

高温工学試験研究炉（HTTR）における 強制冷却喪失試験の検討 (受託研究)

Investigation of the Loss of Forced Cooling Test
by Using the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)
(Contract Research)

中川 繁昭、高松 邦吉、柄尾 大輔、稻葉 良知
後藤 実

Shigeaki NAKAGAWA, Kuniyoshi TAKAMATSU, Daisuke TOCHIO, Yoshitomo INABA
and Minoru GOTO

原子力基礎工学研究部門
高温ガス炉特性・安全性試験グループ

HTGR Performance & Safety Demonstration Group
Nuclear Science and Engineering Directorate

本レポートは日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp/index.shtml>)
より発信されています。このほか財団法人原子力弘済会資料センター*では実費による複写頒布を行つております。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920

* 〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4 日本原子力研究開発機構内

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

高温工学試験研究炉（HTTR）における

強制冷却喪失試験の検討

(受託研究)

日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門
核熱応用工学ユニット

中川 繁昭、高松 邦吉、柄尾 大輔⁺、稻葉 良知、後藤 実

(2007年6月27日受理)

高温工学試験研究炉（HTTR）において、高温ガス炉の優れた固有の安全性を実証するために安全性実証試験として計画されている循環機3台停止試験は、1次冷却材であるヘリウムガスを循環させている循環機を停止して原子炉の強制冷却を喪失させるものである。同様に炉容器冷却設備停止試験は、強制冷却の喪失に引き続き、原子炉圧力容器の外側から炉心の残留熱を除去する炉容器冷却設備を停止するものである。試験時及び試験時に想定される異常事象時の原子炉の挙動を解析し、試験がHTTRの通常運転の範囲内で安全に実施できること、及び、万一、異常事象が発生しても原子炉施設の安全が確保されることを確認した。

本報告は、旧電源開発促進対策特別会計法に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成16年度及び平成17年度「高温ガス炉固有の安全性の定量的実証」の成果です。

大洗研究開発センター（駐在）：〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002
+ 大洗研究開発センター 高温工学試験研究炉部

**Investigation of the Loss of Forced Cooling Test
by Using the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)
(Contract Research)**

Shigeaki NAKAGAWA, Kuniyoshi TAKAMATSU, Daisuke TOCHIO⁺,
Yoshitomo INABA and Minoru GOTO

Nuclear Applied Heat Technology Division
Nuclear Science and Engineering Directorate
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received June 27, 2007)

The three gas circulators trip test and the vessel cooling system stop test as the safety demonstration test by using the High Temperature engineering Test Reactor (HTTR) are under planning to demonstrate inherent safety features of High Temperature Gas-cooled Reactor. All three gas circulators to circulate the helium gas as the coolant are stopped to simulate the loss of forced cooling in the three gas circulators trip test. The stop of the vessel cooling system located outside the reactor pressure vessel to remove the residual heat of the reactor core follows the stop of all three gas circulators in the vessel cooling system stop test. The analysis of the reactor transient for such tests and abnormal events postulated during the test was performed. From the result of analysis, it was confirmed that the three gas circulators trip test and the vessel cooling system stop test can be performed within the region of the normal operation in the HTTR and the safety of the reactor facility is ensured even if the abnormal events would occur.

Keywords: HTGR, HTTR, Safety Demonstration Test, Inherent Safety Features, Generation IV Reactor System,
VHTR

Present study is the result of “the quantitative demonstration of HTGR inherent safety features” entrusted to the Japan Atomic Energy Agency by the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan (MEXT).

+ Department of HTTR, Oarai Research and Development Center

目 次

1. 緒 言	1
2. HTTR の概要	2
3. HTTR における強制冷却喪失試験	4
3.1 試験の方法	4
3.2 循環機 3 台停止試験	5
3.3 炉容器冷却設備停止試験	7
4. 試験時に想定される異常事象の評価	8
4.1 想定される異常事象の選定	8
4.2 異常事象の解析における主要な解析条件	9
4.3 運転時の異常な過渡変化	10
4.4 事故	14
5. 結 言	14
謝辞	15
参考文献	15
付録	47

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of HTTR	2
3. Loss of forced cooling test in HTTR	4
3.1 Test plan	4
3.2 Three gas circulators trip test	5
3.3 Vessel cooling system stop test	7
4. Safety analysis of postulated abnormal events during test	8
4.1 Selection of postulated abnormal events during test	8
4.2 Main analysis condition for analysis of abnormal events	9
4.3 Anticipated operational transient during test	10
4.4 Accident during test	14
5. Conclusion	14
Acknowledgement	15
References	15
Appendices	47

This is a blank page

1. 緒 言

高温ガス炉（HTGR: High Temperature Gas-cooled Reactor）は、減速材として黒鉛、1次冷却材としてヘリウムガスを用いた熱中性子炉である。高温ガス炉の燃料には二酸化ウラン等の核燃料物質を多層のセラミックで被覆した被覆粒子燃料を、炉内構造物の材料には黒鉛を使用していることから、耐熱性が高く、1000°C近い高温の冷却材を得ることができる。したがって、高温の冷却材の熱を水素製造、発電等に多目的に利用することができる、原子力の利用分野を拡大させることのできる原子炉である。また、燃料や炉内構造物の耐熱性が高いことから、炉心の出力密度を下げることにより、事故発生時の温度挙動が緩慢となり、1次冷却材が喪失するような事故（LOCA: Loss Of Coolant Accident、HTGRにおいては減圧事故と呼んでいる。）においても炉心溶融に至らないような原子炉の固有の安全性を向上させた設計が可能である。これについては、日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構と呼ぶ。）において、我が国で初めての高温ガス炉である高温工学試験研究炉（HTTR: High Temperature engineering Test Reactor）の設計で実現し、原子炉施設の設置許可を国から取得して建設を進め、2004年4月に原子炉出口冷却材温度950°Cを達成して、原子炉施設を完成させた⁽¹⁾ところである。

原子炉の固有の安全性については、原子炉施設の安全設計指針において、「固有の出力抑制特性を有し、また、出力振動が生じてもそれを容易に制御できる設計であること。」と示されており、具体的にはドプラ効果、減速材温度効果等の核分裂反応に対する個々の反応度効果を総合した反応度出力係数が、全ての運転範囲で負となり、出力上昇を伴う変化に対して出力抑制効果を有するように設計することが求められている。高温ガス炉については、核分裂反応に対する反応度効果として、ドプラ効果及び減速材温度効果を有するが、これらの効果は軽水炉や高速炉と大差ないものの、燃料や炉内構造物の耐熱性が高い特長を活かすことにより、減圧事故のみならず、このような事故に対して原子炉の自動停止機能、炉心残留熱除去機能及び核分裂生成物の閉じ込め機能に期待しなくともよい設計が可能であると考えられる。これにより、原子炉施設の安全性を損なうことなく安全設備を簡素化し、経済性を向上させることができる。現在進めている電力水素併産型高温ガス炉 GTHTTR300C の設計においては、高温ガス炉の固有の安全性を活かして、炉心残留熱除去機能としては、原子炉圧力容器からのふく射及び自然対流により加熱された冷却パネルを空気の自然対流により冷却する受動的な冷却システムを、核分裂生成物の閉じ込め機能としては、軽水炉で採用している気密性の高い鋼製格納容器ではなく、原子炉を格納するコンクリート建家のみで核分裂生成物の屋外放出量を抑制するシステムを採用している⁽²⁾。これら安全設備の合理的な簡素化による経済性については、同じような安全設備を有する高温ガス炉ガスタービン発電システム GTHTTR300 を対象に評価され、発電コストは最新軽水炉よりも安く4.2円/kWhと試算されている⁽³⁾。

このように将来の実用高温ガス炉開発においては、固有の安全性を活かして設備を合理的に簡素化し、高い経済性を有する原子炉システムを設計することが望まれるが、設計の信頼性を高め、原子炉施設建設に向けた安全審査等を円滑、かつ、効率的に進められるようにすることは是非必要である。原子力機構では、HTTRを用いて1次冷却材を循環させているヘリウムガス循環機を停止させて原子炉の強制冷却を喪失させる試験（循環機3台停止試験）と強制冷却の喪失に加えて炉心残留熱除去設備である炉容器冷却設備を停止させる試験（炉容器冷却設備停止試験）を計画している。これら試験の実施により、必要な試験データを取得し評価することで、原子炉の挙動の予測解析の精度を向上さ

せて設計の信頼性を高め、安全設備の合理的な簡素化が十分な信頼性を持って実現できること示すことができる。循環機3台停止試験では、1次冷却材による強制冷却が喪失し、炉心残留熱を除去する伝熱の形態としては減圧事故時の状態を模擬することができる。本試験で得られたデータにより解析コードを検証して、炉心残留熱除去機能や核分裂生成物の閉じ込め機能の性能を評価するための減圧事故の予測解析の精度を向上させることができる。循環機3台停止試験においてヘリウムガス循環機の停止後は、燃料及び減速材の温度変化に伴う反応度、並びに毒物の濃度変化に伴う反応度の収支により、炉内の核分裂反応が支配され、強制冷却の喪失後、一旦、未臨界となった原子炉が再び臨界となるような挙動が予測される。循環機3台停止試験と同様な試験については、独国の AVR や中国の HTR-10において実施している^{(4),(5)}が、両者ともペブルベッド型高温ガス炉における試験であり、HTTR で計画している循環機3台停止試験は、ブロック型高温ガス炉としては世界で初めてものである。また、炉容器冷却設備停止試験では全ての原子炉冷却機器を停止させることから、全交流電源喪失を模擬した試験であり、世界初の実証試験となるものである。このように、実炉を用いて異常を模擬した試験を行うことは、解析技術の高度化を進めることができるだけでなく、国民に目に見える形で原子炉の安全性を示すことができる点で意義がある。

循環機3台停止試験については、HTTR の建設時の安全審査においても実施の検討が行われていた。試験は、1次冷却材流量を喪失させた時に原子炉をスクラムさせない ATWS (Anticipated Transient Without Scram) の条件とする必要があり、このため、当時は1次冷却材流量と炉心差圧の原子炉スクラム信号をバイパスすることを考えていたが、原子炉の安全の観点から原子炉スクラム信号のバイパスは許容されず、試験の実施を断念していた。今回の検討では、原子炉スクラム信号をバイパスするのではなく、1次冷却材流量及び炉心差圧の低下を検知して原子炉を自動停止する原子炉スクラムの信号回路に遅延回路を追加することで、試験実施中に原子炉スクラムが生じないようにしている。遅延回路の追加により、回路のタイマーの設定時間（予め定めた試験継続時間）が原子炉の安全の観点からの評価対象となる。評価の結果、循環機3台停止試験の遅延回路のタイマー設定時間は、通常運転時の燃料の熱的制限値 1495°C を超えないように 17 時間とした。また、炉容器冷却設備停止試験の遅延回路のタイマー設定時間は、通常運転時の1次遮へい体コンクリート温度の制限値 65°C を超えないように 7 時間とした。

本報は、HTTR において安全性実証試験として実施される循環機3台停止試験及び炉容器冷却設備停止試験について、試験概要、試験時の安全評価等について示したものである。第2章では、HTTR の設備概要に関し今回の試験に関連がある機器について説明した。第3章では、HTTR で実施する安全性実証試験の安全確保の基本的な考え方、各試験の内容及び予備解析の結果について示した。第4章では、試験時に想定される異常事象の評価結果について示した。

2. HTTR の概要

高温ガス炉技術の基盤の確立及び高度化を図るための試験研究を進めるとともに、高温工学に関する先端的基礎研究を行うことを目的としている HTTR は、燃料に被覆粒子燃料、減速材に黒鉛、冷却材に He ガスを使用する熱出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 850°C/950°C（定格運転時／高温試験運転時）の我が国最初の高温ガス炉である⁽⁶⁾。HTTR の主要諸元を Table 2.1 に示す。

HTTR の原子炉本体構造図を Fig. 2.1 に、原子炉水平断面図を Fig. 2.2 に示す。炉心は、六角柱状の

黒鉛ブロックである燃料体、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロックから構成し、これらの炉心構成要素を円柱状に積上げたものである。また、ブロックを積上げた軸方向の1列をカラムと称し、炉心は合計61カラムからなり、燃料体を含む燃料領域及びその外側を囲む可動反射体領域に分けられる。各々の領域には、制御棒を挿入するための制御棒案内ブロックからなるカラムを設ける。燃料体（A型燃料体）は、Fig. 2.3に示すように六角柱状の黒鉛ブロックに燃料棒を挿入する構造で、燃料棒は、黒鉛スリーブ、燃料コンパクト等から構成する。燃料コンパクトは、二酸化ウランの燃料核を熱分解炭素層等で四重に被覆した被覆燃料粒子を黒鉛と炭素の混合物からなる素地に分散した中空の円柱形状である。なお、HTTRの燃料体には、燃料照射試験を目的とし、照射試験時にA型燃料体の一部と交換して使用されるB型燃料体がある。

炉内構造物は、固定反射体ブロック、高温プレナムブロック、サポートポスト、炉床部断熱層等からなる炉心支持黒鉛構造物と炉心支持板、炉心支持格子、炉心拘束機構等からなる炉心支持鋼構造物及び遮へい体などで構成する。固定反射体ブロックは、積層ブロックからなる炉心の水平方向の変位を拘束して炉心を所定の位置に配置し、炉心拘束機構により、固定反射体を半径方向に締付けるとともに、固定反射体ブロックの水平方向の変位を拘束する。高温プレナムブロック、サポートポスト、炉心支持板、炉心支持格子、炉床部断熱層等は、炉心からの荷重を支持し、その荷重を原子炉圧力容器へ伝える。また、遮へい体は、上部遮へい体ブロック及び側部遮へい体ブロックからなり、主に熱中性子遮へい機能を有する。炉内構造物は、更に、原子炉内での流路の形成、炉心の流量配分、断熱等の機能を有する。

1次冷却材は、原子炉圧力容器の底部に設けた1次ヘリウムノズルと二重管の内管との間の環状流路から原子炉圧力容器内に入り、原子炉圧力容器の内壁に沿って上方向に流れ、炉心上部のプレナムに至る。その後、1次冷却材は、炉心内を下降しながら高温となり、炉心下部の高温プレナムで混合した後、二重管の内管へ送られる。なお、二重管の内管は、1次ヘリウムノズルを通って高温プレナムまで配管されている。

HTTRの冷却設備系統図をFig. 2.3に示す。原子炉冷却設備は、通常運転時に原子炉を冷却する主冷却設備、原子炉スクラム時等の異常時に原子炉の残留熱を除去する補助冷却設備及び炉容器冷却設備から成る。主冷却設備は、1次冷却設備として中間熱交換器（IHX）と1次加圧水冷却器（PPWC）の2種類の熱交換器を並列に配置し、原子炉で発生した熱を最終的に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ものである。炉心で加熱された1次冷却材は、原子炉圧力容器に接続する二重管の内管を通って1次加圧水冷却器あるいは中間熱交換器に送られ、加圧水あるいは2次冷却材であるヘリウムガスと熱交換して低温になり、各1次ヘリウム循環機で昇圧された後、二重管の内管と外管との間の環状部を通って原子炉圧力容器に還流する。HTTRの運転方法には、PPWCで20MW及びIHXで10MWの除熱を行う並列運転と、PPWCのみで30MWの除熱を行う単独運転がある。循環機3台停止試験及び炉容器冷却設備停止試験についてはPPWCのみを運転する単独運転で実施され、試験時にはPPWC用1次ヘリウム循環機3台全数を停止する。

炉容器冷却設備は、強制循環による炉心の冷却が期待できない減圧事故及び1次冷却設備の二重管内管破損事故時等に、原子炉圧力容器、炉内構造物、炉心構成要素等の健全性を維持し、燃料に過大な損傷を生じさせないように、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去するための設備であり、水冷管パネル、循環ポンプ等から構成する。原子炉圧力容器周りの炉容器冷却設備水冷管パネルの配置図をFig. 2.4に示す。水冷管パネルは、原子炉圧力容器を取り囲む1次遮へい体等の表面

に設け、ふく射及び自然対流によって、原子炉圧力容器の外面から間接的に炉心を冷却する。炉容器冷却設備は、原子炉の通常運転時において、原子炉圧力容器を取り囲む1次遮へい体のコンクリートを冷却するために稼働しており、事故が発生した場合には継続して運転する。炉容器冷却設備は、商用電源喪失時に動的機器の单一故障を仮定しても所定の安全機能を達成できるように、通常運転時及び事故時に必要な除熱容量を有する独立2系統で構成し、各系統に水冷管パネル、循環ポンプ、冷却器等を設けている。

3. HTTRにおける強制冷却喪失試験

3.1 試験の方法

原子炉の強制冷却を喪失させる循環機3台停止試験及び炉容器冷却設備停止試験は、制御棒引抜き試験及び流量低下試験⁽⁷⁾と同様に HTTR における安全性実証試験として実施される。安全性実証試験の方法を以下に示す。

(1) 試験上の制限

試験に際し、次の制限を設ける。

- a. A型燃料体のみで構成された炉心で試験を行う。初期条件は、循環機3台停止試験については原子炉出力30MW以下、原子炉出口冷却材温度850°C以下とし、炉容器冷却設備停止試験については原子炉出力9MW以下、原子炉出口冷却材温度320°C以下とする。
- b. 1次冷却設備は、単独運転（1次加圧水冷却器による約30MWの除熱）とする。
- c. 試験期間を通して、原子炉の出力、温度、圧力等が通常運転（炉出力30MWで原子炉出口冷却材温度が950°Cになる高温試験運転）時の運転条件を超えない範囲とする。

(2) 試験時の安全性の確保

次の方針により、試験中の原子炉の安全性を確保する。

- a. 試験モードへの移行及び試験終了後の通常運転への復帰は、運転モード選択装置により選択して行える設計とする。循環機3台停止試験の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。
- b. 試験条件を運転モード選択装置で特定することにより、原子炉出力、1次冷却材流量等に対する運転員の誤操作を防止できる設計とする。
- c. 試験時においては、「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える設計とする。また、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」及び「炉心差圧低」信号は予め定めた試験継続時間を超えた場合にスクラム信号を発信できる設計とする。なお、試験継続時間は、循環機3台停止試験については17時間、炉容器冷却設備停止試験については7時間とする。

(3) 試験実施上の配慮

試験を行うに当たっては、その前に予備解析を十分に行い、また、実施した試験について、試験結果と解析結果を比較することにより安全を確認した上で、段階的に穏やかな試験からより厳しい

条件での試験を実施する。

循環機3台停止試験と炉容器冷却設備停止試験において、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」及び「炉心差圧低」の原子炉スクラム信号は、予め定めた試験継続時間を超えた場合にスクラム信号を発信できる設計とする。試験は手順書に従って実施され、予め定めた試験継続時間前に終了させる。なお、万一、試験の終了操作を実施しなかった場合は、予め定めた試験継続時間が経過した後原子炉は自動停止する。

HTTRの原子炉保護設備の説明図をFig. 3.1に、試験継続時間を設定する遅延回路と遅延対象となる原子炉スクラム信号（「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」及び「炉心差圧低」）の回路の関係をFig. 3.2に示す。遅延回路は原子炉保護設備のロジック盤内に設置され、運転モード選択装置により試験モードを選択するとカウントダウンを開始する。遅延回路の設定値（試験継続時間）内では、

「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」及び「炉心差圧低」の信号は、Fig. 3.2中のTime delay pick up回路以降に信号が発信されず、2 out of 3回路の下流のAnd回路の条件を満足しないためロジックトレインには発信されない。試験継続時間を越えるとTime delay pick up回路以降に信号が発信し、当該のAnd回路の条件を満足するので「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」及び「炉心差圧低」の信号がロジックトレインに発信され、原子炉スクラムとなる。

3.2 循環機3台停止試験

(1) 試験目的

循環機3台停止試験は、特殊運転として実施され、炉心熱容量が大きく、負の反応度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を定量的に実証し、高温ガス炉技術の高度化に資するために行う。

(2) 試験内容

循環機3台停止試験の内容をFig. 3.3に示す。この試験は、原子炉出力制御系を切離して全ての制御棒位置を試験開始時の位置に保持した状態で、1次ヘリウム循環機を3台停止して強制循環冷却機能の全喪失を生じさせる。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、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することを実証する。また、これに伴う炉心温度の低下又はXe濃度の低下による正の反応度添加が生じ、一時的に原子炉出力が急上昇（再臨界）しても、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力は直ちに低下することを実証する。さらに、これらの状況において、原子炉が安定に所定の状態に落着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。

(3) 試験時の原子炉の挙動

2.2項「(1) 試験上の制限」では、「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とする。」と記載されている。循環機3台停止試験においては、1次冷却材の強制循環が喪失し、炉心温度変化及びXe濃度変化に伴う反応度の収支により原子炉が再臨界になると予測される。また、1次冷却材の強制循環が喪失することにより、燃料最高温度、原子炉圧力容器温度及び1次冷却材圧力が、試験中上昇する可能性がある。したがって、循環機3台停止試験の評価を実施するに当たっては、原子炉出力、燃料最高温度、原子炉圧力容器温度及び1次

冷却材圧力が、通常運転時の運転条件を超えない範囲であることを解析等により確認する。

試験時の原子炉の挙動は TAC/BLOOST⁽⁸⁾コードにより解析し、原子炉出力、温度、圧力等が通常運転時の運転条件を超えない範囲であることを示す。なお、TAC/BLOOST コードは、HTTR 建設（許認可）時の安全解析で使用した TAC-NC コードと BLOOST-J2 コードを組み合わせたものであり、反応度、冷却材流量、入口温度等が変化した場合の原子炉の核熱挙動、原子炉圧力容器等の非定常温度挙動を解析するコード⁽⁸⁾である。

