	1次系流量低下試験 (循環機停止試験)	制御棒引抜き試験	
制御棒の急速な引抜き事故 未臨界状態 出力運転中	試験は出力運転状態から実施するので、本事象は想定されない。	原子炉出力制御系を切り離しており、かつ試験中に制御棒操作を必要としないことから、制御棒駆動装置の電源をしゃ断している。従って本事象は想定されない。	原子炉出力制御系を切り離しており、かつ試験中に中心制御棒以外の操作を必要としないことから、中心制御棒以外は制御棒駆動装置の電源をしゃ断している。また、試験のため操作する制御棒の引抜き距離及び引抜き速度を制限するので、追加反応度及び反応度添加率が試験条件を逸脱せず、高温試験運転時に発生を想定した場合と比べて結果が厳しくなることはない。
燃料体内冷却材流路閉塞事故	試験時の燃料温度等の初期値は高温試験運転時を上回ることはなく、また、原子炉出力制御系を切り離して試験を実施するので、流量低下に伴い出力が低下し、高温試験運転時に発生を想定した場合と比べて結果が厳しくなることはない。	試験時の燃料温度等の初期値は高温試験運転時を上回ることはなく、また、原子炉出力制御系を切り離して試験を実施するので、流量低下に伴い出力が低下し、高温試験運転時に発生を想定した場合と比べて結果が厳しくなることはない。	
1次冷却設備二重管内管破損事故	試験時の燃料温度の初期値等が高温試験運転時を上回ることはなく、また、原子炉出力制御系を切り離して試験を実施するので、流量低下に伴い出力が低下し、高温試験運転時に発生を想定した場合と比べて結果が厳しくなることはない。		
2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故	試験は加圧水冷却設備のみの単独運転状態で実施するので、中間熱交換器伝熱管温度の初期値は高温試験運転時を上回ることなく、高温試験運転時に発生を想定した場合と比べて結果が厳しくなることはない。		
加圧水配管破断事故	燃料及び加圧水冷却器伝熱管温度の初期値は高温試験運転時を上回ることはなく、加圧水配管破断が生じても、速やかに原子炉はスクラムされるので、高温試験運転時に発生を想定した場合と比べて結果が厳しくなることはない。		
1次冷却設備二重管破断事故	燃料、黒鉛構造物及び原子炉圧力容器温度の初期値は高温試験運転時を上回ることはなく、更には黒鉛酸化に与える減圧後の炉内自然循環流量の相違による影響の差は大きくないので、基準炉心の高温試験運転の場合と比べて結果が厳しくなることはない。また、1次冷却材流出により原子炉格納容器に放出されるエネルギー及び核分裂生成物は、高温試験運転の場合を上回ることはなく、原子炉格納容器の圧力及び公衆の被ばく線量の結果が厳しくなることはない。		
1次加圧水冷却器伝熱管破損事故	燃料、黒鉛構造物及び1次冷却材温度の初期値は高温試験運転時を上回ることはなく、水侵入量も高温試験運転の場合を上回らないので、1次冷却材圧力上昇、黒鉛酸化及び反応度添加は小さく、高温試験運転の場合と比べて結果が厳しくなることはない。		
1次ヘリウム純化設備破損及び気体廃棄物処理設備破損事故	試験は原子炉出口温度850°C以下で実施するので、1次ヘリウム純化設備及び放射性気体廃棄物処理設備における核分裂生成物の蓄積量及び事故時の放出量は、高温試験運転の場合を上回ることはなく結果が厳しくなることはない。		

