

JAERI-Tech

JP0250391

2002-059



## 高温工学試験研究炉（HTTR）の安全性実証試験計画

2002年8月

橋 幸男・中川 繁昭・竹田 武司・七種 明雄  
古澤 孝之・高松 邦吉・西原 哲夫・沢 和弘・伊与久 達夫

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

本レポートは、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、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、  
お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡  
東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division,  
Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-  
gun, Ibarakiken 319-1195, Japan.

## 高温工学試験研究炉（HTTR）の安全性実証試験計画

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

橋 幸男・中川 繁昭・竹田 武司・七種 明雄

古澤 孝之・高松 邦吉・西原 哲夫<sup>+</sup>・沢 和弘・伊与久 達夫

(2002年5月29日受理)

高温工学試験研究炉（HTTR）は、我が国初の高温ガス炉であり、高温ガス炉の技術基盤の確立と高度化のための試験研究並びに高温に関する先端的基礎研究に使用する。高温ガス炉技術の高度化の一環として、高温ガス炉固有の安全性を実証するために、安全性実証試験を行う。本報告は、HTTR の安全性実証試験計画について、特に、早期に実施する試験項目に重点を置いてまとめたものである。早期に実施する試験は、異常な過渡変化に相当する試験として実施する、制御棒引抜き試験及び1次冷却材流量低下試験である。制御棒引抜き試験では、炉心中央位置の制御棒1対を引抜くことにより、反応度投入事象を模擬する。また、1次冷却材流量低下試験では、循環機の停止（循環機3台中1台又は2台の停止）あるいは自動制御系により流量低下事象を模擬する。これらの試験の結果を踏まえ、さらに、冷却材喪失事故等を模擬した試験を計画しており、現在、検討を進めている。

試験で得られた実測データは、炉心動特性コード、プラント動特性コード等の安全評価コードの高精度化と検証に利用でき、国内外の将来高温ガス炉の安全設計・評価技術の確立に活用することができる。

## Safety Demonstration Test Plan of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)

Yukio TACHIBANA, Shigeaki NAKAGAWA, Takeshi TAKEDA, Akio SAIKUSA  
Takayuki FURUSAWA, Kuniyoshi TAKAMATSU, Tetsuo NISHIHARA<sup>+</sup>, Kazuhiro SAWA  
and Tatsuo IYOKU

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

(Received May 29, 2002)

The HTTR (High Temperature Engineering Test Reactor), which is the first high temperature gas-cooled reactor (HTGR) in Japan, will be utilized for establishment and upgrade of HTGR technologies as well as innovative basic researches on high temperature engineering. As for the upgrade of the HTGR technologies, safety demonstration tests of the HTTR will be carried out to verify inherent safety features of the HTGRs. This paper describes the safety demonstration test plan of the HTTR with emphasis on test items that will be conducted at an early stage: reactivity insertion tests (control rod withdrawal test) and coolant flow reduction tests. In the reactivity insertion tests, the central pair of the control rods is withdrawn, simulating reactivity insertion events, and in the coolant flow reduction tests, the primary coolant flow rate is reduced by automatic control system or by running down gas circulators (one or two gas circulators out of three gas circulators), simulating coolant reduction events. Moreover, accident simulation tests such as loss of coolant accident simulations have been considered to be conducted in the future based on these test results.

By comparison of experimental and analytical results, predictability of safety evaluation codes such as core and plant dynamics codes will be improved and verified, which will contribute to establish safety design and safety evaluation technologies of the HTGRs.

Keywords: HTGR, HTTR, Safety Demonstration Test, Inherent Safety, Reactivity Insertion,  
Coolant Flow Reduction, Loss of Coolant Accident

---

<sup>+</sup> Department of Advanced Nuclear Heat Technology

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. 高温工学試験研究炉（HTTR）の概要 .....	3
2. 1 原子炉本体 .....	3
2. 2 原子炉冷却設備 .....	3
2. 3 計測制御 .....	4
3. 安全性実証試験計画 .....	8
3. 1 全体計画 .....	8
3. 2 制御棒引抜き試験 .....	9
3. 3 流量部分喪失試験 .....	11
3. 4 循環機停止試験 .....	13
4. 結 言 .....	42
謝 辞 .....	42
参考文献 .....	42

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Outline of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) .....	3
2. 1 Reactor .....	3
2. 2 Cooling System .....	3
2. 3 Instrumentation and Control System .....	4
3. Safety Demonstration Test Plan .....	8
3. 1 Overall Test Plan .....	8
3. 2 Reactivity Insertion Test (Control Rods Withdrawal Test) .....	9
3. 3 Partial Loss of Coolant Flow Test .....	11
3. 4 Gas Circulators Trip Test .....	13
4. Conclusion .....	42
Acknowledgment .....	42
References .....	42

**This is a blank page.**

## 1. はじめに

高温工学試験研究炉（High Temperature Engineering Test Reactor：以下、HTTR という。）は、高温ガス炉技術の基盤の確立と高度化のための試験研究並びに高温での先端的照射研究を行う目的で、日本原子力研究所大洗研究所に建設された、原子炉出力 30 MW、原子炉出口ヘリウムガス温度最高 950°C の我が国初の高温ガス炉である。

HTTR は平成 10 年 11 月 10 日に初臨界に達した後、平成 11 年 9 月から出力上昇試験を開始し、平成 13 年 12 月 7 日に原子炉出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 850°C を達成した。平成 14 年 3 月 6 日には、定格運転（原子炉出口冷却材温度 850°C までの運転）の使用前検査合格証を取得した。今後、運転・試験経験を重ね、平成 15 年度には原子炉出口冷却材温度 950°C の達成を目指した高温試験運転を実施する予定である。

HTTR では、定格運転の合格証を取得後、各種の試験を行っていくこととしており、試験内容を以下の 4 つのカテゴリーに分類し、並行して検討を進めている。

### ① 安全性実証試験

高温ガス炉固有の安全性を実証するとともに、安全評価用コードの検証に資する。

### ② 基盤技術試験

HTTR の運転・保守等の経験から高温ガス炉の運転性能を把握する。

### ③ 核熱利用試験

HTTR と水素製造システムを接続し、核熱利用技術を実証する。

### ④ 高温照射試験

HTTR で照射試験を実施し、新素材や燃料の開発等を行う。

本報は、このうち①の安全性実証試験の計画についてまとめたものである。中でも早期に実施する 3 つの試験（制御棒引抜き試験及び 1 次系流量低下試験のうち流量部分喪失試験並びに循環機停止試験）について、より詳細な試験内容、試験条件、試験方法、事前解析結果を示した。

高温ガス炉開発は、1960 年代から OECD、独、米を中心に進められてきたが、1980 年代に、主に経済的な理由により高温ガス炉原型炉等の廃止が相次いだ。しかし、近年、高温ガス炉は、中小型炉のモジュール化による安全性・経済性向上への期待から見直され、我が国の HTTR 計画をトップランナーとして、発電・熱利用のための中国の試験炉 HTR-10 建設、南アフリカのガスタービン商用発電炉 PBMR 計画、商用発電と解体兵器からのプルトニウム燃焼を目的としたロシア及び米国の GT-MHR 計画等、多くの高温ガス炉プロジェクトが進められている。

HTTR の安全性実証試験により、高温ガス炉の安全性を実証することは、これらの国内外のプロジェクトにおける高温ガス炉技術の高度化に寄与する。具体的には、HTTR の安全性

実証試験で得られた実測データを利用して、炉心動特性コード、プラント動特性コード等の安全評価コードの高精度化と検証を行い、国内外の将来高温ガス炉の安全設計・評価技術の確立に活用する。

## 2. 高温工学試験研究炉（HTTR）の概要

### 2. 1 原子炉本体

HTTRは熱出力30MW、原子炉出口冷却材温度は、定格運転時850°C、高温試験運転時950°Cである（定格運転時と高温試験運転時では1次冷却材流量が異なる）。HTTRの基本仕様をTable 2.1に、原子炉本体の構造断面図をFig. 2.1に示す。原子炉本体は、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、その外周を制御棒案内ブロック、可動反射体ブロック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、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。

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、1対ごとにスタンダードパイプ内に設置する制御棒駆動装置の電動機駆動により上下に移動する。原子炉スクラム時には、制御棒は電磁クラッチの切り離しにより、重力によつて制御棒案内ブロックの1対の穴に落下挿入され、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には、炭化ホウ素と黒鉛を焼結した炭化ホウ素ペレットを制御棒案内ブ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。

### 2. 2 原子炉冷却設備

原子炉冷却設備は、Fig. 2.2に示すように、通常運転時に原子炉を冷却する主冷却設備及び原子炉スクラム時に原子炉の残留熱を除去する補助冷却設備と炉容器冷却設備からなる。

主冷却設備は、1次冷却設備、2次ヘリウム冷却設備及び加圧水冷却設備からなり、原子炉で発生した熱を最終的には加圧水冷却設備の加圧水空気冷却器により大気へ放散する。

1次冷却設備は、中間熱交換器（IHX : Intermediate Heat Exchanger）及び1次加圧水冷却器（PPWC : Primary Pressurized Water Cooler）により構成され、原子炉からの最高950°Cの1次冷却材は、高温二重管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。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（1次加圧水冷却器のみで約30MWの除熱を行う）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（1次加圧水冷却器で約20MW及び中間熱交換器で約10MWの除熱を行う）がある。

補助冷却設備は、原子炉がスクラムしたときに炉心からの残留熱を除去するための設備で、補助ヘリウム冷却系及び補助冷却水系からなる。

炉容器冷却設備（VCS : Vessel Cooling System）は、配管破断事故（減圧事故）のような主冷却設備及び補助冷却設備の循環経路を確保できない事故の場合に、原子炉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、炉容器冷却設備は、通常運転時の生体遮へい体コンクリートの冷却にも用いる。

### 2. 3 計測制御

原子炉制御装置は、原子炉出力、原子炉出口冷却材温度、1次冷却材流量等を制御するもので、原子炉出力制御装置、プラント制御装置等から構成される。原子炉制御装置の基本構成を Fig. 2.3 に示す。

原子炉出力制御装置は、原子炉出力を制御する原子炉出力制御系と、原子炉出口冷却材温度を一定に制御する原子炉出口温度制御系より構成される。プラント制御装置は、主冷却設備の起動・停止及び通常運転にかかる制御を行うとともに、通常運転時に起こり得る外乱に対して、温度、流量、差圧等のプロセス量を制御する原子炉入口温度制御系、1次冷却材流量制御系（中間熱交換器流量制御系及び1次加圧水冷却器流量制御系）、1次冷却材圧力制御系、1次・2次ヘリウム差圧制御系、加圧水温度制御系、1次冷却材・加圧水差圧制御系により構成される。

Table 2.1 HTTR の基本仕様

項目	仕 様
原子炉熱出力	30 MW
冷却材	ヘリウムガス
原子炉出口冷却材温度	850 °C (定格運転時) 950 °C (高温試験運転時)
原子炉入口冷却材温度	395 °C
1次冷却材圧力	4 MPa
冷却材質量流量	12.4 kg/s (定格運転時) 10.2 kg/s (高温試験運転時)
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/m <sup>3</sup>
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 1/4Cr - 1Mo 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)

