

JAERI-Tech



JP0250402

2002-069



# 高温工学試験研究炉の出力上昇試験 —試験経過及び結果の概要—

2002年8月

中川 繁昭・藤本 望・島川 聰司・野尻 直喜  
竹田 武司・七種 明雄・植田 祥平・小嶋 崇夫  
高田 英治・齋藤 賢司・橘 幸男・足利谷 好信  
川崎 幸三・中澤 利雄・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）で複写による実費領布を起こなっております。

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, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2002

編集兼発行 日本原子力研究所

## 高温工学試験研究炉の出力上昇試験

### — 試験経過及び結果の概要 —

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

中川 繁昭・藤本 望・島川 聰司・野尻 直喜・竹田 武司・七種 明雄・植田 祥平

小嶋 崇夫・高田 英治・齋藤 賢司・橋 幸男・足利谷 好信<sup>+</sup>

川崎 幸三・中澤 利雄・沢 和弘・伊与久 達夫

(2002年7月1日受理)

高温工学試験研究炉 (High Temperature engineering Test Reactor : HTTR) は原子炉出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 850°C／950°C の黒鉛減速ヘリウム冷却型の高温ガス炉である。

HTTR の出力上昇試験は、30MW 運転時に原子炉出口冷却材温度が 850°C となる定格運転モードでの試験として、平成 12 年 4 月 23 日から 6 月 6 日の間に原子炉出力 10MWまでの出力上昇試験(1)を行った。引続いて 20MW までの出力上昇試験(2)を開始したが、開始直後の平成 12 年 7 月 8 日に、振動計の誤信号により 1 次ヘリウム循環機が停止し、原子炉が自動停止したため、再度、平成 13 年 1 月 29 日から 3 月 1 日の間に出力上昇試験(2)を行った。また、30MW 運転時に原子炉出口冷却材温度が 950°C となる高温試験運転モードでの試験として、平成 13 年 4 月 14 日から 6 月 8 日の間に原子炉出力 20MW までの出力上昇試験(3)を行った。さらに定格出力 30MW 運転達成のための試験として、平成 13 年 10 月 23 日から出力上昇試験(4)を開始し、平成 13 年 12 月 7 日に定格出力 30MW の到達及び原子炉出口冷却材温度約 850°C の達成を確認した。出力上昇試験(4)については、平成 14 年 3 月 6 日まで実施し、定格出力 30MW からの商用電源喪失試験をもって全ての試験検査を終了して定格運転モードの使用前検査合格証を取得した。

定格運転モードにおける原子炉出力 30MW までの試験結果から、原子炉、冷却系統施設等の性能を確認することができ、原子炉を安定に運転できることを確認した。今後は試験で明らかとなつた課題を適切に処置し、高温試験運転モードで原子炉出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950°C の達成を目指す。

---

大洗研究所：〒311-1394 茨城県東茨城郡大洗町成田町新堀 3607

+ 保安管理室

Rise-to-power Test in High Temperature Engineering Test Reactor

— Test Progress and Summary of Test Results up to 30MW of Reactor Thermal Power —

Shigeaki NAKAGAWA, Nozomu FUJIMOTO, Satoshi SHIMAKAWA, Naoki NOJIRI,  
Takeshi TAKEDA, Akio SAIKUSA, Shohei UETA, Takao KOJIMA, Eiji TAKADA,  
Kenji SAITO, Yukio TACHIBANA, Yoshinobu ASHIKAGAYA<sup>+</sup>, Kouzo KAWASAKI,  
Toshio NAKAZAWA, Kazuhiro SAWA and Tatsuo IYOKU

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

(Received July 1, 2002)

The High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) is a graphite moderated and gas cooled reactor with the thermal power of 30MW and the reactor outlet coolant temperature of 850°C/950°C.

Rise-to-power test in the HTTR was performed from April 23<sup>rd</sup> to June 6<sup>th</sup> in 2000 as phase 1 test up to 10MW in the rated operation mode, from January 29<sup>th</sup> to March 1<sup>st</sup> in 2001 as phase 2 test up to 20MW in the rated operation mode and from April 14<sup>th</sup> to June 8<sup>th</sup> in 2001 as phase 3 test up to 20MW in the high temperature test operation mode. The reactor outlet coolant temperature becomes 850°C at 30MW in the rated operation mode and 950°C in the high temperature test operation mode.

Phase 4 rise-to-power test to achieve the thermal reactor power of 30MW started on October 23<sup>rd</sup> in 2001. On December 7<sup>th</sup> in 2001 it was confirmed that the thermal reactor power and the reactor outlet coolant temperature reached to 30MW and 850°C respectively in the single loaded operation mode in which only the primary pressurized water cooler is operating. Phase 4 test was performed until March 6<sup>th</sup> in 2002. JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute) obtained the certificate of the pre-operation test from MEXT (Ministry of Education Culture Sports Science and Technology) after all the pre-operation tests by MEXT were passed successfully with the reactor transient test at an abnormal event as a final pre-operation test.

From the test results of the rise-up-power test up to 30MW in the rated operation mode, performance of the reactor and cooling system were confirmed, and it was also confirmed that an operation of reactor facility can be performed safely. Some problems to be solved were found through the tests. By solving them, the reactor operation with the reactor outlet coolant temperature of 950°C will be achievable.

Keywords: HTTR, Rise-to-power Test, HTGR, Reactor Characteristics, Reactor Performance, Reactor Operation

+ Office of Operational Safety Administration

## 目次

1. はじめに .....	1
2. 出力上昇試験の概要 .....	2
3. 出力上昇試験の経過 .....	4
4. 試験結果の概要 .....	5
5. 試験で抽出された主な課題とその対応 .....	17
6. おわりに .....	19
謝　辞 .....	20
参考文献 .....	20
付録 HTTR の出力上昇試験に携わった各部署の名簿 .....	87

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Outline of Rise-to-power Test .....	2
3. Progress of Rise-to-power Test .....	4
4. Summary of Test Results .....	5
5. Important Problems to be Solved and their Countermeasures .....	17
6. Conclusion .....	19
Acknowledgement .....	20
References .....	20
Appendix: Member List to Participate in HTTR Rise-to-power Test .....	87

This is a blank page.

## 1. はじめに

日本原子力研究所（原研）は、1987年6月原子力委員会が策定した「原子力開発利用長期計画」に則り、高温工学試験研究の中核施設としての役割を担い、高温ガス炉技術の基盤の確立と高度化ならびに高温工学に関する先端的基礎研究を目的とした、高温工学試験研究炉（HTTR : High Temperature engineering Test Reactor）を、原研大洗研究所内の南西部の5万m<sup>2</sup>（東西約200m×南北約250m）の敷地に建設した。HTTRは世界では6基目に当たる高温ガス炉である。

HTTRの基本仕様をTable 1.1に、原子炉本体の構造及び冷却設備系統をFig.1.1及び1.2に示す。HTTRは、燃料に被覆粒子燃料、減速材に黒鉛、冷却材にヘリウムガスを使用する熱出力30MW、原子炉入口冷却材温度395°C、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。燃料としては、六角柱状の黒鉛ブロックに被覆燃料粒子を内蔵した燃料棒を挿入したピン・イン・ブロック型を採用している。炉心の主要構造物には黒鉛が用いられており、原子炉本体を納める原子炉圧力容器は、外径5.7m、高さ13mの円筒形鋼製容器である。原子炉圧力容器、原子炉冷却設備の主要冷却系機器等は鋼製の原子炉格納容器に納められている。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 : Intermediate Heat Exchanger）と1次加圧水冷却器（PPWC : Primary Pressurized Water Cooler）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。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、IHXは使用せずPPWCのみで30MWの除熱を行う単独運転がある<sup>(1)</sup>。

HTTRでは、1996年10月からの系統別・総合機能試験、確認試験等を経て<sup>(2), (3)</sup>、1998年7月から燃料装荷を開始し、1998年11月10日に初臨界を達成した。その後、臨界試験を経て、1999年9月から出力上昇試験を開始した。出力上昇試験については、平成12年4月23日から6月6日の間に原子炉出力10MWまでの出力上昇試験(1)を行った。引続いて20MWまでの出力上昇試験(2)を開始したが、開始直後の平成12年7月8日に、振動計の誤信号により1次ヘリウム循環機が停止し、原子炉が自動停止したため、再度、平成13年1月29日から3月1日の間に出力上昇試験(2)を行った。また、30MW運転時に原子炉出口冷却材温度が950°Cとなる高温試験運転モードでの試験として、平成13年4月14日から6月8日の間に原子炉出力20MWまでの出力上昇試験(3)を行った。さらに定格出力30MW達成のための試験として、平成13年10月25日から出力上昇試験(4)を開始し、平成13年12月7日に定格出力30MW及び原子炉出口冷却材温度846°Cの達成を確認した。出力上昇試験(4)については、平成14年3月6日まで実施し、定格出力30MWからの商用電源喪失試験をもって全ての試験検査を終了して使用前検査合格証を取得した。

この間の累積運転時間は約5405時間、積算熱出力は約3645MWd、原子炉熱出力の最高は約30MW、定格運転時の原子炉出口冷却材温度の最高は約842°Cであった。

出力上昇試験においては、原子炉の特性及び性能を確認しながら段階的に出力を上昇させ、原子炉出力30MWまでの試験結果から、原子炉及び原子炉冷却設備等の性能を確認することができ、

原子炉を安定に運転できることを確認した。また、今後は試験で明らかとなった課題を適切に処置し、高温試験運転モードで原子炉出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950°C の達成を目指す。

本報では、出力上昇試験計画の概要、出力上昇試験の経過、試験結果の概要について報告する。また、原子炉出力 20MW までの結果から、定格出力 30MW の達成に向けて対処した課題とその結果について報告するとともに、原子炉出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 950°C の達成に向けての課題と対処方法について報告する。

## 2. 出力上昇試験の概要

### 2.1 出力上昇試験時の体制

HTTR の出力上昇試験は、高温工学試験研究炉開発部長の統括の下に、原子炉の運転を HTTR 試験室長が、試験を HTTR 技術開発室長が管理して行うこととした。HTTR 計画室は、試験工程の管理、所内外の専門家による安全確認作業に係る調整を行い、大洗研究所保安管理室放射線管理課が、HTTR 施設区域の線量当量、排気・排水中の放射性物質濃度の測定等を行うこととした。具体的には、Fig.2.1 に示す体制で以下のように行うこととした。

- (1) 原子炉の運転は、HTTR 試験室の運転班が 3 直体制で行う。
- (2) 出力上昇試験は、HTTR 技術開発室の試験班が、各出力の段階毎に安全を確認しながら行う。試験班は、3 直または 2 直体制で対応する。
- (3) 高温工学試験研究炉開発部内に「試験総括グループ」を設け、隨時、試験内容及び手順の確認、試験結果の評価等を行う。また、必要に応じて HTTR の設計・製作・据え付けを行った主要メーカーの技術者を加える。

### 2.2 出力上昇試験時の安全確保

出力上昇試験は、それまでに実施した系統別・総合機能試験、臨界特性試験とは異なり稼働する機器が多く、また、原子炉出力も高くなることから、以下の考えに基づいて試験中の安全確保に努めることとした。

- (1) HTTR の運転は、「運転手引」に定める操作手順を遵守して行う。
- (2) 出力上昇試験は、簡単な試験から複雑な試験へ、小さな過渡から大きな過渡試験へと段階的に安全を確認しながら行う。
- (3) 出力上昇試験中は、炉心出口冷却材中の放射能を測定する燃料破損検出装置等により、燃料破損及びヘリウム漏えいを早期に検知するよう努める。
- (4) 試験結果について、適宜、解析と比較・検討し、試験結果の妥当性を確認した後で、次の段階の試験に進む。

### 2.3 試験工程の立案の方針

出力上昇試験の工程は、以下の考えに基づいて立案した。

- (1) 原子炉出力 30MWで、原子炉出口冷却材温度を 850°Cとする定格運転を達成した後に、運転経験の蓄積を踏まえて原子炉出口冷却材温度を 950°Cとする高温試験運転を行う。
- (2) 試験では、PPWC を用いる単独運転と IHX を併用する並列運転を試験ステップ毎に交互に進め、単独運転の試験経験を並列運転に反映できるようする。
- (3) 試験は、出力を段階的に上昇させながら行う。そのため、主に制御性能等を確認する 10MW 程度の試験、熱出力校正等の熱的性能を確認する 20MW程度の試験、及びプラントの安定運転を確認する 30MW の試験に大別する。

#### 2.4 試験項目選定の考え方

出力上昇試験の目的は、HTTR の性能を確認するため、及び「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法）」、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則（総理府令第 83 号）」（以下、法令等と呼ぶ）に定められた検査を実施することである。

HTTR の出力上昇試験における試験項目を Table 2.1 に示す。出力上昇試験の試験項目には、HTTR の機器仕様として定められた性能を確認するための試験及び法令等に定められた検査がある。機器仕様として定められた性能を確認するための試験としては、炉心及び冷却系の性能確認、燃料の健全性確認、安全設備の機能確認等を考慮して選定した。また、法令等に定められた検査項目については、原子炉等規制法の第 28 条「使用前検査」、及び総理府令第 83 号の第 3 条の 5 「性能の技術上の基準」に示されている項目を考慮して選定した。