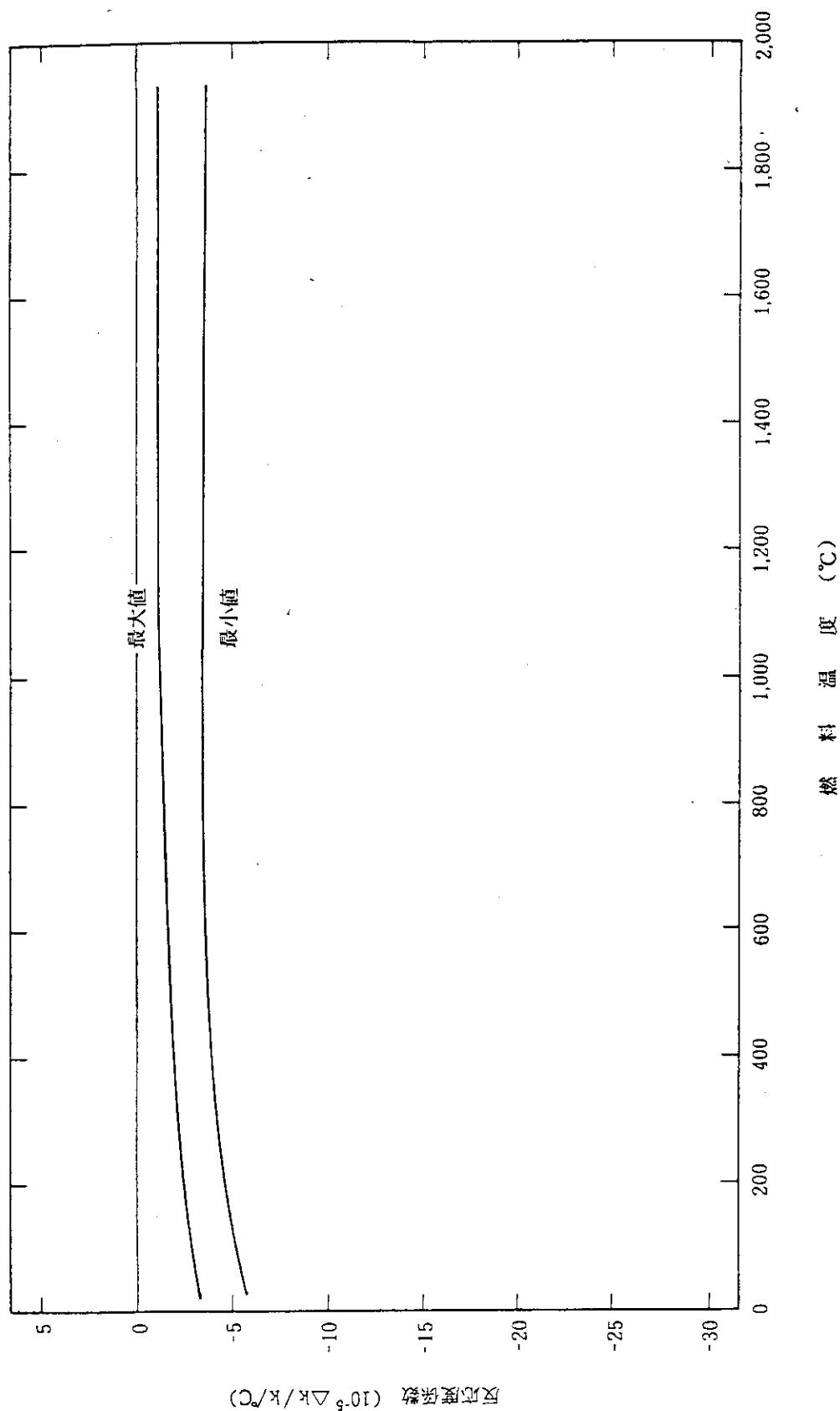


Fig. 5.1(1) 解析に使用する反応度係数(ドプラ係数)