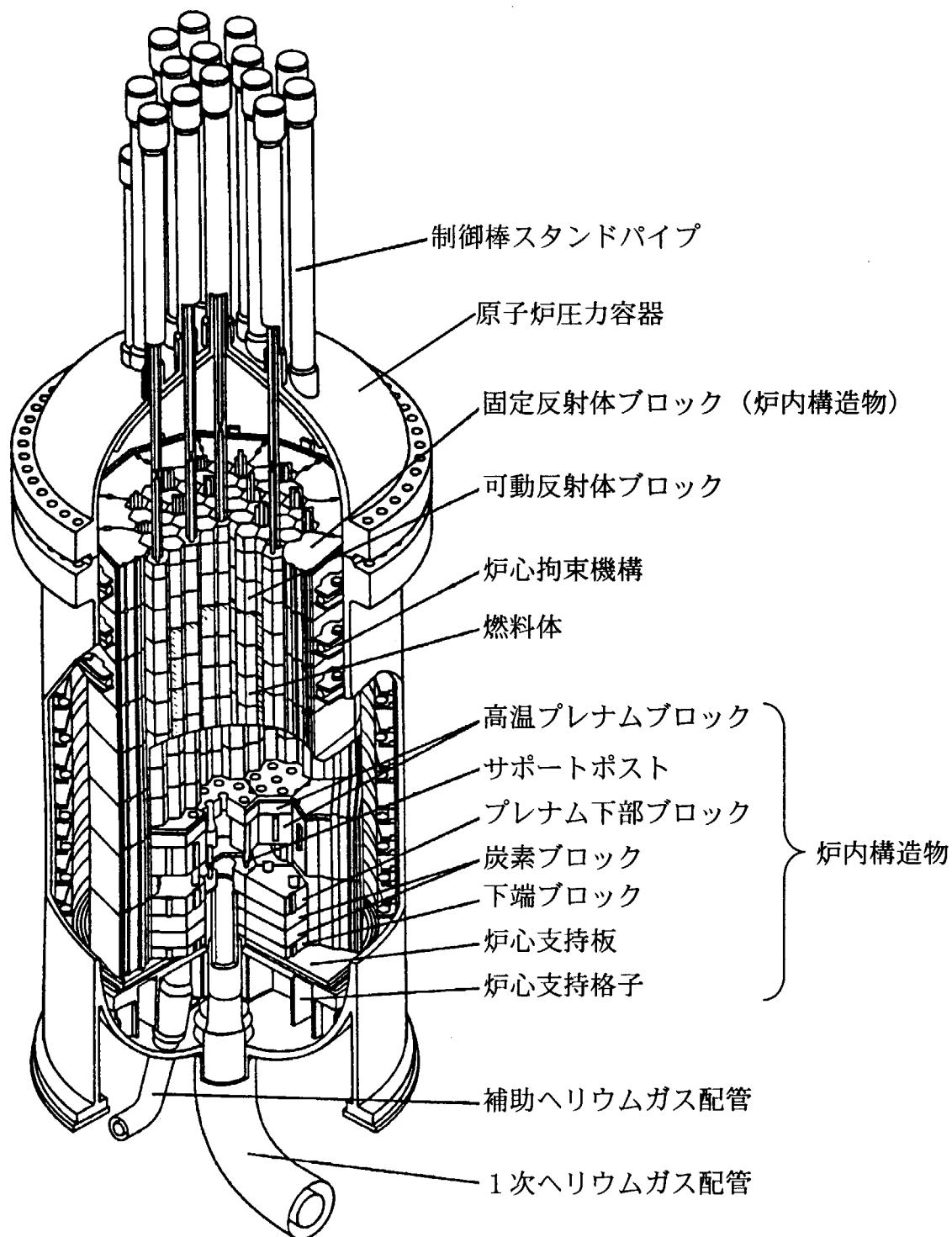


Fig. 2.1 原子炉本体の構造断面図

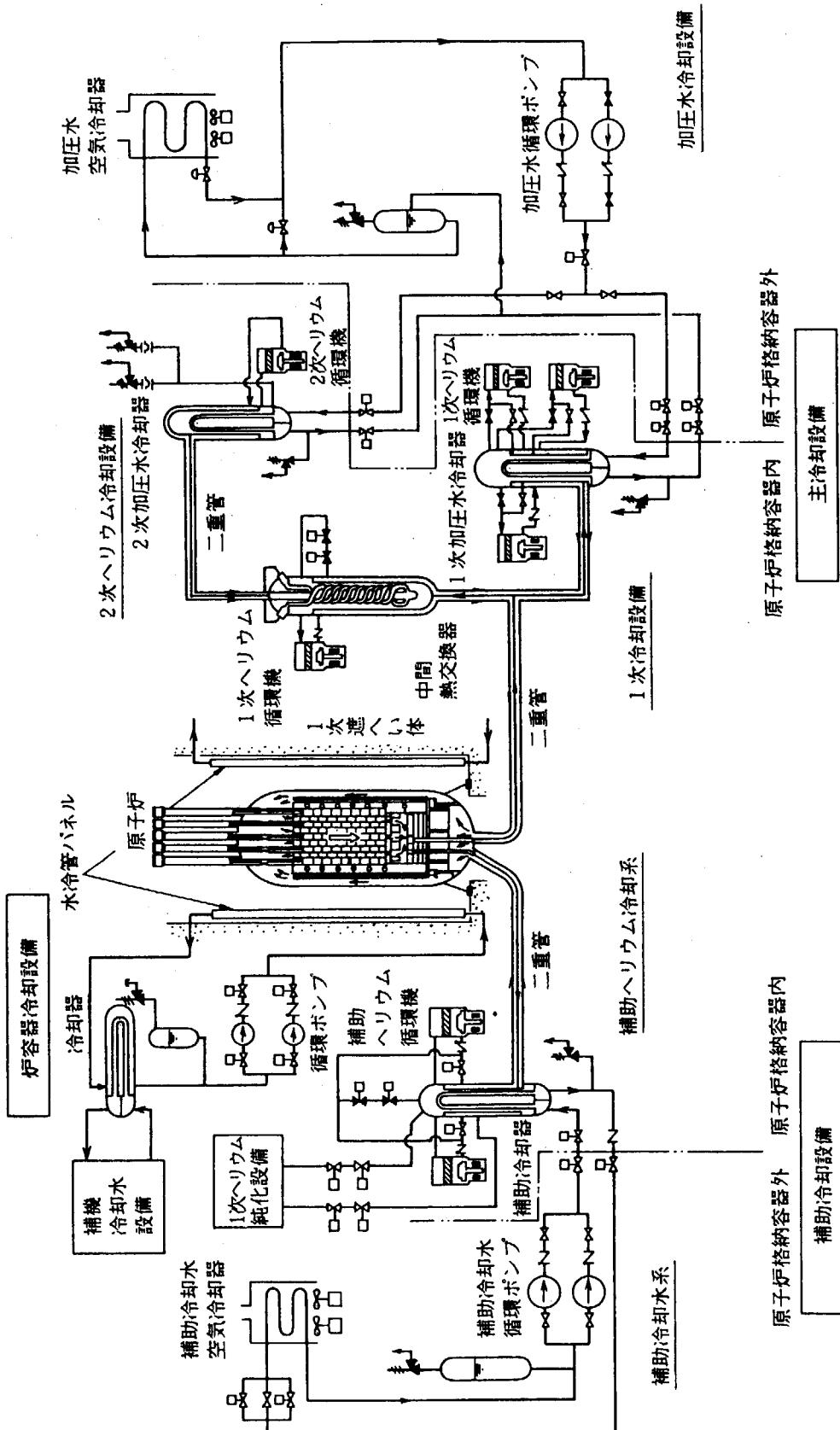


Fig. 2.2 原子炉冷却設備系統図

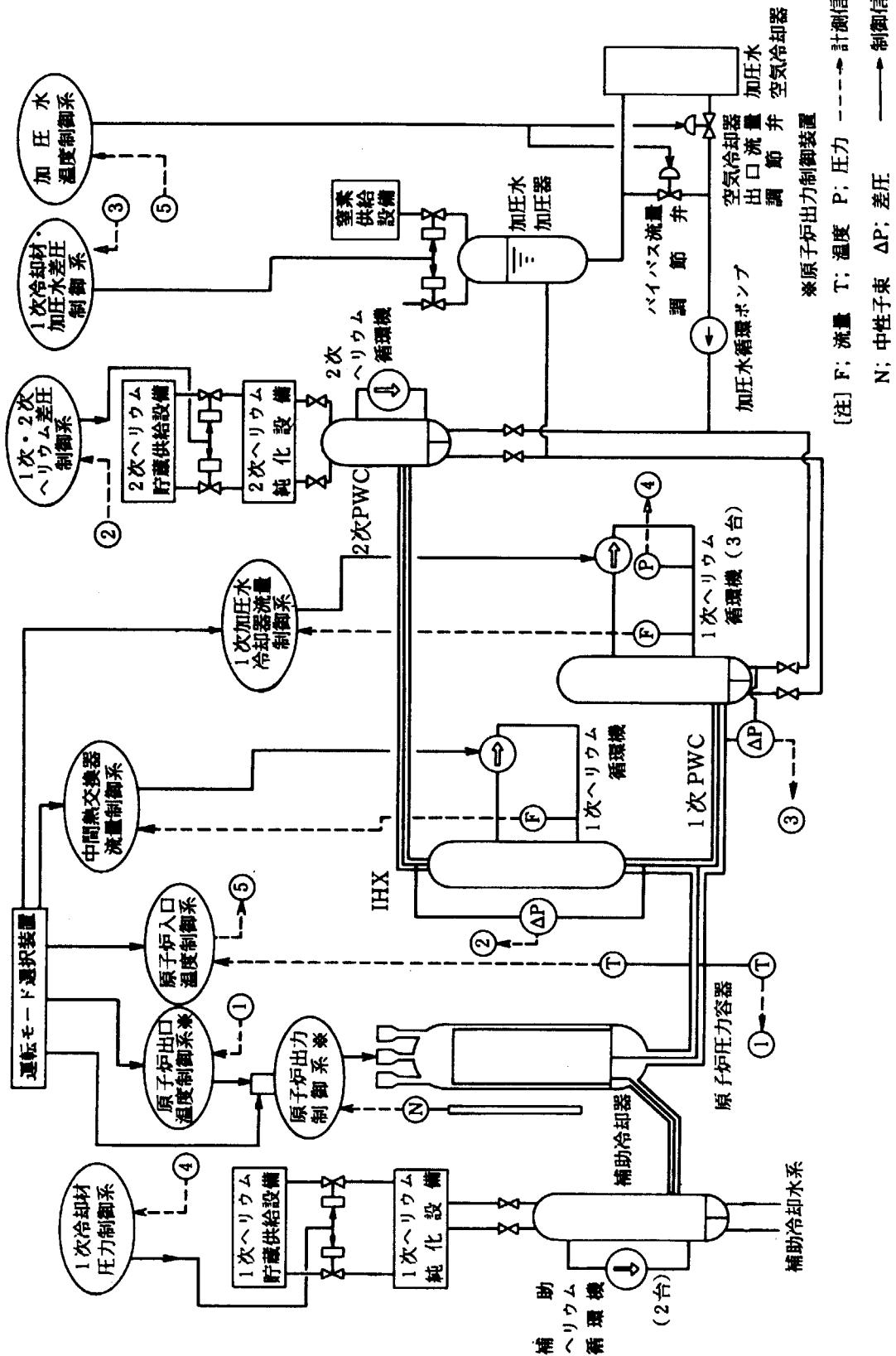


Fig. 2.3 原子炉制御装置の基本構成

### 3. 安全性実証試験計画

#### 3. 1 全体計画

安全性実証試験は、異常状態を模擬した試験を行うもので、本試験では HTTR を用いて高温ガス炉の安全性を示すとともに、異常時の原子炉挙動データを取得し、安全解析コードの精度を向上させ、高温ガス炉の安全設計・安全評価技術を確立することを目的とする。

試験は小さな異常状態の模擬から段階的に実施していく計画である。早期に実施する試験（以下、第 1 期安全性実証試験という）では、異常な過渡変化に相当する試験（但し、高温ガス炉の固有の安全性を利用して ATWS（Anticipated Transient Without Scram）とする）を実施する。第 1 期安全性実証試験は、平成 14 年度から平成 16 年度にかけて実施する予定であり、行政庁の許可を取得済みである。

第 1 期安全性実証試験の試験項目、試験目的、試験条件及び主な測定項目を Table 3.1 に示す。第 1 期安全性実証試験は、反応度投入事象を模擬した「制御棒引抜き試験」と 1 次冷却材流量低下事象を模擬した「1 次系流量低下試験」からなる。

1 次系流量低下試験は、原子炉出口温度制御系を切り離さない状態で、1 次冷却材流量制御系により流量の部分喪失を生じさせる「流量部分喪失試験」と、原子炉出力制御系を切り離し、1 次ヘリウム循環機を（PPWC 用の全 3 台中）1 台又は 2 台停止して強制循環冷却機能の部分喪失を生じさせる「循環機停止試験」に分類される。なお、これらは原子炉をスクラムさせない試験であり、炉心熱容量が大きく、負のフィードバック特性に優れている高温ガス炉の固有の安全性により原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、燃料温度の変化が緩慢であることを実証するものである。

第 1 期安全性実証試験以降に実施する試験項目（以下、第 2 期安全性実証試験という）を Table 3.2 に示す。第 2 期安全性実証試験については、第 1 期の試験結果に基づいて安全評価、原子炉設置変更許可申請等を行い、行政庁の許可を取得した後に実施することで検討を進めている。第 2 期安全性実証試験では、

- (1) 1 次系流量低下試験をさらに進め、PPWC 用 1 次ヘリウム循環機 3 台全てを停止し、1 次冷却材流量喪失事象を模擬する「循環機停止試験（1 次ヘリウム循環機 3 台停止）」
- (2) 1 次ヘリウム循環機 3 台全停止に加え、炉容器冷却設備（VCS）を停止、原子炉冷却設備が全て作動しない状態（All Blackout）をつくる「炉容器冷却系停止試験」
- (3) 1 次ヘリウム循環機 3 台全停止後、1 次冷却材の回収（減圧）を行い、苛酷事故に相当する冷却材喪失事故（減圧事故）を模擬する「減圧事故模擬試験」
- (4) 1 次冷却材流量を増加させ炉心の過冷却事象を模擬する「循環機回転数上昇試験」
- (5) 将来、水素製造システムを接続する予定の 2 次冷却系の負荷変動に対する応答特性を確認するための「2 次ヘリウム循環機回転数上昇・下降試験」
- (6) 1 次冷却材流量で原子炉出力制御を行うための「冷却材流量による原子炉出力制御試験」

を実施する計画である。第2期安全性実証試験の詳細については、別途、報告する予定である。

### 3. 2 制御棒引抜き試験

#### (a) 試験内容

制御棒引抜き試験は、原子炉出力制御系を切り離し、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、炉心の負の反応度フィードバック特性のみにより原子炉出力の急激な上昇が抑制され、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間、冷却材温度、炉内構造物温度等の変化が緩慢であることを実証する。

#### (b) 試験条件

制御棒引抜き試験の試験条件を以下に示す。

- ・運転モード : 定格運転・単独運転
- ・原子炉出力 : 30% (9MW)～80% (24MW) (初期値)、  
100% (30MW) 以下 (試験開始後)
- ・原子炉出口冷却材温度 : 850°C 以下
- ・引抜き対象制御棒 : 中心制御棒
- ・制御棒引抜き速度 : 5mm/s (高速)、1mm/s (低速)  
(反応度添加率 :  $1.2 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ ,  $2.4 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$ )
- ・制御棒引抜き量 : 20mm、40mm (最大引抜き量は 50mm まで)  
(添加反応度 :  $4.9 \times 10^{-4} \Delta k/k$ ,  $9.8 \times 10^{-4} \Delta k/k$ )
- ・原子炉出力制御系のみを切り離す。

具体的な試験ケースについて、Table 3.3 に示す。

#### (c) 試験方法

##### (1) 運転上の制限

HTTR に関する原子炉設置変更許可申請書では、第1期安全性実証試験を特殊運転と定義し、運転上の制限を定めている<sup>(1, 2)</sup>。

特殊運転時の初期条件としては、原子炉出力 30MW 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。

HTTR では、このような特殊運転の運転上の制限を満足させるために、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している。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他の 2 つの試験のものとあわせて、Table 3.4 に示す。

制御棒引抜き試験の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

30%～80%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駆動電源を遮断し、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 20mm から 50mm 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せず、中央位置の制御棒が 50mm 以上引抜かれないように制限する。

## (2) 試験手順

制御棒引抜き試験の試験手順を Fig. 3.1 に示す。また、試験手順のうち特に重要な項目を以下に示す。

- ① 制御棒を引抜く場合は、原子炉出力、制御棒位置等の変化を注意深く監視し、異常と判断される場合には、制御棒を挿入する等必要な処置をとる。
- ② 運転モード選択装置を解除する場合は、全制御棒位置の相対偏差が許容範囲内にあることを確認する。
- ③ 運転モード選択装置の解除時には、全制御棒の駆動電源が復旧し、制御棒パターンインターロックの設定値が、通常時の設定になっていることを確認する。

## (d) 事前評価

事前評価には、高温ガス炉用プラント動特性解析コード ACCORD<sup>(3)</sup>を使用した。定格原子炉出力 30MW の 30% (9MW) の状態から、中心制御棒を引き抜き速度 5mm/s で 40mm 引抜いた場合の原子炉の挙動を Fig. 3.2 から Fig. 3.4 に示す。なお、中心制御棒の反応度価値曲線については Fig. 3.5 に示すとおりである。事前評価においては、中心制御棒の反応度価値曲線から最大反応度添加率を  $1.2 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$  とした。また、解析に使用した動特性パラメータは、下記のとおりである。

即発中性子寿命 :  $7.3 \times 10^{-4}$  s (燃焼 0 日)<sup>(4)</sup>

遅発中性子生成割合 :  $6.5 \times 10^{-3}$  (燃焼 0 日)<sup>(4)</sup>

温度係数 : Table 3.5 の燃焼 0 日の値<sup>(5)</sup>

以下に、解析結果について述べる。

試験の開始（試験開始は図中の時間 1 分の時点）と同時に、中心制御棒を引き抜くことにより正の反応度を添加する。原子炉出力制御系を作動させていないので、制御系の制御棒挿入動作による反応度補償がなく原子炉出力が上昇するが、炉心温度の上昇に伴う温度効果により負の反応度が添加され原子炉出力の上昇は抑制される。Fig. 3.2 に示すように原子炉出力は約 45%まで上昇するが、その後は下降に転じ、中心制御棒の引き抜きにより添加された反応度を補償するような炉心温度となる原子炉出力（約 33%）に落ち着く。試験中の燃料最高温度は初期値 530°C から約 577°C までに上昇する。なお、燃料コンパクトの熱容量の影響及び燃料コンパクトから周囲の構造材への熱の逃げの遅れから、燃料最高温度

は原子炉出力が最大となってから 20 秒程度遅れて最大となる。Fig. 3.3 に 1 次冷却材温度の変化を示す。原子炉入口温度は約 2°C の温度上昇があるが、原子炉入口温度制御系の動作により初期値に復帰する変化を示している。原子炉出口温度は、熱容量の大きな炉床部構造材の影響により緩やかに温度上昇している。Fig. 3.4 に反応度の変化を示す。中心制御棒の引き抜きにより、10 秒間で  $9.8 \times 10^{-4} \Delta k/k$  の反応度が添加されるが、燃料温度の上昇に伴うドップラー効果及び減速材温度の上昇に伴う反応度効果により、負の反応度が添加される。図から明らかなように制御棒の引き抜きにより添加される反応度と温度効果による負の反応度が釣り合うのは、試験開始から約 4 分後となっており、この時点で原子炉出力はほぼ一定値となる。