#### 2.5 出力上昇試験時の計測

出力上昇試験時の計測には、既設の計測系統施設を用いるとともに、冷却材が高温になることによる二重管の熱膨張測定のために変位計を設置する等、仮設の計測器を設置して試験時の監視及び試験の評価に用いた。試験時のデータについては、既設の計測系統施設のプラント計算機により、アナログ約 1000 点、デジタル約 2000 点の 1 分周期のデータが電子メディアに格納される。また、原子炉スクラム時の 1 次冷却材の流量挙動等、応答が速い状態値に対して高速データ収集装置を設置し、原子炉スクラム試験、自動制御設備の応答試験の評価に用いた。高速データ収集装置により、アナログ約 420 点、デジタル約 50 点のデータを 100msec の周期で収集可能である。

### 3. 出力上昇試験の経過

HTTR の出力上昇試験の経過を Fig.3.1 に示す。

#### (1) 臨界試験<sup>(4)</sup>

1998 年 7 月 1 日から燃料装荷を開始し、燃料装荷作業はほぼ順調に進み、11 月 10 日に全炉心 30 カラムの約 2/3 にあたる 19 カラムの燃料を装荷した状態で初臨界に達した。12 月 16 日には全炉心の燃料装荷を終了し、原子炉の低出力時の特性を確認して、臨界試験を終了した。

#### (2) 10MWまでの出力上昇試験

第 1 段階の 10MW までの出力上昇試験(1)として、1999 年 9 月 28 日に原子炉を起動し、出力 30kW で運転中の 10 月 1 日に、1 次ヘリウム循環機 A の電源周波数測定のために設置した仮設周波数計測器のトラブルから、電源周波数制御回路の周波数がゼロとなり 1 次ヘリウム循環機 A が停止した。このため、1 次冷却材流量が低下し「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」のスクラム信号により原子炉が自動停止したので、出力上昇試験を中断した。

出力上昇試験(1)は、2000 年 4 月 23 日に再開し、所定の試験を計画通り進め、試験の一環である手動スクラム試験により 6 月 6 日に原子炉を停止して、試験を終了した。

#### (3) 20MWまでの出力上昇試験

第 2 段階の 20MW までの出力上昇試験として、2000 年 7 月 3 日から原子炉を起動し、出力上昇をしていたところ、7 月 8 日に「1 次ヘリウム循環機 A ロータ上部 X 軸振動高高」のインターロック信号により 1 次ヘリウム循環機 A が停止した。このため、1 次冷却材流量が低下し「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」のスクラム信号により原子炉が自動停止したので、出力上昇試験を中断した。

出力上昇試験(2)は、2001 年 1 月 29 日に再開し、所定の試験を計画通り進め、試験の一環である商用電源喪失を模擬した 15MW からの原子炉自動停止試験により 3 月 1 日に原子炉を停止して試験を終了した。出力上昇試験(2)の結果、炉心支持板の一部の温度が、各出力の予想に比べて高い値を示し、定格出力の 30MW においては設計温度及び最高使用温度を超えるおそれのあることが判った。これについては、5 章に示すように原子炉出力 30MW への出力上昇までに、試験結果及び解析結果を踏まえ、最高使用温度の変更及び構造健全性の再評価を行い、全ての判定基準を満足できることを確認した。

#### (4) 20MWまでの高温試験運転による出力上昇試験

出力上昇試験(2)の結果判明した炉心支持板温度の予想を上回る上昇に対し、炉心支持板の温度予測の信頼性を高めるために、定格運転モードより 1 次冷却材流量が約 18% 少ない高温試験運転モードによる 20MW までの出力上昇試験(3)を、定格出力 30MW まで出力上昇させる試験に先駆けて実施することとした。出力上昇試験(3)は 2001 年 4 月 14 日から開始し、20MW までの所定の試験をほぼ計画通り進め、6 月 8 日に試験を終了した。なお、試験途中の 5 月 16 日に

は、研究所構外の電線鉄塔への落雷により停電したが、原子炉は設計どおり安全に自動停止した。設備・機器に問題のないことを確認し、5月21日に原子炉を再起動して試験を再開した。

#### (5) 30MW、850°Cの達成及び使用前検査合格証の取得

定格熱出力30MW、原子炉出口冷却材温度850°Cを達成させるための出力上昇試験(4)は、単独運転モードにより2001年10月23日から開始した。出力上昇の過程、原子炉出力約25MWの時点で原子炉圧力容器スカート下方の補助冷却設備の二重配管が貫通している部分のコンクリート（台座コンクリート）温度が予想外に上昇したので、原子炉出力を保持してその健全性を評価した。評価の結果、台座コンクリート温度の上昇が局部に限定され、台座コンクリートの健全性を確認したので、出力上昇を再開した。なお、約25MWでの原子炉出力保持期間中に1次冷却材中の不純物は、純化設備により除去され、定格出力運転時に満足すべき不純物濃度以下となった。その後、約28MWで熱出力校正を実施した後、さらに出力上昇し、2001年12月7日2:30amに定格出力30MW到達を確認した。また、この間、原子炉出口冷却材温度846°Cの到達を確認した。並列運転モードによる出力上昇は、2002年1月25日から開始し、2月27日11:00amに定格出力30MW到達を確認するとともに、熱利用系への供給温度として中間熱交換器2次側冷却材温度約750°Cの到達を確認した。その後3月6日の商用電源喪失試験をもって文部科学省による定格運転モードでの使用前検査の全てを終了し、使用前検査合格証を取得了。

## 4. 試験結果の概要

### 4.1 制御棒反応度価値測定検査

最大反応度添加率、反応度停止余裕及び過剰反応度を求めるために、各制御棒の反応度価値を広領域中性子計装で測定した。その結果をまとめてTable 4.1に示す。

原子炉出力30kWにおいて、C（中央）、R1-1、R2-5及びR3-1の制御棒（Fig.1.1(2/2)参照）の反応度価値を測定した。最大反応度添加率は $1.94 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ で制限値( $2.4 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$ )を満足することを確認した。また、十分な反応度停止余裕があることを確認し、使用前検査に合格した。

過剰反応度は、出力上昇試験前に実施した臨界試験において、燃料追加法により約 $0.119 \Delta k/k$ と評価されており、制限値の $0.165 \Delta k/k$ 以下を満足することを確認した。

出力運転時の制御棒挿入範囲の微分制御棒価値（単位挿入深さ当たりの制御棒価値）については、区間積分の算出を容易にするために数式化した。具体的には反応度価値が非線型となる燃料体上面部で2種類の指數関数式に分割することにより、軸方向炉心位置に対する実測値を近似できることを確認した（Fig.4.1）。

### 4.2 異常時過渡応答検査

本検査は原子炉がスクラムした場合に、原子炉の安全停止および炉心の冷却を確保できるこ

とを確認すること、及び、原子炉出口冷却材温度 750°C以上の試験では、制御棒が 2 段階で挿入されることを確認する目的で実施した。

本検査については、原子炉出力 30%及び 100%において手動スクラム試験を、また、原子炉出力 50%及び 100%において商用電源喪失試験を実施し、いずれの試験においても原子炉の安全停止と炉心の冷却が確保できることを確認した。以下に並列運転・原子炉出力 100%からの商用電源喪失試験の結果について示す。

所内電源盤の受電遮断器を「断」とすることにより商用電源を喪失させた結果、「PPWC(1次加圧水冷却器)ヘリウム流量低」(定格流量の 93%)信号により原子炉がスクラムした。原子炉スクラム信号の発信により、反射体領域の原子炉スクラムしや断器が「開」になり、反射体領域の制御棒 9 対 (Fig.1.1(2/2)中の R2-1～R2-6, R3-1～R3-3) が挿入され、Fig.4.2 に示すように中性子束が減少した。スクラムから 40 分後には燃料領域の原子炉スクラムしや断器が「開」になり、燃料領域の制御棒 7 対 (Fig.1.1(2/2)中の C, R1-1～R1-6) が挿入された。燃料領域の制御棒が挿入されるまでの 40 分間及びその後の全制御棒挿入状態において、固定反射体領域に設置されている核分裂計数管の計数率が上昇傾向を示していないことから、HTTR に特有な 2 段階の制御棒挿入による原子炉スクラムにおいて、原子炉の未臨界状態が維持できることを確認した。また、制御棒の挿入時間(制御棒要素下端部が炉心有効長の 80%まで挿入されるまでの時間)については、最大引き抜き位置にある R3 制御棒 3 対の場合約 8 秒、その他の C, R 1 及び R 2 制御棒 1 3 対の場合約 5 秒であり、規定値の 12 秒以下であることを確認した。

補助冷却設備の起動シーケンスについては、商用電源喪失から 51 秒後に補助ヘリウム循環機 A, B が起動し、起動から 20 秒以内でヘリウム流量は約 6.1t/h に到達した。(2 台運転時の規定値は、定格運転状態で 4.3t/h 以上である。) また、起動から 40 分後には、シーケンスどおり補助ヘリウム循環機 B が停止した。補助冷却水流量は、補助冷却水循環ポンプ 2 台の運転により約 72t/h に到達した。(2 台運転時の規定値は、定格運転状態で 60t/h 以上である。)

商用電源喪失試験時の冷却材の温度、圧力および原子炉圧力容器温度の変化を Fig.4.3 に示す。図に示すように冷却材および構造材の温度が継続的に下降していることから、補助冷却設備により原子炉の残留熱が除去されることを確認した。

#### 4.3 冷却材飽和値確認検査

30MW 運転時の 1 次冷却材温度及び圧力が所定の値であることを推測するため、各出力レベルに応じた 1 次冷却材温度を測定した。また、1 次冷却材温度及び圧力の最大値が判定基準値以下であることを確認するため、30MW 運転時の 1 次冷却材温度及び圧力の飽和値を測定した。

出力上昇試験(4)における炉出力 30MW で冷却材温度が飽和したときの値は、Fig.4.4 及び 4.5 に示すように単独運転の場合には、原子炉入口冷却材温度は 393°C、原子炉出口冷却材温度は 842°C であり、並列運転の場合には、原子炉入口冷却材温度は 394°C、原子炉出口冷却材温度は 828°C であった。現在までのところ、並列運転時に原子炉出口冷却材温度が設計値の 850°C より 20°C 程度低くなった原因としては、出力領域中性子検出器指示値に対して原子炉熱出力が 1 % (300kW) 程度小さかったこと、1 次ヘリウム流量計の指示値に対して 1 次冷却材材流量が 1 % 程度大きか

ったことによるものと推定している。なお、原子炉熱出力の1%の低下及び1次冷却材材流量の1%の増加により、原子炉出口冷却材温度はそれぞれ約5°C低下する。

30MW運転時の1次冷却材温度の飽和値は上記に示すとおりであり、判定基準以下（原子炉入口冷却材温度：397°C以下、原子炉出口冷却材温度：859°C以下）であることを確認した。また、1次冷却材圧力の飽和値は単独運転及び並列運転それぞれ4.0MPa[gauge]であり、判定基準以下（4.0MPa[gauge]以下）であることを確認した。

#### 4.4 遮へい性能検査

管理区域内の線量当量率が定格出力に外挿した時に設置許可書に記載されている遮へい区分を満足すること、及び遮へい欠損等の異常を早期に発見することを目的として、各原子炉出力において線量当量率測定を実施した。

##### (1) 原子炉建家内各部屋の中性子線及びガンマ線による線量当量率測定

各原子炉出力において、原子炉建家内各部屋の中性子線及びガンマ線による線量当量率を測定した。30MWまでの結果は全て中性子線が0.2 $\mu$ Sv/h以下（検出限界以下）、ガンマ線が0.2 $\mu$ Sv/h（バックグラウンドレベル）であった。本結果から、定格出力時に遮へい上問題となる箇所は確認されていない。

##### (2) スタンドパイプ室内の線量当量率測定

燃料取扱フロアへ影響を与えるスタンドパイプ室内の線量当量率を、中性子レムカウンタ、ガンマ線エリアモニタで測定した。測定箇所をFig.4.6に、定格・単独運転における試験測定結果をFig.4.7に示す。また、本結果について原子炉出力と線量当量率の関係でプロットしたものを作成したものをFig.4.8に示す。出力上昇に伴い線量当量率が下に凸で増加傾向にあることが分かる。これは制御棒が引き抜かれることによって出力分布が上方に向かってシフトしていることによる効果であると考えられる。本図より、原子炉出力30MW時の線量当量率は中性子線が約110 $\mu$ Sv/h、ガンマ線が約8 $\mu$ Sv/hであり、設計値に対して十分小さい値（設計評価値の約1/60程度）であることを確認した。

##### (3) 原子炉まわりの線量当量率測定

スタンドパイプ室内、原子炉側部、熱電対交換ハッチ表面等に積算型線量計を設置し、原子炉の運転履歴から逆算して定格・単独運転、原子炉出力30MW時の線量当量率について求めた結果をFig.4.9及びFig.4.10に示す。スタンドパイプ室と熱電対交換ハッチ表面で中性子線が検出されるのはストリーミング成分によるものと考えられる。