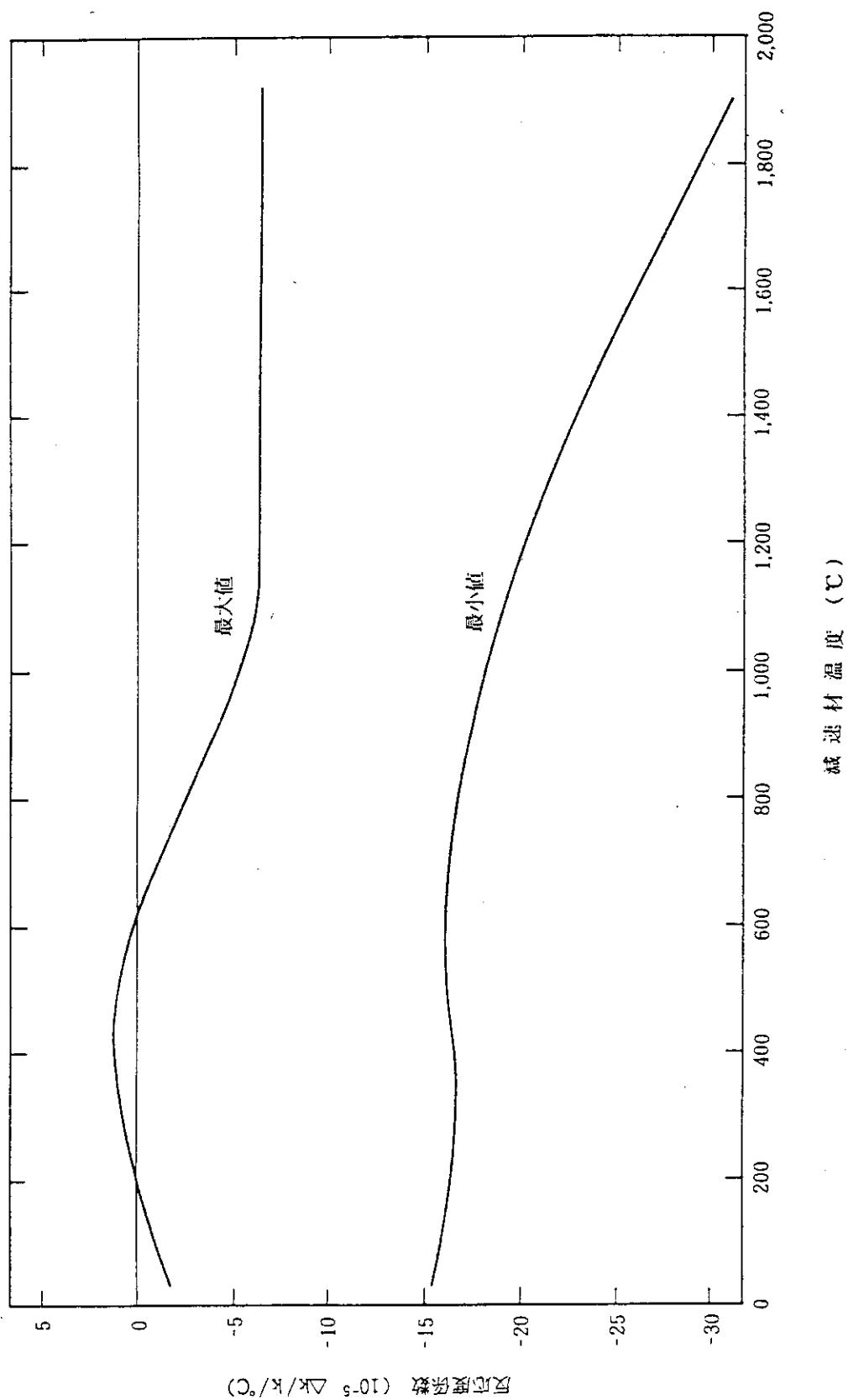


Fig. 5.1 (2) 解析に使用する反応度係数(減速材温度係数)