試験時の出力上昇が、保守的に大きくなるように動特性パラメータを下記のとおり設定した解析結果を Fig. 3.6 から Fig. 3.8 に示す。

即発中性子寿命 :  $6.7 \times 10^{-4}$  s (燃焼 110 日 : 燃焼 660 日間の最小値) <sup>(4)</sup>

遅発中性子生成割合 :  $4.7 \times 10^{-3}$  (燃焼 660 日 : 燃焼 660 日間の最小値) <sup>(4)</sup>

温度係数 : Table 3.5 の燃焼 660 日の値<sup>(5)</sup>

図に示すとおり、保守的な条件においても原子炉出力は初期値 30% から約 51% まで、燃料温度は約 603°C までの上昇にとどまる。

### 3. 3 流量部分喪失試験

#### (a) 試験内容

流量部分喪失試験は、原子炉出口温度制御系を切り離さない状態、すなわち定格運転時の制御系作動状態のまま、1 次冷却材流量制御系により流量の部分喪失を生じさせる。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、原子炉が安定に所定の状態に落ち着くことを実証する。

#### (b) 試験条件

流量部分喪失試験の試験条件を以下に示す。

- ・運転モード : 定格運転・単独運転
- ・原子炉出力 : 30% (9MW) ~ 100% (30MW)  
(初期値、試験開始後)
- ・原子炉出口冷却材温度 : 850°C 以下
- ・対象循環機 : 1 次加圧水冷却器用循環機 A~C 号機
- ・流量変化量 : -2%、-4%  
(原子炉スクラム点は定格流量の 93%)
- ・流量変化時の循環機回転数の変化率 :  $100 \text{ min}^{-1}/\text{s}$   
(現状設備の設定、流量換算で 0.2t/hr/s 程度)

具体的な試験ケースについて、Table 3.6 に示す。

## (c) 試験方法

## (1) 運転上の制限

Table 3.4 に示した流量部分喪失試験の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% の範囲のみで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。

## (2) 試験手順

流量部分喪失試験の試験手順を Fig. 3.9 に示す。流量変化量については、段階的に大きく設定する。

## (d) 事前評価

事前評価には、高温ガス炉用プラント動特性解析コード ACCORD<sup>(3)</sup>を使用した。定格原子炉出力 30MW の状態で、1 次冷却材流量を定格の 100% から 96% に部分喪失させた場合の原子炉の挙動を Fig. 3.10 から Fig. 3.12 に示す。なお、本事前解析においては、1 次冷却材流量を部分喪失させた時の流量変化率を 0.4%/sec としている（すなわち、10 秒間で 1 次冷却材流量を 100% から 96% に部分喪失させている）。また、解析に使用した動特性パラメータは、下記のとおりである。

即発中性子寿命 :  $7.3 \times 10^{-4}$  s (燃焼 0 日)<sup>(4)</sup>

遅発中性子生成割合 :  $6.5 \times 10^{-3}$  (燃焼 0 日)<sup>(4)</sup>

温度係数 : Table 3.5 の燃焼 0 日の値<sup>(5)</sup>

以下に、解析結果について述べる。

Fig. 3.10 及び Fig. 3.11 に原子炉出力、燃料温度及び反応度の変化を示す。1 次冷却材流量の減少（試験開始は図中の時間 1 分の時点）により炉心温度が上昇し、温度効果により負の反応度が添加され原子炉出力は約 98% まで減少する。Fig. 3.12 に 1 次冷却材温度の変化を示す。原子炉出口温度は熱容量の大きな炉床部構造材の影響により緩やかに変化し約 859°C まで上昇するが、原子炉出口温度制御系が作動しているのでその後は下降し、制御目標値である 850°C に制御される。流量が減少し、原子炉出口温度が約 850°C に制御されるので、原子炉出力及び原子炉入口温度は系統の熱収支がとれるように下降する。試験中の燃料最高温度は、1 次冷却材流量の減少に従って緩やかに上昇し初期値 1300°C から約 1320°C に達した後下降する。なお、HTTR における原子炉出口温度の警報設定値が 859°C であり、4% の流量喪失の場合は試験中に警報が発報する可能性があることから、本試験を実施するにあたっては、2% 程度の小さな流量喪失により原子炉出口温度の上昇を見極めながら進める必要がある。

### 3. 4 循環機停止試験

#### (a) 試験内容

循環機停止試験（1次ヘリウム循環機を2台まで停止）は、原子炉出力制御系を切り離し、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生じさせる。この試験により、原子炉保護設備が通常の流量設定値で作動しない場合でも、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力が低下し、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間、冷却材温度、炉内構造物温度等の変化が緩慢であることを実証する。

なお、循環機停止試験時においては、「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」信号のスクラム設定値の変更を運転モード選択装置に連動して行う。

#### (b) 試験条件

循環機停止試験（1次ヘリウム循環機を2台まで停止）の試験条件を以下に示す。

- ・運転モード : 定格運転・単独運転
- ・原子炉出力 : 30% (9MW)～100% (30MW)  
(初期値、試験開始後)
- ・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)
- ・停止対象循環機 : 1次加圧水冷却器用循環機 A～C号機
- ・循環機停止台数 : 1台及び2台のケースについて実施
- ・原子炉出力制御系のみを切り離す。なお、停止対象ではない循環機については流量制御を継続させる。また、試験終了後は原子炉の状態を試験開始前の状態に復帰させる。

具体的な試験ケースについて、Table 3.7 に示す。

#### (c) 試験方法

##### (1) 運転上の制限

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、原子炉出力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。すなわち、Table 3.4 に示した循環機停止試験の運転モード選択装置の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、原子炉出力制御系を自動に切り替えた後に、制御棒の急激な動作が起こらないようにする。

## (2) 試験手順

循環機停止試験の試験手順を Fig. 3.14 に示す。また、試験手順のうち特に重要な項目を以下に示す。

- 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 運転モード選択装置の投入に連動して、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 1次冷却材流量制御系は、切り離さずに循環機を停止させる。1次冷却材流量制御系を切り離すことにより、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。
- ④ 循環機の停止試験からの復帰動作は、停止した循環機を 1台づつ最低の回転数（約 3000 min<sup>-1</sup>）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所定の時間をかけて戻すことにより、原子炉の挙動が安定な状態に維持できるようにする。
- ⑤ 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運転モード選択装置を解除する。
- ⑥ 運転モード選択装置の解除時には、全制御棒の駆動電源が復旧していることを確認する。

## (d) 事前評価

事前評価には、高温ガス炉用プラント動特性解析コード ACCORD<sup>(3)</sup>を使用した。定格原子炉出力 30MW の状態で、1次ヘリウム循環機を 2台停止させた場合の原子炉の挙動を Fig.3.15 から Fig. 3.18 に示す。なお、解析に使用した動特性パラメータは、下記のとおりである。

即発中性子寿命 :  $7.3 \times 10^{-4}$  s (燃焼 0 日)<sup>(4)</sup>

遅発中性子生成割合 :  $6.5 \times 10^{-3}$  (燃焼 0 日)<sup>(4)</sup>

温度係数 : Table 3.5 の燃焼 0 日の値<sup>(5)</sup>

以下に、解析結果について述べる。

Fig. 3.15 に 1次冷却材流量の変化を示す。試験の開始（試験開始は図中の時間 1 分の時点）と同時に 2台のヘリウム循環機が停止するので、1次冷却材流量はヘリウム循環機のフリーコーストダウン特性にしたがって減少する。残り 1台のヘリウム循環機は流量制御系を作動させた状態で運転を継続するので、1次冷却材流量は最終的には初期の 33%の状態で

一定値となる。Fig. 3.16 及び Fig. 3.17 に原子炉出力、燃料温度及び反応度の変化を示す。1 次冷却材流量の減少により炉心温度が上昇し、温度効果により負の反応度が添加され原子炉出力は約 35%まで減少する。また、試験中の燃料最高温度は、ヘリウム循環機の停止直後に初期値 1300°C から約 1316°C まで上昇した後下降し、最終的には 1290°C 程度で一定になる。ヘリウム循環機の 2 台停止の場合には、原子炉出力が定格の 100%から 35%まで 10 分程度の間に急激に変化するので、中性子束の低下に伴うキセノンの蓄積により負の反応度が投入される。Fig. 3.18 に 1 次冷却材温度の変化を示す。本事前解析では原子炉入口温度制御系を作動させていないので、原子炉入口温度は試験開始して 1 次冷却材流量が減少してから約 30 分後に初期値 395°C から約 270°C まで下降する。原子炉出口温度は、試験開始直後に初期値 850°C から約 857°C まで上昇するが、その後は緩やかに下降する。

Table 3.1 第1期安全性実証試験計画

試験項目	試験目的	試験条件	主な測定項目
制御棒引抜き試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>反応度投入事象に対する高温ガス炉の緩慢な応答及び安全な終息を実証</li> <li>炉心動特性コードの予測精度向上のためのデータ取得 (高温ガス炉の安全設計・安全評価技術の確立) (国内外の高温ガス炉開発に利用)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>定格・単独運転モード</li> <li>原子炉出力 30%～80%で、段階的に実施</li> <li>制御棒引抜速度、引抜量がパラメータ</li> <li>原子炉出力制御系を切離し、ATWSとする</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉出力</li> <li>1次冷却材温度</li> <li>炉内構造物温度</li> <li>反応度</li> <li>(炉心温度は解析による)</li> </ul>
流量部分喪失試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>流量低下事象に対する自動制御系の応答を確認し、高温ガス炉の緩慢な応答と自動制御系の動作による事象の安全終息を実証</li> <li>プラント動特性コードの予測精度向上のためのデータ取得 (高温ガス炉の安全設計・安全評価技術の確立) (国内外の高温ガス炉開発に利用)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>定格・単独運転モード</li> <li>原子炉出力 30%～100%で段階的に実施</li> <li>冷却材流量の変化量、変化率がパラメータ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉出力</li> <li>1次冷却材温度</li> <li>1次冷却材流量</li> <li>反応度</li> <li>(炉心温度は解析による)</li> </ul>
循環機停止試験 (2台までの停止)	<ul style="list-style-type: none"> <li>流量低下事象に対する高温ガス炉の緩慢な応答及び安全な終息を実証</li> <li>炉心動特性コード及びプラント動特性コードの予測精度向上のためのデータ取得 (高温ガス炉の安全設計・安全評価技術の確立) (国内外の高温ガス炉開発に利用)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>定格・単独運転モード</li> <li>原子炉出力 30%～100%で段階的に実施 (原子炉停止状態で予備試験を実施)</li> <li>PPWC用循環機の停止台数は1台及び2台</li> <li>原子炉出力制御系を切離し、ATWSとする</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉出力</li> <li>1次冷却材温度</li> <li>1次冷却材流量</li> <li>炉内構造物温度</li> <li>RPV 温度</li> <li>VCS パネル温度</li> <li>反応度</li> <li>(炉心温度は解析による)</li> </ul>

Table 3.2 第2期安全性実証試験計画（1／3）

試験項目	試験目的	試験条件	主な測定項目
循環機停止試験 (3台停止)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・流量喪失事象に対する高温ガス炉の緩慢な応答及び安全な終息を実証</li> <li>・RPVからの放熱をモデル化した炉心動特性コードの予測精度向上のためのデータ取得</li> <li>・高温ガス炉の安全設計・安全評価技術の確立</li> <li>・(国内外の高温ガス炉開発に利用)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・定格・単独運転モード</li> <li>・原子炉出力 30%～100%で段階的に実施</li> <li>・PPWC用循環機の停止台数は3台</li> <li>・原子炉出力制御系を切離す(低出力の試験では、制御棒を挿入する試験も実施し(補助系は起動しない)、VCSによる残留熱除去運動を調べる)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉出力</li> <li>・1次冷却材温度</li> <li>・1次冷却材流量</li> <li>・炉内構造物温度</li> <li>・RPV 温度</li> <li>・VCS パネル温度</li> <li>・反応度</li> <li>・(炉心温度、炉内自然循環流量は解析による)</li> </ul>
炉容器冷却系停止試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉容器冷却設備(VCS)が機能を喪失した場合の高温ガス炉の緩慢な応答及び安全な終息を実証</li> <li>・2系統停止時の安全な終息を実証し、VCSの非工学的安全設備化を図る</li> <li>・RPVからの放熱をモデル化した炉心動特性コードの予測精度向上のためのデータ取得</li> <li>・(高温ガス炉の安全設計・安全評価技術の確立)</li> <li>・(国内外の高温ガス炉開発に利用)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・定格・単独運転モード</li> <li>・原子炉出力 30%程度で実施</li> <li>・PPWC用循環機 3台を停止</li> <li>・VCSの循環ポンプ停止系統数は1系統または2系統</li> <li>・原子炉出力制御系を切離す</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉出力</li> <li>・1次冷却材温度</li> <li>・1次冷却材流量</li> <li>・炉内構造物温度</li> <li>・RPV 温度</li> <li>・コンクリート温度</li> <li>・VCS パネル温度</li> <li>・反応度</li> <li>・(炉心温度、炉内自然循環流量は解析による)</li> </ul>

Table 3.2 第2期安全性実証試験計画（2／3）

試験項目	試験目的	試験条件	主な測定項目
減圧事故模擬試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材喪失事故に対する高温ガス炉の緩慢な応答及び安全な終息を実証</li> <li>RPVからの放熱をモデル化した炉心動特性コードの予測精度向上のためのデータ取得（高温ガス炉の安全設計・安全評価技術の確立（国内外の高温ガス炉開発に利用））</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>定格・単独運転モード</li> <li>原子炉出力 50%程度で実施</li> <li>PPWC用循環機3台を停止</li> <li>減圧後の圧力は低圧（1MPa程度）と大気圧の2ケース</li> <li>原子炉出力制御系を切離す（制御棒を挿入する試験も実施し（補助系は起動しない）、VCSによる残留熱除去挙動を調べる）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉出力</li> <li>1次冷却材温度</li> <li>1次冷却材流量</li> <li>炉内構造物温度</li> <li>RPV温度</li> <li>VCSパネル温度</li> <li>FP沈着分布</li> <li>反応度</li> <li>（炉心温度、炉内自然循環流量は解析による）</li> </ul>
循環機回転数上昇試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>流量増加（炉心過冷却）事象に対する高温ガス炉の緩慢な応答及び安全な終息を実証</li> <li>炉心動特性コード及びプラント動特性コードの予測精度向上のためのデータ取得（高温ガス炉の安全設計・安全評価技術の確立（国内外の高温ガス炉開発に利用））</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>定格・単独運転モード</li> <li>原子炉出力 30%～80%で、段階的に実施</li> <li>循環機回転数の変化量、変化率がパラメータ</li> <li>原子炉出力制御系を切離し、ATWSとする</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉出力</li> <li>1次冷却材温度</li> <li>1次冷却材流量</li> <li>反応度</li> <li>（炉心温度は解析による）</li> </ul>

Table 3.2 第2期安全性実証試験計画（3／3）

試験項目	試験目的	試験条件	主な測定項目
2次ヘリウム循環機回転数上昇・下降試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2次系の負荷変動に対する高溫ガス炉の緩慢な応答及び安全な終息を実証</li> <li>・プラント動特性コードの予測精度向上のためのデータ取得 (核熱利用施設接続の評価に利用) (国内外の高溫ガス炉開発に利用)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・定格・並列運転モード</li> <li>・原子炉出力 80%程度で実施</li> <li>・2次ヘリウム循環機回転数の変化量、変化率がバラメータ</li> <li>・2次冷却材流量</li> <li>・反応度</li> <li>・(炉心温度は解析による)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉出力</li> <li>・1次/2次冷却材温度</li> <li>・炉内構造物温度</li> <li>・反応度</li> </ul>
冷却材流量による原子炉出力制御試験	<ul style="list-style-type: none"> <li>・制御棒を用いた冷却材流量のみで原子炉出力の制御を試み、制御棒構造を単純化した安全な将来型高溫ガス炉の開発に資する</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・定格・単独運転モード</li> <li>・原子炉出力 30～50%で段階的に実施</li> <li>・原子炉出力制御系を切離す</li> <li>・出力領域中性子束の制御偏差信号をPPWC 流量制御系(循環機の回転数)の指令信号とすることで制御</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉出力</li> <li>・1次冷却材温度</li> <li>・1次冷却材流量</li> <li>・炉内構造物温度</li> <li>・反応度</li> <li>・(炉心温度は解析による)</li> </ul>