#### 4.5 放射性物質濃度等の測定検査

炉出力30MWまでの原子炉運転中及び原子炉停止後に人が立ち入る場所について、線量当量率及び放射性物質濃度の測定、並びに管理区域境界及び周辺監視区域境界における線量当量率の測定を、サーベイメータ及び室内ダスト・ガスモニタを用いて実施した。測定した結果は、全て定め

られた基準値以下であり問題がないことを確認した。

#### (1) 原子炉運転中

炉出力 30MWまでの原子炉運転中の人人が立ちに入る場所の線量当量率は、単独及び並列運転とも中性子線が  $0.2 \mu\text{Sv/h}$  以下、ガンマ線が  $0.2 \mu\text{Sv/h}$ （バックグラウンドレベル）であり、放射性物質濃度は検出下限濃度未満であった。また、管理区域境界の線量当量率は、単独及び並列運転とも中性子線及びガンマ線とも検出されずバックグラウンドレベルであり、周辺監視区域境界の線量当量率は通常値の変動範囲内であった。

#### (2) 原子炉停止後

原子炉停止後に人が立ちに入る場所の定格出力運転後の線量当量率は、単独及び並列運転とも原子炉格納容器を除く原子炉建家内については、中性子線、ガンマ線とも検出されずバックグラウンドレベルであったが、原子炉格納容器内については、1次加圧水冷却器（PPWC）等のフィルタに放射化生成物（Co-60、Sb-124）が捕捉され、ガンマ線線量当量率が上昇し、PPWC フィルタ付近において単独運転後が最大で  $300 \mu\text{Sv/h}$  であった。同様に、並列運転後の IHX フィルタ部のガンマ線線量当量率は最大で  $60 \mu\text{Sv/h}$  であった。参考までに PPWC フィルタ付近に設置した可搬型ガンマ線エリアモニタの原子炉運転中の指示値は、Fig.4.11 に示すように並列運転時に最大  $220 \mu\text{Sv/h}$  まで上昇している。なお、運転停止後に人が立ちに入る原子炉建家内及び原子炉格納容器内の定格出力運転後の放射性物質濃度については、単独及び並列運転ともに検出下限濃度未満であった。

#### 4.6 コンクリート温度確認検査<sup>(5), (6), (7)</sup>

1次上部遮へい体のコンクリートについては、系統別・総合機能試験において予想以上に温度が上昇したため、出力上昇試験開始前までに放熱板、断熱材を設置して昇温防止対策を行った。そこで、1次上部遮へい体コンクリート温度の確認のため各出力で測定を行った。

1次上部遮へい体コンクリート温度と原子炉入口冷却材温度の関係を Fig.4.12 に示す。原子炉出力 30MW 時の1次上部遮へい体最高温度は、単独運転時に原子炉入口冷却材温度  $394^\circ\text{C}$  に対して約  $82^\circ\text{C}$ 、並列運転時に原子炉入口冷却材温度  $394^\circ\text{C}$  に対して約  $83^\circ\text{C}$  となり、設計値  $88^\circ\text{C}$  を満足した。なお、これらの1次上部遮へい体コンクリート温度の実測値は、測定した温度及び流量を境界条件として設工認時と同じ計算コードで解析して得られた温度約  $80^\circ\text{C}$  とほぼ一致する結果となった。

#### 4.7 スクラム時の未臨界性確認試験

HTTR の原子炉スクラムでは、まず可動反射体領域へ制御棒を挿入し、ついで所定の時間（40分）が経過すること、又は原子炉出口冷却材温度が所定の温度（ $750^\circ\text{C}$ ）以下になることによって燃料領域に制御棒を挿入して原子炉を停止する。原子炉スクラム時の未臨界性を評価するため、可動反射体領域の制御棒挿入から燃料領域の制御棒挿入までの反応度を逆動特性法（IK 法）により連続測定した。

スクラム時の中性子束信号の挙動を Fig.4.13 に示す。また、中性子束信号をもとに、反射体領域の制御棒插入から燃料領域の制御棒插入後までの反応度を IK 法で連続測定した結果を Fig.4.14 に示す。スクラム反応度の演算には、原子炉出力 100% から未臨界状態までの広範囲な中性子束信号が必要となるため、Fig.4.13 に示す中性子束信号の変化は、出力領域中性子束信号（PRM 信号）と広領域中性子束信号（WRM 信号）を繋ぎ合わせたものになっている。そのため、PRM 信号と WRM 信号の切替点、及び WRM 信号のキャンベル信号と計数率信号の切替点で中性子束信号が不連続になっており、中性子束信号の切替点で反応度演算結果にも不連続点が現れている。図から 1 段目の反射体領域の制御棒插入時における投入反応度は約-7%  $\Delta k/k$  であるが、低出力状態（約 30kW）で得られた制御棒価値曲線から求められる約-12%  $\Delta k/k$  と比較すると絶対値で小さな値となっている。また、反射体領域の制御棒が挿入されてから 40 分後に燃料領域の制御棒が挿入されることによって、中性子束信号に変化が現れており、負の反応度投入を確認することができるが、演算される反応度にはほとんど変化が見られない（制御棒価値曲線から求められる投入反応度は約-20%  $\Delta k/k$ ）。IK 法による原子炉スクラム後の反応度測定については、厳密なことは言えないが、中性子束信号の繋ぎ合わせの影響及び中性子源の影響が考えられるので、これらの影響について評価するとともに、測定方法の妥当性について検討する予定である。

原子炉スクラム時の未臨界性については、スクラム直後の可動反射体領域の制御棒插入から 40 分経過後の燃料領域制御棒の挿入に至るまで、及び全制御棒挿入の完了後も WRM の計数率信号の上昇がないことから未臨界状態が維持されていることを確認した。

#### 4.8 制御特性試験<sup>(8)</sup>

HTTR には、1 次冷却材流量、1 次・2 次ヘリウム差圧、原子炉入口冷却材温度等を制御するプラント制御系と制御棒位置を調節して原子炉出力を制御する原子炉出力制御系がある。

プラント制御系は、原子炉を起動する前に 1 次冷却材流量、1 次・2 次ヘリウム差圧等のプロセス値を所定の値に維持するものである。

ここでは、原子炉出力が 30% 以上から使用される原子炉出力制御系及び原子炉入口冷却材温度を原子炉出力に比例した値に制御する原子炉入口温度制御系、並びに原子炉出口温度制御系の試験結果について述べる。なお、原子炉入口温度制御系は、加圧水温度制御系とカスケードとなり制御が行われる。すなわち、原子炉入口冷却材温度は加圧水温度を調整することで制御され、加圧水温度は加圧水空気冷却器の加圧水流量を調整することで制御される。本試験については、制御系が、定格出力の 30% 以上の出力状態で、想定される出力変更及び外乱に対し安定に応答することを確認するために実施した。

原子炉出力の制御目標値を 17.1MW から 20MW に上昇、あるいは 20MW から 16.8MW に下降させた場合の挙動は、次のとおりである。出力上昇時には、Fig.4.15 に示すように制御指令値に従って約 1.5%/h の変化率で原子炉出力が上昇しており、また、原子炉入口冷却材温度については、制御指令値に従って安定に温度上昇することを確認した。同様に、出力下降時についても Fig.4.16 に示すように安定に出力下降できることを確認した。

原子炉出力 30MW 一定運転時の原子炉出力、冷却材温度等の挙動を Fig.4.17 から Fig.4.19 に示

す。図に示すように1日の外気温度の変化に対して、原子炉入口温度制御系の動作により加圧水空気冷却器バイパス流量調節弁の開度が調節され、原子炉入口冷却材温度を一定に制御するよう動作している。これにより原子炉出口冷却材温度の変動は1日間の1分間隔のデータによる平均値に対して±1°Cとほとんどなく、HTTRの自動制御設備により安定な出口温度一定運転ができるることを確認した。なお、原子炉出力（PRM 指示値）及び原子炉入口冷却材温度の平均値に対する変動幅は、それぞれ±0.5%及び±1°Cであった。

原子炉出口温度制御系の応答試験については、定格・単独運転の原子炉出力 93%において実施したが、Fig.4.20 に示すように原子炉出口冷却材温度を自動制御に切り替えた時点で発散傾向を示したので、試験を中断した。その後の調査の結果、制御定数の値が設計段階で決定したとおりになっていないことがわかったため制御定数を修正し、定格・並列運転時に試験を実施した。その結果、Fig.4.21 に示すように、原子炉出口冷却材温度が制御目標値の変更に対して安定に応答することを確認した。

#### 4.9 中性子検出器の応答確認試験

本試験については、広領域中性子計装のパルス系とキャンベル系、キャンベル系と出力領域中性子計装が重なり、原子炉出力の監視が連続的に行えることを確認するために実施した。

広領域中性子計装のパルス系での測定値が約 300000cps 到達時にキャンベル系に切り替わり、キャンベル系で監視できることを確認した。また、出力 300kW で広領域中性子検出器(WRM)の指示値に合うように出力領域中性子検出器 (PRM) を調整する応答確認試験を行った。調整中に、中性子計装盤の増幅器の調整だけでは、PRM の指示値を合わせることができないので、原子炉を停止し、管理区域にある前置増幅器のゲインを調整した。その後、再度、出力 300kW で試験を行い、PRM の指示値が WRM の指示値に合致していること及びそれぞれの計測範囲が重なり合っていることを確認した。

#### 4.10 温度係数測定試験及び出力係数測定試験<sup>(9)</sup>

##### (1) 温度係数

反応度の温度係数が負であることを確認するため、原子炉出力を一定に保持した状態で炉心温度を上昇させ、その前後の反応度差から温度係数を求めた。出力一定状態は、それぞれ 0MW, 2.1MW, 9MW, 20MW の 4 ケースである。0MW での出力一定状態では、ヘリウム循環機及び加圧水循環ポンプからの入熱によって、炉心全体の温度を均一に約 30°C 上昇させた。また、原子炉出力 2.1MW, 9MW, 20MW 時には、加圧水空気冷却器の加圧水流量の調整によって、炉心入口温度を 20~30°C 上昇させた。いずれの場合にも、炉心温度変化前後の反応度差は、制御棒の臨界位置の変化量から等価反応度への換算によって求めた。この方法により、単位温度差に対する反応度差、すなわち温度係数を得た。

測定結果と計算結果を Fig.4.22 に示す。炉心温度が高いほど温度係数の絶対値は減少するものの、いずれの場合も負の値となることを確認した。また、温度係数の炉心温度依存性の傾向は、測定結果と設計計算結果との間で良い一致を示していることから、設計時に予測した固有

の安全性を保持していることを確認した。

## (2) 出力係数

出力係数が温度係数と同様に負であることを確認するため、原子炉出力差に対する反応度差分量から出力係数を求めた。

出力係数の測定結果を Fig.4.23 に示す。原子炉出力が高くなるほど出力係数の絶対値は小さくなるものの、原子炉出力 0MW から定格 30MW までの範囲における出力係数は、いずれも負の値となり制限を満足することを確認した。

定格運転モードに比べ、高温試験運転モードの出力係数は、わずかであるが絶対値が小さくなっている。これは、原子炉出力が同じでも高温試験運転モードは定格運転モードよりも炉心平均温度が高くなり、温度係数の絶対値は、高温試験運転モードの方が相対的に小さくなっているためである。炉出力 15MW 以下では、設計値と測定値の変化の傾向は大きく相違していない。しかしながら、炉出力 15MW 以上では設計値は測定値と比較すると絶対値で 0.1~0.2%  $\Delta k/k$  ほど過大評価となっており、設計値誤差（約 10%：図中誤差バーで表示）の範囲外となる結果が得られた。加えて、炉出力に対してほぼ直線的に増加してゆく測定結果に対し、設計では 15MW 以上で一定値に飽和する結果となっている。

この傾向の違いの理由は明らかにできていないが、以下に示すいくつかの原因が考えられる。

- ① 設計における制御棒モデルの取扱いが完全ではなく、設計と測定との間で制御棒価値に差異が生じている
- ② 測定から得られた制御棒校正曲線は低温状態（炉心温度約 120°C）で得たものであり、高温状態でも校正曲線は変化しないと仮定している
- ③ 設計の計算条件において、出力係数算出のための出力変化幅が大きい

原因を究明するために、設計面では制御棒価値の輸送補正処理を、測定面では出力分布測定実験を行うことから中性子インポータンス分布の温度依存性推定を、行うことを計画している。

## (3) 制御棒位置

これまでの運転状態から、臨界制御棒位置と炉出力の関係、臨界制御棒位置と炉心平均温度の関係を整理した。

それらの結果を Fig.4.24 に示す。出力上昇試験運転の開始当初は、30MW 到達時に臨界制御棒位置が燃料領域上端以上に引き抜かれた臨界状態となることを懸念していた。しかしながら、実際には炉出力 30MW での臨界制御棒位置は、燃料領域上端(2900mm)に近い 2855mm(単独運転)、2820mm(並列運転)であり、過剰反応度の不足は予想よりも小さかった。一方、Fig.4.24 に示すように、臨界制御棒の位置を炉出力に対して整理した場合は運転モードの違いによるばらつきが大きいが、原子炉出入口冷却材温度の平均による炉心平均温度に対して整理すると、ばらつきを低減できることがわかった。このことから、今後、炉心平均温度と臨界制御棒位置の測定データを用いて、精度の良い臨界制御棒位置の予測式を求め、高温試験運転での臨界制御棒位置予測を行う予定である。