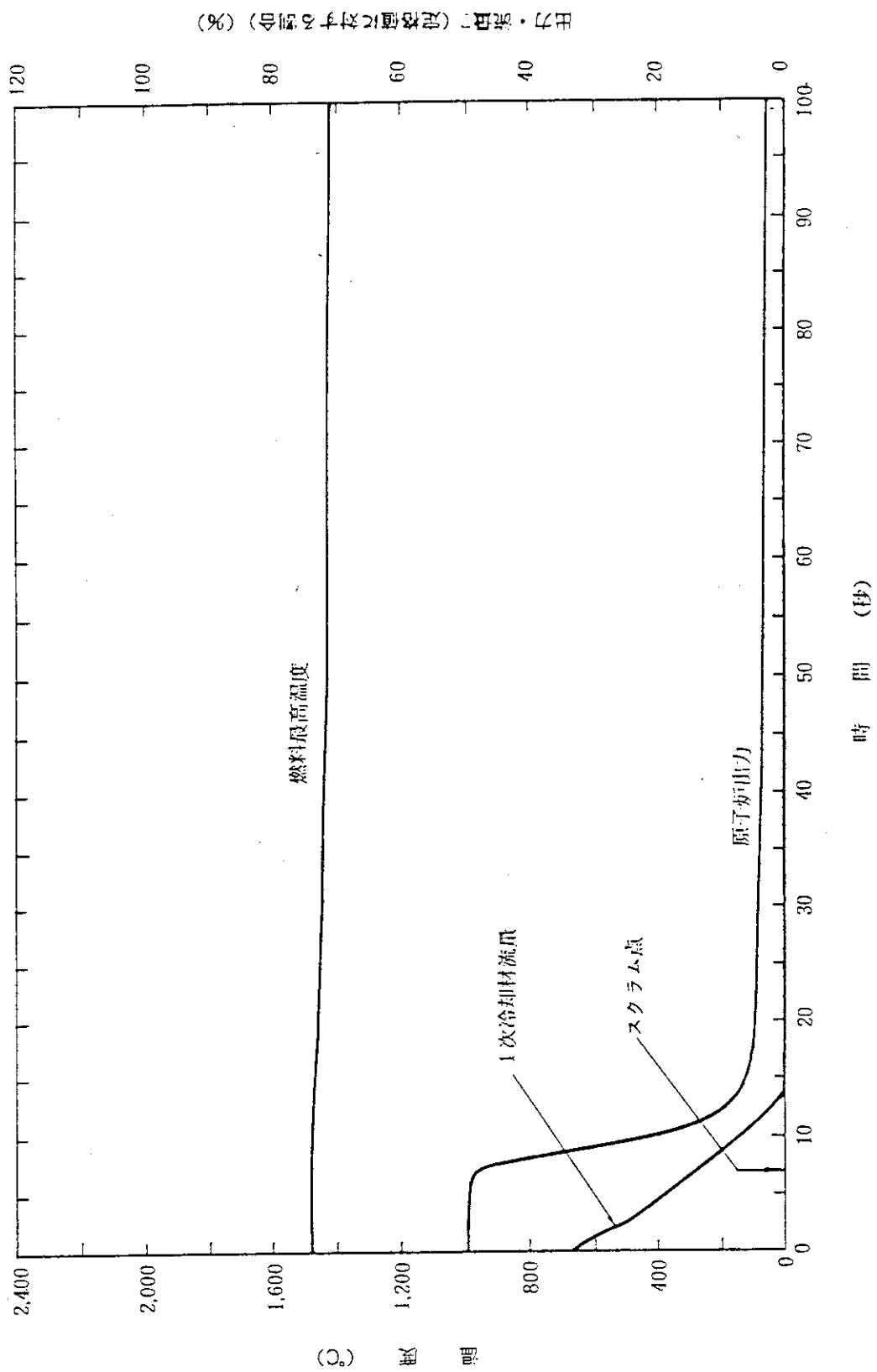


Fig. 5.2 特殊運転時の異常(1)