Table 3.3 制御棒引抜き試験の試験ケース（案）

ケース	原子炉出力 初期値	制御棒 引抜き速度	制御棒 引抜き量	添加反応度	反応度添加率
9MW-1	9 MW	1 mm/s	20 mm	$4.9 \times 10^{-4} \Delta k/k$	$2.4 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$
9MW-2			40 mm	$9.8 \times 10^{-4} \Delta k/k$	
9MW-3		5 mm/s	20 mm	$4.9 \times 10^{-4} \Delta k/k$	$1.2 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$
9MW-4			40 mm	$9.8 \times 10^{-4} \Delta k/k$	
15MW-1	15MW	1 mm/s	20 mm	$4.9 \times 10^{-4} \Delta k/k$	$2.4 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$
15MW-2			40 mm	$9.8 \times 10^{-4} \Delta k/k$	
15MW-3		5 mm/s	20 mm	$4.9 \times 10^{-4} \Delta k/k$	$1.2 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$
15MW-4			40 mm	$9.8 \times 10^{-4} \Delta k/k$	
18MW-1	18MW	1 mm/s	20 mm	$4.9 \times 10^{-4} \Delta k/k$	$2.4 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$
18MW-2			40 mm	$9.8 \times 10^{-4} \Delta k/k$	
18MW-3		5 mm/s	20 mm	$4.9 \times 10^{-4} \Delta k/k$	$1.2 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$
18MW-4			40 mm	$9.8 \times 10^{-4} \Delta k/k$	
24MW-1	24MW	1 mm/s	20 mm	$4.9 \times 10^{-4} \Delta k/k$	$2.4 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$
24MW-2			40 mm	$9.8 \times 10^{-4} \Delta k/k$	
24MW-3		5 mm/s	20 mm	$4.9 \times 10^{-4} \Delta k/k$	$1.2 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$
24MW-4			40 mm	$9.8 \times 10^{-4} \Delta k/k$	

Table 3.4 運転モード選択装置の機能

試験項目	投入条件	解除条件	投入後の機能
制御棒 引抜き試験	(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 30~80% 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。
流量部分喪失試験	(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。
循環機 停止試験	(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 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」、「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。

Table 3.5 解析に使用した温度係数

燃焼 0 日		燃焼 660 日	
ドプラ効果		ドプラ効果	
温度	反応度係数 $\times 10^5 \Delta k/k^\circ C$	温度	反応度係数 $\times 10^{-5} \Delta k/k^\circ C$
300	-3.8	300	-5.9
400	-3.7	400	-6.4
500	-3.3	500	-6.6
600	-3.0	600	-7.0
700	-2.8	700	-6.8
800	-2.3	800	-6.8
900	-2.0	900	-6.8
1000	-1.8	1000	-6.9
1100	-2.1	1100	-7.5
1200	-1.9	1200	-7.8
1300	-1.9	1300	-7.8
1400	-1.8	1400	-8.3

Table 3.6 流量部分喪失試験の試験ケース（案）

ケース	原子炉出力 初期値	喪失流量 (定格流量に対する割合)	循環機回転数制御設定値 変化率上限リミッタの設定 <sup>(注)</sup>
9MW-1	9 MW	2 %	100 min <sup>-1</sup> /s
9MW-2		4 %	
9MW-3		2 %	制限なし
9MW-3		4 %	
18MW-1	18MW	2 %	100 min <sup>-1</sup> /s
18MW-2		4 %	
24MW-1	24MW	2 %	100 min <sup>-1</sup> /s
24MW-2		4 %	
30MW-1	30MW	2 %	100 min <sup>-1</sup> /s
30MW-2		4 %	

(注) 流量変化率の変更については、1次冷却材流量制御系の循環機回転数制御回路における回転数設定値の変化率上限リミッタの設定を変更することで実施する。制御系の通常設定の場合は  $100 \text{ min}^{-1}/\text{s}$  であり、制限なしの場合は Fig. 3.13 に示すような流量変化となる。

Table 3.7 循環機停止試験の試験ケース（案）

ケース	原子炉出力 初期値	循環機停止台数
9MW-1	9 MW	1 台
9MW-2		2 台
18MW-1	18MW	1 台
18MW-2		2 台
24MW-1	24MW	1 台
24MW-2		2 台
30MW-1	30MW	1 台
30MW-2		2 台

注) 原子炉停止状態で予備的試験を行う。

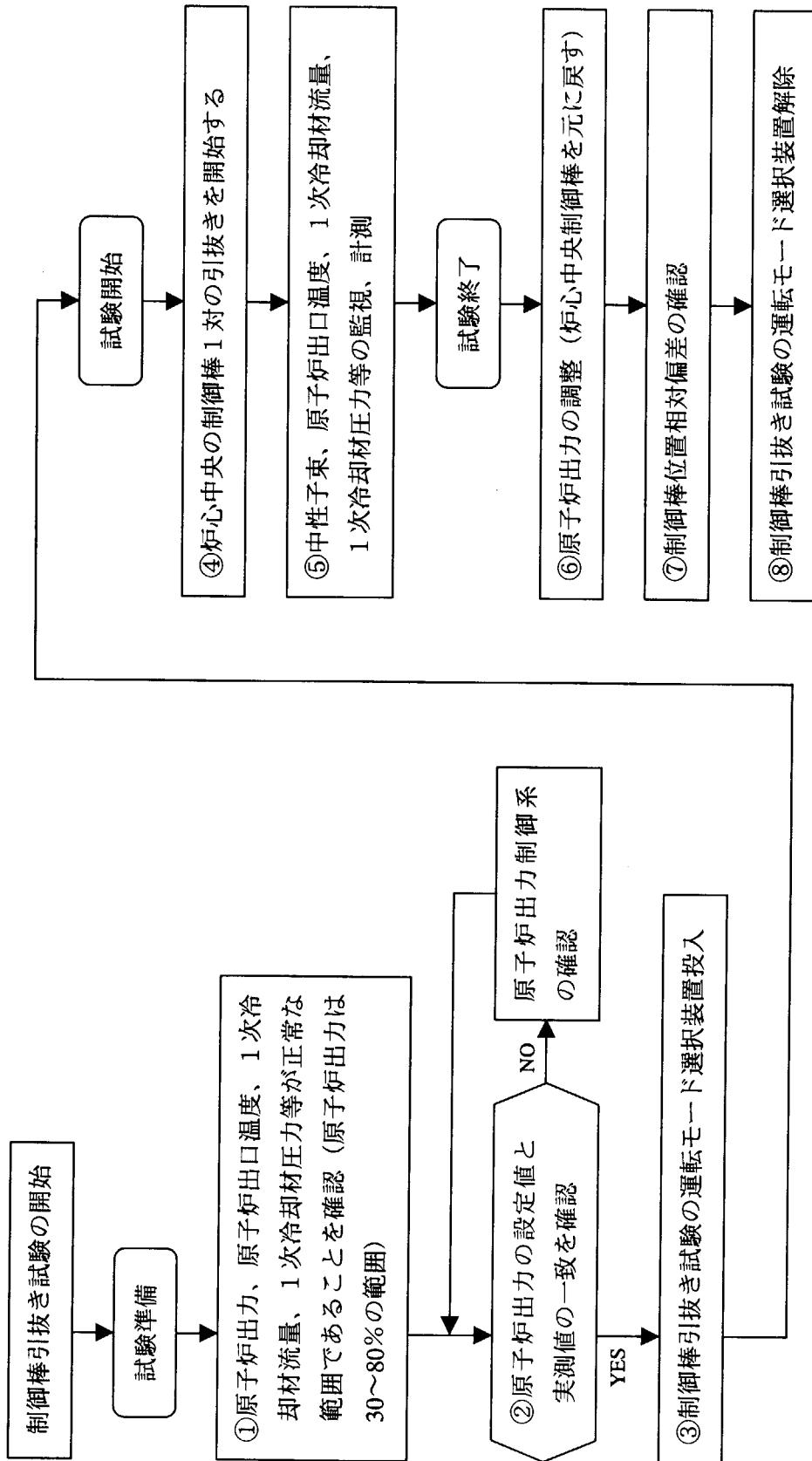


Fig. 3.1 制御棒引抜き試験の試験手順

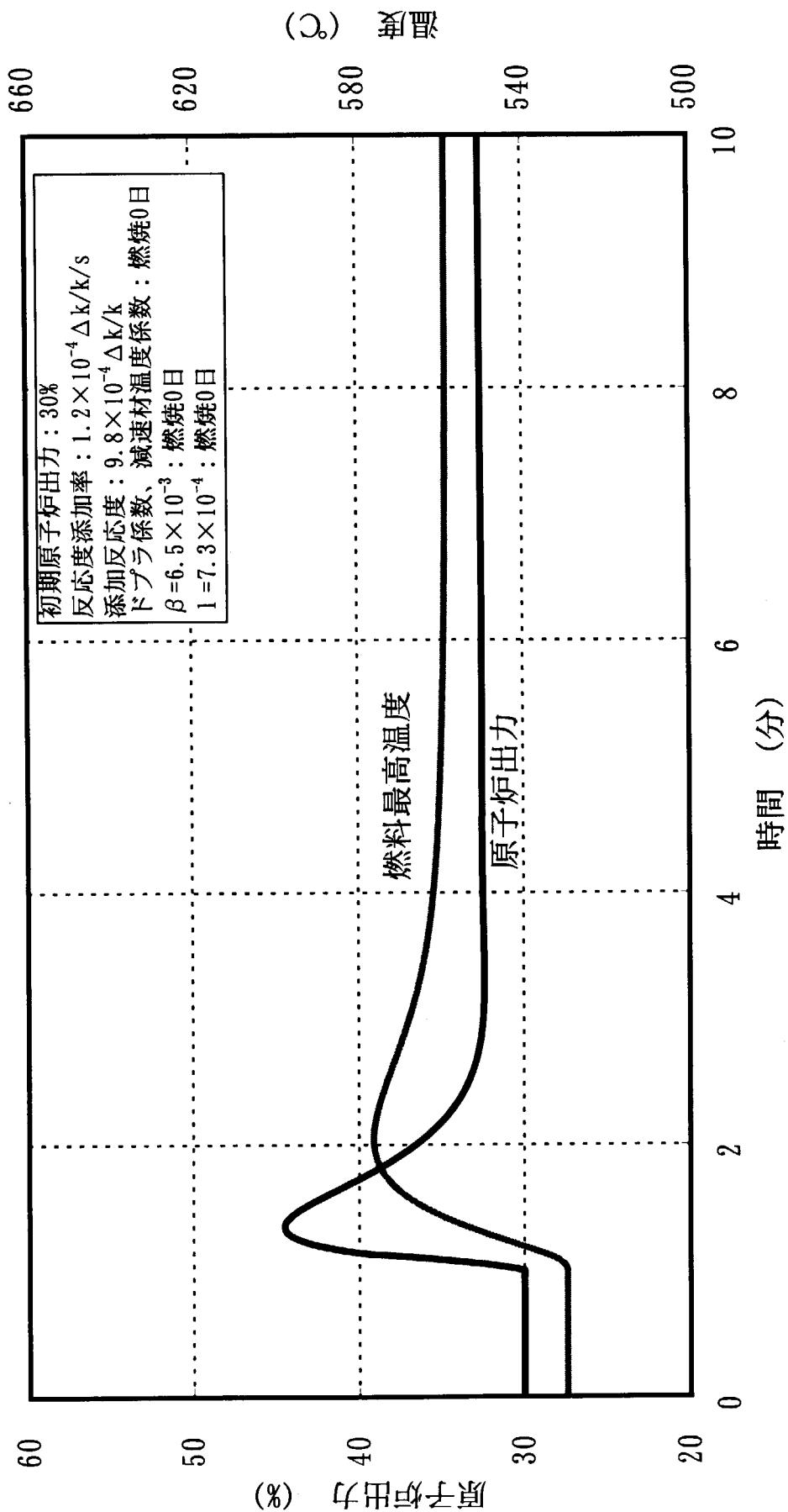


Fig. 3. 2 制御棒引き抜き試験時の原子炉の挙動 (1)  
(燃料最高温度と原子炉出力)

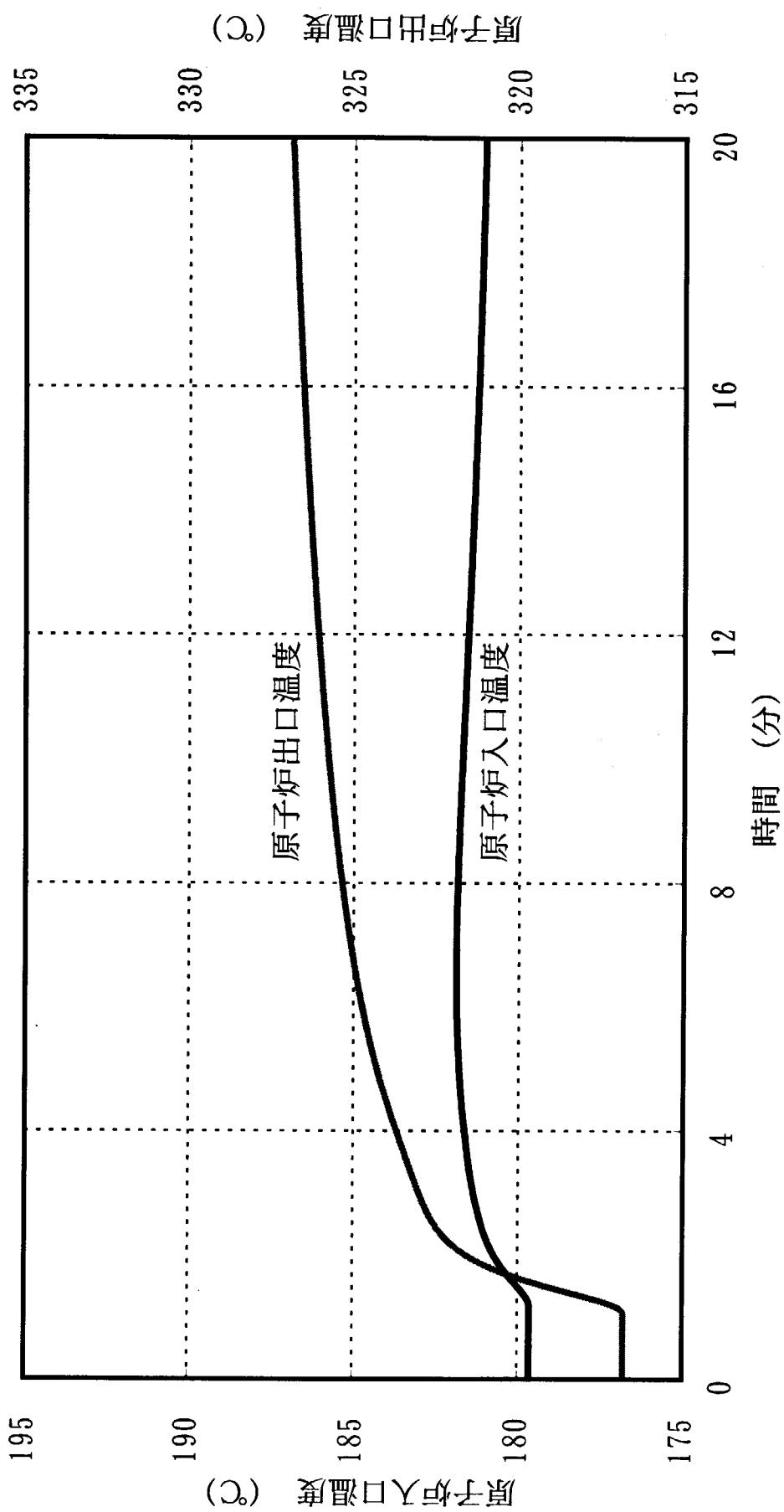


Fig. 3.3 制御棒引き抜き試験時の原子炉の挙動 (2)  
(ヘリウム冷却材温度)