なお、出力上昇試験(4)並列運転時の臨界制御棒位置は、炉心温度で整理し燃焼効果を考慮しても、他の運転データと比べてわずかに引き抜き量が小さい。この結果に関しては、温度の測定データの見直し及び詳細な熱流動解析等により考察を進める必要がある。

これまでの試験結果から、温度上昇及び燃焼による反応度低下を考慮しても高温試験運転（原子炉出口冷却材温度 950°C 運転）や 660 日間運転は可能と考えられるものの、運転末期での反応度余裕はかなり少なくなることが予想される。そのため、炉心燃焼に伴う制御棒位置変化の予測精度向上を目指し、これらの運転実現性を明確に判断するための核計算手法の改良に着手した。

#### 4.10 热出力校正試験<sup>(10)</sup>

热出力校正試験については、热交換器の状態値等から求められる热出力により中性子検出器を校正するために実施した。

出力上昇試験(4)における原子炉热出力の測定結果を Table 4.2 に示す。HTTRにおいては、原子炉热出力を加压水側の状態量等により下式に従って計算し、中性子計装設備 PRM 指示値の校正に適用している。

$$Pt = PPWC + SPWC + VCS + ACS + C - GC$$

$Pt$ : 原子炉热出力

$PPWC$ : 1 次加压水冷却器による除熱

$SPWC$ : 2 次加压水冷却器による除熱

$VCS$ : 炉容器冷却設備による除熱

$ACS$ : 補助冷却設備による除熱

$C$ : 配管等からの放熱

$GC$ : ガス循環機からの入熱

表中には、下式に示すヘリウム側の状態量により求めた原子炉热出力も参考として示す。

$$Pt = He + VCS + ACS + SP$$

$Pt$ : 原子炉热出力

$He$ : 原子炉出入口冷却材温度及び 1 次冷却材流量から計算される熱量

$VCS$ : 炉容器冷却設備による除熱

$ACS$ : 補助冷却設備による除熱

$SP$ : スタンドパイプからの放熱

出力上昇試験(4)における热出力校正については、定格・単独運転において出力領域中性子束検出器（PRM）指示値が 93% の状態で実施した。表に示すように定格出力運転時の原子炉热出力と PRM 指示値は、0.5% 以内で一致していることを確認した。

#### 4.11 主冷却系热交換器の性能

主冷却設備の熱交換器の除熱性能を確認するため、1 次加压水冷却器（PPWC）、中間熱交換器（IHX）、2 次加压水冷却器（SPWC）の熱通過率を評価した。30MW 運転時におけるそれぞれの

熱交換器の「(熱通過率)×(伝熱面積)」の値は、Table 4.3 から Table 4.5 に示すように、設計ノミナル値と比較してそれぞれ約 8%、約 6%、約 13% 低くなつた。これまでに得られた試験結果から、設計ノミナル値と比較して PPWC、IHX 及び SPWC ともに熱交換性能は低くなつてゐるが、設計時の想定範囲内にあり 30MW の除熱に対して問題ないことを確認した。

HTTR では、原子炉入口冷却材温度を一定にするため、2 次側冷却材である加圧水の加圧水空気冷却器における流量を調節している。出力上昇試験(3)までにおいては、原子炉出力保持運転中に、Fig.4.25 に示すように外気温度がほとんど変化していないにもかかわらず、加圧水空気冷却器の加圧水流量が増加する事象が観測された。この原因としては、原子炉建家周りの風向きにより建家屋上にある加圧水空気冷却器の高温の出口側空気が入口側に巻き込まれることによるものと考えられた。加圧水空気冷却器の熱交換性能については外気の条件により除熱性能が悪化する可能性もあることから、念のため出口側空気が入口側に巻き込まれないように加圧水空気冷却器に巻き込み防止の遮風板を設置した。この対策により、30MW 運転時において安定した除熱ができる事を確認した。

#### 4.12 炉容器冷却設備の性能

本試験は、炉容器冷却設備の性能として、30MW 運転時に除熱量 0.3MW を確保できること及び 1 次側部遮へい体温度を 65°C 以下に抑えることを確認するものである。

30MW 運転時の炉容器冷却設備の除熱量は単独運転時及び並列運転時とともに約 0.81MW であり、設計上要求される除熱量 0.3MW を十分確保できることを確認した。これまでの解析結果から、30MW 運転時に 0.3MW 以上の除熱量を確保できれば、減圧事故のような補助冷却設備による強制対流による炉心冷却に期待できないような事象発生時にも、炉容器冷却設備により炉心冷却が可能であると判断している。

1 次側部遮へい体コンクリート温度及び原子炉圧力容器台座コンクリート局部温度と原子炉入口冷却材温度の関係を Fig.4.26 及び Fig.4.27 に示す。原子炉圧力容器台座コンクリート局部とは、原子炉圧力容器スカート部下部のコンクリートのうち、主冷却設備と補助冷却設備の二重管が貫通している部分である。30MW 運転時に 1 次側部遮へい体温度が、制限温度 65°C を下回ることを確認した。また、原子炉圧力容器台座コンクリート局部温度については、出力上昇試験(3)までは自動的に厳しく管理するため 1 次側部遮へい体としての制限温度 65°C を適用していたが、設計での予測を上回って温度が上昇した。このため、コンクリート局所温度に対して原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG) に基づき制限温度を 90°C<sup>(11)</sup> とし、保安規定で管理するようにした。なお、原子炉圧力容器台座コンクリート局所温度は 30MW 運転時に制限温度を下回ることを確認した。

#### 4.13 高温配管の熱変形<sup>(12)</sup>

HTTR の 1 次冷却設備等の支持については、コンスタントハンガ、オイル・スナバ等による浮動支持方式を採用しており、温度上昇に伴う機器の熱膨張による緩慢な変形挙動に対して、機器に過度な熱応力がかからないように設計されている。このことから、各出力状態の熱交換器や配管の熱変位の挙動を確認した。

変位計測箇所を Fig.4.28 に、出力上昇試験(1)～(4)における機器の変位量の測定結果を Fig.4.29 から Fig.4.31 に示す。本図には総合機能試験、確認試験時の結果も合わせて示した。機器の変位量は原子炉出力に対してほぼ直線的に変化しており、異常な拘束は特に認められなかった。機器の変位量については、コンスタントハンガ、オイル・スナバ等の抵抗力を最適化することで解析により再現することができ、そこで得られた解析結果により「高温ガス炉第1種機器の高温構造設計指針」<sup>(13)</sup>に従い、各運転状態において機器の健全性が確保されることを確認した。

#### 4.14 熱的パラメータの監視

高温機器である中間熱交換器及び原子炉圧力容器の構造健全性を確認するため、各部の温度計測を行った。原子炉出力 30MWまでの原子炉出口冷却材温度と中間熱交換器構造材温度の関係を Fig.4.32 に原子炉入口冷却材温度と原子炉圧力容器温度の関係を Fig.4.33 に示す。これらの図には原子炉出力 30MW 運転時に原子炉出口冷却材温度が 950°C に達する高温試験運転における原子炉出力 20MW までの測定結果、直線外挿による 30MW の予測値、及びそれぞれの最高使用温度を併せて示した。図に示すように、中間熱交換器構造材と原子炉圧力容器の温度については、原子炉出力 30MW において最高使用温度を下回ることを確認した。また、高温試験運転についても定格運転と同様な傾向を示すことから、中間熱交換器構造材と原子炉圧力容器の温度は高温試験運転においても最高使用温度を下回ると判断される。

#### 4.15 不純物濃度測定試験

1 次及び 2 次冷却材の不純物（特に水分）濃度が異常に高くなると、原子炉出口冷却材温度 800°C 以上の高温領域において、炉内構造物や高温機器の健全性が問題となる。本試験においては、サンプリング設備により所定の不純物濃度測定が行えること、及び運転中における 1 次及び 2 次冷却材中不純物濃度の異常の有無を確認するために、不純物濃度をサンプリング設備により連続測定した。1 次冷却材のサンプリング点を Fig.4.34 に示す。以下に平成 14 年 1 月 25 日から開始した出力上昇試験(4)における不純物濃度の挙動について示す。

##### (1) H<sub>2</sub>O の結果

冷却材中の H<sub>2</sub>O 濃度は黒鉛の酸化防止の観点において重要である。出力上昇試験(4)における原子炉出入口及び IHX 出入口 (IHX 2 次出口及び 2 次ヘリウム循環機 (2 次 HGC) 出口) における H<sub>2</sub>O 濃度の変化を Fig.4.35 に示す。

原子炉入口においては、平成 14 年 2 月 15 日より原子炉入口のみを定点測定した結果、以後原子炉停止時まで約 0.06ppm の一定値を示し、原子炉出口冷却材温度 800°C 以上における管理目標値 (0.2ppm) 以下であることを確認した。一方、原子炉出口においては、原子炉運転中は約 0.4～0.5ppm でほぼ一定であった。

また、2 次冷却材中の H<sub>2</sub>O 濃度の変化を併せて Fig.4.35 に示す。IHX 2 次出口においては、出力上昇直後に極大値 (約 2.5ppm) 到達後、出力上昇時毎に過渡的な濃度増加が見られたものの順調に除去され、最終的には約 0.25ppm まで除去された。一方、2 次 HGC 出口においては、出力上昇開始前より検出感度 (約 0.015ppm) 以下で変化がなく、検出素子部の故障の疑

いがあったので、平成 14 年 2 月 6 日に検出素子部を交換した。交換後 2 次 HGC 出口の  $\text{H}_2\text{O}$  濃度は約 4.0ppm まで上昇したが、最終的に約 0.02ppm まで除去された。

## (2) $\text{H}_2$ 、 $\text{CO}$ 、 $\text{CO}_2$ 、 $\text{CH}_4$ の結果

原子炉入口及び原子炉出口における  $\text{H}_2$ 、 $\text{CO}$ 、 $\text{CO}_2$ 、 $\text{CH}_4$  の濃度の変化をそれぞれ Fig.4.36(1/4) 及び Fig.4.36(2/4) に示す。以上の不純物は、 $\text{H}_2\text{O}$  の分解反応により生成するため、原子炉の運転中は温度及び  $\text{H}_2\text{O}$  に連動した挙動が確認された。

$\text{H}_2$  及び  $\text{CO}$  は 1 次ヘリウム純化設備の酸化銅反応筒 (CuOT) で  $\text{H}_2\text{O}$  及び  $\text{CO}_2$  へ酸化され、いずれもモレキュラーシープトラップ (MST) により吸着除去される。 $\text{H}_2$  は、温度保持運転中に除去されることが確認され、30MW 到達後の原子炉入口での濃度は、運転手引に定める値 (800°C 以上で 3ppm) より十分低いレベルとなり、原子炉出入口共に約 0.4ppm となった。また、 $\text{CO}$  は 30MW への出力上昇前の 2 月 17 日までに約 0.03ppm まで除去された。30MW 出力上昇中には濃度が上昇したが、最終的に、原子炉入口での濃度は運転手引に定める値 (800°C 以上で 3ppm) より十分低いレベルとなり、原子炉出入口ともに約 0.1ppm となった。また、 $\text{CO}_2$  については、原子炉運転中の原子炉入口での濃度は運転手引に定める値 (800°C 以上で 0.6ppm) より十分低い値となり、原子炉出入口ともに 0.01~0.03ppm であった。 $\text{CH}_4$  は純化設備においてコールドチャコールトラップ (CCT) により除去されるが、原子炉運転中の原子炉入口での濃度は運転手引に定める値 (800°C 以上で 0.5ppm) より十分低い値となり、原子炉出入口ともに 0.01~0.03ppm であった。

2 次 HGC 出口及び IHX2 次出口における  $\text{H}_2$ 、 $\text{CO}$ 、 $\text{CO}_2$ 、 $\text{CH}_4$  の濃度の変化をそれぞれ Fig.4.36(3/4) 及び Fig.4.36(4/4) に示す。

いずれの不純物も、出力上昇時は濃度が上昇し、温度保持運転中に除去されることが確認された。 $\text{H}_2$  については最終的には約 0.6ppm まで除去された。また、 $\text{CO}$ 、 $\text{CO}_2$ 、 $\text{CH}_4$  濃度は、最終的には約 0.02ppm まで除去された。

## (3) $\text{N}_2$ 及び $\text{O}_2$ の結果

$\text{O}_2$  は炉心黒鉛酸化の観点から、 $\text{N}_2$  は、炉心核特性への影響及び C-14 の生成源として重要である。 $\text{N}_2$  及び  $\text{O}_2$  は、コールドチャコールトラップ (CCT) により除去される。原子炉出入口における濃度変化を併せて Fig.4.36(1/4) 及び Fig.4.36(2/4) に示す。

$\text{N}_2$  は、原子炉運転中の原子炉入口濃度は運転手引に定める値 (800°C 以上で 0.2ppm) より十分低く、原子炉出入口共に約 0.03ppm であった。また  $\text{O}_2$  は、運転中の原子炉入口濃度は運転手引に定める値 (800°C 以上で 0.02ppm) 程度であり、原子炉出口では約 0.02ppm であった。