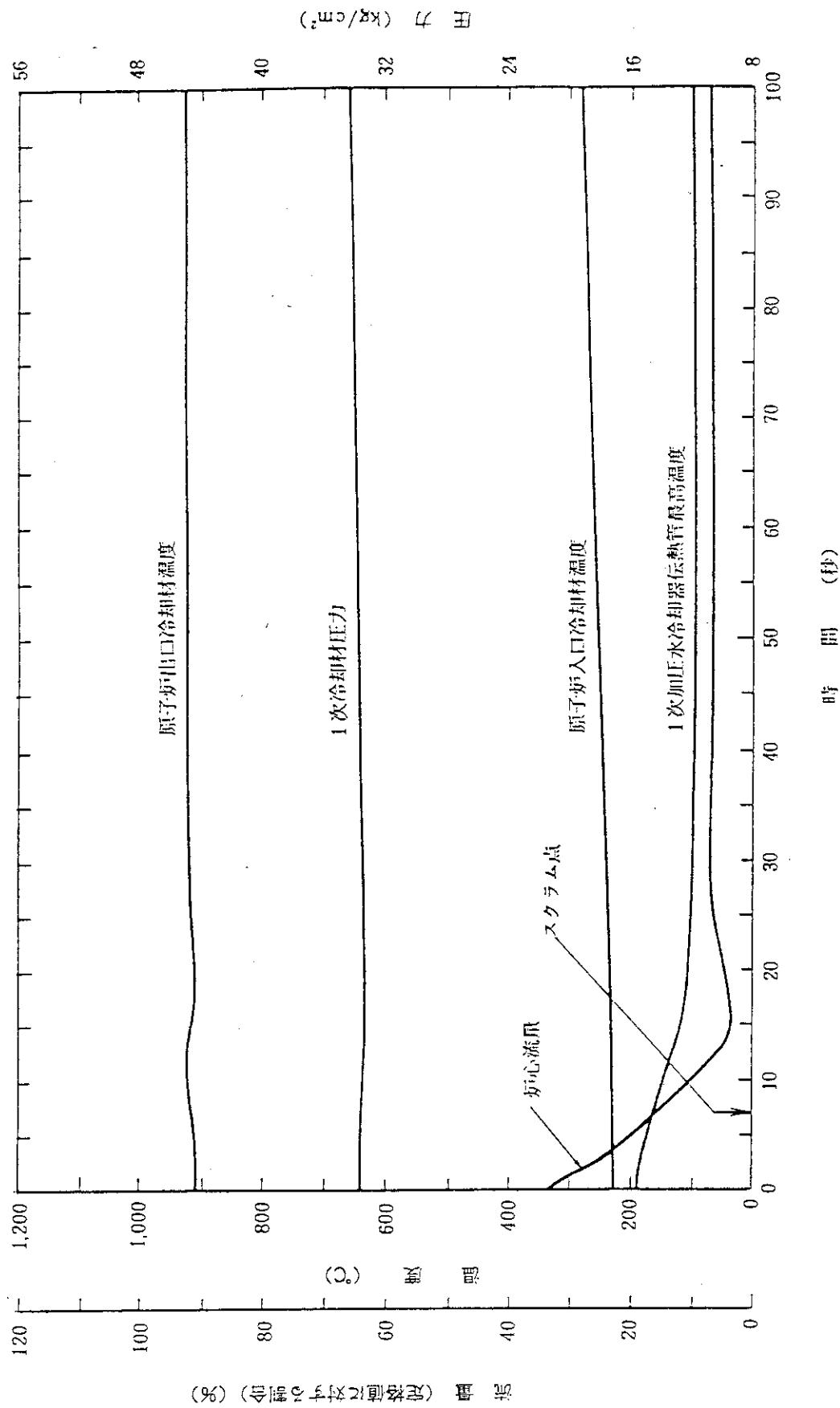


Fig. 5.3 特殊運転時の異常(2)

## 6. AVR炉における安全性試験

西独のペブルベット型高温ガス実験炉（AVR : Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor）を用いて高温ガス炉の固有の安全性を実証するために、冷却材流量の喪失試験及び制御棒引抜きによる反応度印加実験が行われ、これに関する解析が実施されている<sup>(5)(6)</sup>。

また、最近では冷却材喪失事故模擬試験、金属FP及びヨウ素の沈着に関する試験等を実施しており、原研もKFAとの協定に基づいて、これらの試験に参加している<sup>(7)</sup>。

ここでは、冷却材流量の喪失試験及び制御棒引抜きによる反応度印加試験の結果について示す。

Fig. 6.1 は AVR炉で実施された冷却材流量の喪失試験時の原子炉出力挙動を示したものである。

これは定格運転中に1次系ガス循環機を停止し、循環機出口のフラッパ弁を閉めることにより実際の事故を模擬したものである。循環機停止後炉心温度はわずかであるが上昇し、負の反応度が添加されるため原子炉出力は急激に低下してほとんど零となる。その後、炉心温度の下降及びXe崩壊により正の反応度が添加され約15.3時間後に臨界となり、原子炉出力は1.8MWまで増大する。その後炉心温度及び炉心Xe量の変化によって添加反応度が変化するため原子炉出力は変動するが、数時間後には約370kWで自己安定する。この間の原子炉各部の温度分布も測定されており、反射体黒鉛温度が最大で約200°C上昇するが燃料最高温度はほとんど上昇しないことが確認されている。