原子炉出力 30MW からの循環機 3 台停止試験の原子炉の挙動は、Fig. 3.4～3.7 に示すとおりである。循環機 3 台が停止すると 1 次冷却材の強制循環が喪失し、1 次冷却材流量の低下に伴って原子炉出力は低下する。試験開始前（原子炉出力 30MW）の燃料最高温度は 1420°C であり、循環機停止直後、約 1475°C まで上昇するが燃料温度の制限値 1495°C を超えることはない。その後、炉内温度と均一になるまで低下した後は徐々に上昇し、試験開始から 17 時間（予め定められた試験継続時間）で約 1365°C まで上昇する。1 次冷却材の強制循環が喪失することにより、炉心から原子炉圧力容器への熱移動量が増加するが、原子炉圧力容器温度は約 411°C までの上昇に留まり、原子炉圧力容器温度の制限値 440°C を超えることはない。試験時の 1 次冷却材圧力の挙動を Fig. 3.6 に示す。1 次冷却材圧力は、循環機 3 台停止と同時に循環機の昇圧分低下し、その後徐々に上昇し試験開始から 17 時間（予め定めた試験継続時間）で約 40.9 kg/cm² になるが、試験開始時の初期値 41.0 kg/cm² を上回らない。反応度の挙動を Fig. 3.7 に示す。試験中、制御棒は試験開始時の位置に保持されるので、原子炉出力は燃料と減速材の温度変化による反応度及び Xe 濃度変化による反応度の合計で決まる。燃料及び減速材とともに負の反応度フィードバック効果を有していることから、それぞれの温度変化に対応して温度が上昇すると反応度は低下し、温度が低下すると反応度は上昇するように変化している。また、原子炉出力が低下することで、Xe の蓄積及び崩壊により反応度は循環機停止後下降し約 5 時間後に最小値となった後上昇する。試験中の各々の反応度変化を加算した全反応度は、試験開始から負の値となり、約 8 時間で最小値に至り、その後は Xe の崩壊に従って徐々に増加する。

上記の原子炉挙動の解析結果において、原子炉出力については、燃料温度を保守的に評価する（炉心からの熱逃げを小さくする）条件においての結果である。したがって、試験中に原子炉出力が低下することに伴う正の反応度投入量が小さいため、予め定められた試験継続時間内に原子炉が再臨界となり、原子炉出力の一時的な上昇が生じることはない。最適な条件においては、予め定められた試験継続時間内に原子炉が再臨界となり、原子炉出力の一時的な上昇が生じると予測される。

最適な解析条件での原子炉出力 30MW からの循環機 3 台停止試験の原子炉の挙動は、Fig. 3.8～3.11 に示すとおりである。循環機 3 台が停止すると 1 次冷却材の強制循環が喪失し、1 次冷却材流量の低下に伴って原子炉出力は低下する。再臨界による原子炉出力の上昇のピークは、試験開始から約 5 時間後に現れ、その値は約 8% となるが、その後は低下しながら約 2% の原子炉出力に収束する。

試験開始前（原子炉出力 30MW）の燃料最高温度は 1420°C であり、循環機停止直後、約 1452°C まで上昇する。その後は炉内温度と均一になるまで低下し安定状態に落ち着くが、再臨界後は再び上昇し、試験開始から 17 時間で約 1324°C となる。原子炉圧力容器温度については 1 次冷却材の強制循環が喪失することにより、炉心から原子炉圧力容器への熱移動量が増加するが、約 406°C までの上昇に留まる。反応度については、燃料及び減速材とともに負の反応度フィードバック効果を有していることから、それぞれの温度変化に対応して温度が上昇すると反応度は低下し、温度が低下す

ると反応度は上昇するように変化している。また、原子炉出力が低下することで、Xe の蓄積及び崩壊により反応度は循環機停止後下降し約 5 時間後に最小値となった後上昇する。試験中の各々の反応度変化を加算した全反応度は、試験開始から負の値となるが、約 3 時間後には零となり、原子炉は再び臨界となる。約 5 時間後に原子炉出力の急激な上昇が生じるが、負の反応度フィードバック効果により原子炉出力の上昇は抑制される。その後、未臨界と臨界の状態を繰り返し、原子炉出力は減衰振動の変化を示し臨界状態が継続して約 17 時間後に定格出力の約 2% となる。

以上のことから、循環機 3 台停止試験において、原子炉出力、燃料最高温度、原子炉圧力容器温度及び 1 次冷却材圧力が、通常運転時の運転条件を超えることはない。

3.3 炉容器冷却設備停止試験

(1) 試験目的

炉容器冷却設備停止試験は、特殊運転として実施され、炉心熱容量が大きく、負の反応度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を定量的に実証し、高温ガス炉技術の高度化に資するために行う。

(2) 試験内容

炉容器冷却設備停止試験の内容を Fig. 3.12 に示す。この試験は、原子炉出力制御系を切離して全ての制御棒位置を試験開始時の位置に保持した状態で、1 次ヘリウム循環機を 3 台停止して強制循環冷却機能の全喪失を生じさせるとともに炉容器冷却設備を停止させ、原子炉圧力容器表面からの熱を強制的に除去する機能を部分喪失又は全喪失させる。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に重ねて炉容器冷却設備による冷却機能が部分喪失又は全喪失した場合でも、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することを実証する。また、これに伴う炉心温度の低下又は Xe 濃度の低下による正の反応度添加が生じ、一時的に原子炉出力が急上昇（再臨界）しても、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力は直ちに低下することを実証する。さらに、これらの状況において、原子炉が安定に所定の状態に落着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。

(3) 試験時の原子炉の挙動

2.2 項「(1) 試験上の制限」では、「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とする。」と記載されている。炉容器冷却設備停止試験においては、試験が定格の原子炉出力 30MW の 30% である 9MW 以下ののみ実施されるので、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ることはないと判断されるが、循環機 3 台停止試験と同様に念のため原子炉出力、燃料最高温度、原子炉圧力容器温度及び 1 次冷却材圧力が、通常運転時の運転条件を超えない範囲であることを解析等により確認する。また、炉容器冷却設備が、通常運転時に原子炉圧力容器を取り囲むコンクリート製の 1 次側部遮へい体を冷却していることから、試験中に 1 次側部遮へい体の温度が上昇する可能性がある。したがって、1 次側部遮へい体の温度が、通常運転時の運転条件を超えない範囲であることを解析等により確認する。

試験時の原子炉の挙動については TAC/BLOOST コードにより解析し、原子炉出力、温度、圧力等が通常運転時の運転条件を超えない範囲であることを示す。

原子炉出力 9MW からの炉容器冷却設備停止試験の原子炉出力及び燃料最高温度の挙動は、Fig. 3.13 に示すとおりである。炉容器冷却設備停止試験では循環機 3 台を停止させるので、原子炉の挙動は循環機 3 台停止試験時とほぼ同様となる。図に示すように原子炉出力は、1 次冷却材流量の低下に伴って低下し、燃料最高温度は、初期値 446°C から約 551°C まで上昇するが、燃料温度の制限値 1495°C を超えることはない。原子炉圧力容器温度は、Fig. 3.14 に示すように初期値 173°C から約 186°C まで上昇するが、原子炉圧力容器温度の制限値 440°C を超えることはない。1 次冷却材圧力は、初期値 29kg/cm² を上回らない。循環機の停止と同時に炉容器冷却設備の 2 系統を停止させるので、原子炉圧力容器温度の上昇に伴い、周囲の 1 次側部遮へい体温度は、試験開始から 7 時間（予め定められた試験継続時間）で約 64°C まで上昇するが、制限値 65°C を超えることはない。なお、1 次側部遮へい体については、当該構造物の温度を保守的に評価する観点から、原子炉圧力容器から 1 次側部遮へい体への入熱が多く計算されるように炉心部の黒鉛の熱伝導率をノミナル値の 1.2 倍、1 次側部遮へい体の材質であるコンクリートの熱伝導率をノミナル値の 0.85 倍にして解析を実施した。

以上のことから、炉容器冷却設備停止試験において、原子炉出力、燃料最高温度、原子炉圧力容器温度、1 次冷却材圧力及び 1 次側部遮へい体の温度が通常運転時の運転条件を超えることはない。

4. 試験時に想定される異常事象の評価

本章の目的は、強制冷却喪失を模擬した試験として実施される循環機 3 台停止試験及び炉容器冷却設備停止試験時に想定される「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」について、HTTR 建設（許認可）時に実施された通常運転（炉出力 30MW で原子炉出口冷却材温度が 950°C になる高温試験運転）時の安全解析⁽⁹⁾の代表事象と比較して厳しい結果とならないことを示すことである。なお、炉容器冷却設備停止試験時に想定される異常事象については、試験が原子炉出力 30% 以下で実施されるため、循環機 3 台停止試験時の異常事象の評価結果に包絡されるので、循環機 3 台停止試験を対象として、想定される異常事象の選定、異常な過渡変化の評価及び事故の評価について示す。

循環機 3 台停止試験時の異常な過渡変化の評価及び事故の評価を実施するに当たっては、必要に応じて TAC/BLOOST コードを用いて事象の解析を実施した。なお、HTTR 建設（許認可）時の設置許可申請書の添付書類十「特殊運転時の異常」の評価では、TYHDE-HTGR コードを用いて事象の解析を実施している⁽¹⁰⁾ ことから、TAC/BLOOST コードについては、TYHDE-HTGR コードと解析結果の比較を実施し、TYHDE-HTGR コードの解析結果より非安全側の結果を示さないことを確認した。TAC/BLOOST コードと TYHDE-HTGR コードの比較については、付録 1 に示すとおりである。

4.1 想定される異常事象の選定

(1) 事象選定の方法

Fig. 4.1 に事象選定のフロー図を示す。循環機 3 台停止試験時に想定される異常事象の選定については、既に許可を得ている 1 次系流量低下試験及び制御棒引抜き試験時の異常事象の選定⁽¹⁰⁾と同様に、下記の 2 つの観点から検討を実施した。Fig. 4.1 に示すフロー図のうち、赤点線で囲んだ部分が今回の試験時の事象選定で実施した内容である。HTTR における安全評価の判断基準を Table 4.1 に、個々の判断項目に対する異常事象の抽出の結果を Fig. 4.2 に示す。

① 原子炉スクラム信号の動作遅延若しくは設定値変更に起因するもの

循環機 3 台停止試験において、動作遅延若しくは設定値変更の対象となる原子炉スクラム信号は次のとおりである。

- ・1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低 (信号の動作遅延)
- ・原子炉出口冷却材温度高 (信号の設定値変更)
- ・炉心差圧低 (信号の動作遅延)

② 循環機 3 台停止試験時の運転条件が、通常運転の運転条件と異なることに起因するもの

上記①及び②の観点から摘出された異常事象については、「(2) 検討結果」に示すとおりである。

(2) 検討結果

検討の結果、以下の代表事象を選定した。

① 原子炉スクラム信号の動作遅延若しくは設定値変更に起因するもの

試験時には、(1)に示したスクラム信号のうち、「原子炉出口冷却材温度高」のスクラム設定値に至ることはない予想される。したがって、事象として摘出されたのは、動作遅延させた「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」及び「炉心差圧低」の原子炉スクラム信号が、所定の時間経過後に動作する異常な過渡変化の「動作遅延させた原子炉スクラム信号の動作」である。

② 循環機 3 台停止試験時の運転条件が、通常運転の運転条件と異なることに起因するもの

循環機 3 台停止試験を行った場合の代表事象の検討結果を、運転時の異常な過渡変化については Table 4.2 に、事故については Table 4.3 に示す。表中の各起因事象の該当設備については、Fig.4.3 に示すとおりである。

試験は単独運転モードで実施され、試験時には、循環機 3 台を停止すること、運転モード選択装置に連動して原子炉出力制御系が切り離されること等により、想定される各起因事象のうち、最も厳しい結果となる事象として摘出されたのは、運転時の異常な過渡変化については「補助冷却設備の誤起動」、事故については「1 次冷却設備二重管内管破損事故」である。

4.2 異常事象の解析における主要な解析条件

解析に当たって、特記しない限り共通に用いている解析条件及び考慮すべき事項については、次に示すとおりである。なお、これらの条件は、現行設置許可申請書に示されている安全解析⁽¹¹⁾で使用したものと同じである。

- ・原子炉がスクラムした場合には、補助冷却設備が起動し、約 20 秒で原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量が確保される。(1 次冷却設備二重管内管破損事故を除く)
- ・原子炉スクラム信号によって添加される負の反応度については、最も反応度効果の大きい制御棒 1 対が完全引抜き位置に固着して挿入されないものと仮定し、 $4 \times 10^{-2} \Delta k/k$ を用いる。原子炉スクラム時の制御棒挿入による反応度の添加については、燃焼に伴う制御棒の位置及び挿入時間に関して安全側に考慮して、Fig. 4.4 に示す反応度挿入曲線を使用する。
- ・反応度係数は、燃焼特性及び炉心温度を考慮し、かつ、適切な安全余裕を見込んだ値とする。ドプラ係数を Fig. 4.5、減速材温度係数を Fig. 4.6 に示す。使用にあたっては、温度フィードバック効果を小さく見積もるように図中に示す最大値を用いる。

- 核分裂生成物の崩壊熱としては、Shure の式で計算される値を 1.2 倍にした値を用いる。また、アクチニドの崩壊熱も考慮する。

4.3 運転時の異常な過渡変化

4.3.1 動作遅延させた原子炉スクラム信号の動作

(1) 過渡変化の原因及び防止対策

① 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、手順書通りに試験を終了しなかった場合、動作遅延させた「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」及び「炉心差圧低」の原子炉スクラム信号発信まで、燃料温度が上昇する現象として考える。

この場合は、予め設定された試験継続時間（17 時間）で、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に、次のような対策を講じる。

- 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、必要な対策が取れるようにする。
- 運転モード選択装置により、試験範囲を限定する。
- 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」信号及び「炉心差圧低」信号の動作を遅延し、また、「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。
- 試験を終了させるための操作を実施することなく試験を継続した場合には、予め設定された遅延時間後に動作する原子炉保護設備の「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号又は「炉心差圧低」信号により、原子炉は自動停止する。
- 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。

(2) 過渡変化の解析

① 解析条件

過渡変化の解析は、TAC/BLOOST コードによって行う。

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。

- 試験の初期状態は、定格値に定常運転時の誤差の最大値を加えた値を用いる。原子炉出力については定格値 100% (30MW) に対して 102.5%、原子炉入口冷却材温度については定格値 395°C に対して 397°C、原子炉出口冷却材温度については定格値 850°C に対して 869°C、1 次冷却材圧力については 41kg/cm² に対して 42.5kg/cm² を用い、循環機 3 台停止試験中とする。
- 炉心を構成する黒鉛の熱伝導率については、試験時の燃料最高温度を保守的に評価するために、炉心からの熱放散の小さい燃焼末期の値を使用する。
- 「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号及び「炉心差圧低」信号に対して予め設定された試験継続時間（17 時間）で、原子炉スクラムするものとする。

- d. 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。

② 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を Fig. 4.7～4.9 に示す。

循環機3台停止試験の開始直後、燃料最高温度は初期値 1420°C から約 1475°C まで上昇し、負の温度フィードバック効果により原子炉出力が低下するため、燃料最高温度も低下し、その後徐々に上昇する。

「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号及び「炉心差圧低」信号に対して、予め設定された試験継続時間（17 時間）が経過した時点で原子炉は自動停止する。この際、燃料最高温度は、異常発生時の初期値約 1365°C を上回らない。また、原子炉圧力容器温度及び1次冷却材圧力は、異常発生時の初期値である約 411°C 及び約 42.5kg/cm² を上回らない。

(3) 想定事象に対する解析評価の結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、予め設定された試験継続時間（17 時間）後に動作する「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」及び「炉心差圧低」の信号により原子炉は自動停止し、燃料最高温度は判断基準（1600°C を超えないこと）を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(4) 既存の評価事象との比較

HTTR 建設（許認可）時の設置許可申請書の添付資料十に記載されている「特殊運転時の異常」の解析結果⁽¹¹⁾と比較を行った。HTTR 建設時の設置許可申請書では、「特殊運転時の異常」として循環機2台停止試験中に残り1台の循環機が停止する事象が選定、評価されている。

その結果、循環機2台停止試験中に残り1台の循環機が停止する事象の場合、燃料最高温度は約 1477°C であるのに対し、循環機3台停止試験中の動作遅延された原子炉スクラム信号による自動停止の場合、燃料最高温度は約 1365°C であり、HTTR 建設（許認可）時の設置許可申請書記載の燃料最高温度を下回る。

以上のことから、「原子炉スクラム信号の動作遅延若しくは設定値変更に起因するもの」として選定した「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」及び「炉心差圧低」の動作遅延の評価結果は、HTTR 建設（許認可）時の設置許可申請書の添付資料十に記載されている「特殊運転時の異常」（循環機2台停止試験中の残り1台の循環機停止）の評価結果を上回らないことから、既許可の変更には該当しない。

4.3.2 補助冷却設備の誤起動

(1) 過渡変化の原因及び防止対策

① 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、循環機3台停止試験中に、電気的故障等の原因により、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機1台が誤起動し、1次冷却材流量が異常に増大して炉心の平均温度が低下し、原子炉に正の反応度が添加され、原子炉出力が上昇する現象として考える。

この場合は、予め設定された試験継続時間（17 時間）で、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に、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、必要な対策が取れるようにする。
- 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」信号及び「炉心差圧低」信号の動作を遅延し、また、「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. 電気設備及び補助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. 原子炉の出力が異常に上昇した場合には、原子炉保護設備の「広領域中性子束高」又は「出力領域中性子束高（低設定）」信号により、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。

(2) 過渡変化の解析

① 解析条件

過渡変化の解析は、TAC/BLOOST コードによって行う。

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、定格値に定常運転時の誤差の最大値を加えた値を用いる。原子炉出力については定格値 100% (30MW) に対して 102.5%、原子炉入口冷却材温度については定格値 395°C に対して 397°C、原子炉出口冷却材温度については定格値 850°C に対して 869°C、1 次冷却材圧力については 41kg/cm² に対して 42.5kg/cm² を用い、循環機 3 台停止試験中とする。
- b. 誤起動時刻に対する燃料最高温度のサーベイ解析に基づいて、燃料温度が最も高くなる条件として、循環機 3 台停止と同時に補助冷却設備の補助ヘリウム循環機 1 台が誤起動するものとする。また、その場合の流量は定格値の 3.0t/hr とする。なお、誤起動時刻に対する燃料最高温度のサーベイ解析については、付録 2 に示すとおりである。
- c. 補助ヘリウム循環機 1 台が誤起動した場合の正の反応度添加量を大きく見積もるために、炉心に流入する 1 次冷却材の温度については、試験継続時間 (17 時間) を考慮して、定格出力で実施した手動スクラム試験時の 24 時間後の実測値に基づいて設定した。(200°C)
- d. 炉心を構成する黒鉛の熱伝導率については、試験時に補助ヘリウム循環機が誤起動した場合の燃料最高温度を保守的に評価するために、炉心からの熱放散の小さい燃焼末期の値を使用する。
- e. 試験を終了させるための操作を実施することなく試験を継続した場合には、予め設定された試験継続時間後に動作する原子炉保護設備の「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」信号又は「炉心差圧低」信号により、原子炉は自動停止する。
- 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。

② 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を Fig. 4.10～4.12 に示す。

試験において循環機 3 台を停止させるのと同時に補助ヘリウム循環機 1 台が誤起動すると、1 次冷却材流量は初期値約 45t/hr から減少し、補助ヘリウム循環機 1 台による流量 3.0t/hr に保持される。このため、原子炉出力は定格出力から一旦は減少するが、その後は定格出力の 10～15% の範囲で徐々に上昇し、予め設定された試験継続時間 17 時間が経過した時点で自動停止するため出力は低下し、原子炉は未臨界となる。この時、燃料最高温度は、補助ヘリウム循環機 1 台の誤起動直後に初期値 1420°C から約 1473°C まで上昇するが、負の温度フィードバック効果により原子炉出力が低下するため、燃料温度も低下する。その後、燃料最高温度は徐々に上昇するが、試験継続時間 17 時間が経過した時点で原子炉が自動停止するため、燃料最高温度は約 1465°C までの上昇にとどまる。また、原子炉圧力容器温度及び 1 次冷却材圧力は、異常発生時の初期値である約 375°C 及び約 42.5kg/cm² を上回らない。

(3) 想定事象に対する解析評価の結論

この過渡変化において、実際より十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、予め設定された試験継続時間（17 時間）後に動作する「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」又は「炉心差圧低」の信号により原子炉は自動停止し、燃料最高温度は判断基準（1600°C を超えないこと）を満足するので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリの温度及び圧力は、判断基準を満足するので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

(4) 既存の評価事象との比較

HTTR 建設（許認可）時の設置許可申請書の添付資料十に記載されている「中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の回転数上昇」の解析結果⁽¹¹⁾と比較を行った。

その結果、「中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の回転数上昇」の場合、燃料最高温度は約 1510°C であるのに対し、循環機 3 台停止試験中の補助冷却設備の誤起動の場合、燃料最高温度は約 1473°C であり、HTTR 建設（許認可）時の設置許可申請書記載の燃料最高温度を下回る。

以上のことから、「循環機 3 台停止試験時の運転条件が、通常運転の運転条件と異なることに起因するもの」として選定した補助冷却設備の誤起動の評価結果は、HTTR 建設（許認可）時の設置許可申請書の添付資料十に記載されている中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の回転数上昇の評価結果を上回らないことから、既許可の変更には該当しない。

4.3.3 異常な過渡変化についてのまとめ

循環機 3 台停止試験時に想定される「運転時の異常な過渡変化」について、下記 2 つの事象の解析を実施した。

- a. 「動作遅延させた原子炉スクラム信号の動作」
- b. 「補助冷却設備の誤起動」

解析の結果、上記 a. 及び b. の異常事象について、HTTR 建設（許認可）時の設置許可申請書に記載されている既存の評価事象と比較して厳しい結果とならないことを確認した。

4.4 事故

循環機3台停止試験中の事故については、HTTR建設（許認可）時の設置許可申請書の添付資料十に記載されている「1次冷却設備二重管内管破損事故」（以下、内管破損事故と呼ぶ。）の解析結果⁽¹¹⁾と比較を行った。

その結果、HTTR建設（許認可）時の設置許可申請書の添付資料十に記載されている内管破損事故の場合、燃料最高温度及び原子炉圧力容器最高温度は、それぞれ約1495°C及び約515°Cであるのに対し、循環機3台停止試験中の内管破損事故の場合、燃料最高温度及び原子炉圧力容器最高温度は、それぞれ約1474°C及び約514°Cであり、HTTR建設（許認可）時の設置許可申請書記載の解析結果を下回る。また、HTTR建設（許認可）時の設置許可申請書の添付資料十に記載されている内管破損事故時の1次冷却材圧力は約45.9kg/cm²であるのに対し、循環機3台停止試験中の内管破損事故の場合、1次冷却材圧力は約45.9kg/cm²であり、HTTR建設（許認可）時の設置許可申請書記載の1次冷却材圧力の解析結果を上回らない。

以上のことから、「循環機3台停止試験時の運転条件が、通常運転の運転条件と異なることに起因するもの」として選定した試験中の内管破損事故の評価結果は、HTTR建設（許認可）時の設置許可申請書の添付資料十に記載されている内管破損事故の評価結果を上回らないことから、既許可の変更には該当しない。