2 次 HGC 出口及び IHX 2 次出口における  $\text{N}_2$  及び  $\text{O}_2$  濃度の変化を Fig.4.36(3/4) 及び Fig.4.36(4/4) に示す。

$\text{N}_2$  は、いずれも試験開始直後に上昇 (約 1ppm) し、その後も温度上昇に対応する放出が認められたが、純化設備により順調に除去され、約 0.02ppm まで除去された。

#### 4.16 燃料及びFPの評価に関する試験<sup>(14)</sup>

各試験出力において1次冷却材中の希ガス濃度を測定し、燃料の破損率及び希ガスの放出率を評価した。

##### (1) 燃料破損検出装置(FFD)信号の監視

原子炉出口冷却材温度に対するFFD計数率の変化をFig.4.37に示す。FFD計数率は、原子炉出力が低い範囲では出力に対してほぼ直線的に増加し、出力約60%付近(原子炉出口冷却材温度約550°C)からは指数関数的に上昇する傾向が見られた。これは、FFDにより検出される核分裂生成物ガスの放出挙動が、低出力では汚染ウランからの反跳放出であったのに対し、高出力では燃料核からの温度拡散が支配的となつたためと考えられる。

##### (2) 手サンプリング測定による核種分析

1次ヘリウムサンプリング設備のグローブボックスから1次冷却材を採取し、Ge検出器、波高分析装置等を用いてエネルギー分析を行い、核種毎の希ガス濃度の測定(手サンプリング測定)を行った。その結果、Kr同位体として3核種(<sup>85m</sup>Kr, <sup>87</sup>Kr, <sup>88</sup>Kr)、Xe同位体として4核種(<sup>133</sup>Xe, <sup>135</sup>Xe, <sup>135m</sup>Xe, <sup>138</sup>Xe)が検出された。

これまでの試験における<sup>88</sup>Krの測定結果をFig.4.38に示す。Krの放射能濃度については、全核種とも $10^{-2}$ Bq/cm<sup>3</sup>オーダーであり、警報設定値( $1 \times 10^4$ Bq/cm<sup>3</sup>)、運転管理目標値( $3.6 \times 10^3$ Bq/cm<sup>3</sup>)に比べて十分低い値であることを確認した。

<sup>88</sup>Krの放出率(R/B値)の試験結果に基づく評価結果及び予測値をFig.4.39に示す。その結果、単独運転時とほぼ同様の数値(出力100%時、約 $6 \times 10^{-9}$ )であり、燃料コンパクトマトリックス部の汚染ウランからの希ガス放出率のレベルであった。また、測定値、予測値共に、出力60%以上では(R/B)値が非線形で増加しているが、原子炉出力に対するKrの濃度は予測値よりも上昇していない。現在、燃料温度及び燃料コンパクトマトリックス部の拡散モデルの再評価を実施している。

#### 4.17 炉内の熱流動特性

本試験は、燃料温度及び炉内の冷却材流量配分について評価を行い、炉心熱流動設計の妥当性を確認するものである。これらは直接測定できないので解析コードを用いて評価することになる。そのため、解析に使用する各プロセス値の取得を行った。

##### (1) 炉側部での周方向冷却材温度分布

炉側部を上方向に流れる冷却材の温度は、周方向に3点(約40°、160°、280°)、半径方向に2点(側部遮へい体内面、外表面)計測している。これら計測点における測定結果をFig.4.40に示す。このデータを取得したときの原子炉入口冷却材温度(IHXとPPWCからの冷却材混合温度)は、単独運転時・並列運転時ともに392.2°Cであった。本図から、側部遮へい体内面を流れる冷却材は上昇するにつれて炉心からの伝熱により約30°C温度が高くなっているが、側部遮へい体外表面を流れる冷却材の温度は変化していない。また、周方向の温度差は5°C程度であり、単独運転と並列運転での大きな違いはみられない。

## (2) 炉心入口冷却材温度と高温プレナム部冷却材温度

定格運転モード、原子炉出力 30MW における単独運転と並列運転時の炉心入口部と高温プレナム部での冷却材温度を Fig.4.41 に示す。炉心入口部の冷却材温度は約 10°C の温度分布があり、中心部で温度が低く、周辺部で高い傾向がみられる。一方、高温プレナム部の冷却材温度については、中心領域の温度が高くなっているが、再現解析の結果から各領域の出力分布と冷却材流量配分の違いによるものであると考えられる。

## 5. 試験で摘出された主な課題とその対応

原子炉出力 20MWまでの試験から、以下の項目が課題として挙げられた。これらの課題については、それぞれ適切に処置することで原子炉出力 30MW の運転に対して問題がないことを事前に確認した上で出力上昇させた。なお、課題の一部については、原子炉出口冷却材温度が 950°C になる高温試験運転で問題となる可能性があることから、定格運転モードによる 30MW 達成後も継続して検討を進めている。

### 5.1 炉心支持板の温度<sup>(15)</sup>

炉内の黒鉛構造物の重量を支える炉心支持板の一部の温度が、定格出力の運転では、設計温度及び最高使用温度を超える恐れのあることがわかった。また、高温試験運転において、この一部の炉心支持板温度は、定格運転モードの場合に比べて低い結果となった (Fig.5.1 参照)。

炉心支持板の温度が上昇する原因是、温度解析等の検討結果から、炉床部の黒鉛ブロック間に生じる漏れ流れの影響によるもので、炉心差圧の変化によりシールプレート上面の間隙が変化し、出力が上昇するにつれて内側の黒鉛ブロック間の漏れ流れが多くなるため、中央の炉心支持板温度が上昇したものと判断している。

これらの試験結果及び解析結果を踏まえて、最高使用温度の変更及び構造健全性の再評価を行い、全ての判定基準を満足できることを確認した。また、Fig.5.1 に示すように 30MW までの試験結果から、炉心支持板温度が最高使用温度を下回ることを確認した。

### 5.2 並列運転時の中間熱交換器 (IHX) と 1 次加圧水冷却器 (PPWC) の戻り冷却材温度差と 1 次ヘリウム循環機間の温度差

IHX と PPWC の戻り冷却材の温度差は、20MW の定格運転時には最大 6°C、20MW の高温試験運転時には最大 10°C であった。IHX と PPWC の戻り冷却材温度差が過度に大きくなると二重管の健全性が問題となる恐れがあるため、20MW までの試験結果から 30MW での温度差を外挿により求め、(以下の 1 次ヘリウム循環機間の温度差を考慮して)二重管の構造健全性について解析を行い、判定基準を満たすことを確認した。

PPWC の構造と 1 次冷却材 (ヘリウム) の流れを Fig.5.2 に示す。各 1 次ヘリウム循環機間の出口温度については、20MW の定格運転時には約 30°C の温度差、20MW の高温試験運転時には約

32°Cの温度差が生じた。20MWまでの試験結果から、30MWでの3台の1次ヘリウム循環機間の出口温度差を直線外挿により求めると約50°Cとなる。この温度差を考慮してPPWCの構造強度の評価を行い、判定基準を満たすことを確認した。なお、30MW運転時における1次ヘリウム循環機間の出口温度差の測定結果は、Fig.5.3に示すように原子炉出口冷却材温度828°Cに対して約43°Cであった。また、1次ヘリウム循環機出口における冷却材温度の最高値は約416°Cであり、構造材の最高使用温度430°Cを下回っていることを確認した。

この3台の1次ヘリウム循環機間の出口温度差により、各循環機からの冷却材が十分混合されない状態で原子炉入口に到達し、原子炉入口冷却材温度の制御に影響を及ぼしている可能性があった。すなわち、20MWまでの試験結果から、並列運転においては原子炉入口冷却材温度制御に使用する計測チャンネルが、混合の不十分な冷却材の高温部の温度を計測することにより、冷却材の混合平均温度を低下させていると考えられた。30MW運転時における原子炉入口冷却材温度のチャンネル間の温度差は約20°Cと予想され、所定の原子炉出口冷却材温度を達成できない可能性があることから、現状の3チャンネル計測の中間値による原子炉入口温度制御系に、熱交換器出口冷却材の平均温度による補正を考慮するように制御方法を改良した。また、30MWまでの試験結果から、制御方法の改良により炉心入口での冷却材温度は高くなり（原子炉出力20MWにおける炉心入口での冷却材温度の上昇：約3°C）、対策が有効であることを確認した。

### 5.3 1次加圧水冷却器ヘリウム流量のチャンネル間のバラツキ

高温試験運転の並列運転時の1次加圧水冷却器ヘリウム流量は、Fig.5.4に示すように原子炉出力の増加にともなって3チャンネルのうち1チャンネルが、24.0t/hから23.5t/hへと約2%減少する傾向を示した。

1次加圧水冷却器ヘリウム流量の計装系統概念図をFig.5.5に示す。1次ヘリウム循環機の出口にヘリウム流量検出器が設けられており、1つのオリィフィスに対し3台の伝送器（A号機の場合には、A-Iチャンネル、A-IIチャンネル、A-IIIチャンネル）で差圧を測定し、これに温度及び圧力の補正を行い質量流量としている。そして各循環機からの流量を加算して（「A-I+B-I+C-I」としてチャンネルI～IIIまで）、1次加圧水冷却器ヘリウム流量のチャンネルI、チャンネルII、チャンネルIIIとしている。

流量指示値にバラツキが生じた原因としては、同一のヘリウム循環機であっても測定差圧にバラツキがあることが影響しているものと考えられる。並列運転、原子炉出力30MWにおける原子炉出口冷却材温度は828°Cと目標の850°Cに対して20°C程度低かった。1次ヘリウム流量は原子炉出口冷却材温度に影響することから、高温試験運転に向けて測定差圧のバラツキを抑制させる等の適切な流量の測定方法、校正方法について検討を進めている。

### 5.4 1次ヘリウム循環機(A)用の振動センサ信号の挙動

平成12年7月8日に原子炉を自動停止させた原因是、1次ヘリウム循環機に設置されている振動センサからの異常な信号によるものであった。この信号は1次ヘリウム循環機本体の異状によるものではないと考えられ、1次ヘリウム循環機本体に接触している振動センサ（圧電素子）の

温度上昇に伴う信号発信と考えられたことから、振動センサに対し遮温対策等の再発防止措置を行った。しかし、出力上昇試験(2)において平成13年2月2日に1次ヘリウム循環機(A)のロータ上部Y軸の振動センサで通常時の値を超える信号が発信した。この信号の波形は、Fig.5.6に示すように自動停止した時の信号波形と類似していた。

原因究明のため仮設の振動センサを設置して振動信号の監視を行っていたところ、出力上昇試験(3)において平成13年4月26日に1次ヘリウム循環機(A)のロータ上部X軸及びY軸の振動センサ、並びに仮設の振動センサに通常時の値を超える信号が発信した。この信号の波形も、Fig.5.7に示すように自動停止した時の信号波形と類似していた。

仮設計器等で監視を行ってきたが、1次ヘリウム循環機(A)の振動センサの温度については、他の1次ヘリウム循環機(B)及び(C)と同程度であり、また、1次ヘリウム循環機(A)の熱変位は、滑らかに変化することを確認しており、発生原因に結びつく兆候は見つかっていない。しかし、1次ヘリウム循環機(A)が停止した状態でも通常時の値を超える信号が観察されることから、1次ヘリウム循環機本体に起因する振動信号でないと判断している。仮設AEセンサの測定結果によると、循環機上部ケーシングのフランジ結合ボルト付近が信号の発生箇所と推定されるので、継続して信号の発生箇所を特定するための検討を進める予定である。

## 6. おわりに

HTTRの出力上昇試験は、1999年9月28日から開始し、2001年12月7日に定格・単独運転モードにより原子炉出力30MWに到達した。また、2002年3月6日に規制当局の使用前検査として商用電源喪失試験による異常時過渡応答検査を受検し合格した。これにより、全ての使用前検査を終了し、定格運転モードに対する使用前検査合格証を取得した。

30MWまでの出力上昇試験の結果は、Table 6.1のとおりまとめられる。主な試験結果は、以下のとおりである。燃料の健全性については、原子炉出力の上昇に伴う放射能濃度の上昇は、燃料コンパクトマトリックス部の汚染ウランの核分裂による希ガス放出率のレベルであり、安全上は全く問題がないことを確認した。また燃料の製造データ及び出力上昇試験前に計算した燃料温度を用いて、放出率(R/B)値の評価を行った結果、予測計算と同程度の測定結果となっている。核特性については、炉心が固有の出力制御特性を有すること、出力運転状態から炉心を未臨界にでき、かつ、その状態を維持できること等を確認した。放射線遮へい性能については、管理区域内の線量当量率が設置許可書に記載されている遮へい区分を満足することを確認した。また、遮へい欠損等の異常を示すような線量当量率が測定されていないことから、遮へい設計が妥当であることを確認した。熱遮へいに関する性能については、1次側部遮へい体コンクリート及び1次上部遮へい体のコンクリート温度が、原子炉出力30MWにおいてそれぞれの制限値を下回ることを確認した。主冷却設備の性能については、設計時に想定した範囲にあり、冷却材温度を過度に低下させることなく30MWの除熱ができる事を確認した。高温配管の健全性については、機器の変位量は原子炉出力に対してほぼ直線的に変化しており、異常な拘束は特に認められなかった。