また、制御棒引抜きによる反応度印加実験及びこれに関する解析を実施し、両者を比較することにより解析手法の妥当性についての検討がなされている。Fig. 6.2 は、AVR炉で実施された反応度印加実験の経過を示したものである。実験結果及び解析結果はよく一致しており、解析手法が十分妥当なものであることが報告されている。

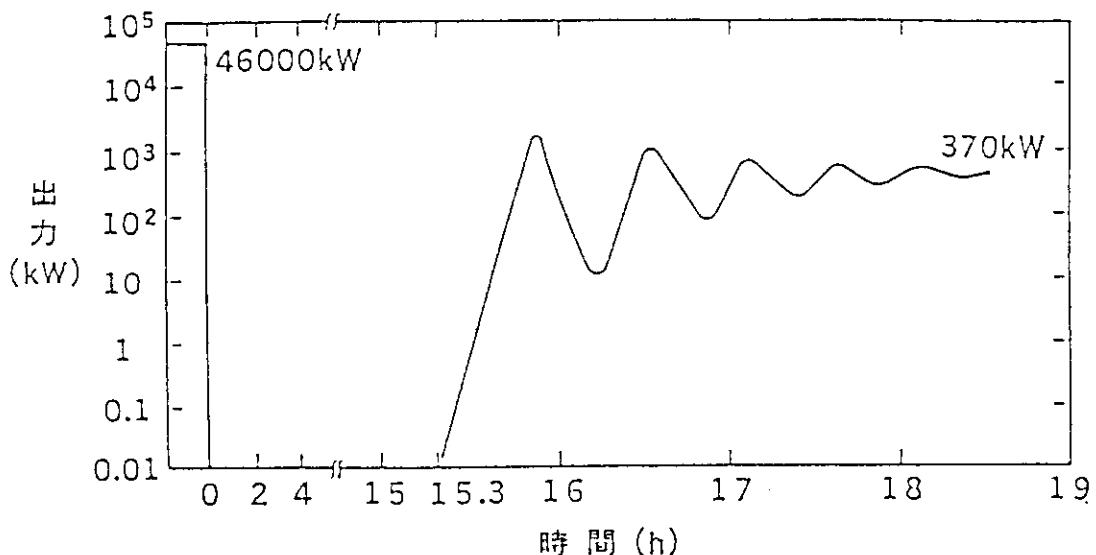


Fig. 6.1 AVRにおける冷却材流量喪失模擬実験の例

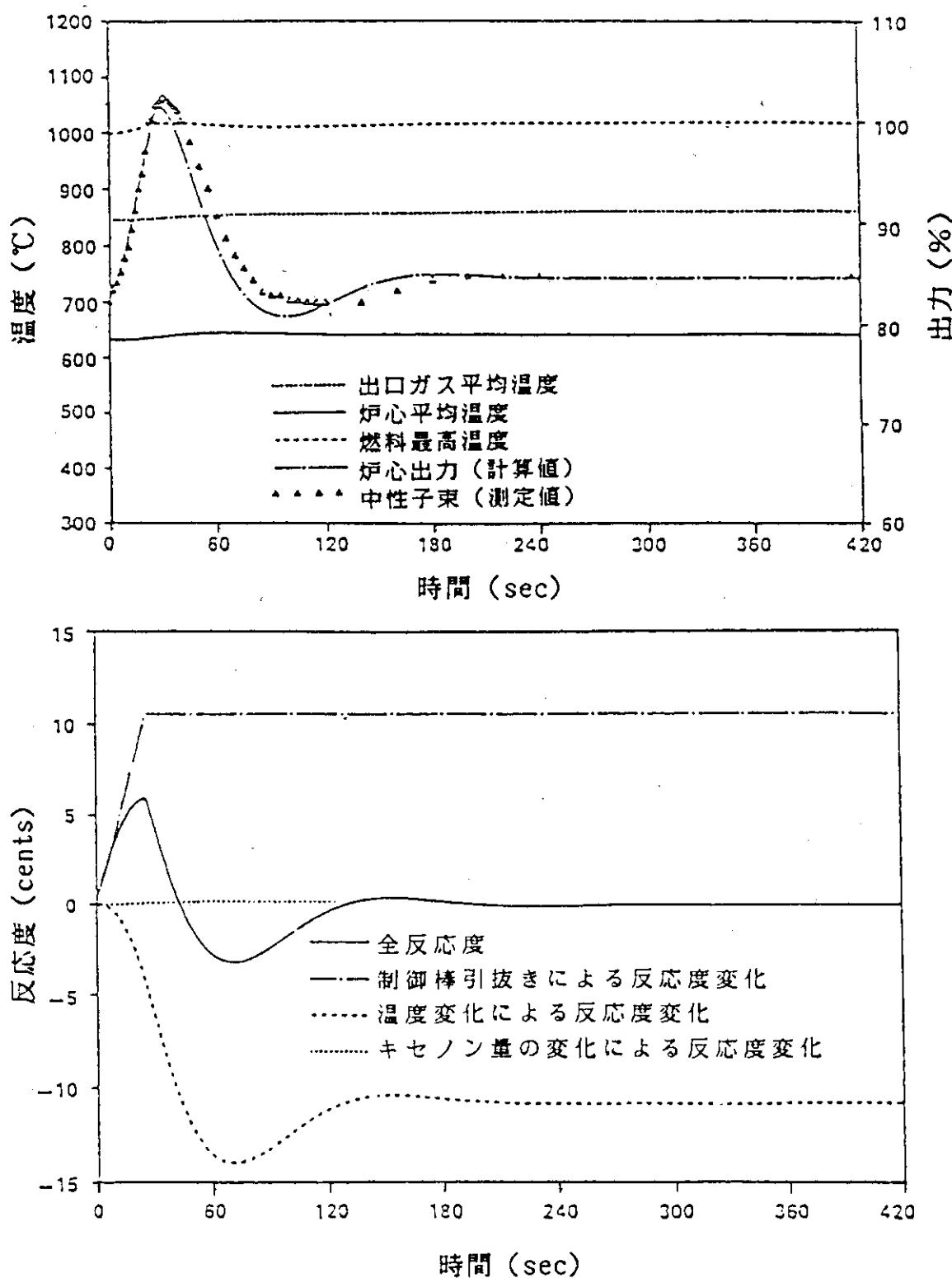


Fig. 6.2 AVRにおける制御棒引抜き実験の例

## 7. 結 言

高温工学試験研究炉(HTTR)の安全性実証試験の試験内容、試験条件に関する検討を実施し以下のように決定した。

### (1) 試験内容

安全性実証試験は次の2項目に大別される。

- (i) 1次系流量低下試験
- (ii) 制御棒引抜き試験

1次系流量低下試験では、1次冷却材流量の部分喪失を模擬し、このような場合でも、HTTRの固有の特性により原子炉が安定に所定の状態に落ち着くことを実証する。制御棒引抜き試験では、制御棒の引抜きにより反応度が添加された場合でも、HTTRの固有の特性により原子炉が安定に所定の状態に落ち着くことを実証する。

### (2) 試験時の運転制限

安全性実証試験時の原子炉の安全性を保つため、試験中の原子炉の運転状態が高温試験運転(原子炉出力30MW、原子炉出口冷却材温度950°C)の運転状態を超えないように運転モード選択装置により所定の制限を加える。

### (3) 試験時の挙動解析

安全性実証試験時の挙動を解析コードTHYDE-HTGRにより解析し、次のような結果を得た。

#### (i) 1次冷却材流量低下試験

1次系流量低下試験のうち、試験開始後の燃料最高温度が最も高くなるのは、1次ヘリウム循環機の2台停止試験である。この場合、燃料最高温度は上から5段目のブロックの燃料体に生じ約1480°Cになるが、高温試験運転時の燃料最高温度(約1495°C)を超えることはない。