5. 結言

HTTRを用いて安全性実証試験として実施する循環機3台停止試験及び炉容器冷却設備停止試験について、試験が安全に実施できること及び試験中に異常事象が発生しても原子炉施設の安全性が確保されることを示した。

試験を安全に実施するために、原子炉保護設備の「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」及び「炉心差圧低」の信号回路に遅延回路を追加した。試験時の安全性については、運転モード選択装置により当該試験を選択してから作動する遅延回路の設定値（試験継続時間であり、循環機3台停止試験の場合は17時間、炉容器冷却設備停止試験の場合は7時間）を超えた場合に、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」及び「炉心差圧低」信号が原子炉スクラム信号を発信することにより確保されることを、保守的な解析条件の下で燃料温度、原子炉圧力容器温度等を評価して確認した。循環機3台停止試験については、燃料最高温度は約1475°C、原子炉圧力容器温度は約411°Cまでの上昇にとどまり、それぞれの通常運転時の制限値を上回らない。また、1次冷却材圧力は試験開始時の初期値を上回らない。炉容器冷却設備停止試験については、原子炉出力30%（9MW）以下の低出力で実施されるので、通常運転時に炉容器冷却設備により冷却されているコンクリート製の1次側部遮へい体温度の上昇が予測されるが、約64°Cまでの上昇にとどまり通常運転時の制限値を上回らない。

原子炉出力100%（30MW）で実施される循環機3台停止試験を対象に、試験時に想定される異常事象の安全解析を実施した。試験時に想定される異常な過渡変化としては、「動作遅延させた原子炉スクラム信号の動作」及び「補助冷却設備の誤起動」が、事故としては「1次冷却設備二重管内管破損事故」が評価すべき事象として選定された。選定された事象について事象発生時の原子炉挙動を解析し、それぞれの事象において、運転時の異常な過渡変化及び事故の判断基準を満足することを確認した。

本報で示した解析結果等に基づき、HTTR原子炉施設の設置変更申請を行い、国の安全審査を経て

試験実施の原子炉施設設置変更許可を得ることができた。

HTTR を用いて実施する循環機 3 台停止試験及び炉容器冷却設備停止試験については、実炉を用いて異常を模擬した試験を行うことで国民に目に見える形で原子炉の安全性を示すことができ、また、試験で得られる試験データにより、解析コードを検証し解析精度を向上させることで設計の信頼性を向上させ、将来の高温ガス炉における安全設備の合理的な簡素化による経済性の向上に繋がるものである。高温ガス炉は、超高温ガス炉として第 4 世代原子炉の候補として取り上げられており、循環機 3 台停止試験及び炉容器冷却設備停止試験の安全性実証試験で得られた試験データ、それにより検証した解析技術は、優れた経済性と安全性を備えた超高温ガス炉の設計に貢献できるものである。

謝 辞

本報を執筆するに当たり、川崎幸三高温工学試験研究炉部次長、伊与久達夫高温工学試験研究炉部研究主席には、試験時の安全確保の考え方、試験時に想定される異常事象の選定の考え方等について、ご指導、ご助言を頂きました。武田哲明高温ガス炉特性・安全性試験グループリーダには、流量喪失時の熱流動解析等について、ご指導、ご助言を頂きました。試験時の原子炉挙動の解析については、富士電機アドバンストテクノロジー株式会社の中野正明氏、高田英治氏、株式会社ケーシーエスの室伏昭氏に協力して頂きました。ここに深く感謝の意を表します。

参考文献

- (1) S. FUJIKAWA et al.: "Achievement of Reactor-Outlet Coolant Temperature of 950°C in HTTR", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.41, No. 12, pp.1245~1254, (2004).
- (2) 西原哲夫 他：“電力水素併産型高温ガス炉（GTHTTR300C）の安全設計方針”，日本原子力学会和文論文誌, Vol.5, No.4, pp.325-333, (2006).
- (3) 武井正信 他：“高温ガス炉ガスタービン発電システム（GTHTTR300）の経済性評価”，日本原子力学会和文論文誌, Vol.5, No.2, pp.109-117, (2006).
- (4) H. Gottaut and K. Kruger: "Results of Experiments at the AVR Reactor", Nuclear Engineering and Design, Vol.121, pp.143-153, (1990).
- (5) S. Hu, R. Wang and Z. Gao: "Safety Demonstration Tests on HTR-10", Proceedings of 2nd International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology, (2004)
- (6) S. SHIOZAWA et al.: "Overview of HTTR Design Features", Nucl. Eng. Des., Vol.233, p.11-21, (2004).
- (7) 橘幸男 他：“高温工学試験研究炉（HTTR）の安全性実証試験計画”，JAERI-Tech 2002-059, (2002).
- (8) 高松邦吉 他：“TAC/BLOOST コードの検証”，JAERI-Data/Code 2005-003, (2005).
- (9) S. NAKAGAWA, K. Kunitomi and K. Sawa: "Method and Results of Safety Evaluation of the High Temperature Engineering Test Reactor", Nucl. Tech., Vol.115, p.266-280 (1996).
- (10) 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および試験時の安全評価”，JAERI-M 90-070, (1990).
- (11) 日本原子力研究所 大洗研究所 原子炉施設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] 添付書類十 (1990).

Table 2.1 HTTR の主要諸元

原子炉熱出力	30MW
1次冷却材	ヘリウムガス
原子炉入口冷却材温度	395°C
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)
1次冷却材圧力	4MPa
炉心構造材	黒鉛
炉心有効高さ	2.9m
炉心等価直径	2.3m
出力密度	2.5MW/m ³
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 (2.25Cr-1Mo 鋼)
冷却回路数	1 ループ (中間熱交換器及び加圧水冷却器)

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
循環機 3 台停止試験の特定	(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 次冷却材の供給弁及び排出弁を閉とする。 (3)1 次ヘリウム循環機の起動が防止される。 (4)「原子炉出口冷却材温度高」信号のスクラン設定値が変更される。 (5)「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」、「炉心差圧低」信号は、17 時間、遅延される。
炉容器冷却設備停止試験の特定	(1)定格運転であること (2)単独運転であること (3)原子炉出力が 30% 以下であること。	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 次冷却材の供給弁及び排出弁を閉とする。 (3)1 次ヘリウム循環機の起動が防止される。 (4)「原子炉出口冷却材温度高」信号のスクラン設定値が変更される。 (5)「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」、「炉心差圧低」信号は、7 時間、遅延される。

Table 4.1 HTTR における安全評価の判断基準

	運転時の異常な過渡変化	事故
目的	炉心が損傷に至ることなく、かつ、原子炉が通常運転に復帰できること	炉心の損壊の恐れがなく、放射性物質に対する障壁の設計が妥当なこと
燃料	燃料温度が、1,600°C を超えないこと	炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能なこと
判斷	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	<ul style="list-style-type: none"> ・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 1.2 倍以下であること ・1 次/2 次ヘリウムバウンダリを破損させないこと ・原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、所定の制限値を超えないこと ・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 ・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
基準	原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、所定の制限値を超えないこと	

Table 4.2 「運転時の異常な過渡変化」の検討結果（循環機 3 台停止試験）

異常事象	主な起因事象 (○：添十代表事象)	検討	最も厳しい事象
反応度制御設備の異常	○制御棒の誤引抜き(1) 制御棒の誤挿入(1)	運転モード選択装置に連動して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や断している。したがって、本事象は想定されない。	— —
実験設備の異常	○照射試料の移動	照射試験時には特殊運転を実施しないので、想定されない。	—
1 次冷却材流量の増大	○中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の回転数上昇(2)	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、中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機は運転しておらず、本事象の想定は不要である。	—
	○1 次加圧水冷却器用 1 次ヘリウム循環機 1 台の回転数上昇(3)	1 次加圧水冷却器用 1 次ヘリウム循環機は停止しているので、本事象の想定は不要である。	—
	補助冷却設備の誤起動(4)	○ 炉心の冷却に起因した正の反応度の添加により出力が増加する。出力領域中性子束高信号により、原子炉スクラムが可能であると考えるが、この場合でも、原子炉スクラムに至るまでの出力増加により、どの程度燃料温度が上昇するかを確認する。	○
	○1 次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開(5)	○ 運転モード選択装置に連動して 1 次冷却材圧力制御系を切り離していること、当該の弁は試験中常時閉でありフェイルクローズの機能を有していることから、本事象の想定は不要である。	—
2 次冷却材流量の除熱量の増大	○加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤閉(6) 加圧水空気冷却器の出口流量調節弁の誤開(7) 加圧水流量調節弁の誤開(8)	○ 1 次ヘリウム循環機はすべて停止しているので、2 次冷却設備に除熱異常が発生しても、原子炉の冷却に影響を与えることはない。	— — — —
1 次冷却材流量の減少	○2 次ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開(9) ○中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機のコーンドダウン(2)	○ 試験は単独運転状態で実施するので、中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機は運転しておらず、本事象の想定は不要である。	—
	○1 次加圧水冷却器用 1 次ヘリウム循環機 1 台のコーストダウン(3)	○ 1 次加圧水冷却器用 1 次ヘリウム循環機は停止しているので、本事象の想定は不要である。	—

異常事象	主な起因事象 (○：添十代表事象)	検討	最も厳しい事象
中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機の制動停止(2)	試験は単独運転状態で実施するので、中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機は運転しておらず、本事象の想定は不要である。	—	—
1 次加圧水冷却用 1 次ヘリウム循環機 1 台の制動停止(3)	1 次加圧水冷却器用 1 次ヘリウム循環機は停止しているので、本事象の想定は不要である。	—	—
○1 次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開(11)	運転モード選択装置に連動して 1 次冷却材圧力制御系を切り離していること、当該の弁は試験中常時閉でありフェイルクローズの機能を有していることから、本事象の想定は不要である。	—	—
加圧水冷却設備の除熱量の減少	1 次加圧水冷却器の隔離弁の誤閉(12) 1 次加圧水冷却器の止め弁の誤閉(13)	1 次ヘリウム循環機はすべて停止しているので、加圧水冷却設備に除熱異常が発生しても、原子炉の冷却に影響を与えることはない。	— — —
	加圧水流量調節弁の誤閉(8)	—	—
	2 次加圧水冷却器の隔離弁の誤閉(14)	—	—
	加圧水循環ポンプの停止(15)	—	—
	○加圧水空気冷却器のバイパス流量調節弁の誤開(6)	—	—
	加圧水空気冷却器の出口流量調節弁の誤閉(7)	—	—
	加圧水空気冷却器ファン 1 台の停止(16)	—	—
	加圧水空気冷却器ファン 3 台の停止(16)	—	—
2 次ヘリウム冷却設備の除熱量の減少	2 次ヘリウム循環機の制動停止(9) 2 次ヘリウム循環機のコーストダウン(9)	2 次ヘリウム冷却設備は停止しているため、想定されない。	— —

異常事象	主な起因事象 (○：添十代表事象)	検討	最も厳しい事象
	○2次ヘリウム貯蔵供給設備排出弁の誤開(17)		—
真空断熱性能の低下	○真空ポンプの故障	照射試験時には特殊運転を実施しないので、想定されない。	—
商用電源喪失	○商用電源喪失	1次ヘリウム循環機はすべて停止しているので、商用電源喪失の想定により加圧水冷却系の流量喪失を起こすことになるが、加圧水流量低信号により事象は速やかに検知され原子炉スクラムに至る。	—

Table 4.3 「事故」の検討結果(循環機3台停止試験)

異常事象	主な起因事象 (○：添十代表事象)	検討	最も厳しい事象
反応度制御設備の異常	○スタンドパイプ破損	「1次冷却材・加圧水差圧低」信号により事象は速やかに検知され原子炉スクラムに至る。この場合、高温試験運転時の評価結果を上回ることはない。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。また、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ではなく、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。	—
燃料流路の流量減少	○燃料体内流路閉塞	試験により、冷却材が流れないとめ、本事象の想定は不要である。	—
炉心流量の減少	○1次冷却設備二重管内管破損 補助冷却設備二重管内管破損	動作遅延させた「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」又は「炉心差圧低」の信号により事象が検知され原子炉スクラムに至る。この場合、二重管の内管破損により炉心内の自然循環が促進されるため、炉心部での冷却材流量が増加し燃料温度は低下する。しかし、自然循環により、原子炉圧力容器温度が上昇する可能性がある。	○
1次ヘリウム循環機1台の軸固着		「1次冷却設備二重管内管破損」と同様の事象推移となるが、「1次冷却設備二重管内管破損」の評価結果に包絡される。	—
1次冷却材の喪失	○1次冷却設備の配管等の破損 補助ヘリウム冷却系の配管等の破損	1次ヘリウム循環機は停止しているので、本事象の想定は不要である。 「1次冷却材・加圧水差圧低」信号により事象は速やかに検知され原子炉スクラムに至る。この場合、高温試験運転時の評価結果を上回ることはない。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。また、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ではなく、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。	—

異常事象	主な起因事象 (○：添付代表事象)	検討	最も厳しい事象
2次ヘリウム冷却材 流量の減少	○ 2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損	「1次冷却材・加圧水差圧低」信号により事象は速やかに検知され原子炉スクラムに至る。この場合、高温試験運転時の評価結果を上回ることはない。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、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。	—
2次ヘリウム冷却材 流量の減少	○ 2次ヘリウム冷却材の破損	試験は中間熱交換器を使用しない単独運転時に実施されるので、試験中の中間熱交換器伝熱管温度は高温試験運転モードの並列運転時を大きく下回る。万一、2次ヘリウム冷却設備二重管内管が破損した場合にも、1次冷却材の強制循環が無いので、原子炉の冷却等に影響を与えることはない。	—
2次ヘリウム循環機軸固定着 の喪失	○ 2次ヘリウム冷却設備の配管等の破損	試験を実施する単独運転においては、2次ヘリウム循環機は停止しているので、本事象の想定は不要である。	—
加圧水冷却設備の余 熱量の減少	○ 加圧水配管等の破損 空気冷却器伝熱管破損 加圧水循環ポンプ軸固定着 1次加圧水冷却器逃し弁の損傷 2次加圧水冷却器逃し弁の損傷	試験は中間熱交換器を使用しない単独運転時に実施されるので、試験中の中間熱交換器伝熱管温度は高温試験運転モードの並列運転時を大きく下回る。万一、2次ヘリウム冷却設備の配管等が破損した場合にも、1次冷却材の強制循環が無いので、高温試験運転モードの並列運転時に発生を想定した場合よりも厳しくなることはない。 試験中、燃料及び加圧水冷却器伝熱管の温度は高温試験運転時の値を上回ることではなく、本事象が発生しても「1次冷却材・加圧水差圧高」信号により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よりも厳しくなることはない。 1次ヘリウム循環機はすべて停止しているので、加圧水冷却設備に除熱異常が発生しても、原子炉の冷却等に影響を与えることはない。 試験中、燃料及び加圧水冷却器伝熱管の温度は高温試験運転時の値を上回ることなく、本事象が発生しても「1次冷却材・加圧水差圧高」信号により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よりも厳しくなることはない。	—

異常事象	主な起因事象 (○：添十代表事象)	検討	最も厳しい事象
燃料限界照射試料冷却材流量の減少	○燃料限界照射試料冷却材の冷却流路閉塞	照射試験時には特殊運転を実施しないので、想定されない。	—
空気侵入	○ 1 次冷却設備二重管破断	「1 次冷却材・加圧水差圧低」信号により事象は速やかに検知され原子炉スクラムに至る。この場合、高温試験運転時の評価結果を上回ることはない。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、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 次冷却設備二重管外管破損 補助ヘリウム冷却系二重管破断 補助ヘリウム冷却系外管破損	「1 次冷却設備二重管破断」と同様の事象推移となるが、HTTR 本体の安全解析の結果より「1 次冷却設備二重管破断に包絡されると考えられるので、新たに解析をする必要はない。	—
	スタンドバイブ破損	「1 次冷却材・加圧水差圧低」信号により事象は速やかに検知され原子炉スクラムに至る。この場合、高温試験運転時の評価結果を上回ることはない。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、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。	—
水侵入	○ 1 次加圧水冷却器伝熱管破損	「1 次冷却材・加圧水差圧低」信号により原子炉のスクラムが可能である。この場合、燃料温度の初期値等は高温試験運転時を上回ることはない。水侵入量も高温試験運転時を上回らないので、1 次冷却材圧力上昇、黒鉛酸化及び反応度添加は小さく、現行の安全審査の範囲である高温試験運転時に発生を想定した場合よりも厳しくなることはない。	—

異常事象	主な起因事象 (○：添十代表事象)	検討	最も厳しい事象
	補助冷却器伝熱管破損	「1次冷却材・補助冷却水差圧低」信号により原子炉のスクラムが可能である。この場合、燃料温度の初期値等は高温試験運転時を上回ることではなく、水侵入量も高温試験運転時を上回らないので、1次冷却材圧力上昇、黒鉛酸化及び反応度添加は小さく、現行の安全審査の範囲である高温試験運転時に発生を想定した場合よりも厳しくなることはない。	—
1次冷却設備への加圧水又は2次ヘリウムの侵入	○1次加圧水冷却器伝熱管破損	「1次冷却材・加圧水差圧低」信号により原子炉のスクラムが可能である。この場合、燃料温度の初期値等は高温試験運転時を上回ることではなく、水侵入量も高温試験運転時を上回らないので、1次冷却材圧力上昇、黒鉛酸化及び反応度添加は小さく、現行の安全審査の範囲である高温試験運転時に発生を想定した場合よりも厳しくなることはない。	—
	補助冷却器伝熱管破損	「1次冷却材・補助冷却水差圧低」信号により補助冷却水系は自動隔離され、原子炉を通常停止させる。この場合、燃料温度の初期値等は高温試験運転時を上回ることではなく、水侵入量も高温試験運転時を上回らないので、1次冷却材圧力上昇、黒鉛酸化及び反応度添加は小さく、高現行の安全審査の範囲である高温試験運転時に発生を想定した場合よりも厳しくなることはない。	—
	中間熱交換器伝熱管破損	試験は850°Cの単独試験運転時に実施するので、現行の安全審査の範囲である高温試験運転時に発生を想定した場合よりも厳しくなることはない。	—
加圧水冷却材の喪失	○加圧水配管等の破断	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ではなく、加圧水配管破断が生じても「1次冷却材・加圧水差圧高」信号により速やかに原子炉はスクラムされるので、現行の安全審査の範囲である高温試験運転時に発生を想定した場合よりも厳しくなることはない。	—