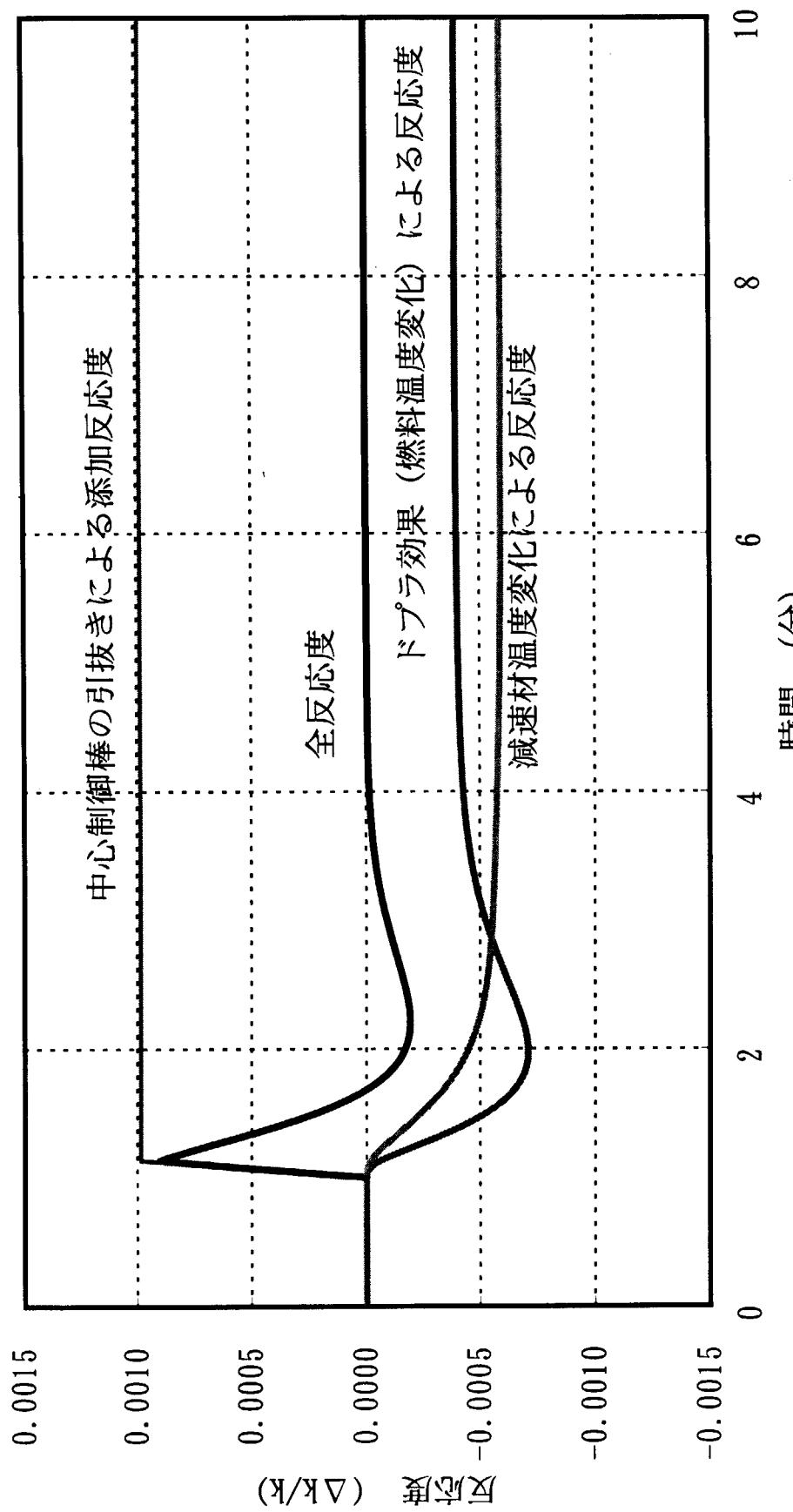


Fig. 3.4 制御棒引抜き試験時の原子炉の挙動 (3)  
(反応度)

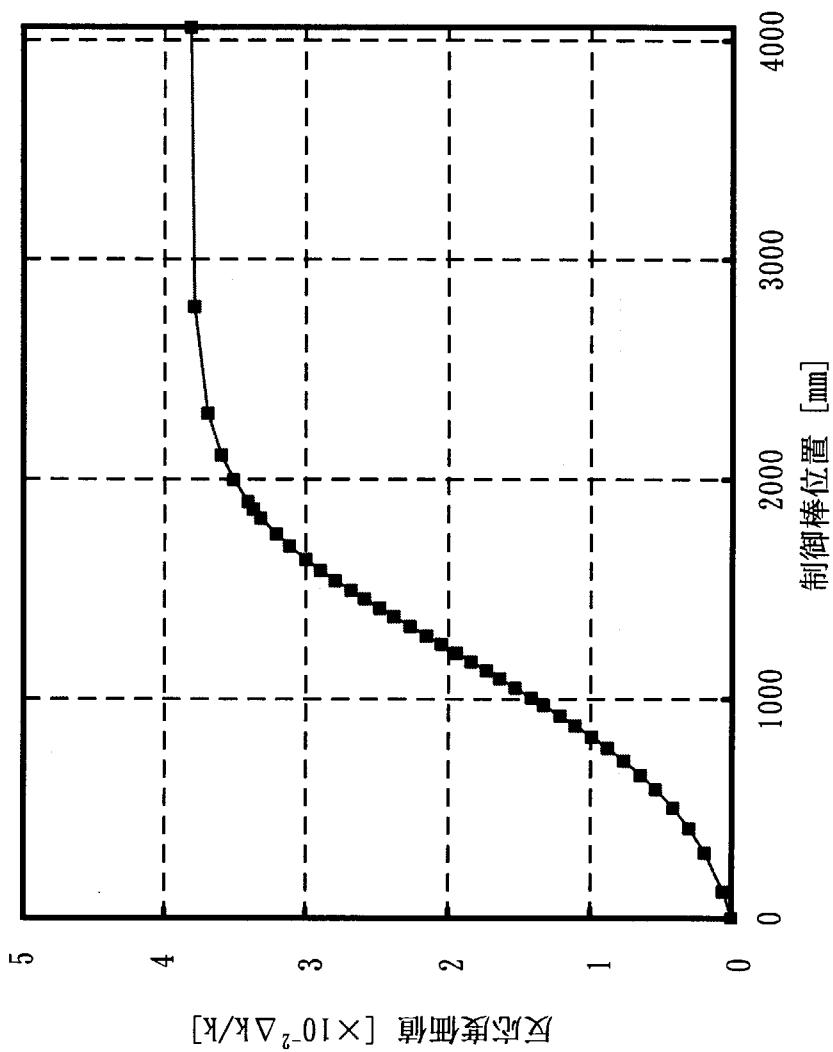


Fig. 3.5 解析に使用した中心制御棒の反応度値曲線

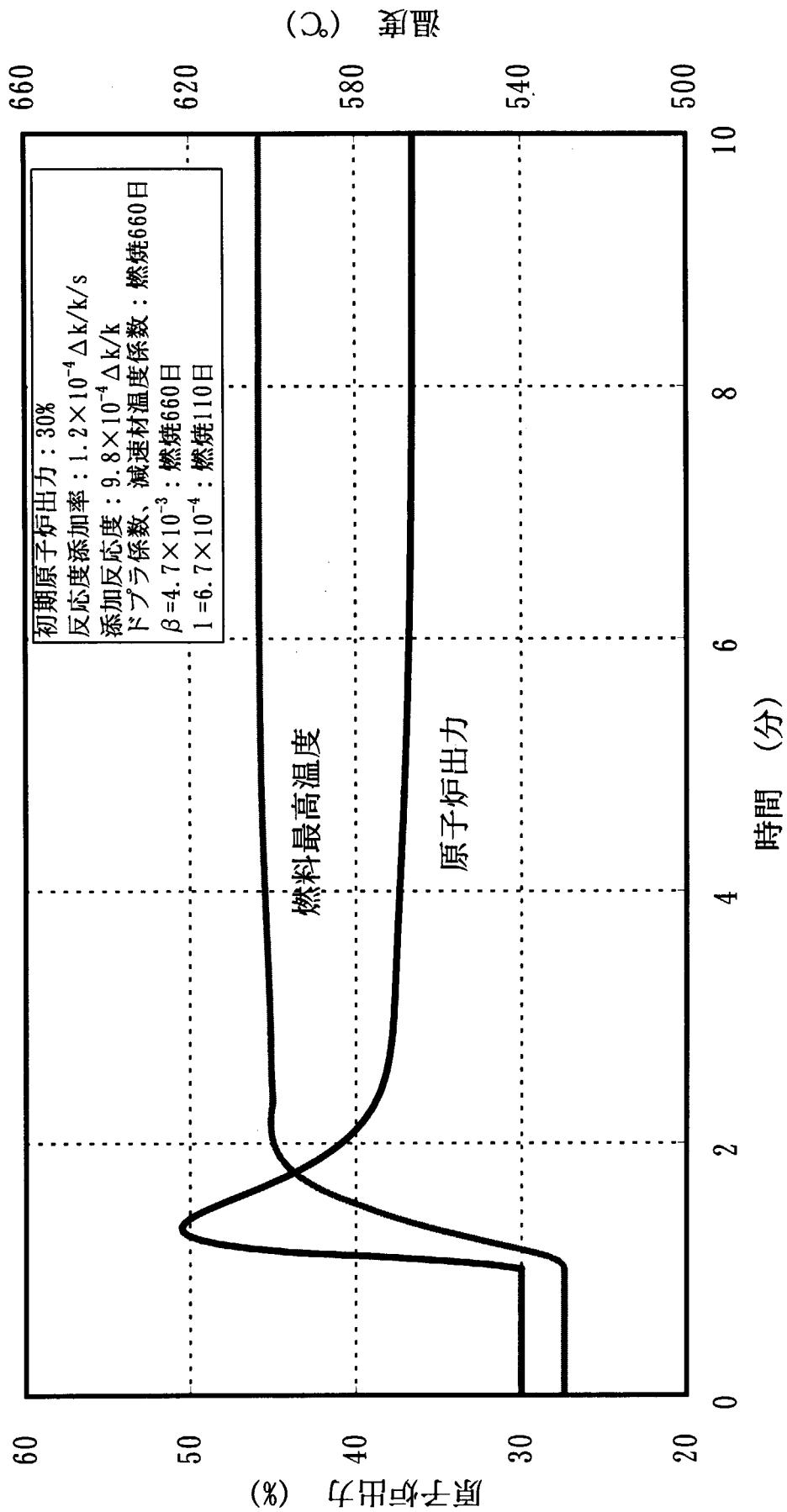


Fig. 3.6 原子炉出力の上昇が大きくなるような条件における  
制御棒引き抜き試験時の原子炉の挙動 (1)  
(燃料最高温度と原子炉出力)

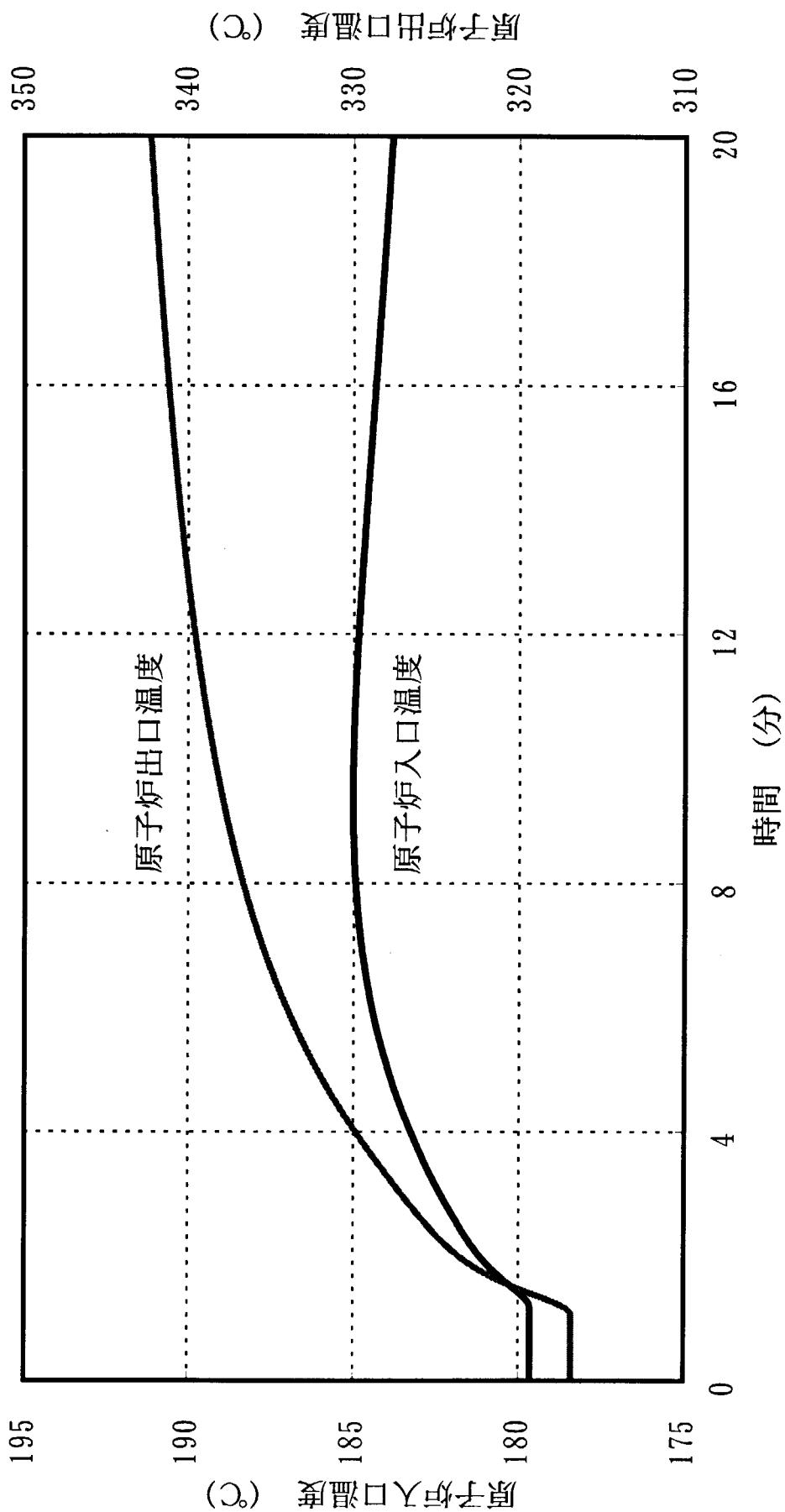


Fig. 3.7 原子炉出力の上昇が大きくなるような条件における  
制御棒引き抜き試験時の原子炉の挙動 (2)  
(ヘリウム冷却材温度)