#### (ii) 制御棒引抜き試験

制御棒引抜き試験時のうち、試験開始後の燃料最高温度が最も高くなるのは、初期出力80%の制御棒の引抜きである。この場合、燃料最高温度は約1235°Cになるが、高温試験運転時の燃料最高温度を超えることはない。

### (4) 試験時の安全評価

安全性実証試験時の安全評価では、考えられるすべての事象を摘出し、HTTRの判断基準と照らし合せて原子炉の安全性を評価した。

HTTR原子炉施設設置許可申請書の添付書類十に記載する代表事象としては、HTTRの安全性実証試験時の「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の結果が、安全性実証試験時以外の通常運転時の「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の結果より厳しくなると考えられ

る事象とした。

これらの結果、安全性実証試験時考えられる事象は、すべて高温試験運転時に考えられる事象より結果が厳しくならないことが分った。したがって、申請書の添付書類十に代表事象を記載する必要はないが、循環機停止試験に対しては、原子炉スクラム信号の設定値の妥当性を確認する観点から、循環機停止試験中の1次冷却材流量の減少を選定した。

## 謝 詞

高温工学試験研究炉の安全性実証試験の計画の初期段階から御指導頂いた高温工学試験研究炉開発部斎藤伸三次長に深く感謝の意を表します。

また、安全性実証試験の試験方法を決定するに当り、多大なる御協力を頂いた高温工学試験研究炉開発部原子炉建設室川崎幸三氏及び滝田雅美氏に深く感謝の意を表します。さらに、AVRの安全性実証試験について終始丁寧な御指導を頂いた高温工学試験研究炉開発部原子炉建設室山下清信氏に厚く感謝致します。

## 参 考 文 献

- (1) 原研高温工学試験研究の現状(1988)。
- (2) 例えばM. Hirano, JAERI-M 82-028 (1982)。
- (3) 科学技術庁原子力安全調査室, 原子炉安全委員会安全審査指針集, 大成出版社(1984)。
- (4) 日本原子力研究所大洗研究所原子炉設置変更許可申請書〔HTTR(高温工学試験研究炉)原子炉施設の設置(1989)。
- (5) G. P. Ivans and K. J. Kruger, AVR; "Safety Related Experiences with AVR reactor", Specialists' Meeting on Gas-cooled Reactor Safety and Accident Analysis (1985)。
- (6) J. C. Cleavel and ORNL, ; "ORNL Analysis of AVR Performance and safety", Specialists' Meeting on Gas-cooled Reactor Safety and Accident Analysis (1985)。
- (7) 日野竜太郎他:私信。

## 謝 詞

高温工学試験研究炉の安全性実証試験の計画の初期段階から御指導頂いた高温工学試験研究炉開発部斎藤伸三次長に深く感謝の意を表します。

また、安全性実証試験の試験方法を決定するに当り、多大なる御協力を頂いた高温工学試験研究炉開発部原子炉建設室川崎幸三氏及び滝田雅美氏に深く感謝の意を表します。さらに、AVRの安全性実証試験について終始丁寧な御指導を頂いた高温工学試験研究炉開発部原子炉建設室山下清信氏に厚く感謝致します。

## 参 考 文 献

- (1) 原研高温工学試験研究の現状(1988)。
- (2) 例えばM. Hirano, JAERI-M 82-028(1982)。
- (3) 科学技術庁原子力安全調査室、原子炉安全委員会安全審査指針集、大成出版社(1984)。
- (4) 日本原子力研究所大洗研究所原子炉設置変更許可申請書〔HTTR(高温工学試験研究炉)原子炉施設の設置(1989)。
- (5) G. P. Ivans and K. J. Kruger, AVR; "Safety Related Experiences with AVR reactor", Specialists' Meeting on Gas-cooled Reactor Safety and Accident Analysis(1985)。
- (6) J. C. Clevel and ORNL, ; "ORNL Analysis of AVR Performance and safety", Specialists' Meeting on Gas-cooled Reactor Safety and Accident Analysis(1985)。
- (7) 日野竜太郎他：私信。