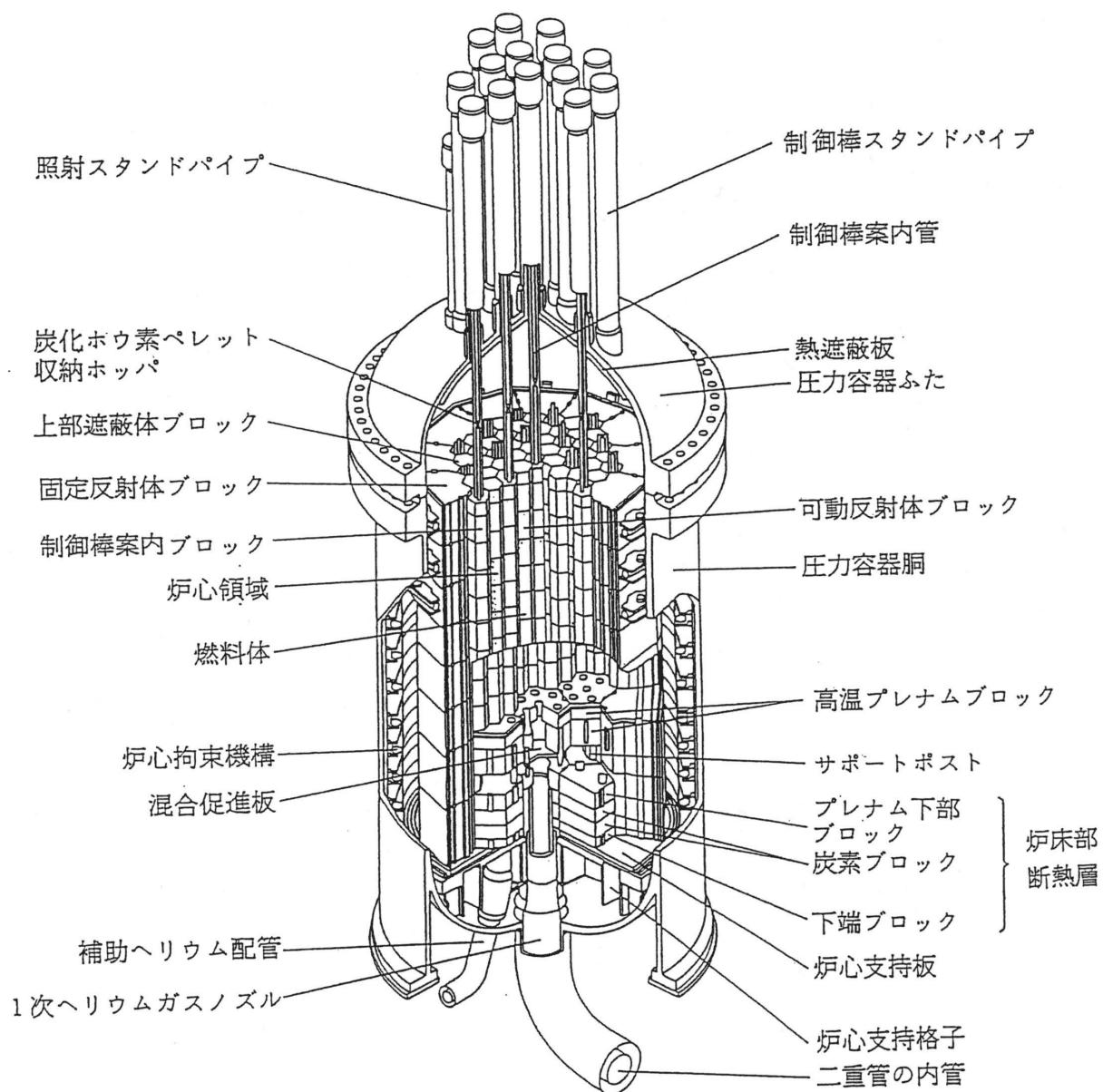


Fig. 2.1 原子炉本体構造図

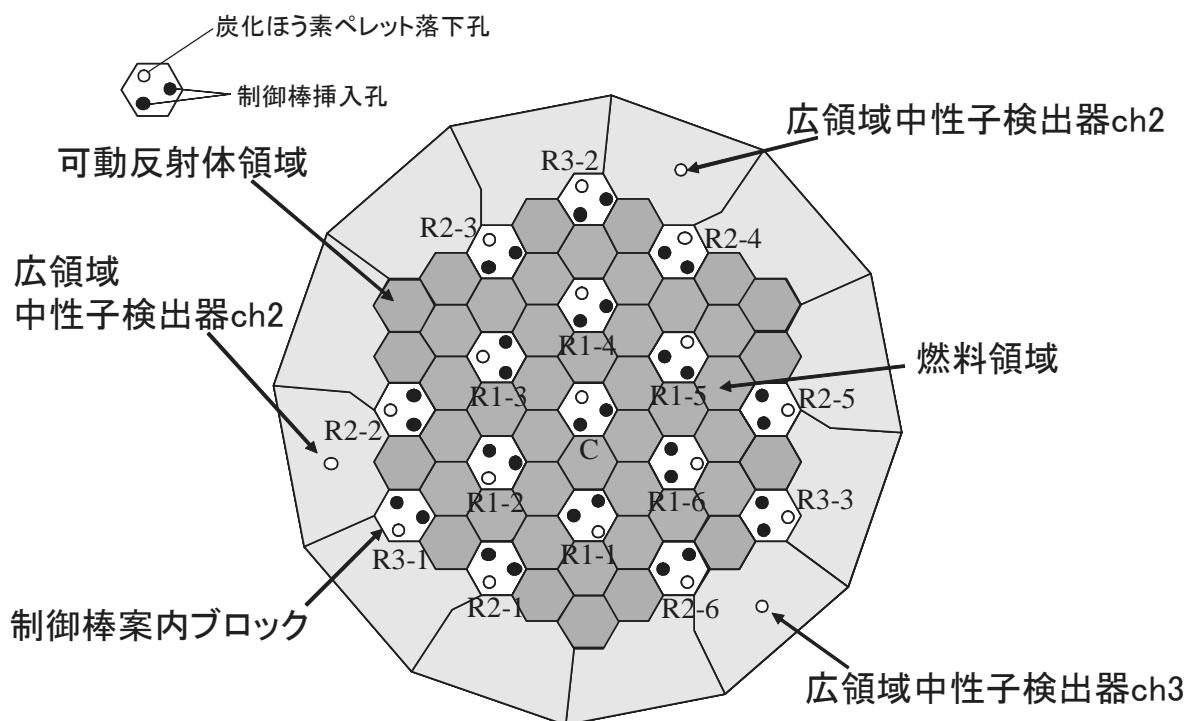


Fig. 2.2 原子炉水平断面図

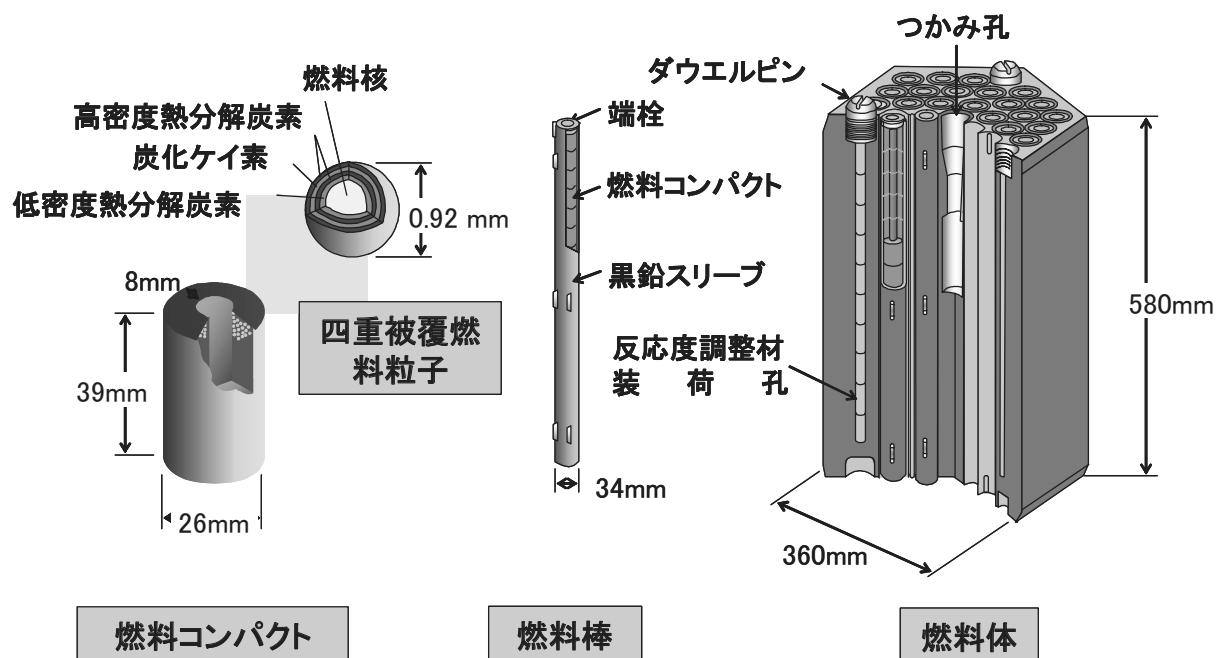
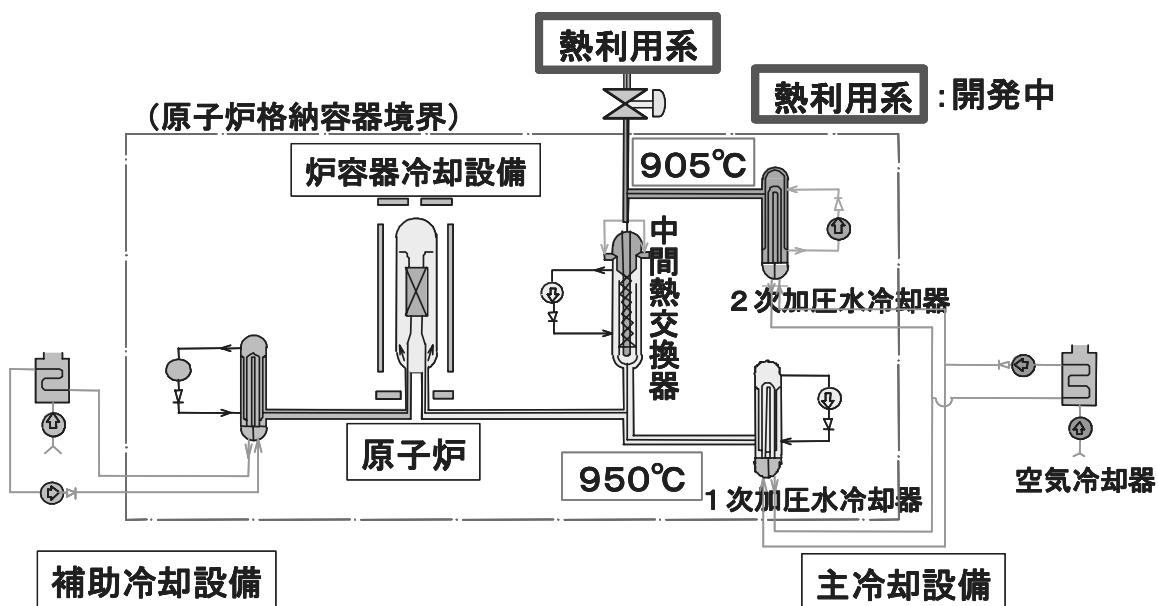


Fig. 2.3 HTTR の A 型燃料体



単独運転: 1次加圧水冷却器のみを使用
並列運転: 1次加圧水冷却器と中間熱交換器を使用

Fig. 2.4 HTTR の冷却設備系統図

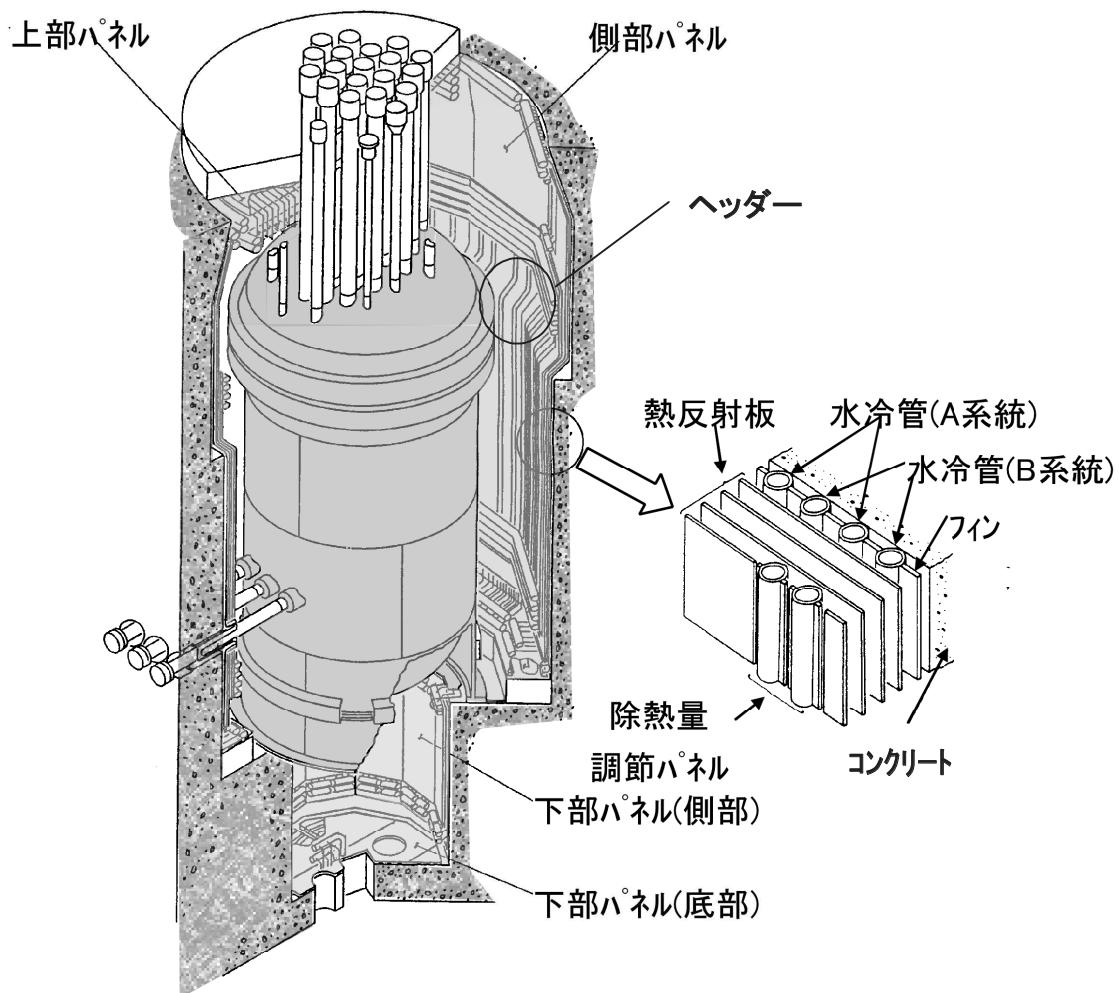


Fig. 2.5 炉容器冷却設備水冷管パネル配置図

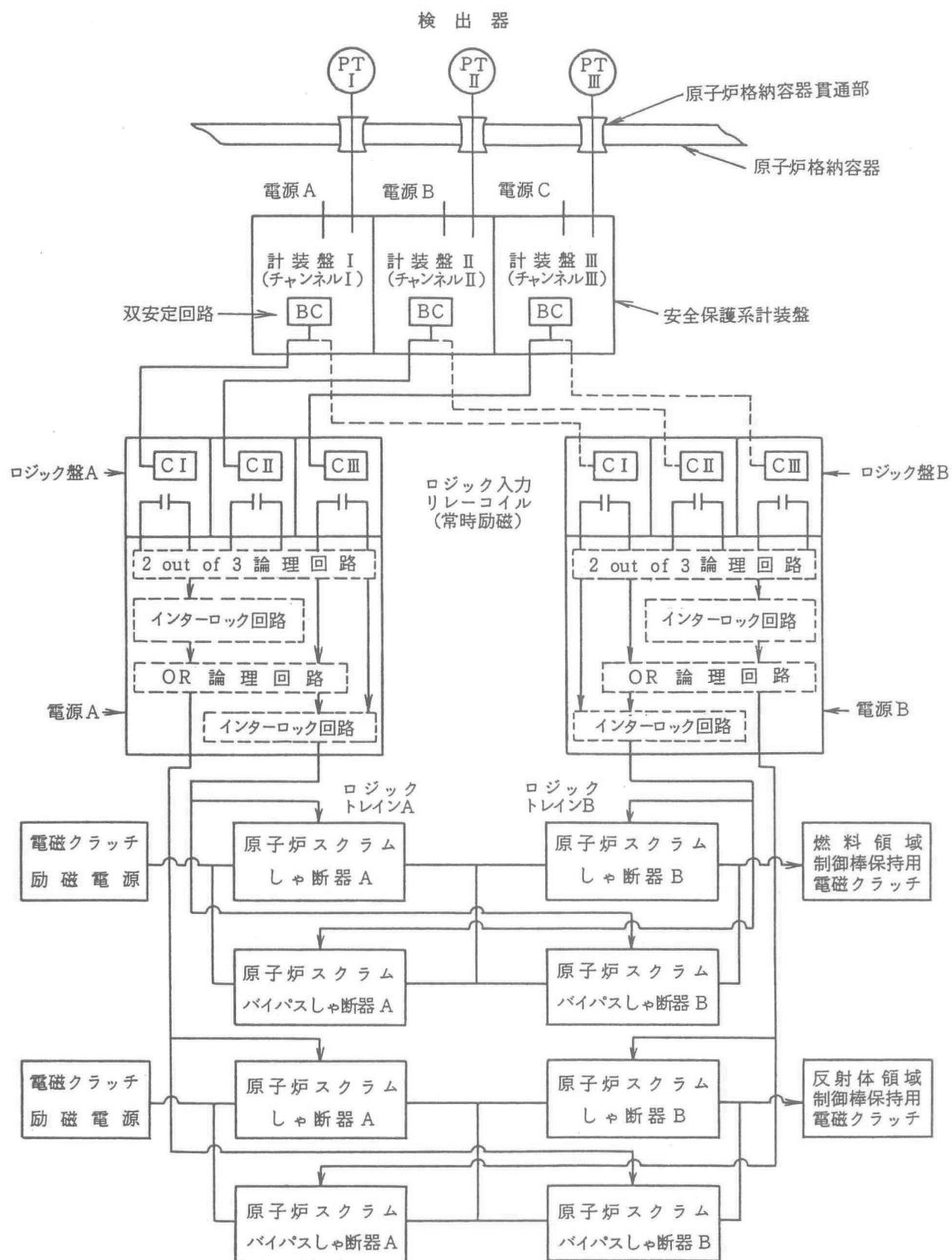
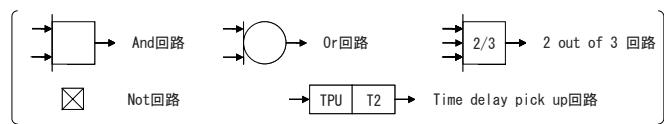
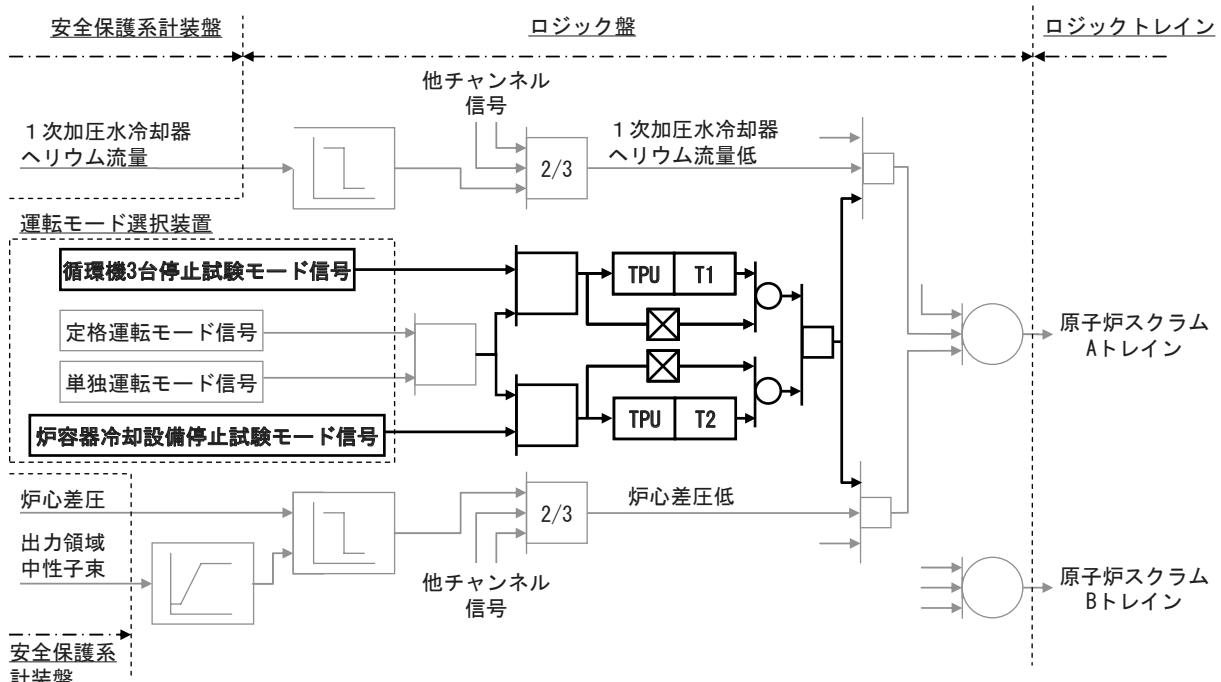
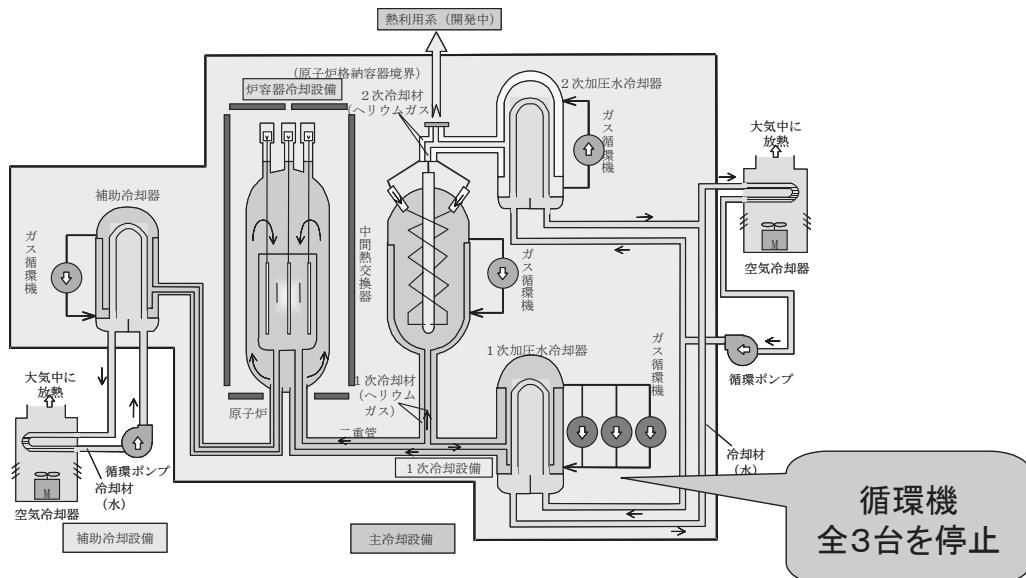


Fig. 3.1 HTTR の原子炉保護設備



図中の太線部分が追加した遅延回路であり、T1 及び T2 が試験継続時間の設定値（循環機 3 台停止試験 T1 : 17 時間、炉容器冷却設備停止試験 T2 : 7 時間）である。)

Fig. 3.2 原子炉スクラム信号回路と遅延回路の作動概念図



試験内容

- ◆ 循環機を3台停止させる(強制循環の喪失)
- ◆ 出力制御系を切り離し、全制御棒の16対の制御棒を試験開始時の位置に保持

通常運転時: 定格流量の93%まで低下時に原子炉を自動停止
本試験: 原子炉停止させず(ATWS)に原子炉の動特性を確認

Fig. 3.3 循環機3台停止試験の内容

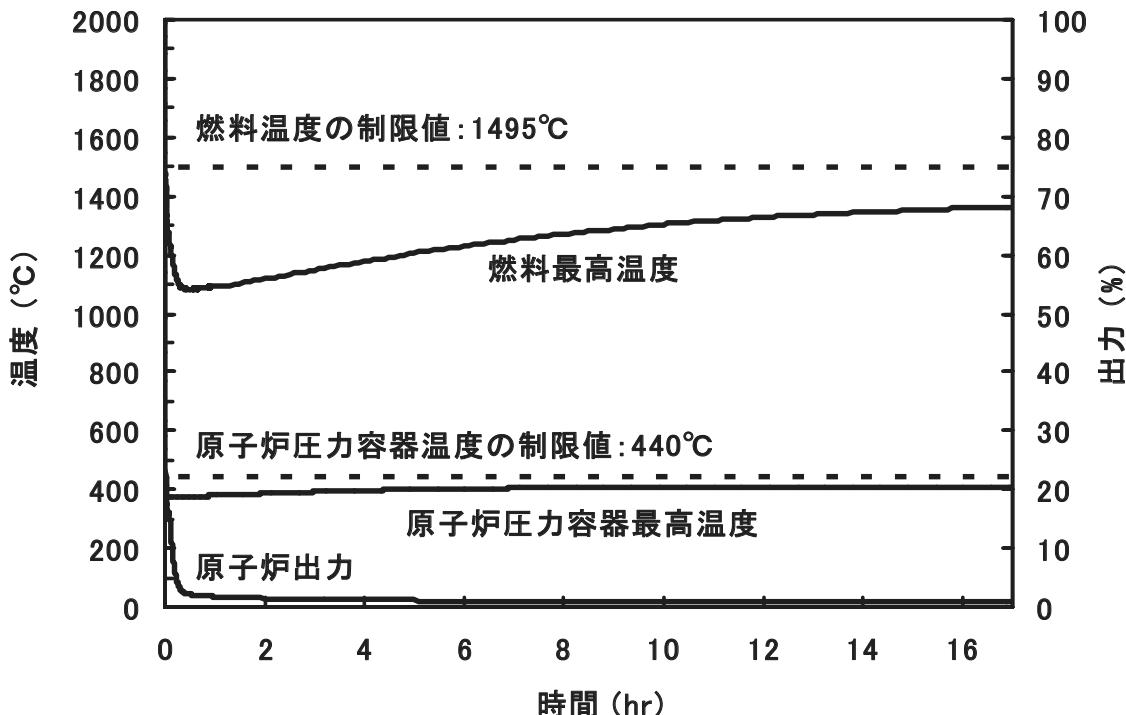


Fig. 3.4 保守的な解析条件での循環機3台停止試験の解析結果 (1)