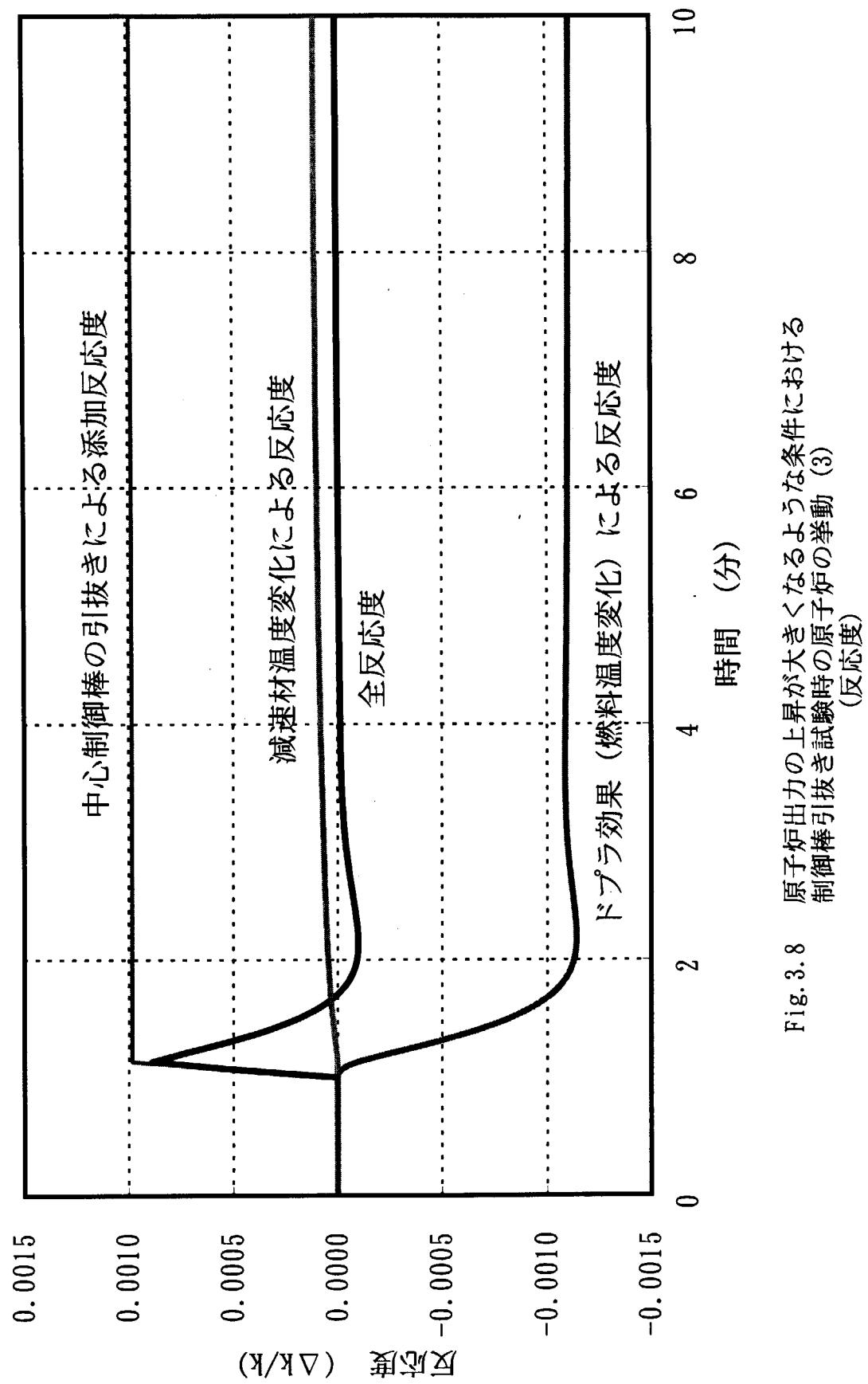


Fig. 3.8 原子炉出力の上昇が大きくなるような条件における  
制御棒引抜き試験時の原子炉の挙動 (3)  
(反応度)

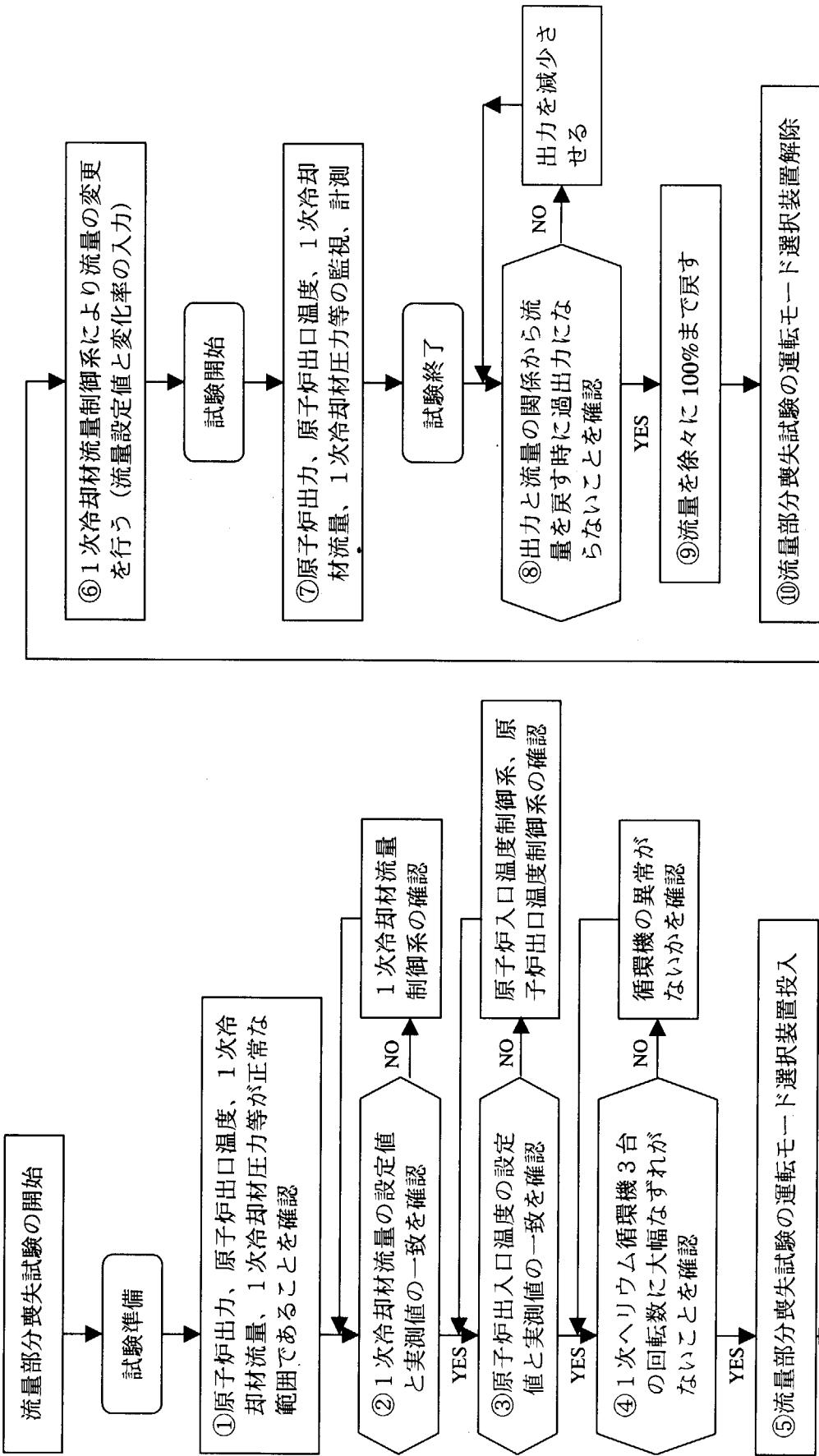


Fig. 3.9 流量部分喪失試験の試験手順

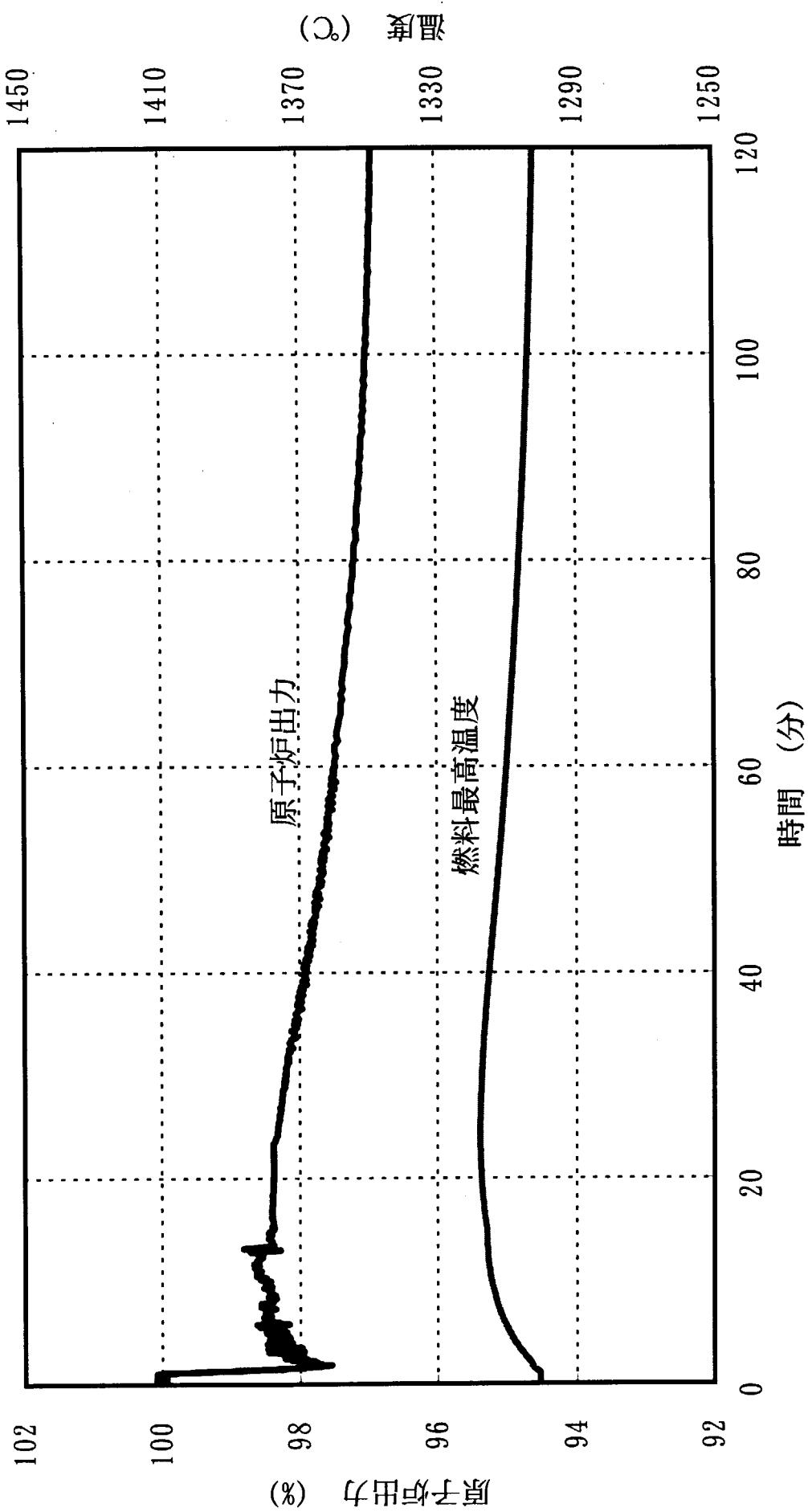


Fig. 3.10 流量部分喪失試験時の原子炉の挙動 (1)  
(燃料最高温度と原子炉出力)

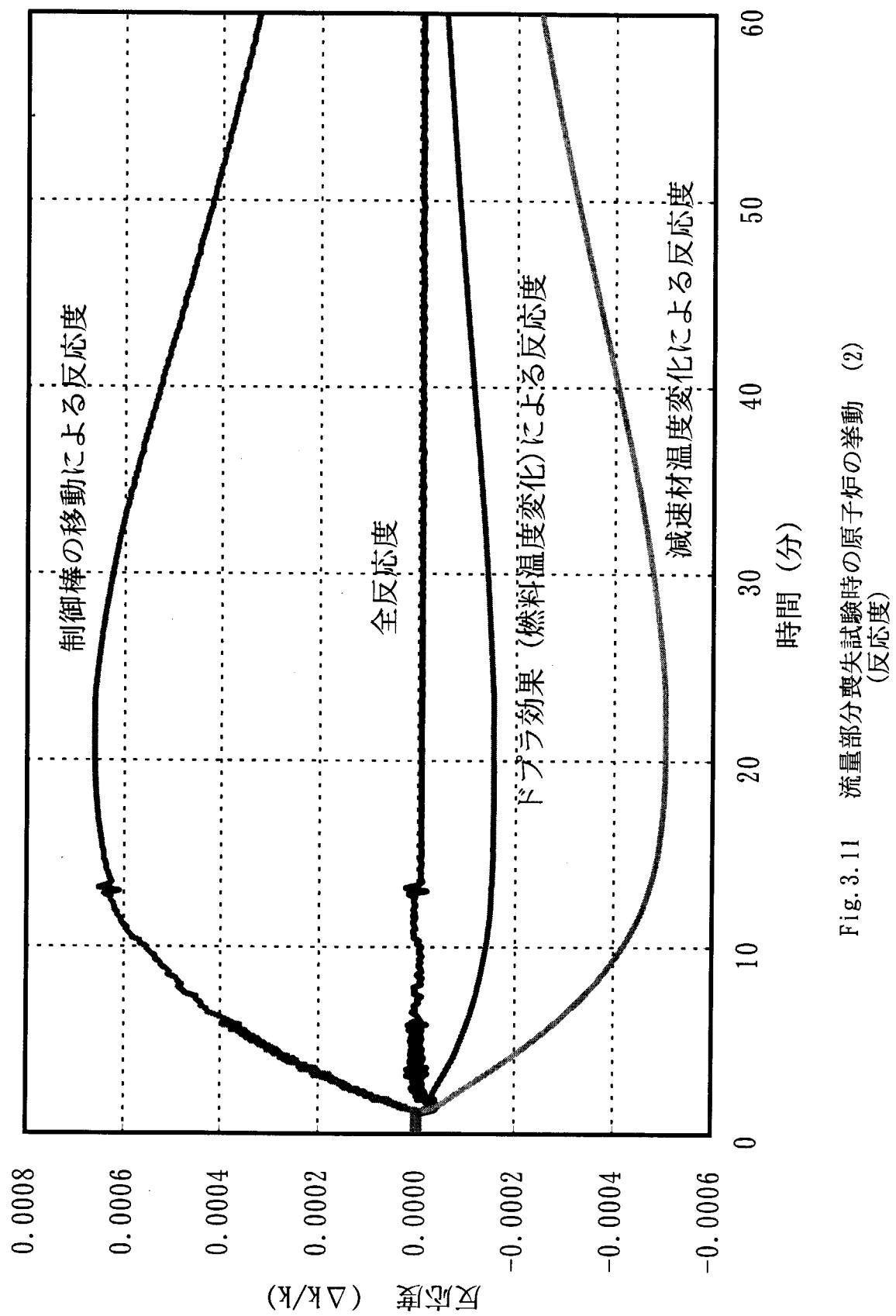


Fig. 3.11 流量部分喪失試験時の原子炉の挙動 (2)  
(反応度)