自動制御設備の特性については、定格出力の30%以上の出力状態で安定した出力維持運転ができること、及び想定される外乱に対して安定に応答することを確認した。

原子炉出力30MW達成のため、20MWまでの出力上昇試験で摘出された課題について適切に処置することにより、原子炉出力30MWを達成することができたが、一部の課題については今後の高温試験運転モードによる出力上昇試験において問題となることから、継続して検討し課題を克服して原子炉出力30MW、原子炉出口冷却材温度950°Cの達成を目指すことにしている。

## 謝 辞

試験の実施及び評価にあたり多大な助言を頂いた、田中利幸前大洗研究所長、馬場治大洗研究所長、大久保実研究主幹、核熱利用研究部の方々に深く感謝の意を表します。また、HTTR安全性確認専門部会及び原子炉運転委員会専門部会等において、貴重なご助言、ご指摘を下さった専門委員の方々に深く感謝いたします。更に、試験の実施及び評価にあたり技術的な支援を頂いた製作メーカーの関係者に深く感謝いたします。

出力上昇試験を安全かつ着実に進めることができたのは、原子炉の運転、放射線管理、工程管理等について高温工学試験研究炉開発部及び放射線管理課の方々の着実な業務の遂行によるものと思います。各部署の関係者に深く感謝いたします。なお、巻末の参考に出力上昇試験に携わった各課室及びその課室員の名簿を示します。

## 参考文献

- (1) S. SAITO et. al. : JAERI-1332, "Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)" (1994).
- (2) 田中利幸 他 : 日本原子力学会誌, Vol.41, pp.686 (1999).
- (3) 坂場成昭 他 : JAERI-Tech 99-072, "HTTR 不純物濃度測定試験 一 確認試験(3)における測定一" (1999).
- (4) 山下清信 他 : 日本原子力学会誌, Vol.42, pp.30 (2000).
- (5) 國富一彦 他 : JAERI-Tech 97-040, "高温工学試験研究炉のスタンドパイプ及び1次上部遮へい体の昇温防止対策" (1997).
- (6) 橘幸男 他 : JAERI-Tech 98-027, "高温工学試験研究炉の1次上部遮へい体の昇温防止対策 一追加昇温防止対策及び確認試験結果について一" (1998).
- (7) 橘幸男 他 : JAERI-Tech 2000-026, "高温工学試験研究炉の1次上部遮へい体の昇温防止対策 一実機炉心における確認試験結果について一" (2000).
- (8) 中川繁昭 他 : JAERI-Tech 2000-009, "HTTR 出力上昇試験の制御特性試験計画" (2000).
- (9) 藤本望 他 : JAERI-Tech 2000-091, "HTTR 出力上昇試験での臨界制御棒位置と温度係数 一中

間報告－”(2001)

- (10)中川繁昭 他：JAERI-Tech 2000-038, “HTTR の熱出力校正試験計画”(2000).
- (11)JEAG 4601-1987, “原子力発電所耐震設計技術指針”
- (12)塙悟史 他:JAERI-Tech 2002-024, “HTTR 出力上昇試験における高温配管熱変形挙動の評価(その 1 20MWまでの結果) ”(2002).
- (13)高温工学試験研究炉設計室：JAERI-M 89-005, “高温工学試験研究炉の高温構造設計方針”(1989).
- (14)沢和弘 他：JAERI-Tech 2001-002, “HTTR 出力上昇試験における燃料及び核分裂生成物挙動の検討”(2001).
- (15)藤本望 他:JAERI-Tech 2001-090, “出力上昇試験における HTTR 炉心支持板温度上昇の原因と対策”(2002)

Table 1.1 HTTR の基本仕様

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 <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 (2.25Cr-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 2.1 HTTR 出力上昇試験項目と試験目的および試験内容（1／3）

試験・検査項目	試験目的	試験内容
制御棒反応度値測定検査	制御棒の反応度値を測定し、反応度制御能力、最大反応度添加率、反応度停止余裕及び過剰反応度を求める。	制御棒の反応度変化率曲線及び反応度値曲線を求める。この結果から、反応度制御能力、最大反応度添加率、反応度停止余裕及び過剰反応度を求め、判定基準と比較する。
異常時過渡応答検査	手動スクラム試験：手動での原子炉スクラム時に原子炉の安全停止および炉心冷却が確保できることを確認する。 商用電源喪失試験：商用電源喪失時に原子炉の安全停止及び炉心冷却が確保できることを確認する。	手動スクラム試験：手動で原子炉スクラムさせ、原子炉出力及び炉心の冷却状態を評価する。 商用電源喪失試験：商用電源を手動で遮断し、原子炉をスクラムさせ、原子炉出力及び炉心の冷却状態を評価する。
冷却材飽和値確認検査	1 次冷却材温度及び圧力の最大値が判定基準以下であることを確認する。	所定の原子炉出力で運転し状態値が整定した時、1 次冷却材温度及び 1 次冷却材圧力を測定する。
遮へい性能検査	遮へい性能を確認するために、試験出力毎に管理区域内の各部屋の線量当量率を測定し、各部屋の線量当量率を測定し、遮へい性能を確認するためには、試験出力毎に管理区域内の各部屋の線量当量率を測定する。	各試験出力毎に、管理区域内の各部屋の線量当量率を測定し、測定値から推定した 100% 出力での線量当量率が遮へい区分を満足することを確認する。
放射性物質濃度等の測定検査	原子炉運転中に人が常時立ち入る場所、特に立ち入る場所及び原子炉停止後に人が立ち入る場所について、線量当量率及び放射性物質濃度を測定する。	原子炉運転室内の人人が常時立ち入る場所の空気中放射性ガス濃度、放射性ダスト濃度、及び線量当量率を測定し、判定基準と比較する。
コンクリート温度確認検査	1 次上部遮へい体温度を確認する。	1 次上部遮へい体温度を測定し、判定基準と比較する。
温度係数測定試験	温度上昇させた場合の反応度効果を実験的に求め、反応度の温度係数が負であることを確認することを確認する。また、炉心温度と反応度効果の対応表を作成するとともに、解析値と比較することにより、解析の妥当性を確認する。	ヘリウム循環機の動力により炉心温度を上昇させる。炉心温度が上昇した場合の反応度変化を、制御棒反応度値曲線と制御棒臨界位置により測定し、温度係数を評価する。
スクラム時の未臨界性確認試験	2 段階スクラム時ににおける反射体領域の制御棒挿入時から燃料領域の制御棒挿入後までの未臨界度を連続的に測定し未臨界性を確認するととともに、測定結果を解析値と比較することにより、測定方法の妥当性を評価する。	手動スクラムによって制御棒 1 段階目の挿入を行い、2 段階目の挿入終了までの未臨界度を連続的に測定する。未臨界度は逆運動特性法(IK 法)により測定する。また、原子炉出力を連続的に監視し、再臨界とならないことによって原子炉が未臨界であることの確認を行う。
出力係数測定試験	各出力における反応度の出力係数の値を測定し、出力係数が負であることを確認する。	所定の出力で一定期間運転し、このときの出力、制御棒位置、冷却材温度等を記録する。各出力での制御棒位置と制御棒反応度値曲線から出力係数を評価する。

Table 2.1 HTTR 出力上昇試験項目と試験目的および試験内容（2／3）

試験・検査項目	試験目的	試験内容
Xe崩壊蓄積測定試験	各出力における Xe の崩壊・蓄積による反応度の変化を測定する。	所定の出力で一定期間運転し、このときの出力、制御棒位置、冷却材温度等を記録する。こののち出力を変化させ、Xe の崩壊・蓄積による反応度効果が現れる間出力を一定に維持する。この間の制御棒位置、冷却材温度等を記録し、制御棒位置の変化と制御棒の反応度値曲線から反応度の変化を求める Xe の蓄積・崩壊による反応度変化を評価する。
燃焼特性測定試験	燃焼に伴う制御棒位置の変化を測定し、燃焼日数、積算出力と反応度変化の関係を求める。	運転中の出力、制御棒位置、冷却材温度等を記録する。この測定は、出力上昇試験の全期間中行う。
制御特性試験	以下の制御系が、所定の出力状態において想定される外乱に対して安定に応答することを確認するとともに、制御定数の最終化を行う。 A. 加圧水温度制御系 B. 原子炉入口温度制御系 C. 原子炉出力制御系 D. 原子炉出口温度制御系	A. 加圧水温度制御系：加圧水温度制御系にステップ状設定値変更を与える試験を実施する。 B. 原子炉入口温度制御系：原子炉入口温度制御系にステップ状設定値変更を与える試験を実施する。 C. 原子炉出力制御系：本試験は、HTTR の主要な制御系のうち原子炉出力系及び 1 次冷却材圧力制御系を除いた全ての制御系を作動状態にして実施する。本試験では、原子炉に外乱を与えることによって運転する定值制御特性試験と、所定の外乱を与えてプラントの応答を確認する外乱応答特性試験がある。 D. 原子炉出口温度制御系：外乱を与えることによって運転する定值制御特性試験と、所定の外乱を与えて運転する外乱応答特性試験を行う。定值制御特性試験では、所定の原子炉出力で約 2 時間連続運転を行い、制御対象の状態値が設定値に制御されていることを確認する。外乱応答特性試験では、ステップ状設定値変更を与える試験を実施する。
中性子検出器の応答確認試験	広領域中性子計装 (WRM) のパルス系とチャンベル系、キャン贝尔系と出力領域中性子計装 (PRM) が重なり合ひ、原子炉出力の監視が連続的にできることを確認する。	中性子計装の検出器信号を測定し、WRM と PRM の計測範囲が重なり合う範囲が 1 術以上あることを確認する。同時に、中性子計装の校正を行う。
熱出力校正試験	中性子検出器の応答確認試験で校正された中性子計装を、原子炉出力の状態値等から求められる熱出力により再校正する。	原子炉の熱出力を、加圧水冷却設備による除熱、炉容器冷却設備による除熱、補助冷却設備の加圧水側の除熱及び各機器からの放熱から、ヘリウム循環機等による発生熱（入熱）を差し引くことによって求めめる。この結果から、中性子計装の校正を行う。

Table 2.1 HTTR 出力上昇試験項目と試験目的および試験内容 (3/3)

試験・検査項目	試験目的	試験内容
主冷却系熱交換器の性能試験	各炉出力状態で主冷却系熱交換器の1次加圧水冷却器(PPWC)、2次加圧水冷却器(SPWC)、中間熱交換器(HX)及び加圧水空気冷却器(ACL)の伝熱性能を確認する。	各原子炉出力状態で、主冷却系熱交換器出入口の流体温度、圧力、流量を計測し、除熱量を評価する。
炉容器冷却設備の性能試験	30MW運転時に除熱量0.3MWを確保できること及び1次側部遮へい体が65°C以下であることを確認する。	各原子炉出力状態でのVCS冷却水の水冷管バネル出入口温度、流量、圧力を計測し除熱量を評価する。また、1次側部遮へい体コンクリート温度を測定し判定基準を満足することを確認する。
高温配管の熱変形測定試験	HTTRの1次系及び2次系機器は、コンスタントハンガーオイルスナバ等による浮動支持方式を用いており、この浮動支持方式による配管の熱変位特性を調べるために、1次系及び2次系配管の熱変形挙動を確認する。	出力一定保持時における高温配管の熱変形を測定する。測定は、1次系及び2次系機器に設置された変位計により行う。
連続安定運転試験	安全かつ安定な連続運転ができることを確認する。	所定の原子炉出力で連続運転を行い、原子炉の状態値を測定して安全かつ安定な連続運転ができるることを確認する。
熱的パラメータの監視	高温機器である中間熱交換器及び原子炉圧力容器の構造健全性を確認するため、各部の温度計測を行う。	原子炉圧力容器、中間熱交換器、格納容器再循環冷却装置の熱的制限値が満足されていることをプラント計算機の出力値から確認する。
不純物濃度測定試験	1次及び2次冷却材中の不純物濃度を1次及び2次ヘリウムサンプリング設備を用いて自動計測する。	1次及び2次冷却材中の不純物濃度を1次及び2次ヘリウムサンプリング設備を用いて自動計測する。
燃料及びFPの評価に関する試験	核分裂生成物の放出量が運転上問題ないレベルであることを確認するとともに、不純物濃度が管理基準を超えないことを確認する。	各試験出力において1次冷却材中の希ガス濃度を測定し、測定結果が判定基準以下であることを確認する。さらに、測定結果に基づき燃料の破損率及び希ガスの放出率を評価する。
炉内の熱流動特性試験	燃料放出挙動を行って評価する。	燃料放出挙動を評価する。
	燃料温度及び炉内の冷却材流量配分について評価を行い、炉心熱流力設計の妥当性について確認する。	燃料温度及び冷却材流量配分については、直接測定することはできないため、炉内の冷却材温度分布から解析コードを用いて評価する。試験に際しては事前に解析コードを用いて冷却材の温度分布及び流量分布を求め、冷却材温度の測定結果と比較検討する。

Table 4.1 核的制限値の試験結果

試験項目	基 準	結 果
1. 過剰反応度	$\leq 0.165 \Delta k/k$	0.119 $\Delta k/k$
2. 制御棒反応度価値	$\geq 0.18 \Delta k/k$	0.328 $\Delta k/k$
3. 停止余裕	$\geq 0.01 \Delta k/k$	0.209 $\Delta k/k$
4. 最大反応度添加率	$\leq 2.4 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$	$1.94 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$