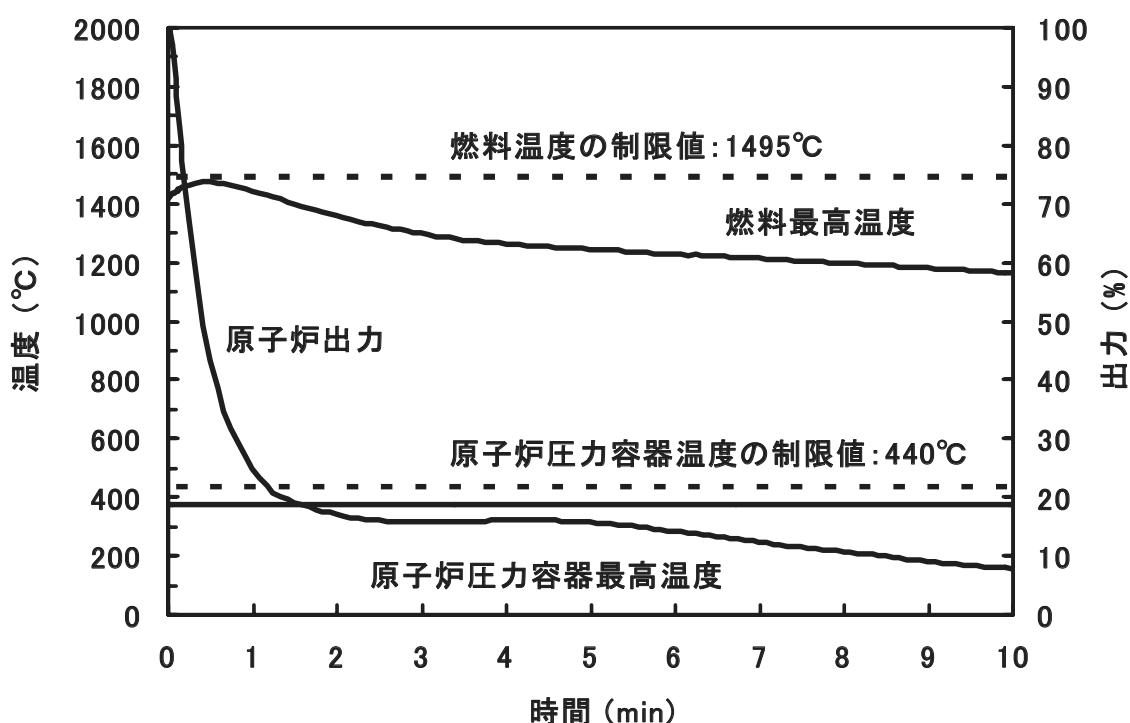


Fig. 3.5 保守的な解析条件での循環機 3 台停止試験の解析結果 (2)

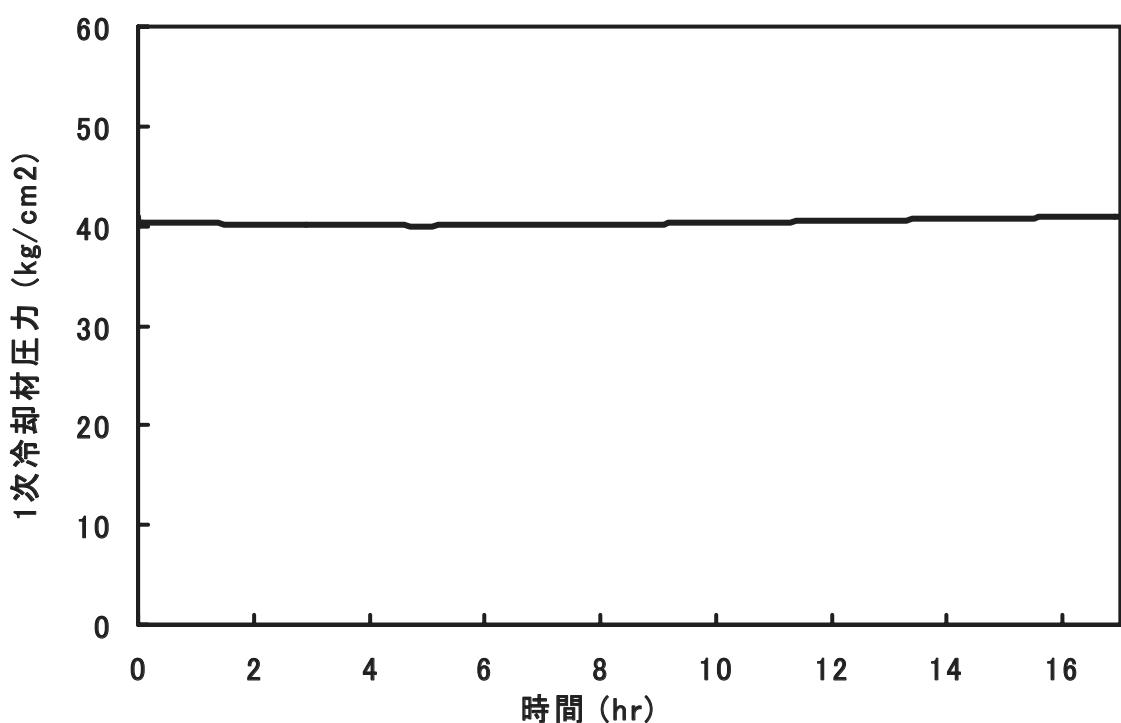


Fig. 3.6 保守的な解析条件での循環機 3 台停止試験の解析結果 (3)

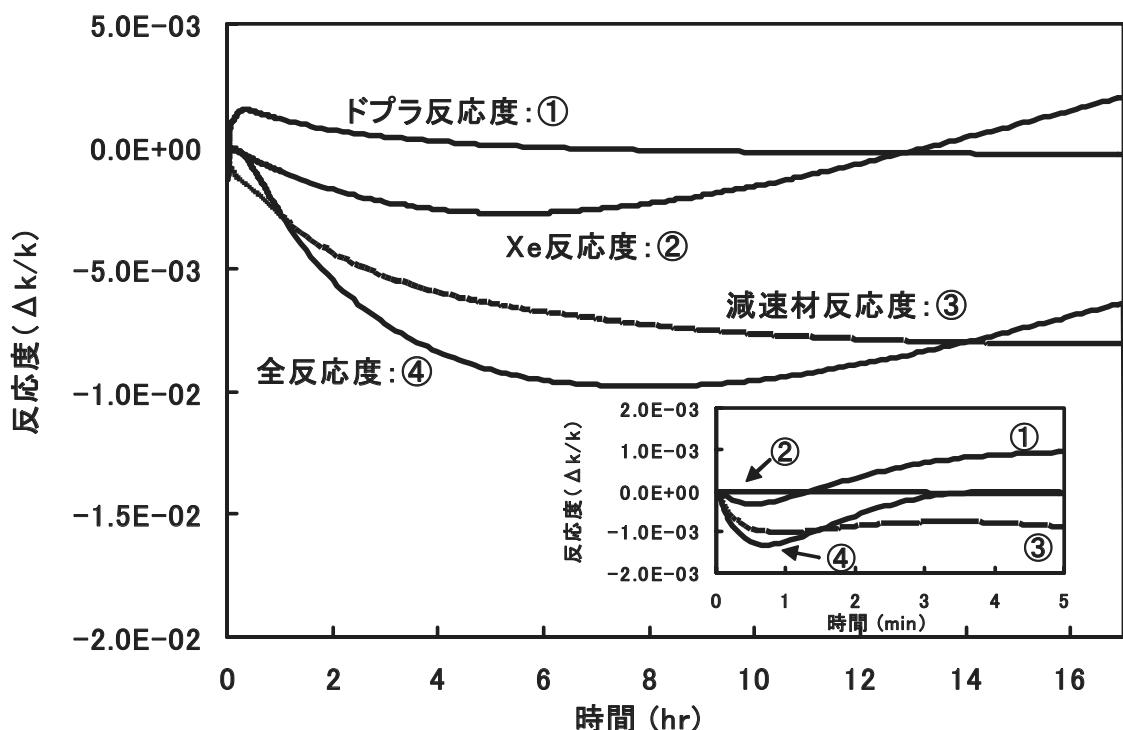


Fig. 3.7 保守的な解析条件での循環機 3 台停止試験の解析結果 (4)

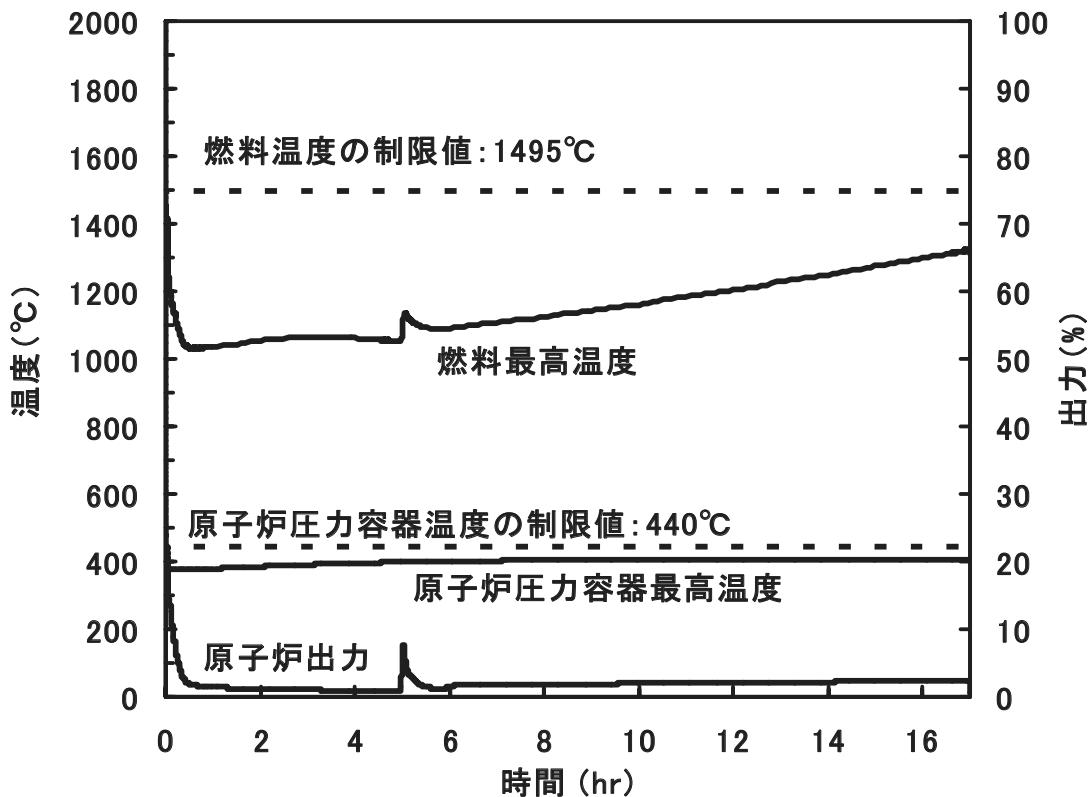


Fig. 3.8 最適な解析条件での循環機 3 台停止試験の解析結果 (1)

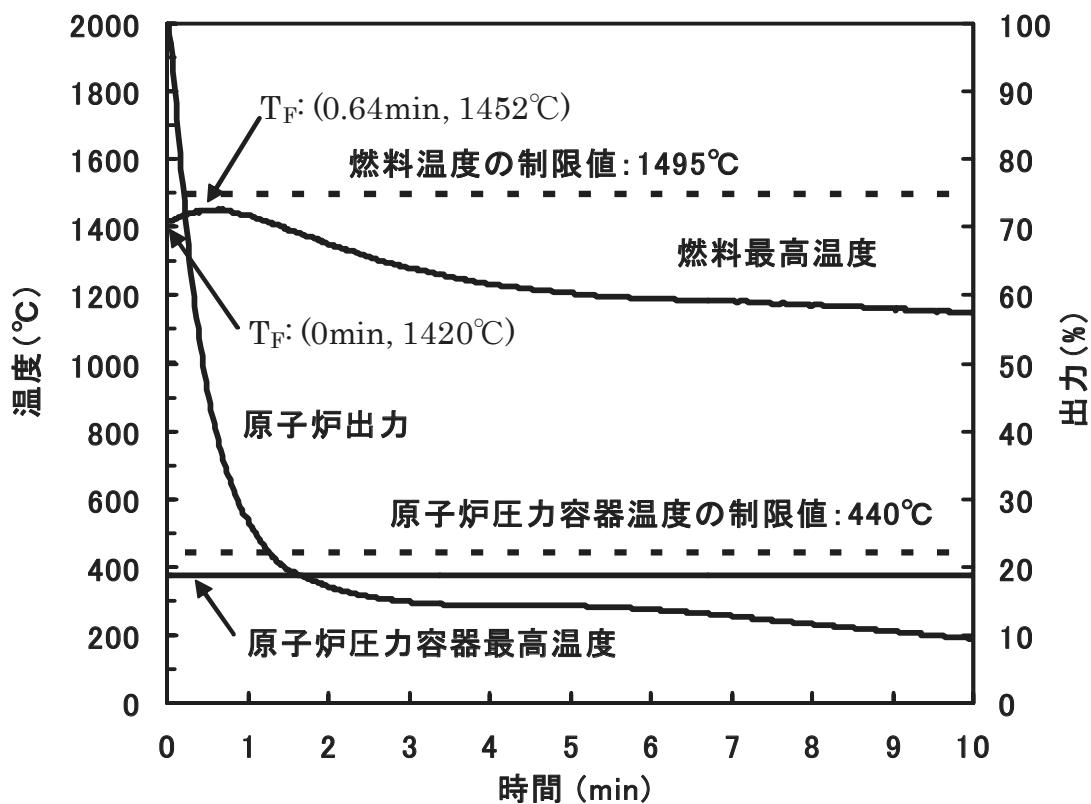


Fig. 3.9 最適な解析条件での循環機 3 台停止試験の解析結果 (2)

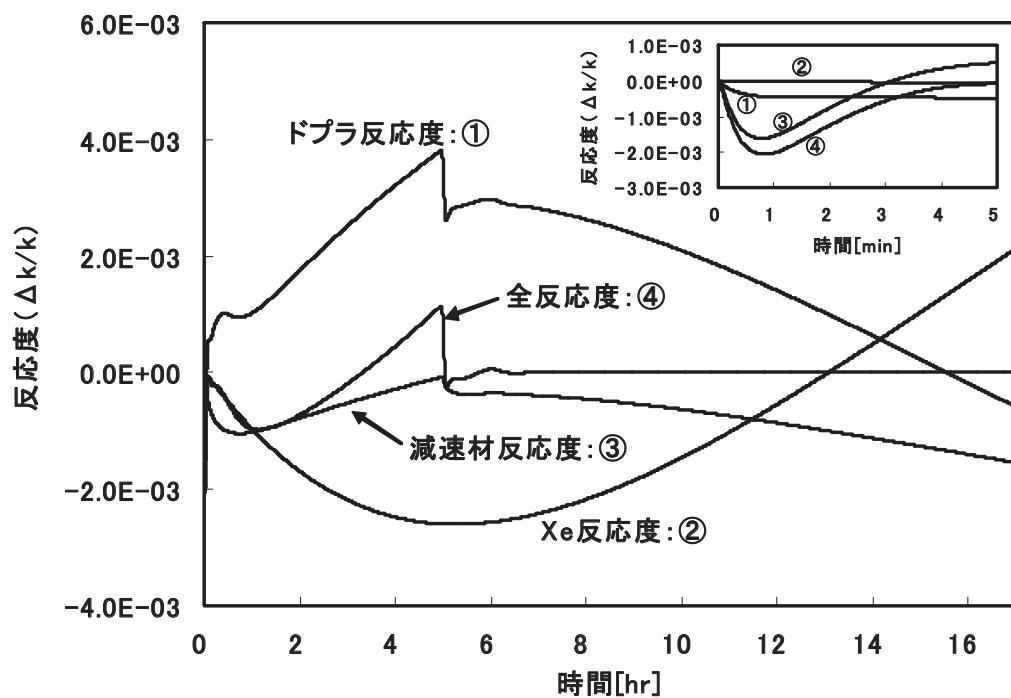


Fig. 3.10 最適な解析条件での循環機 3 台停止試験の解析結果 (3)

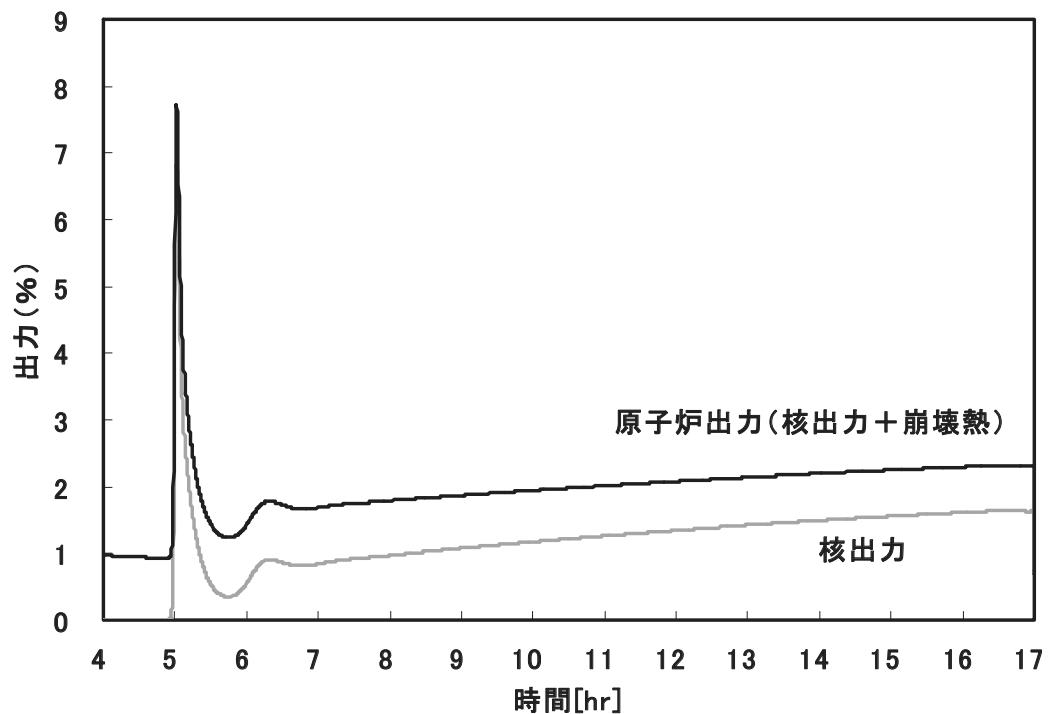


Fig. 3.11 最適な解析条件での循環機 3 台停止試験の解析結果 (4)

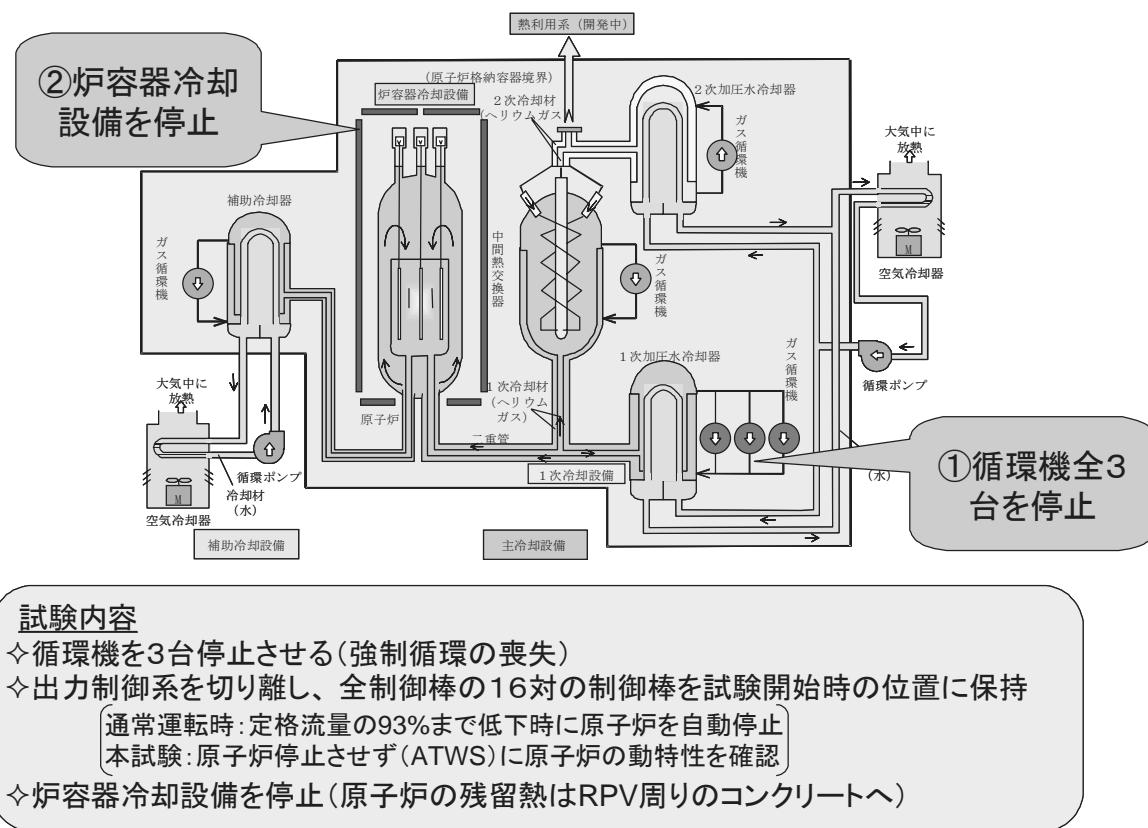


Fig. 3.12 原子炉冷却設備停止試験の内容

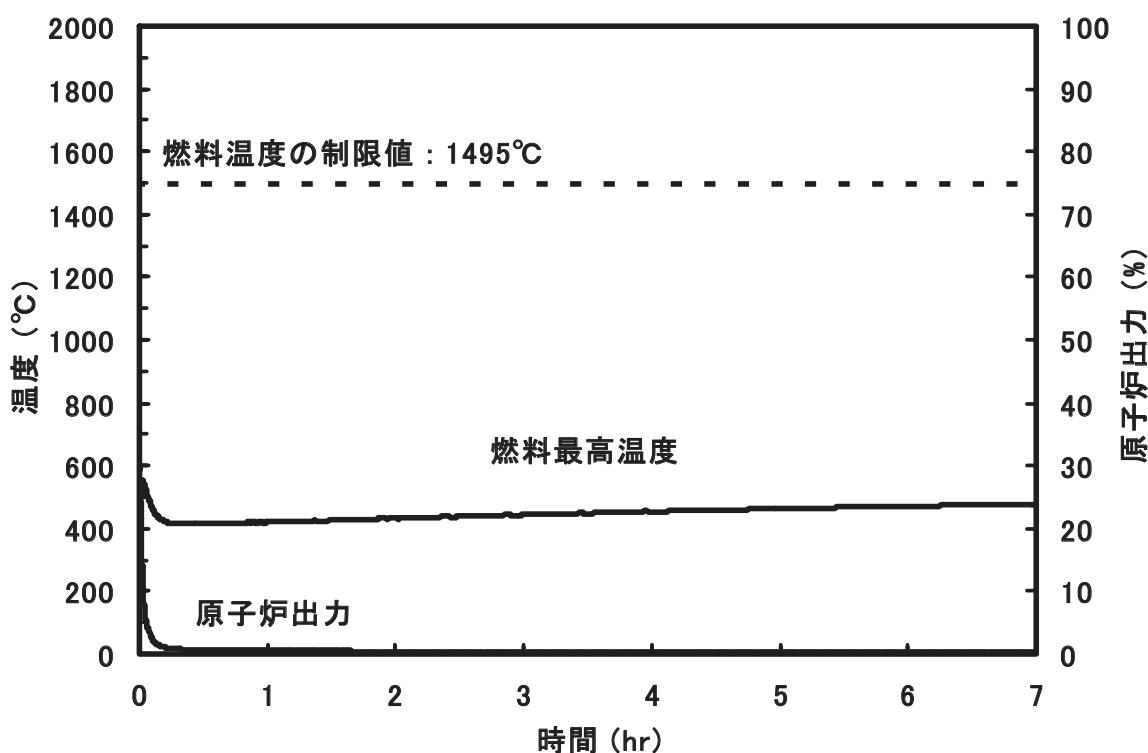


Fig. 3.13 保守的な解析条件での炉容器冷却設備停止試験の解析結果 (1)