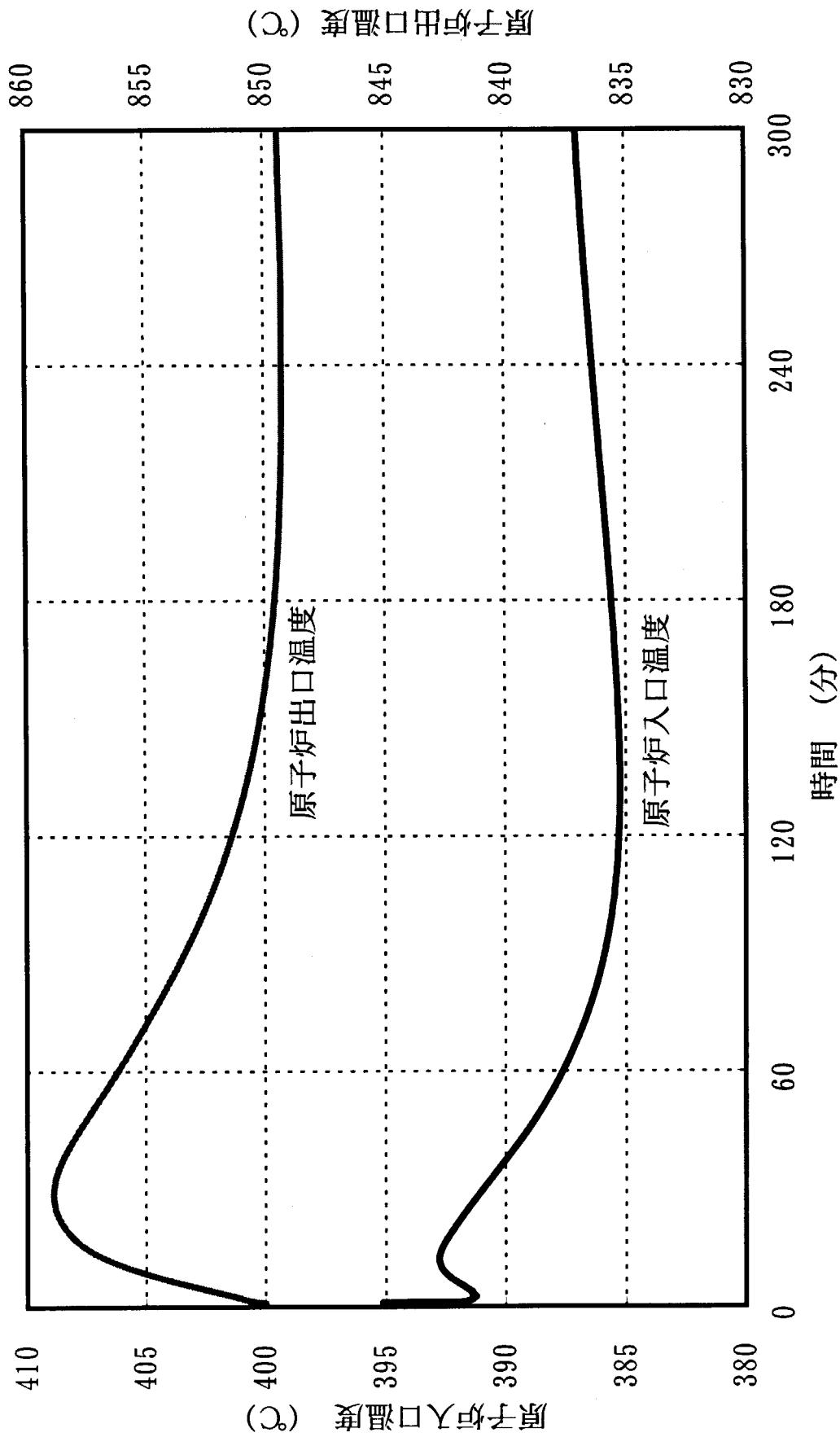


Fig. 3.12 流量部分喪失試験時の原子炉の挙動 (3)  
(ヘリウム冷却材温度)

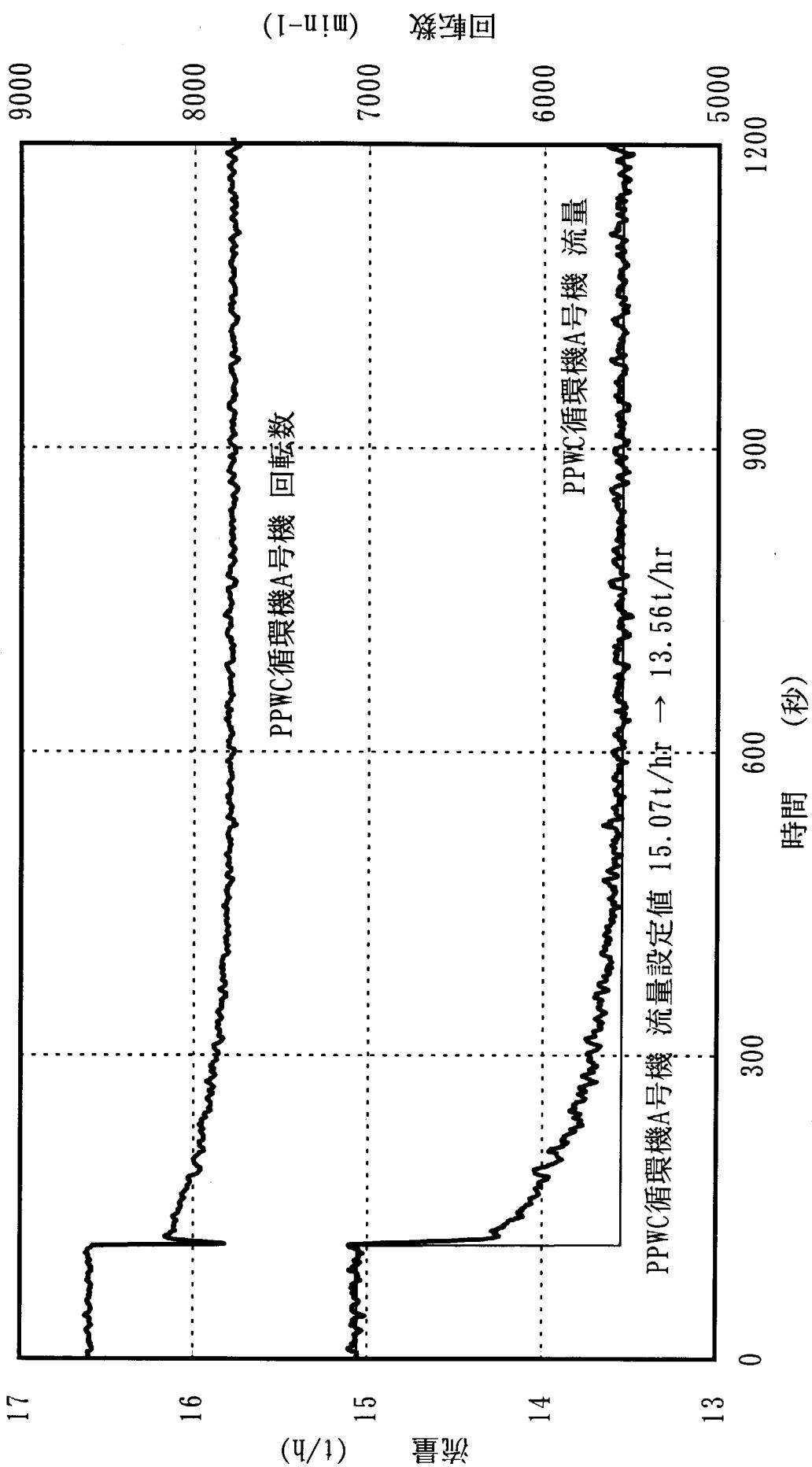


Fig. 3.13 -10%ステップ状設定値変更時のPPWC循環機A号機における流量と回転数の変化

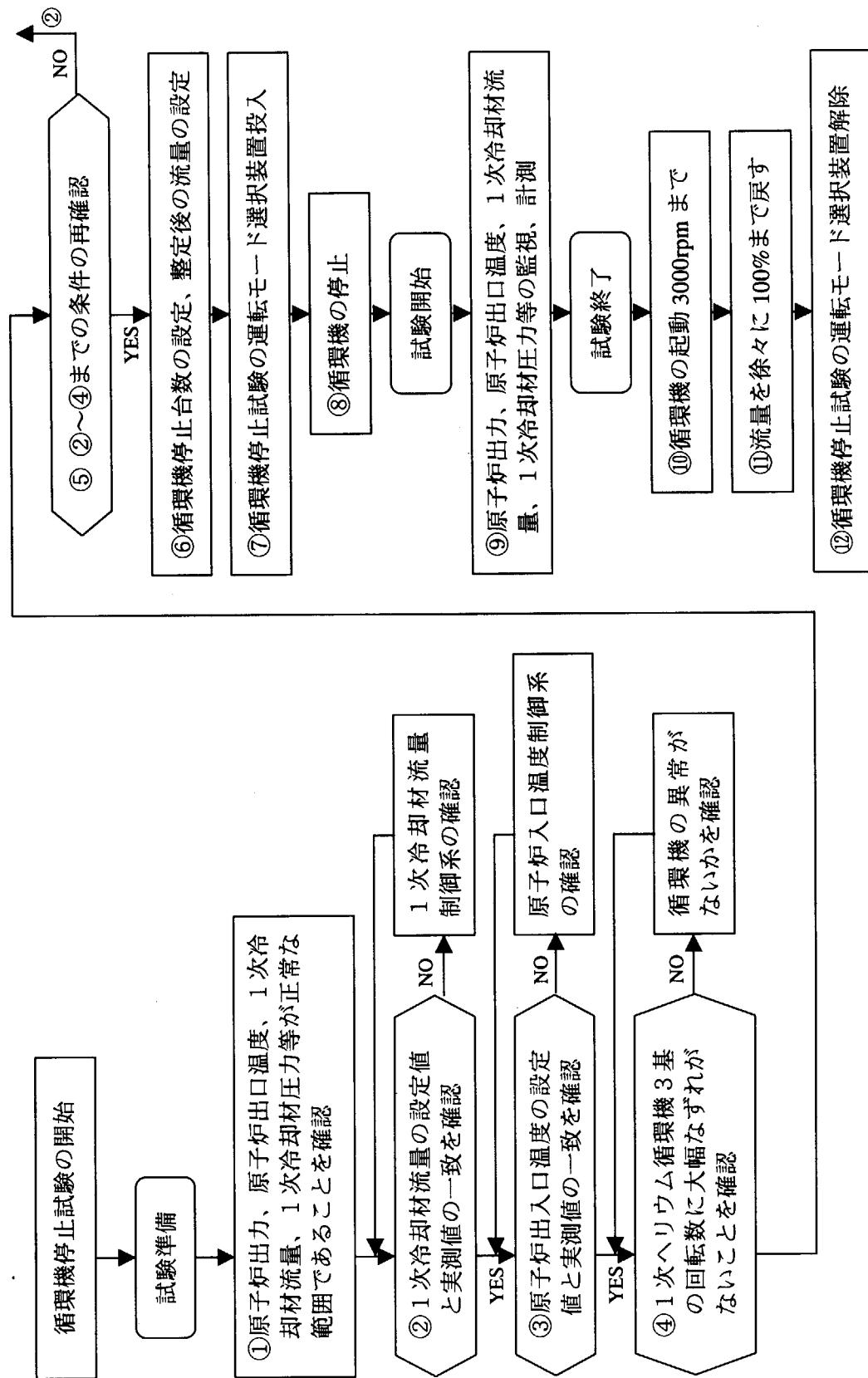


Fig. 3.14 循環機停止試験の試験手順

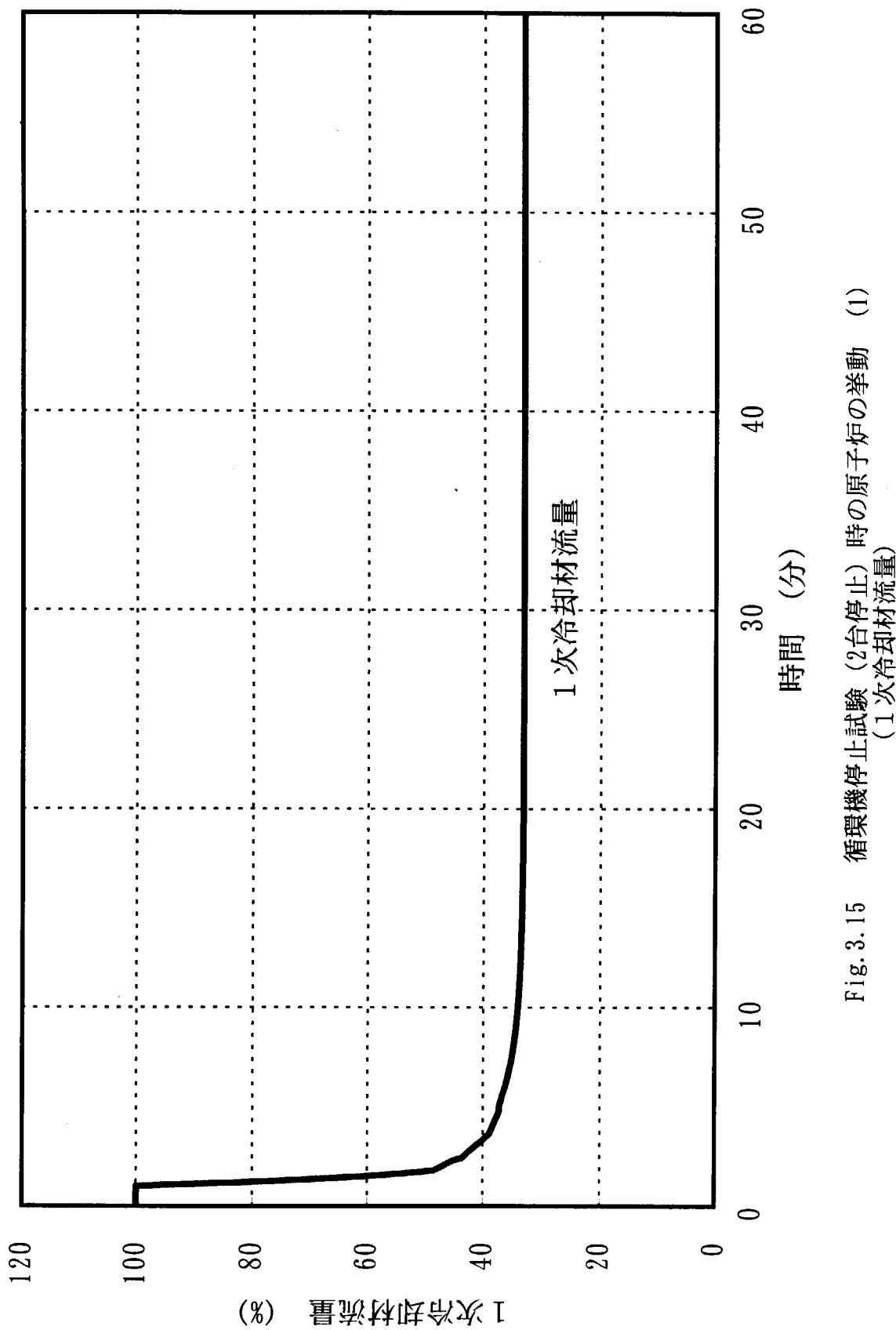
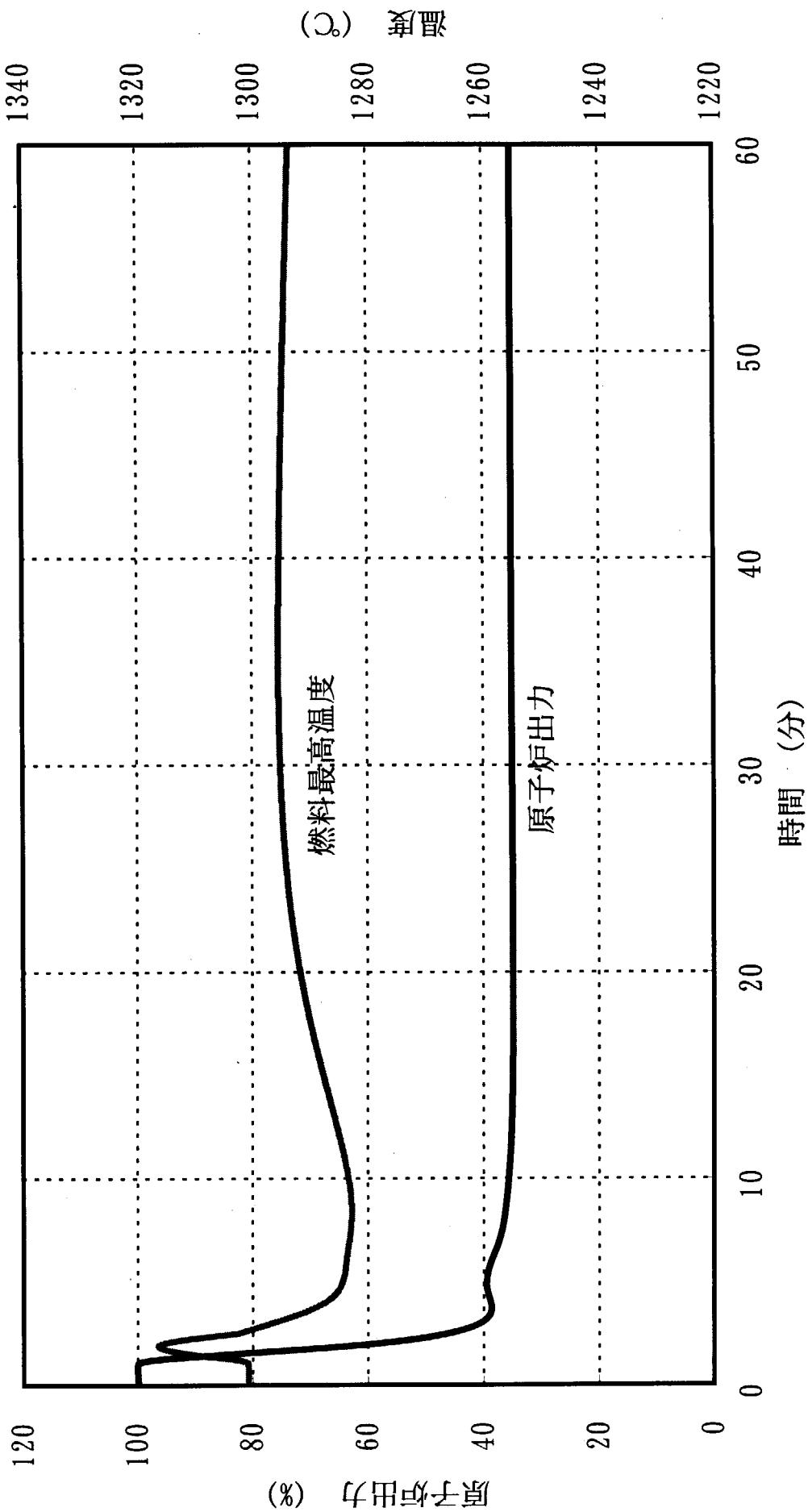