Table 4.2 出力上昇試験(4)単独運転モードにおける原子炉熱出力とPRM指示値

定格・単独運転					原子炉熱出力の内訳		定格・並列運転					原子炉熱出力の内訤	
		原子炉出力(PRM)		原子炉熱出力			原子炉出力(PRM)		原子炉熱出力			原子炉熱出力の内訤	
		ch1	ch2	ch3	ヘリウム側		ch1	ch2	ch3	ヘリウム側		ch1	ch2
H13.12.8 8:00～8:59		29.7	29.6	29.7	水側		29.5		29.6			SP	
H14.3.3 7:00～7:59	ヘリウム側	原子炉出入口			VCS	ACS						0.1	
	28.5				0.8	0.2						0.1	
	PPWC	SPWC	VCS	ACS	C	GC						GC	
	水側			28.8	0.8	0.2	0.2	0.2	0.2	0.2	0.4		0.4

Table 4.3 30MW 並列運転時における 1 次加圧水冷却器の伝熱性能

定格・並列運転、原子炉出力 30MW		
測定日時	測定値	設計値
	2002.3.4 13:00～14:00	定格出力運転時
交換熱量(kW)	18759	19806
ヘリウム入口温度(°C)	828	850
ヘリウム出口温度(°C)	390	388
ヘリウム流量(t/hr)	29.7	29.7
ヘリウム圧力(MPa)	3.96	3.92
加圧水入口温度(°C)	120	135
加圧水出口温度(°C)	159	175
加圧水流量(t/hr)	414	410
加圧水圧力(MPa)	3.42	3.47
(熱通過率) × (伝熱面積) (kW/°C)	42.6	46.1
定格出力運転時の設計値に対する割合	0.925	—

Table 4.4 30MW 並列運転時における中間熱交換器の伝熱性能

定格・並列運転、原子炉出力 30MW		
測定日時	測定値	設計値
	2002.3.4 13:00～14:00	定格出力運転時
交換熱量(kW)	9572	9940
1次ヘリウム入口温度(°C)	828	850
1次ヘリウム出口温度(°C)	383	387
1次ヘリウム流量(t/hr)	14.9	14.9
1次ヘリウム圧力(MPa)	3.96	3.92
2次ヘリウム入口温度(°C)	248	244
2次ヘリウム出口温度(°C)	751	782
2次ヘリウム流量(t/hr)	12.8	12.8
2次ヘリウム圧力(MPa)	4.01	3.98
(熱通過率) × (伝熱面積) (kW/°C)	92.9	98.5
定格出力運転時の設計値に対する割合	0.943	—

Table 4.5 30MW 並列運転時における 2 次加圧水冷却器の伝熱性能

測定日時	定格・並列運転、原子炉出力 30MW	
	測定値 2002.3.4 13:00～14:00	設計値 定格出力運転時
交換熱量(kW)	9371	10145
ヘリウム入口温度(°C)	751	782
ヘリウム出口温度(°C)	243	234
ヘリウム流量(t/hr)	12.8	12.8
ヘリウム圧力(MPa)	4.01	3.98
加圧水入口温度(°C)	120	135
加圧水出口温度(°C)	157	175
加圧水流量(t/hr)	213	216
加圧水圧力(MPa)	3.43	3.39
(熱通過率) × (伝熱面積) (kW/°C)	31.4	36.2
定格出力運転時の設計値に対する割合	0.866	—

Table 6.1 原子炉出力 30MWまでに実施された出力上昇試験の内容及び結果

試験炉規則第三条の五に基づく検査、及び原子炉等規制法第二十八条第二項第一号に基づく検査に関連する試験		試験結果	備考
試験項目			
制御棒反応度値測定検査	各制御棒の反応度値を広領域中性子計装で測定し、最大反応度添加率、反応度停止余裕及び過剰反応度を求め、核的制限値を満足していることを確認した。また、観運する使用前検査に合格した。		
異常時過渡応答検査	原子炉出力 30MW からの「手動スクラム試験」及び「商用電源喪失試験」を実施して、原子炉の安全停止と炉心の冷却が確保できることを確認した。		
冷却材流量値確認検査	原子炉出力 30MW において原子炉出口冷却材温度は、単循環時には約 846°C、並列運転時には約 828°C に到達することを確認した。	並列運転時の原子炉出口冷却材温度について 中性子計装の熱出力校正及び流量計の校正により 850°C 到達の実現性について検討している。	
進へい性能検査	30MWまでの結果は全て中性子線量が $0.2 \mu\text{Sv/h}$ 以下（後出限界以下）、ガンマ線が $0.2 \mu\text{Sv/h}$ (バックグラウンドレベル) であり、塵埃による問題がないことを確認した。		
放射物質濃度等の測定検査	30MWまでの放射性物質濃度等の測定結果は、すべて定められた基準値以下であることを確認した。		
コンクリート温度確認検査	30MW 時における 1 次上部遮へい体温度は約 83°C であり、設計値 88°C を下回ることを確認した。		
性能確認のための試験		試験結果	備考
制御特性試験	30MWまでの出力状態で、安全かつ安定な定置制御運転ができるること、及び、出力変更運転が問題なくできることを確認した。		
中性子検出器の応答確認試験	WRM のパルス系での測定値が約 300000cp/s 到達時にキャンセル系に切り替わり、キャンセル系で監視できることを確認した。また、炉出力 300kW で PRM の指示値が WRM に合致していること及びオーバーラップして計測していることを確認した。		
温度係数測定試験及び出力係数測定試験	温度係数及び出力係数は、いずれも負の値となり制限値を満足することを確認した。		
熱出力校正試験	定格運転モードの単純・並列運転において、原子炉熱出力が PRM 指示値 ±1% 以内で一致していることを確認した。		
主冷却系熱交換器の性能試験	PPWC、THX、SPWC の熱交換性能を評価し、設計ノミナル値と比較して、PPWC、IHX 及び SPWC とも、約 1割程度低い熱交換性能であったが、設計時の想定範囲内にあり 30MW の除熱に対して問題がないことを確認した。ACL については、ほぼ設計どおりの熱交換性能であり、30MW の除熱に対して問題がないことを確認した。	ACL が、外気の条件により絶熱性能が悪化する可能性もあることから、念のため、出口側空気が入口側に巻き込まれないように ACL に巻き込み防止の対策を行った。	
炉容器冷却設備の性能試験	30MW 運転時の炉容器冷却設備の除熱量は約 810kW であり、30MW 運転時に除熱量 300kW を確保できることを確認した。また、1 次側部遮へい体温度は、30MW 運転時に制限温度 65°C を下回ることを確認した。		
高温配管の熱収形測定試験	機器の変位量は原子炉出力に対してほぼ直線的に変化しており、異常な拘束は特に認められなかった。		
熱的パラメータの監視	30MWまでの出力上昇について、不純物は純化設備により着実に除去されていることを確認した。		
不純物濃度測定試験	30MWまでの出力上昇について、不純物濃度は、燃料コンバクトリックス部の汚染ウランの核分裂による希ガス放出率のレベルであり、蓄熱設定値に比べ十分低く安全上は全く問題がないことを確認した。		
燃料及び FP の評価に関する試験	手サンプリング測定の結果、出力の上昇に伴う放射能濃度の上昇は、燃料コンバクトリックス部の汚染ウランの核分裂による希ガス放出率のレベルであり、蓄熱設定値に比べ十分低く安全上は全く問題がないことを確認した。		
炉内熱流動特性試験	燃料温湿度を評価する上で重要な炉心入口冷却材温度分布及び高溫プレナム部の冷却材温度分布のデータを取得した。炉心支持板の最高使用温度を再設定する設工認変更を行った。		