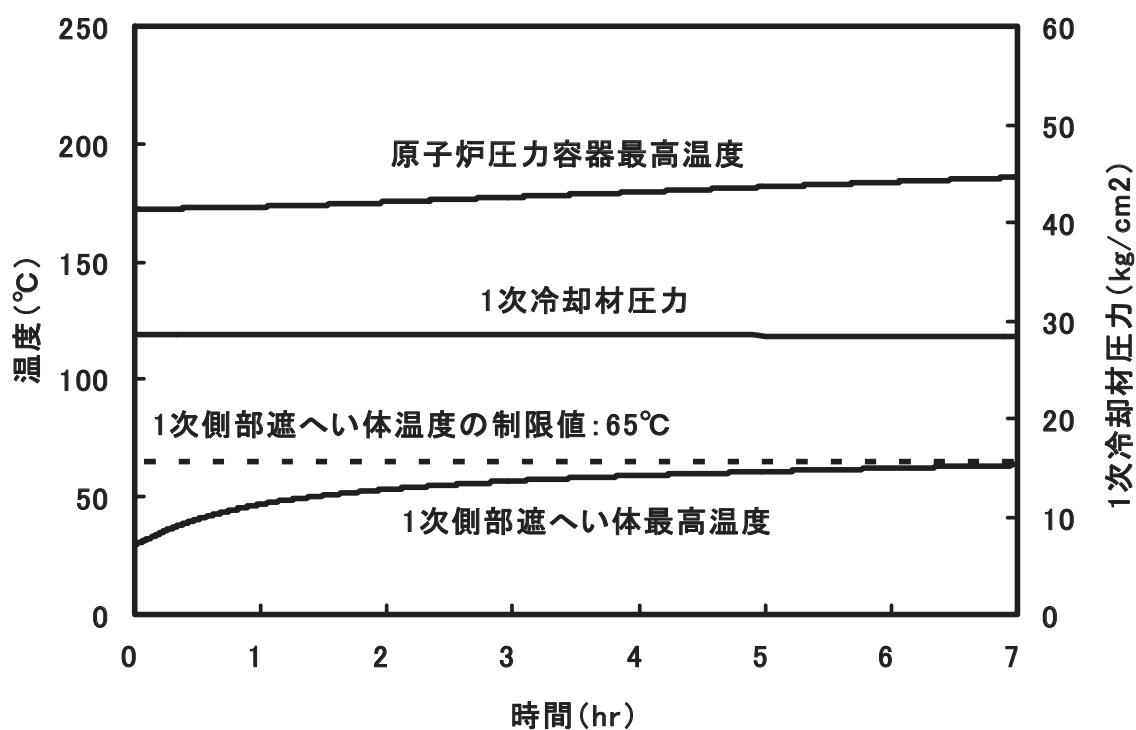


Fig. 3.14 保守的な解析条件での炉容器冷却設備停止試験の解析結果 (2)