Fig. 3.15 循環機停止試験(2台停止)時の原子炉の挙動 (1)  
(1次冷却材流量)



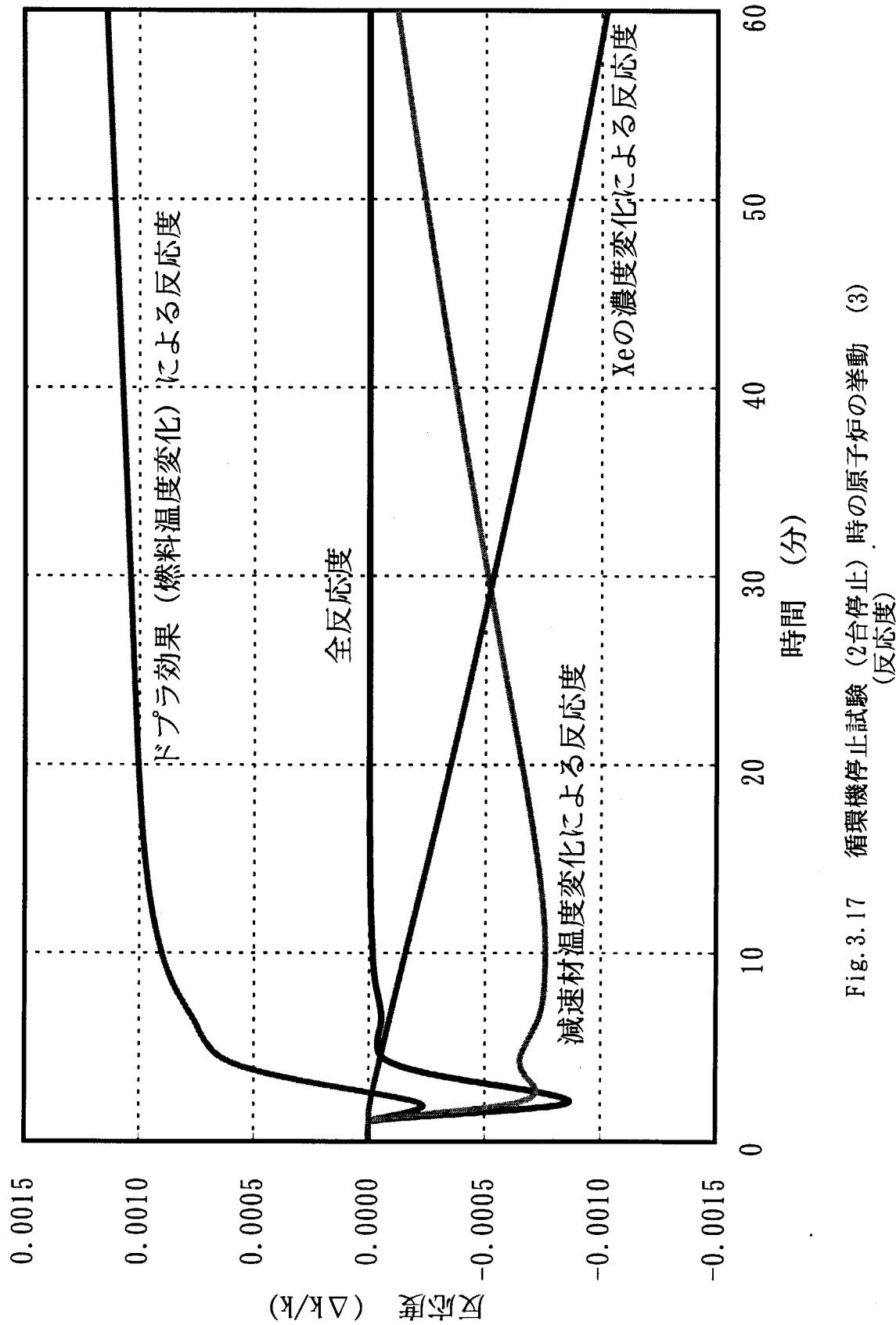


Fig. 3.17 循環機停止試験 (2台停止) 時の原子炉の挙動 (3)  
(反応度)

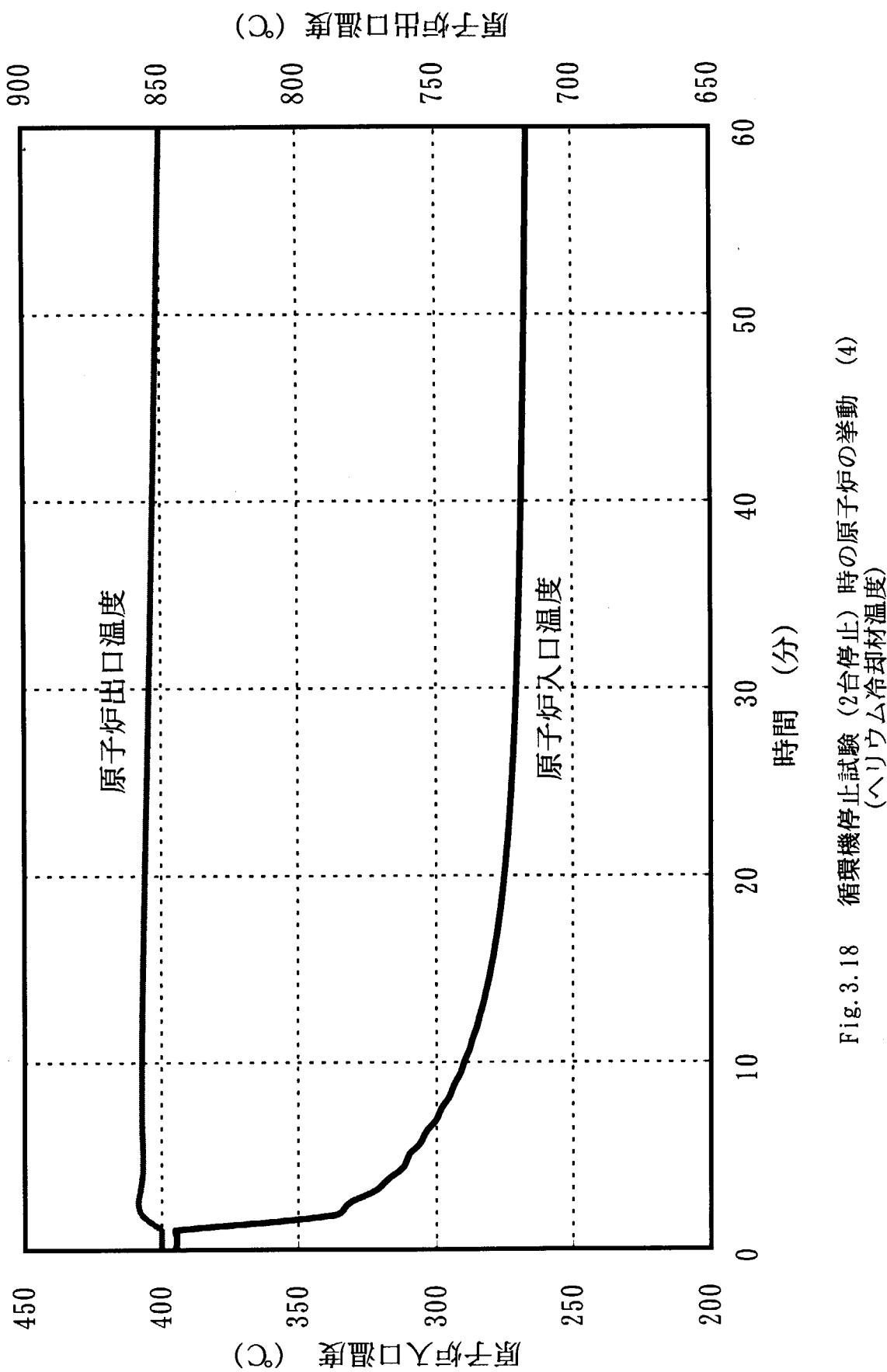


Fig. 3.18 循環機停止試験（2台停止）時の原子炉の挙動 (4)  
(ヘリウム冷却材温度)

#### 4. 結 言

高温工学試験研究炉（HTTR）の安全性実証試験の全体計画を示し、第1期安全性実証試験（制御棒引抜き試験及び1次系流量低下試験から構成される）の具体的な試験内容、試験条件等を決定し、また、代表的な事前評価結果を示した。今後、さらに事前評価を進め、平成14年6月頃より実施する制御棒引抜き試験に備える計画である。

#### 謝 辞

安全性実証試験計画の作成にあたりご指導頂いた馬場治大洗研究所長（元高温工学試験研究炉開発部長）に深く感謝の意を表します。また、適切なご指摘をいただいた藤川正剛高温工学試験研究炉開発部長、山下清信 HTTR 原子炉主任技術者、川崎幸三 HTTR 計画室長に感謝致します。

#### 参考文献

- (1) 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.
- (2) 国富一彦 他, 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, JAERI-M 90-070, 1990.
- (3) 竹田武司 他, 高温ガス炉用プラント動特性解析コード 'ACCORD' の開発, JAERI-Data/Code 96-032, 1996.
- (4) 山下清信 他, 高温工学試験研究炉の実効遅発中性子生成率  $\beta_{\text{eff}}$  及び即発中性子寿命  $l$  の評価, JAERI-M 89-198, 1989.
- (5) 山下清信 他, 高温工学試験研究炉の反応度係数の評価, JAERI-M 90-008, 1990.

# 国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
工率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
インダクタンス	ヘンリイ	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
放射能	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	L
トント	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 <sup>18</sup>	エクサ	E
10 <sup>15</sup>	ペタ	P
10 <sup>12</sup>	テラ	T
10 <sup>9</sup>	ギガ	G
10 <sup>6</sup>	メガ	M
10 <sup>3</sup>	キロ	k
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h
10 <sup>1</sup>	デカ	da
10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>-18</sup>	アト	a

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクトールも含まれているが日常の単位なのでここで省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 換算表

圧	MPa(=10 bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 <sup>3</sup>	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 <sup>-4</sup>	1.35951 × 10 <sup>-3</sup>	1.31579 × 10 <sup>-3</sup>	1	1.93368 × 10 <sup>-2</sup>
	6.89476 × 10 <sup>-3</sup>	7.03070 × 10 <sup>-2</sup>	6.80460 × 10 <sup>-2</sup>	51.7149	1

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s}(N\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P(ポアズ)}(\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストークス)}(\text{cm}^2/\text{s})$$

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)
1	0.101972	2.77778 × 10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813 × 10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150 × 10 <sup>18</sup>	= 4.184 J(熱化学)	= 4.1855 J(15 °C)
9.80665	1	2.72407 × 10 <sup>-6</sup>	2.34270	9.29487 × 10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082 × 10 <sup>19</sup>	= 4.1868 J(国際蒸気表)	
3.6 × 10 <sup>6</sup>	3.67098 × 10 <sup>5</sup>	1	8.59999 × 10 <sup>5</sup>	3412.13	2.65522 × 10 <sup>6</sup>	2.24694 × 10 <sup>25</sup>		
4.18605	0.426858	1.16279 × 10 <sup>-6</sup>	1	3.96759 × 10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272 × 10 <sup>19</sup>	仕事率 1 PS(仏馬力)	
1055.06	107.586	2.93072 × 10 <sup>-4</sup>	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 <sup>21</sup>	= 75 kgf·m/s	
1.35582	0.138255	3.76616 × 10 <sup>-7</sup>	0.323890	1.28506 × 10 <sup>-3</sup>	1	8.46233 × 10 <sup>18</sup>	= 735.499 W	
1.60218 × 10 <sup>-19</sup>	1.63377 × 10 <sup>-20</sup>	4.45050 × 10 <sup>-26</sup>	3.82743 × 10 <sup>-20</sup>	1.51857 × 10 <sup>-22</sup>	1.18171 × 10 <sup>-19</sup>	1		

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
1	2.70270 × 10 <sup>-11</sup>		1	100	
3.7 × 10 <sup>10</sup>	1		0.01	1	

照射線量	C/kg	R
1	3876	
2.58 × 10 <sup>-4</sup>	1	

線量当量	Sv	rem
1	100	
0.01	1	

(86年12月26日現在)

高温力学試験研究炉（HTTR）の安全性実証試験計画



古紙配合率100%  
白色度70%の再生紙を使用しています