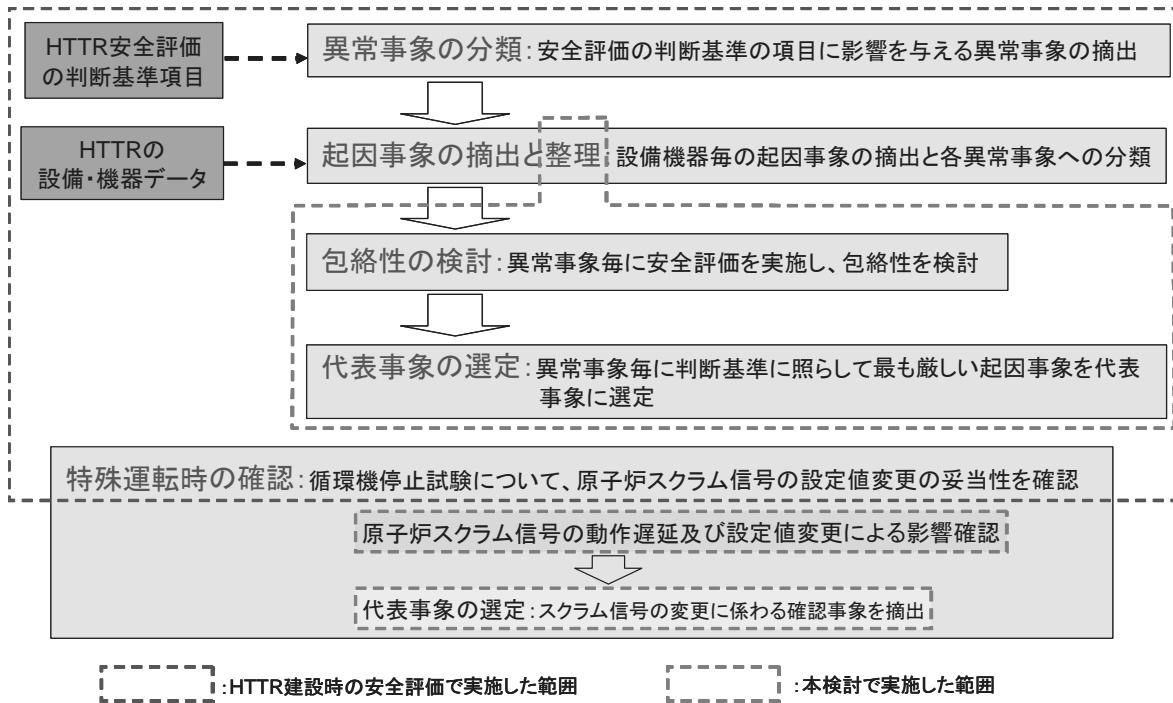


Fig. 4.1 試験時に想定される異常事象の選定フロー図

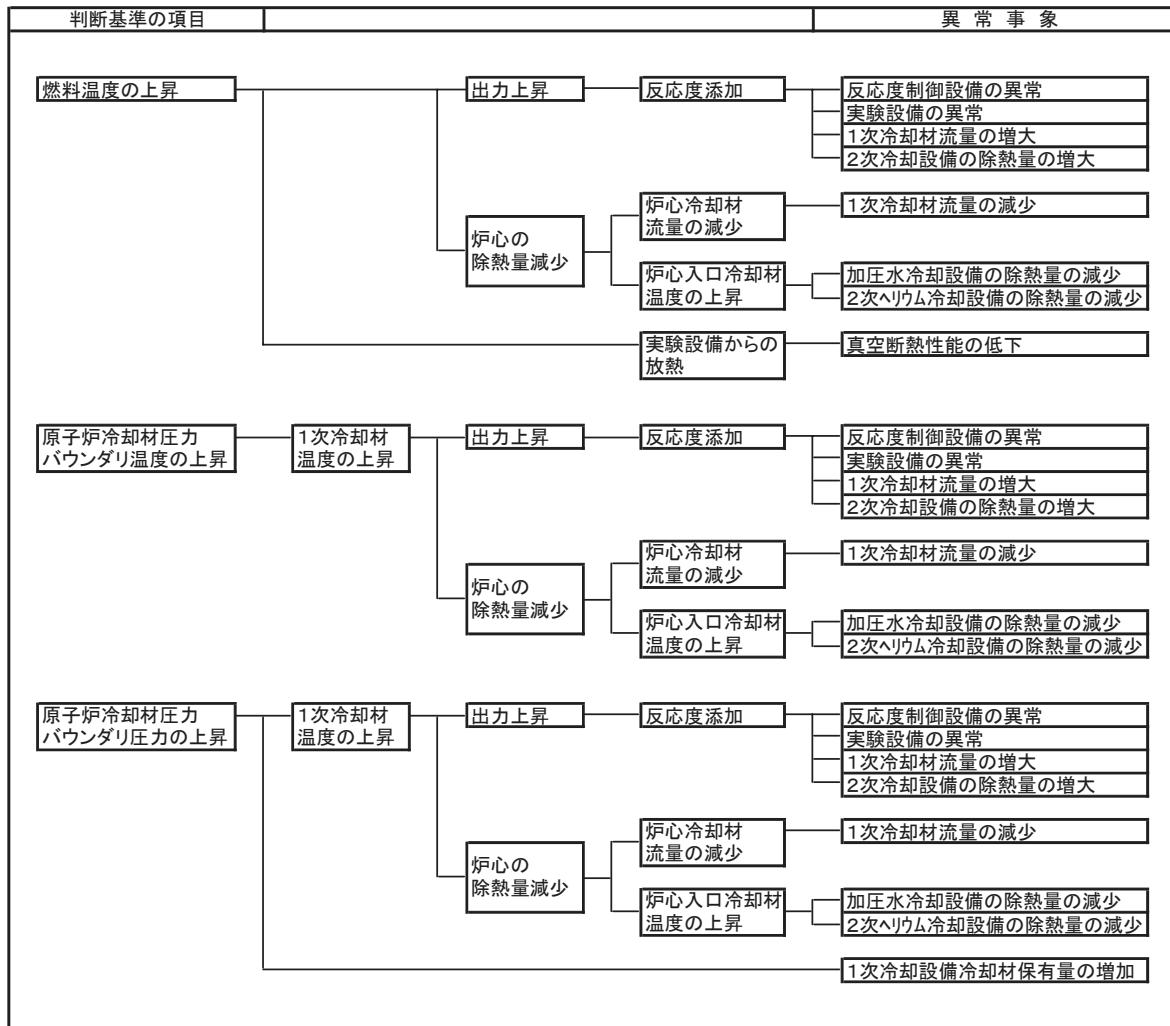


Fig. 4.2 (1/2) 判断基準の項目と異常事象の摘出（運転時の異常な過渡変化）

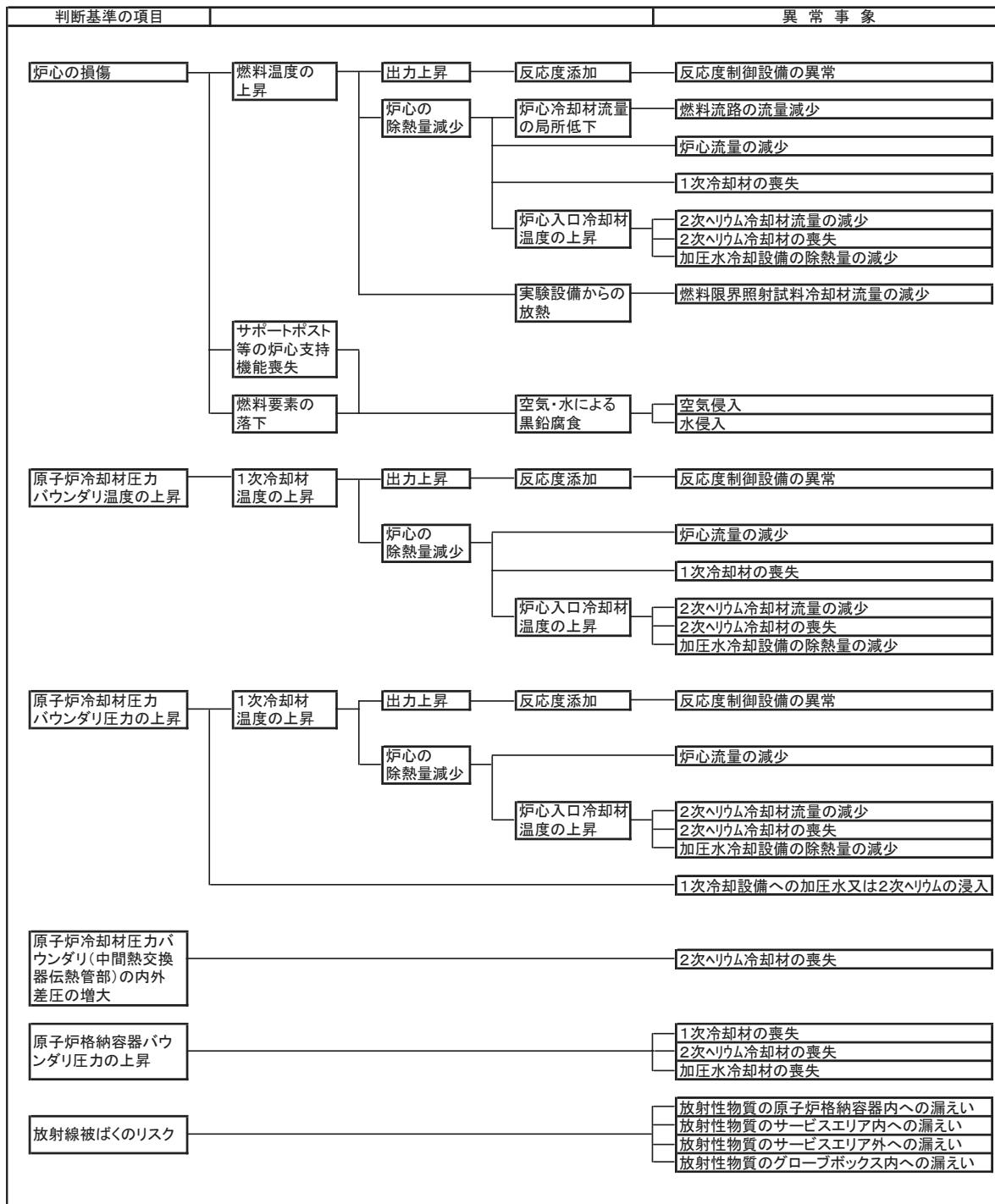


Fig. 4.2 (2/2) 判断基準の項目と異常事象の摘出（事故）

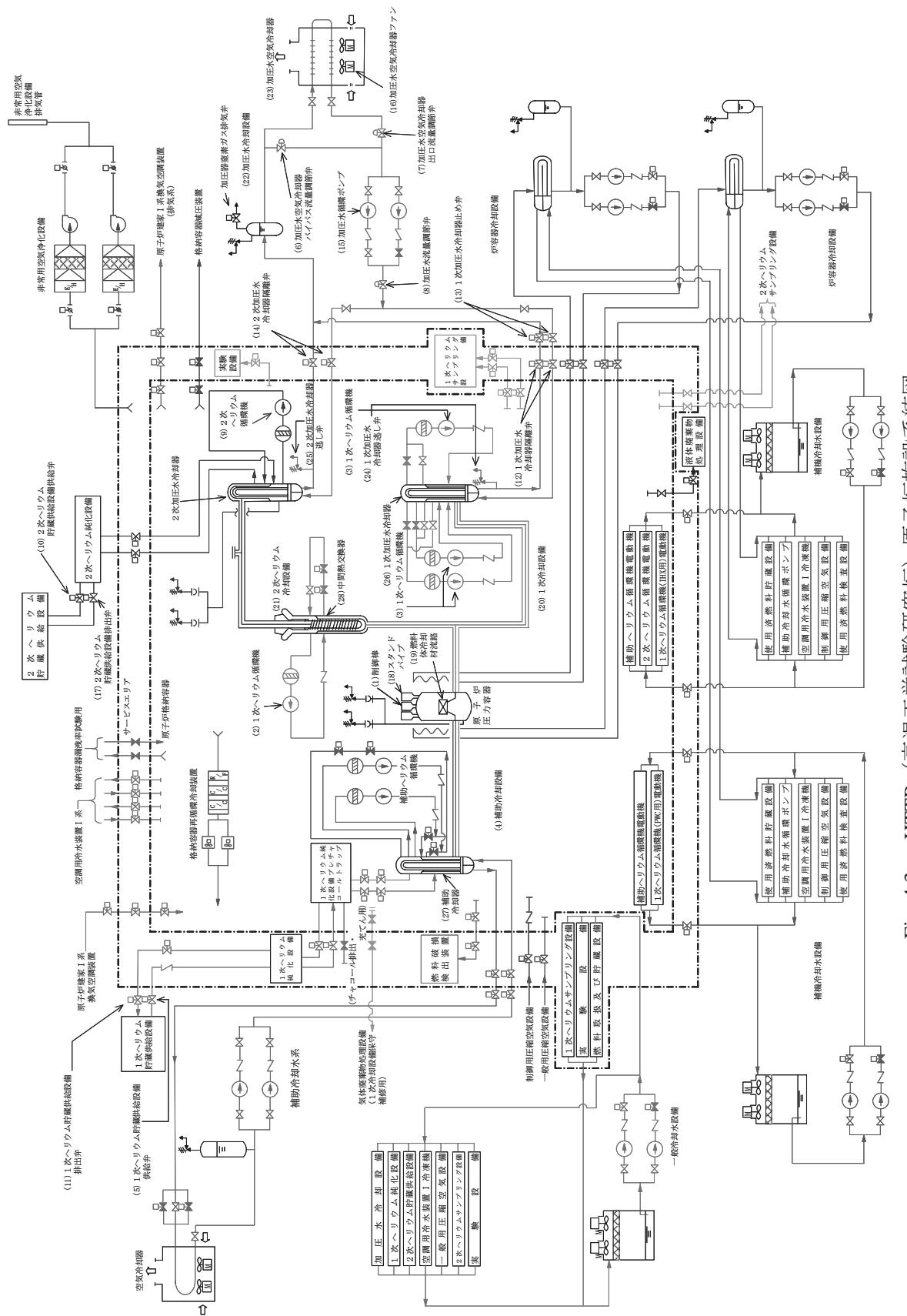


Fig. 4.3 HTTR (高温工学試験研究炉) 原子炉施設系統図

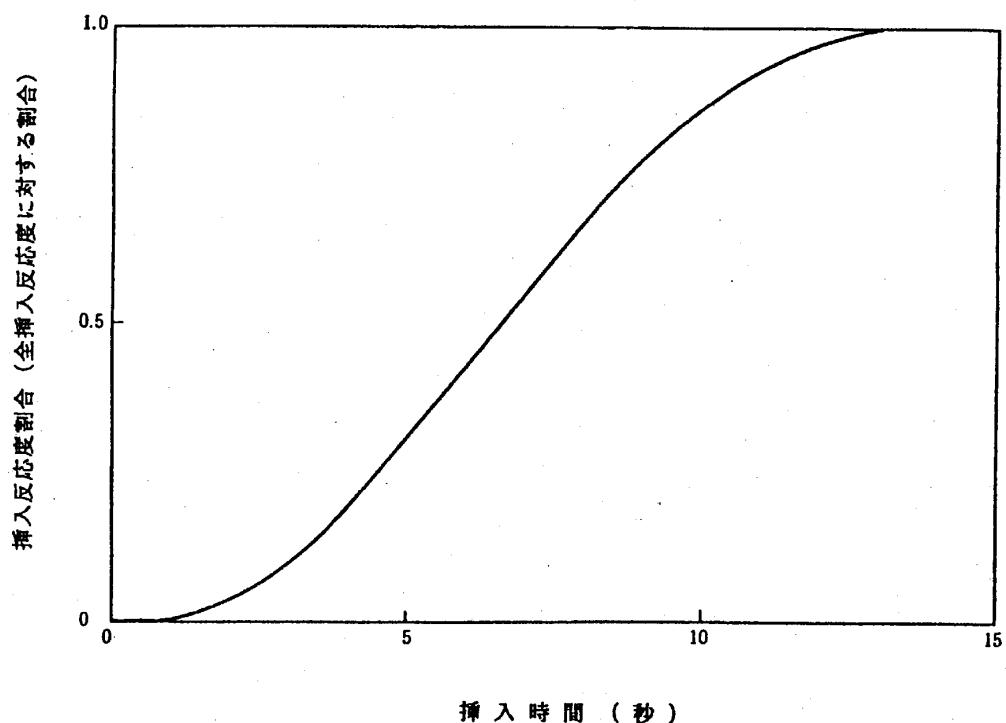


Fig. 4.4 スクラム反応度挿入特性⁽¹¹⁾

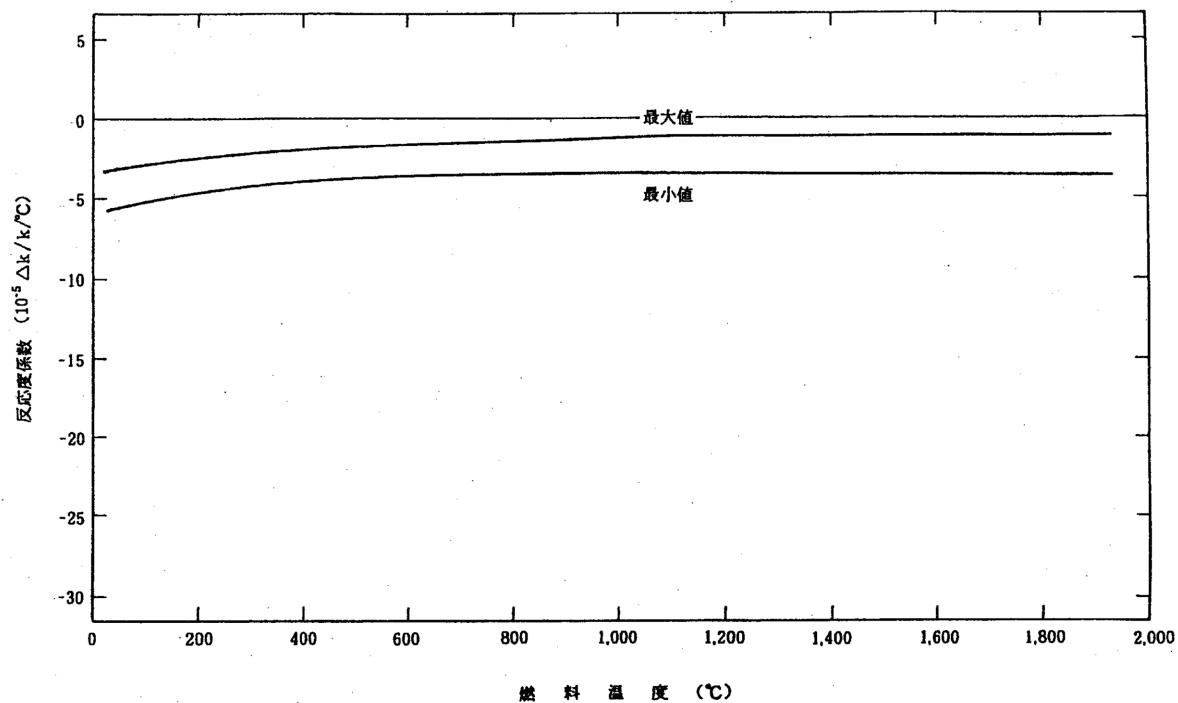


Fig. 4.5 解析に使用する反応度係数（ドプラ係数）⁽¹¹⁾

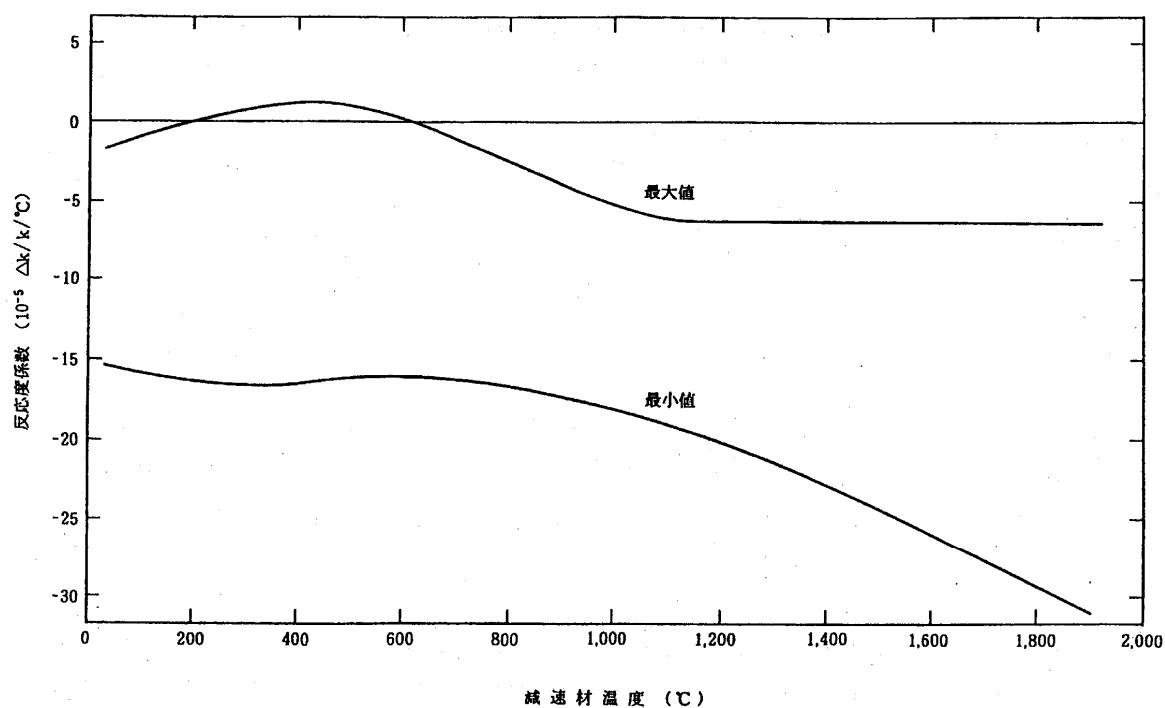


Fig. 4.6 解析に使用する反応度係数（減速材温度係数）⁽¹¹⁾

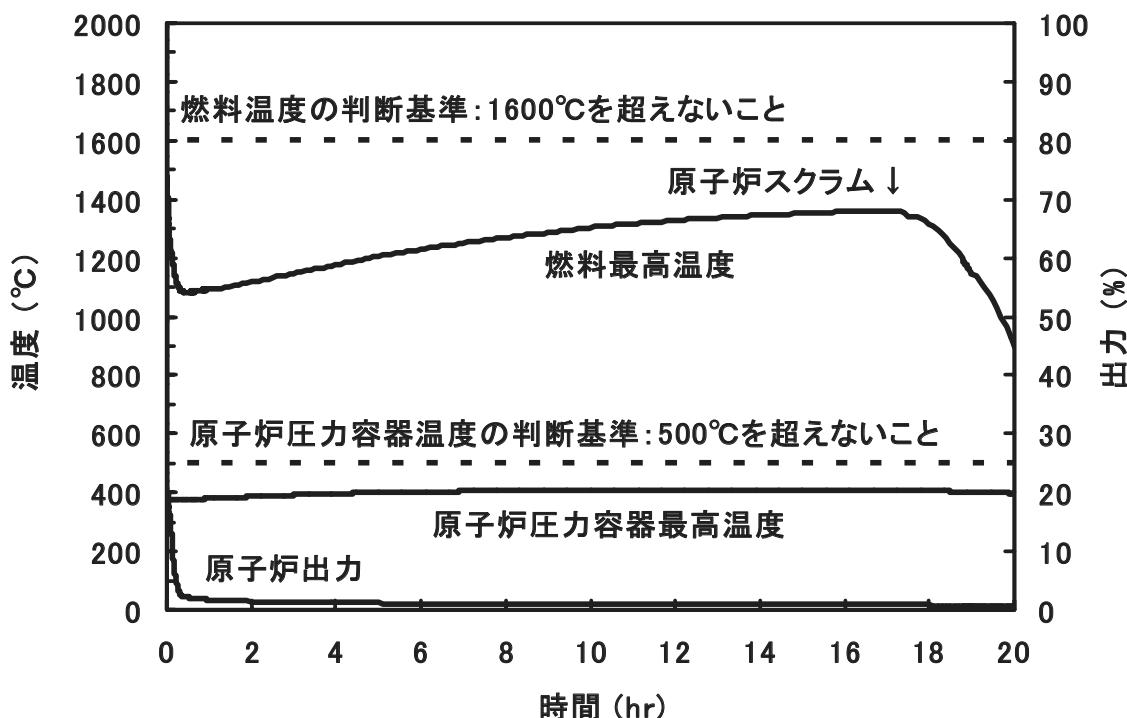


Fig. 4.7 動作遅延させた原子炉スクラム信号が動作した場合の原子炉の挙動 (1)

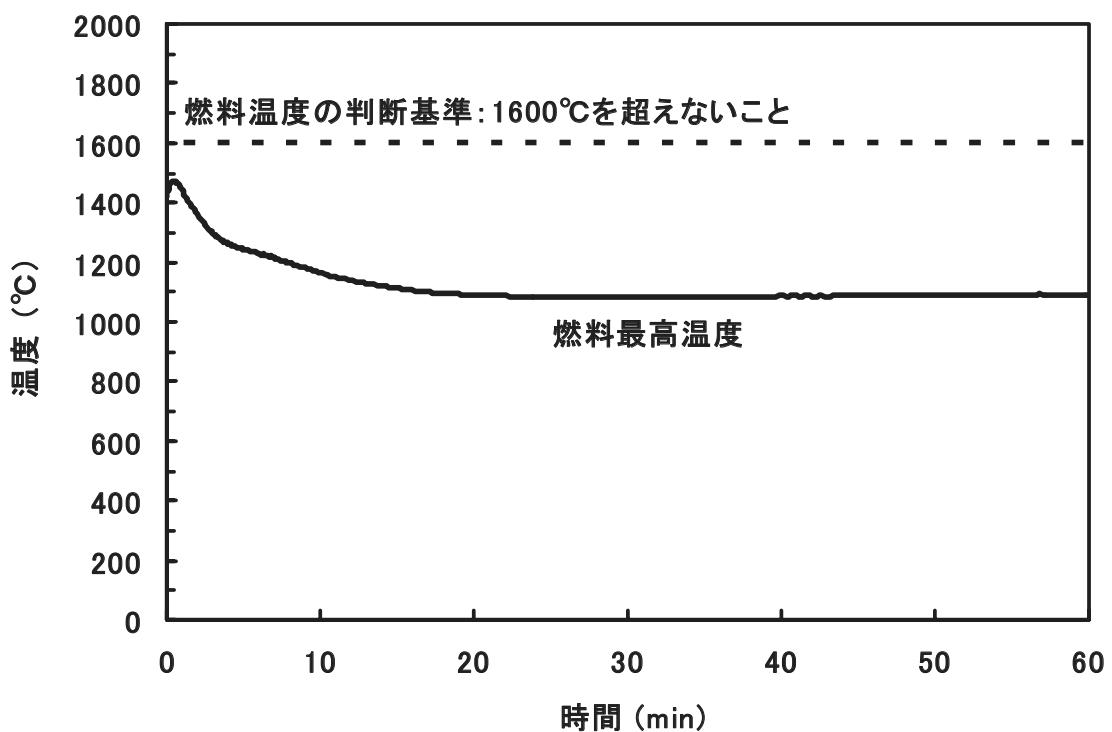


Fig. 4.8 動作遅延させた原子炉スクラム信号が動作した場合の原子炉の挙動 (2)

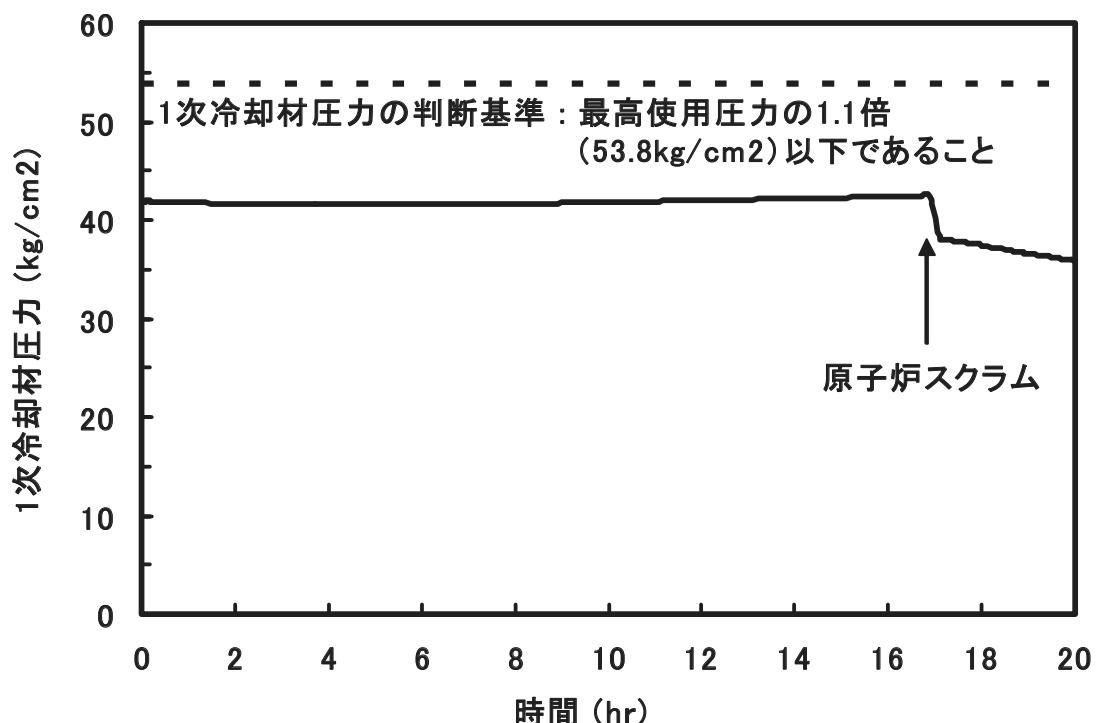


Fig. 4.9 動作遅延させた原子炉スクラム信号が動作した場合の原子炉の挙動 (3)

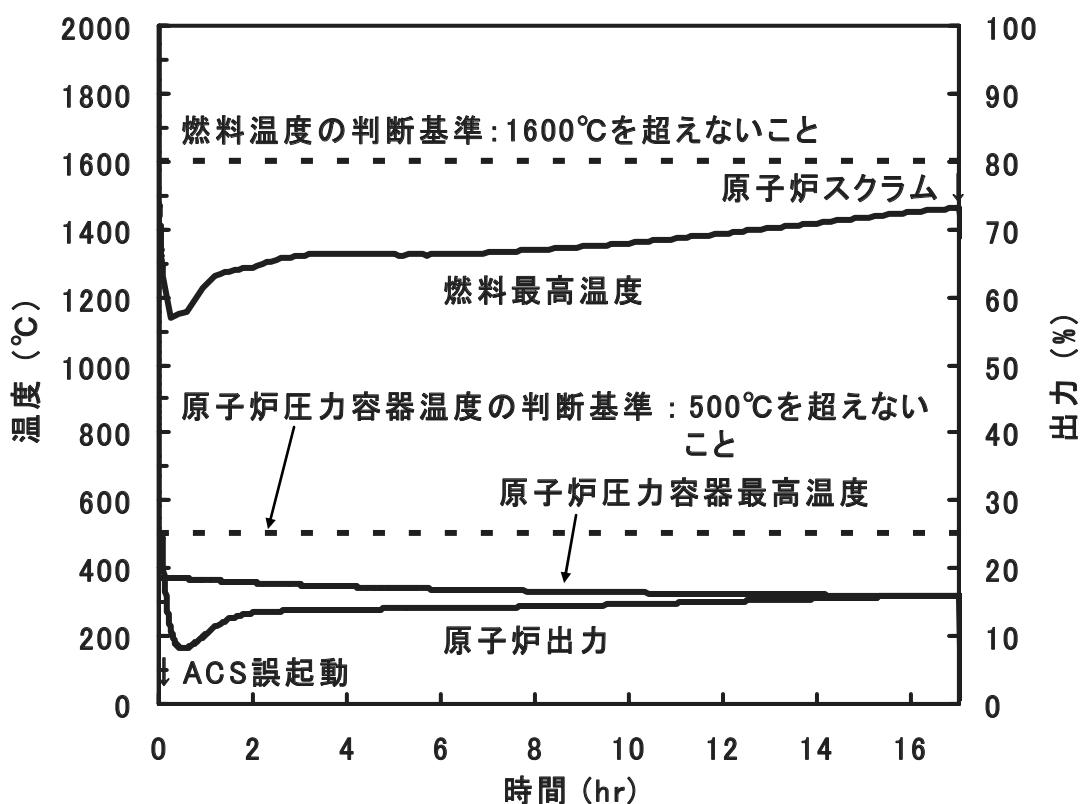


Fig. 4.10 補助冷却設備が誤起動した場合の原子炉の挙動 (1)

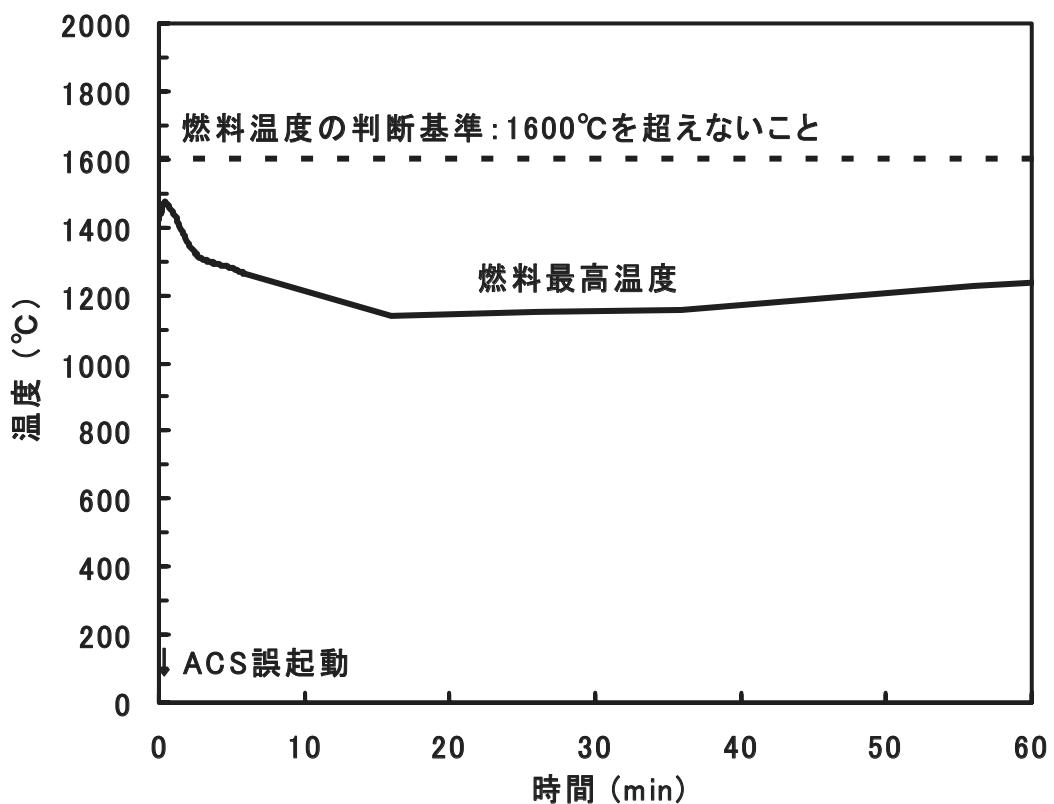


Fig. 4.11 補助冷却設備が誤起動した場合の原子炉の挙動 (2)

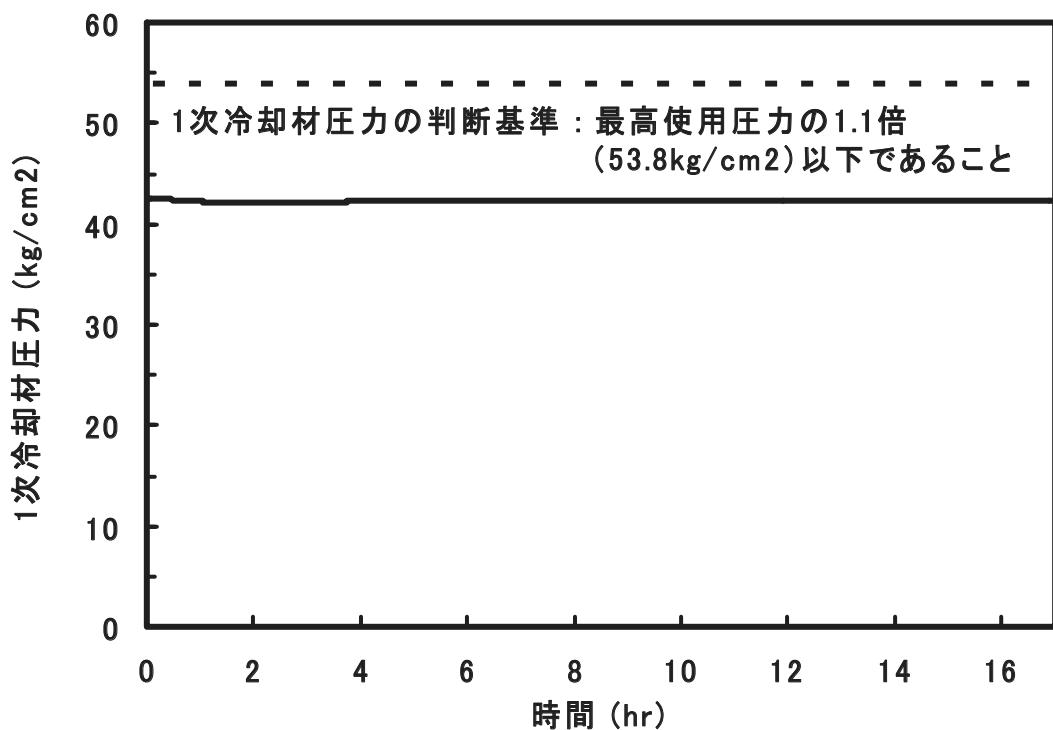


Fig. 4.12 補助冷却設備が誤起動した場合の原子炉の挙動 (3)

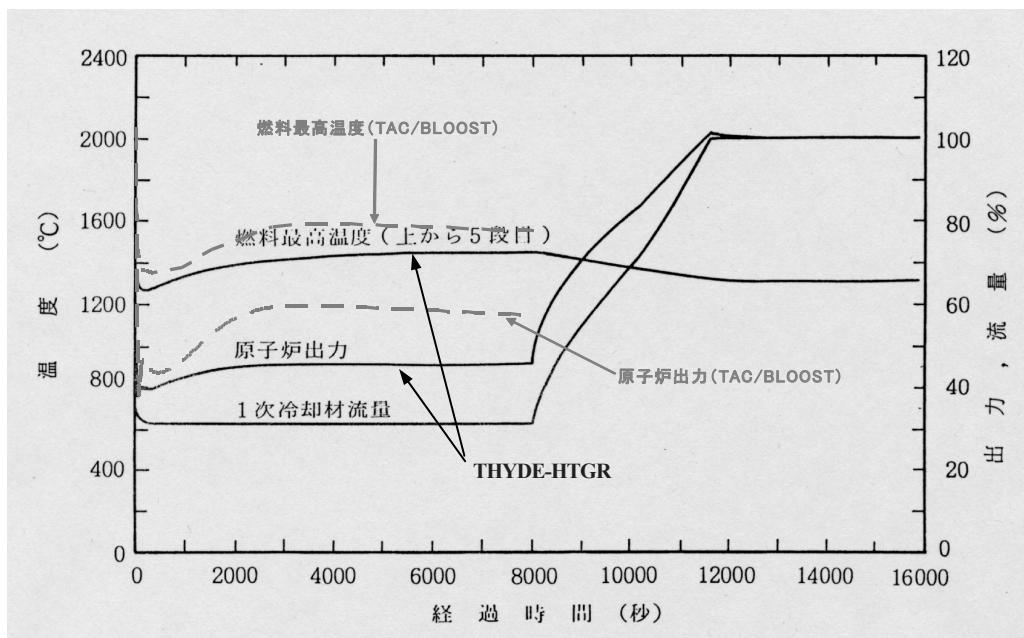
付録1 TAC/BLOOST コードと THYDE-HTGR コードの比較

循環機2台停止試験について、TAC/BLOOST コードと THYDE-HTGR コードの解析結果の比較を付図 1.1 に示す。

THYDE-HTGR コードの解析結果は、HTTR 建設の安全審査時に実施したもの（JAERI-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」より抜粋）であり、燃料温度を保守的に評価するような条件設定（燃焼末期（660 日）の黒鉛熱伝導率に基づくもの）となっている。なお、循環機2台停止時の原子炉の挙動は 8000 秒までであり、8000 秒後は1次冷却材流量を定格値まで復帰させた時の原子炉の挙動である。TAC/BLOOST コードの解析結果は、解析に使用する炉心等価熱伝導率が、THYDE-HTGR コードでの条件設定と同様に燃焼末期（660 日）の黒鉛熱伝導率に基づいたもので、試験開始後 8000 秒までの原子炉挙動を示した。

循環機を停止してから 8000 秒までの原子炉の挙動について、TAC/BLOOST コードと THYDE-HTGR コードの解析結果を比較した。図から明らかなように、冷却材流量が低下した時の原子炉出力については、THYDE-HTGR コードより TAC/BLOOST コードの方が高い解析値を与えることが判る。その結果、燃料最高温度についても、THYDE-HTGR コードより TAC/BLOOST コードの方が高い解析値となっている。原子炉出力について、THYDE-HTGR コードより TAC/BLOOST コードの方が高い解析値を与える理由は、THYDE-HTGR コードの炉心モデル（チャンネルモデル）の径方向境界条件が断熱となっているのに対して、TAC/BLOOST コードでは、BLOOST 側の炉心モデル（チャンネルモデル）の径方向境界条件を TAC 側の温度解析結果に基づいて設定しているためと考えられる。これにより、断熱条件の場合より炉心平均温度が低下し、それに伴う負の反応度フィードバック効果による正の反応度がより大きく添加されるため、原子炉出力が高い値になったものと考えられる。

以上の結果より、TAC/BLOOST コードによる解析は、HTTR 建設の安全審査時に使用した THYDE-HTGR コードより燃料最高温度を高く（安全側に）評価することが確認された。



付図 1.1 TAC/BLOOST コードと THYDE-HTGR コードの解析結果の比較

付録2 循環機3台停止試験中の補助冷却設備の誤起動時刻について

循環機3台停止試験中における、補助冷却設備（ACS: Auxiliary Cooling System）の誤起動（補助ヘリウム循環機1台の誤起動）時刻と燃料最高温度の関係を付図2.1に示す。ACSの誤起動時の燃料最高温度については、誤起動時刻が0hr時間で、炉心等価熱伝導率が最も小さくなる伝熱小の条件において最も高くなる。

付図2-2にそれぞれのACSの誤起動時刻に対する原子炉出力及び燃料最高温度の変化を示す。図中の「伝熱小」及び「伝熱大」については、解析に使用する炉心等価熱伝導率が、「伝熱小」の場合は燃焼末期（660日）の黒鉛熱伝導率に基づいたもの、「伝熱大」の場合は燃焼初期（0日）の黒鉛熱伝導率に基づいたものである。また、付表2.1に各ケースの燃料最高温度を示す。

ACSが誤起動した場合の燃料温度については、循環機3台停止試験中の「循環機停止」及び「再臨界」の時点を境界として下記に示すとおり挙動が異なる。

[ACS誤起動が循環機停止と同時に発生した場合]

ACS誤起動が循環機停止と同時に発生した（伝熱小及び伝熱大のACS誤起動時刻0時間）場合、誤起動直後から原子炉出力が定格出力の10～15%程度で維持されるため、燃料最高温度は初期値から一旦低下するがスクラム遅延回路設定値の17時間後まで上昇しつづける。伝熱小の条件で循環機停止と同時にACS誤起動が発生した場合（誤起動時刻0hrの場合）が、他のACS誤起動時刻のケースと比較して異常時の燃料最高温度が最も厳しい結果となり、異常発生直後に初期値1420°Cから約1473°Cまで上昇する。

[ACS誤起動が循環機停止と再臨界の間で発生した場合]

ACS誤起動が循環機停止と再臨界の間で発生した（伝熱小のACS誤起動時刻5, 10, 15時間、伝熱大のACS誤起動時刻5時間）場合（異常発生後に再臨界となった場合）、広領域中性子束高又は出力領域中性子束高（低設定）の信号（設定値の解析使用値は定格出力の30%）により原子炉が自動停止する。いずれのケースにおいても、異常時の燃料最高温度は、伝熱小の条件で循環機停止と同時にACS誤起動が発生した場合の燃料最高温度より低くなる。

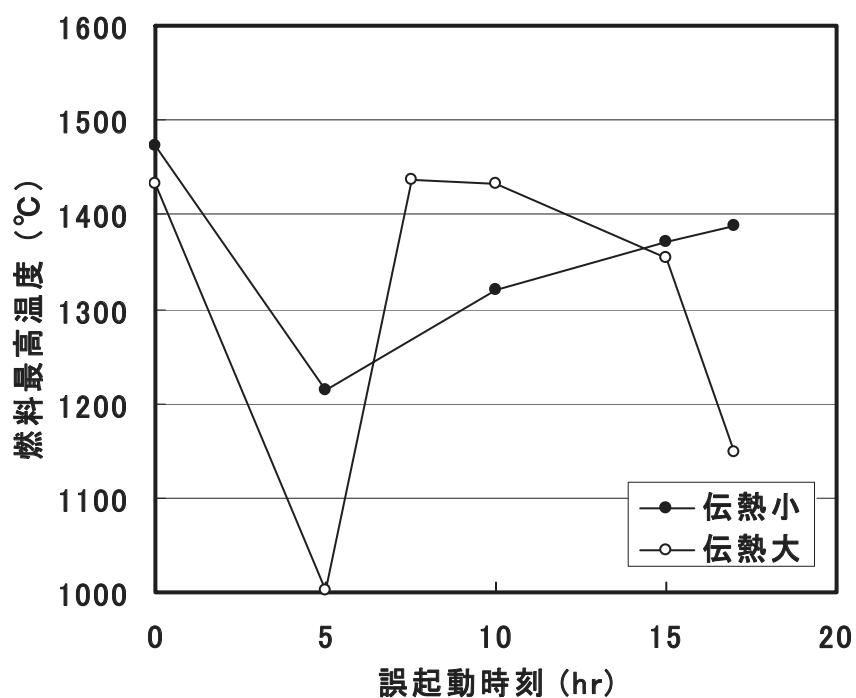
[ACS誤起動が再臨界と同時又はそれ以降に発生した場合]

ACS誤起動が試験に伴う再臨界と同時又はそれ以降に発生した（伝熱大のACS誤起動時刻7.5, 10, 15時間）場合、ACS誤起動時点から原子炉出力が上昇し定格出力の10～15%程度で維持されるため、スクラム遅延回路設定値の17時間後まで燃料最高温度は上昇し続ける。しかし、いずれのケースにおいても、異常時の燃料最高温度は、伝熱小の条件で循環機停止と同時にACS誤起動が発生した場合の燃料最高温度より低くなる。なお、伝熱小の条件では、試験の継続時間（17時間）中に循環機の停止による再臨界は生じない。

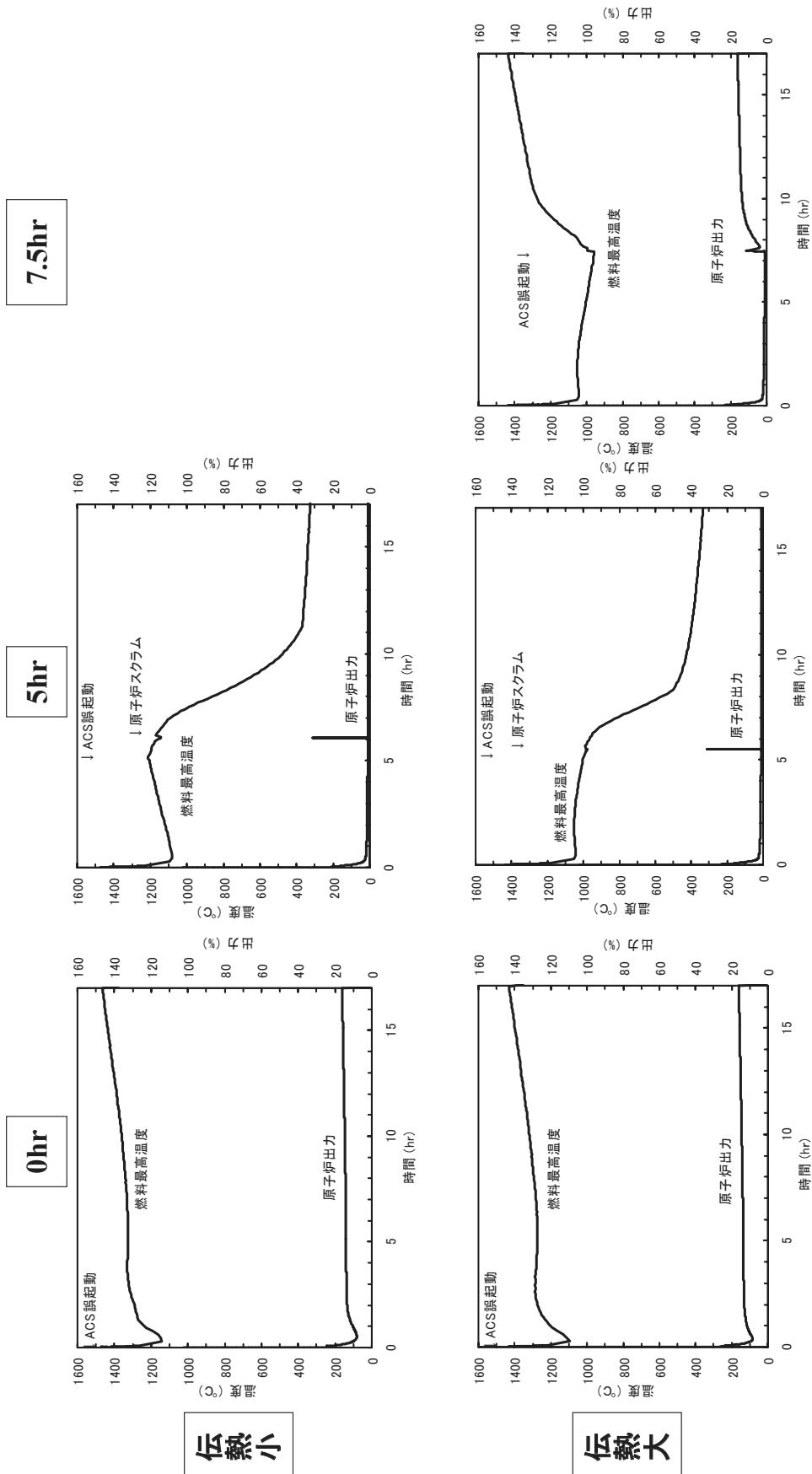
付表 2.1 ACS 誤起動時刻に対する燃料最高温度の解析結果

伝熱小の条件					
ACS 誤起動時刻 (hr)	0	5	—	10	15
燃料最高温度 (°C)	1473	1215	—	1320	1372
最高温度が出る時点	ACS 起動直後	ACS 起動直後	—	ACS 起動直後	ACS 起動直後

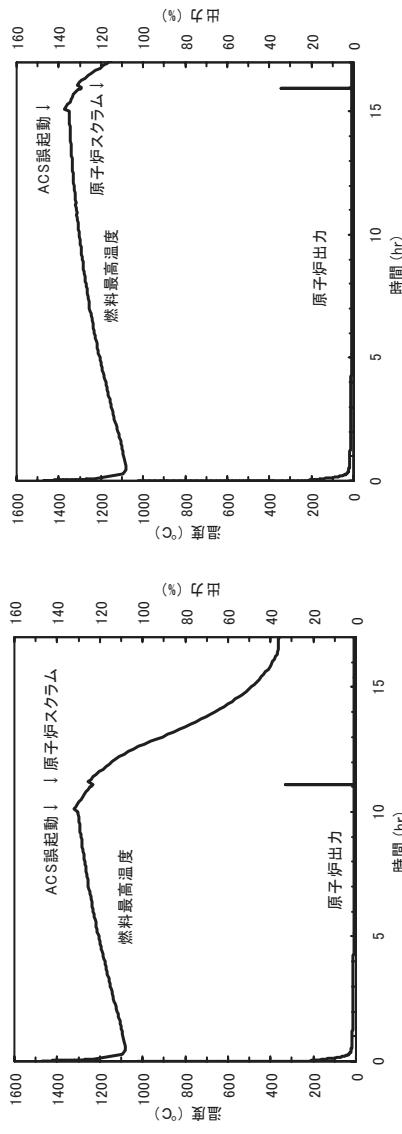
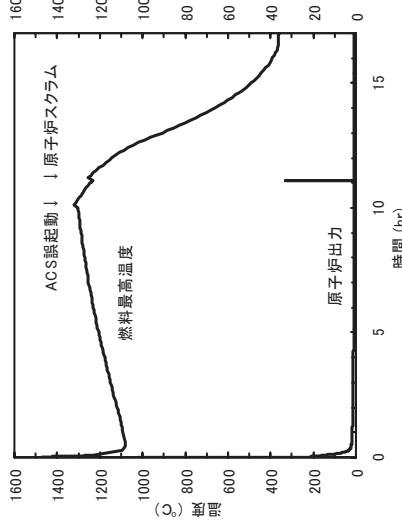
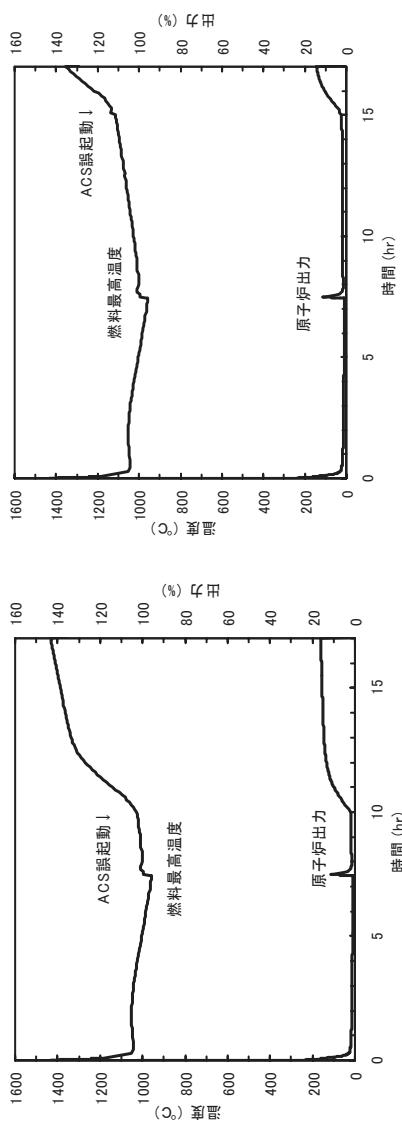
伝熱大の条件					
ACS 誤起動時刻 (hr)	0	5	7.5	10	15
燃料最高温度 (°C)	1433	1004	1437	1433	1354
最高温度が出る時点	ACS 起動直後	ACS 起動直後	17 時間後	17 時間後	17 時間後



付図 2.1 ACS 誤起動時刻と燃料最高温度の関係



付図 2.2(1) ACS 誤起動時刻を変えた場合の原子炉の挙動 (1/2)

15hr**10hr****伝熱小****伝熱大**

ACS誤起動時刻を変えた場合の原子炉の挙動 (2/2)

付図 2.2(2)

This is a blank page

国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

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

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

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

表5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10^{24}	ヨーダ	Y	10^{-1}	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10^{-2}	センチ	c
10^{18}	エクサ	E	10^{-3}	ミリ	m
10^{15}	ペクタ	P	10^{-6}	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	T	10^{-9}	ナノ	n
10^9	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	p
10^6	メガ	M	10^{-15}	フェムト	f
10^3	キロ	k	10^{-18}	アト	a
10^2	ヘクト	h	10^{-21}	ゼット	z
10^1	デカ	da	10^{-24}	ヨクト	y

表3. 固有の名称とその独自の記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	他のSI単位による表し方
平面角	ラジアン ^(a)	rad	$m \cdot m^{-1} = 1^{(b)}$
立体角	ステラジアン ^(a)	sr ^(c)	$m^2 \cdot m^{-2} = 1^{(b)}$
周波数	ヘルツ	Hz	s^{-1}
力	ニュートン	N	$m \cdot kg \cdot s^{-2}$
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m^2
エネルギー, 仕事, 熱量	ジユール	J	$N \cdot m$
功率, 放射束	ワット	W	J/s
電荷, 電気量	クーロン	C	$s \cdot A$
電位差(電圧), 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	フアラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジemens	S	A/V
磁束密度	テスラ	T	Wb/m^2
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度 ^(d)	°C	K
光束度	ルーメン	lm	$cd \cdot sr^{(c)}$
(放射性核種の)放射能吸収線量, 質量エネルギー分与, カーマ線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量, 組織線量当量	ベクレル	Bq	lm/m^2
	グレイ	Gy	J/kg
	シーベルト	Sv	J/kg

(a) ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なる性質をもつた量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作るときのいくつかの用例は表4に示されている。

(b) 実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号“1”は明示されない。

(c) 測光学では、ステラジアンの名称と記号srを単位の表し方の中にそのまま維持している。

(d) この単位は、例としてミリセルシウス度m°CのようにSI接頭語を伴って用いても良い。

表4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa·s	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-1}$
力のモーメント	ニュートンメートル	N·m	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2}$
表面張力	ニュートン每メートル	N/m	$kg \cdot s^{-2}$
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	$m \cdot m^{-1} \cdot s^{-1} = s^{-1}$
角加速度	ラジアン毎平方秒	rad/s ²	$m \cdot m^{-1} \cdot s^{-2} = s^{-2}$
熱流密度, 放射照度	ワット每平方メートル	W/m ²	$kg \cdot s^{-3}$
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
質量熱容量(比熱容量), 質量エントロピー	ジュール毎キログラム	J/(kg·K)	$m^2 \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
質量エネルギー(比エネルギー)	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2 \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
熱伝導率	ワット每メートル毎ケルビン	W/(m·K)	$m \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot K^{-1}$
体積エネルギー	ジュール每立方メートル	J/m ³	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-2}$
電界の強さ	ボルト每メートル	V/m	$m \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^{-1}$
体積電荷	クーロン每立方メートル	C/m ³	$m^{-3} \cdot s \cdot A$
電気変位	クーロン每平方メートル	C/m ²	$m^{-2} \cdot s \cdot A$
誘電率	ファラード每メートル	F/m	$m^{-3} \cdot kg^{-1} \cdot s^4 \cdot A^2$
透磁率	ヘンリー每メートル	H/m	$m \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-2}$
モルエネルギー	ジュール每モル	J/mol	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot mol^{-1}$
モルエントロピー	ジュール每モル每ケルモル	J/(mol·K)	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot K^{-1} \cdot mol^{-1}$
モル熱容量	クーロン每キログラム	C/kg	$kg^{-1} \cdot s \cdot A$
照射線量(X線及びγ線)	クーロン每キログラム	Gy	$m^2 \cdot s^{-3}$
吸収線量率	グレイ每秒	Gy/s	$m^2 \cdot s^{-3}$
放射強度	ワット每平方メートル	W/sr	$m^4 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot m^2 \cdot kg \cdot s^{-3}$
放射輝度	ワット每平方メートル每ステラジアン	W/(m ² ·sr)	$m^2 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3} = kg \cdot s^{-3}$

表9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エルグ	erg	$1 erg = 10^{-7} J$
ダイニン	dyn	$1 dyn = 10^{-5} N$
ボアズ	P	$1 P = 1 dyn \cdot s/cm^2 = 0.1 Pa \cdot s$
ストークス	St	$1 St = 1 cm^2/s = 10^{-4} m^2/s$
ガウス	G	$1 G = 10^{-4} T$
エルステッド	Oe	$1 Oe = (1000/4\pi) A/m$
マクスウェル	Mx	$1 Mx = 10^{-8} Wb$
スチール	sb	$1 sb = 1 cd/cm^2 = 10^4 cd/m^2$
ホガ	ph	$1 ph = 10^4 lx$
	Gal	$1 Gal = 1 cm/s^2 = 10^{-2} m/s^2$

表10. 国際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリ	Ci	$1 Ci = 3.7 \times 10^{10} Bq$
レントゲン	R	$1 R = 2.58 \times 10^{-4} C/kg$
ラド	rad	$1 rad = 1 cGy = 10^{-2} Gy$
レム	rem	$1 rem = 1 cSv = 10^{-2} Sv$
X線単位	X unit	$1 X unit = 1.002 \times 10^{-4} nm$
ガンマ	γ	$1 \gamma = 1 nT = 10^{-9} T$
ジャンスキ	Jy	$1 Jy = 10^{-26} W \cdot m^{-2} \cdot Hz^{-1}$
フェルミ	fermi	$1 fermi = 1 fm = 10^{-15} m$
メートル系カラット		$1 metric carat = 200 mg = 2 \times 10^{-4} kg$
トル	Torr	$1 Torr = (101325/760) Pa$
標準大気圧	atm	$1 atm = 101325 Pa$
カリ	cal	$1 cal = 1000 J$
ミクロ	μ	$1 μ = 1 μm = 10^{-6} m$

 100
古紙配合率100%
白色度70%再生紙を使用しています