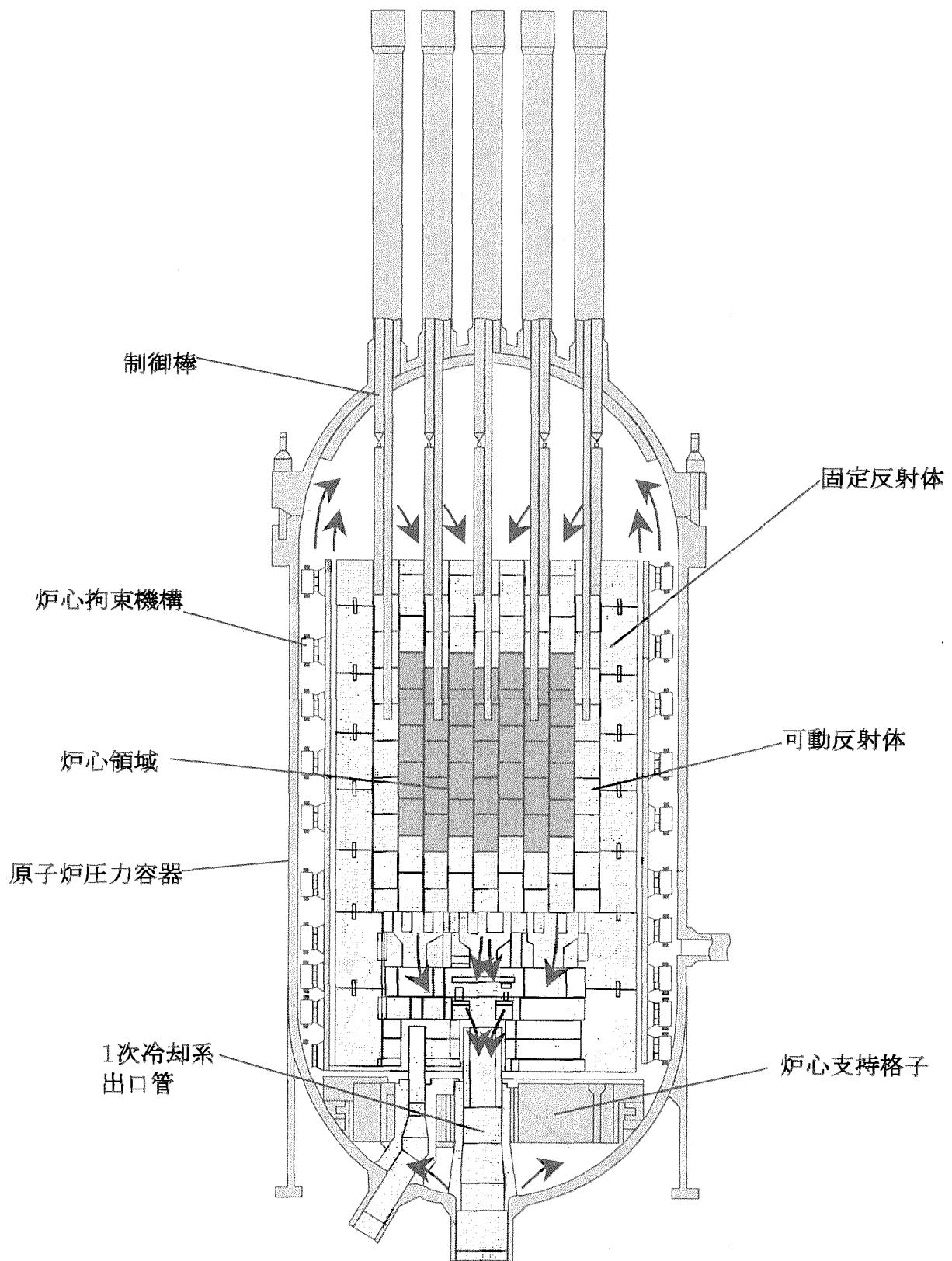


Fig.1.1(1/2) HTTRの原子炉垂直断面図

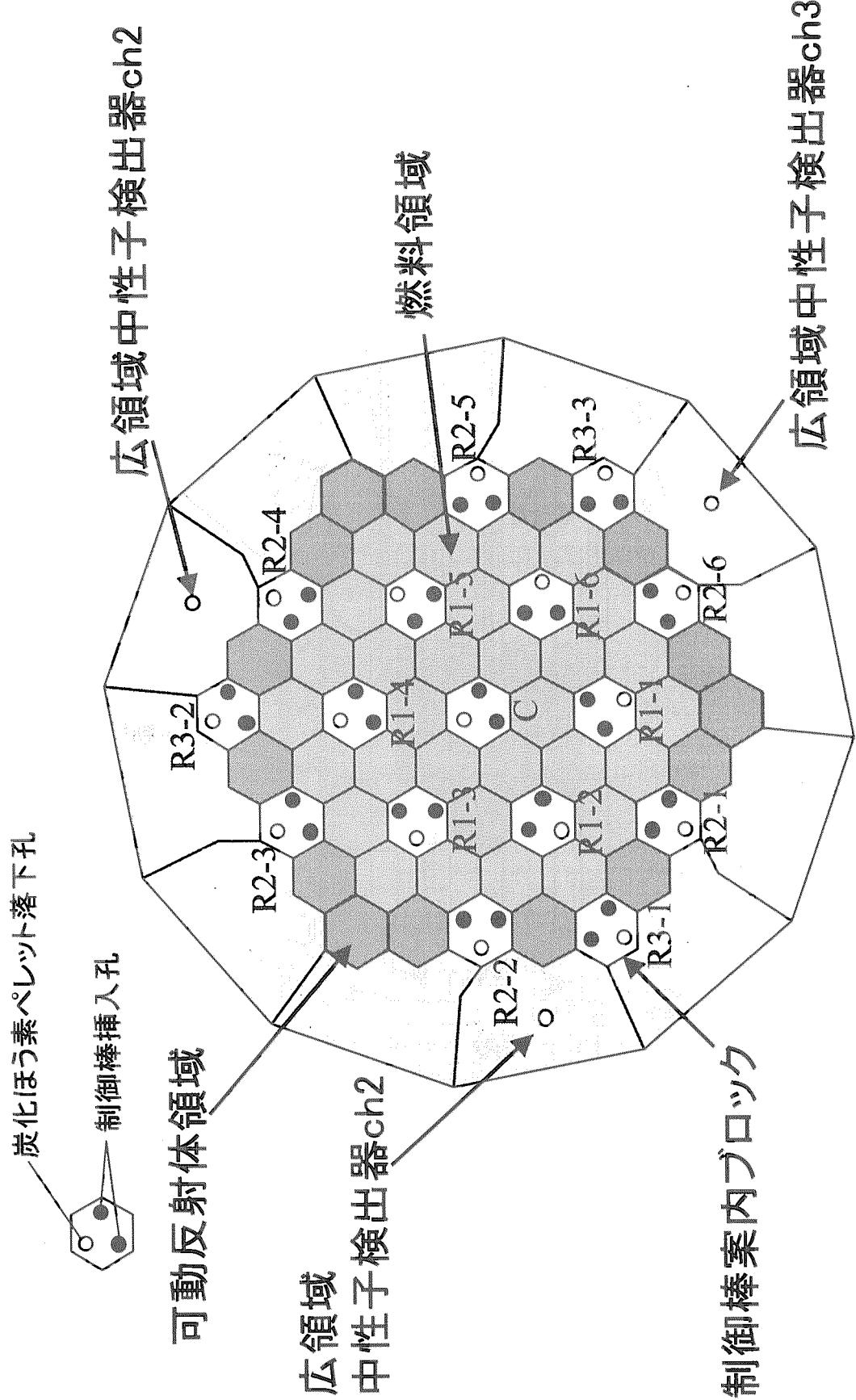
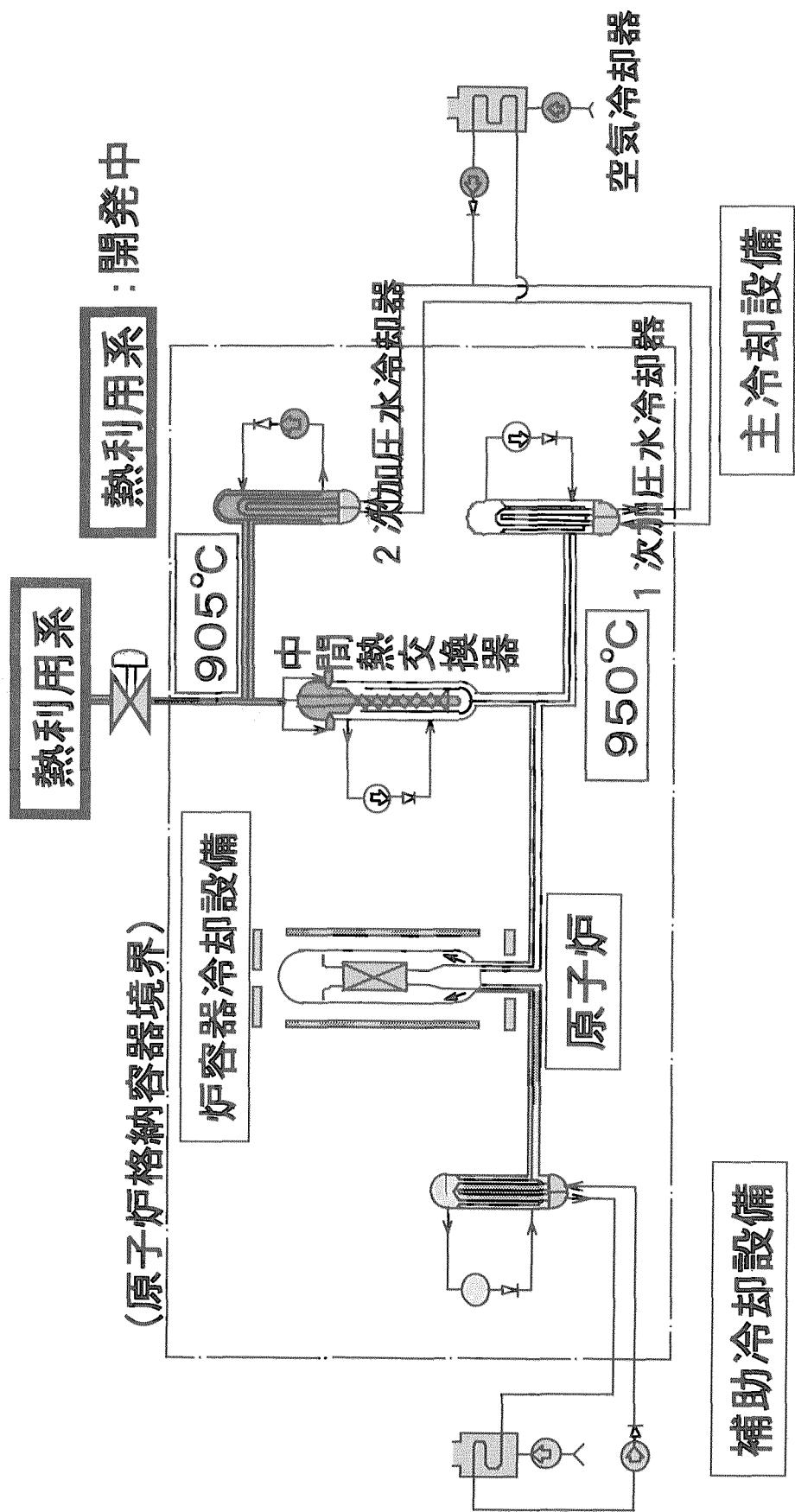


Fig. 1.1(2/2) HTTRの原子炉水平断面図



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.1.2 HTTRの冷却系統説明図

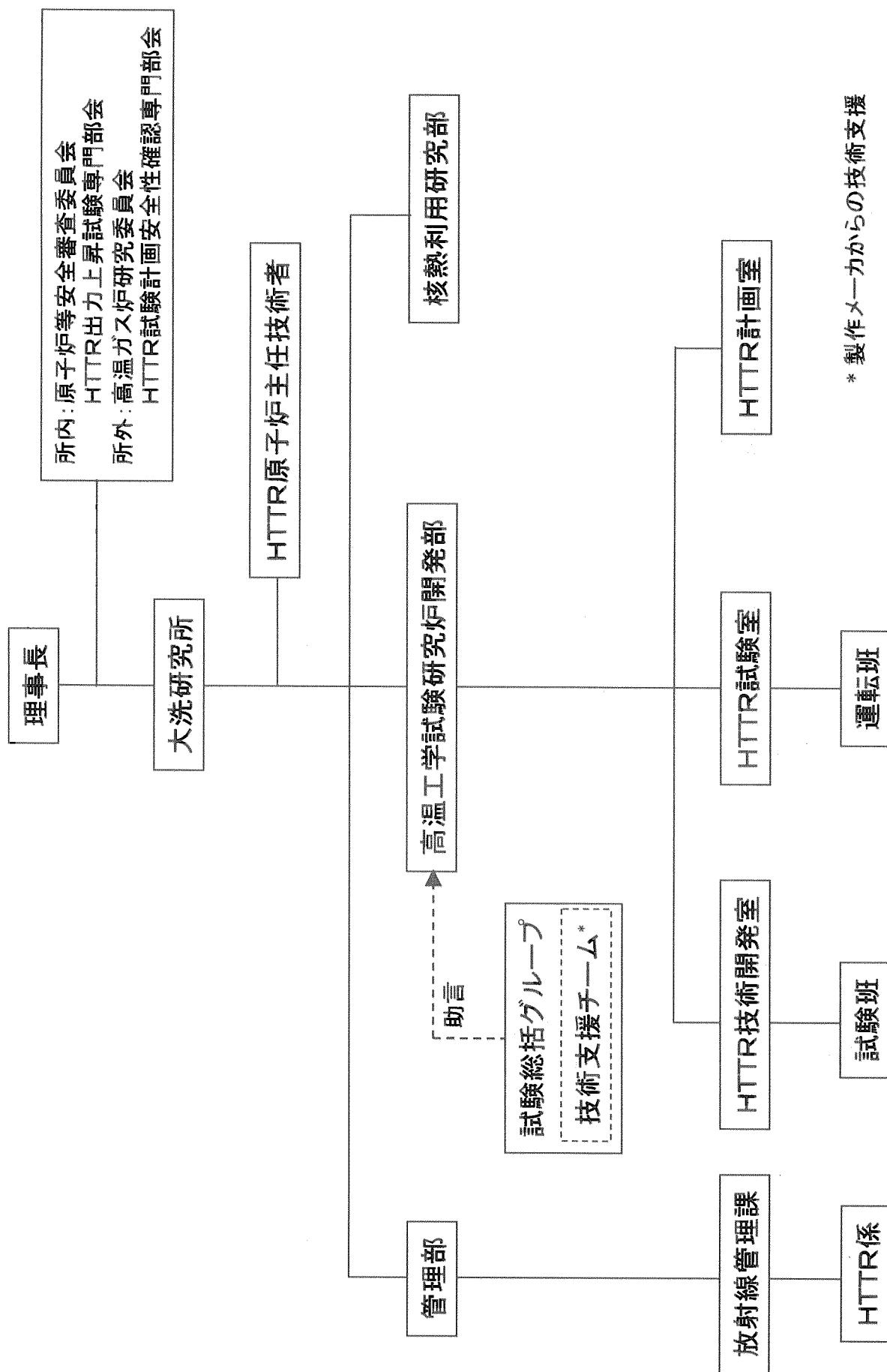


Fig.2.1 出力上昇試験の実施体制

Fig.3.1 臨界試験から出力上昇試験(4)までの経過

平成 10 年												平成 11 年												平成 12 年											
7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12						
燃料装備・臨界試験												出力上昇試験(1)												出力上昇試験(2)											
11/10 初臨界達成												出力上昇試験(3)												出力上昇試験(4)											
11/10 全炉心構成												原子炉設計器の異常												原子炉スクラム (振動計の異常信号)											
平成 13 年												平成 14 年																							
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	出力上昇試験(4)											
出力上昇試験(2)												出力上昇試験(3)												原子炉スクラム (落雷による停電)											
																								原子炉出力 30MW 原子炉出口温度 850°C の達成											

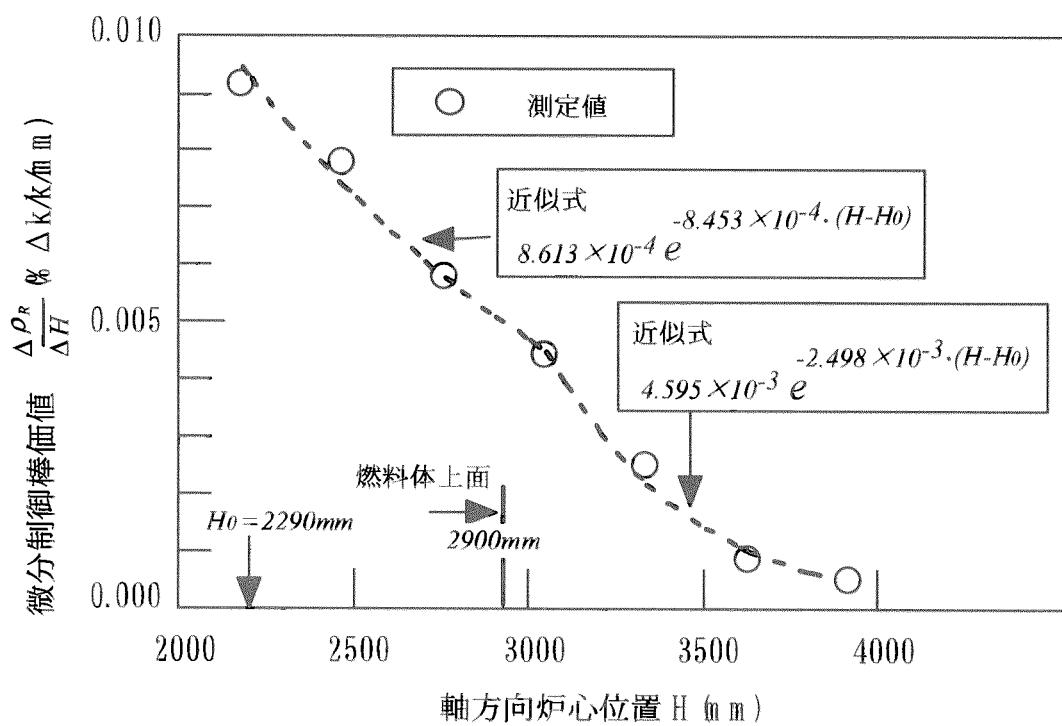


Fig.4.1 微分制御棒価値の軸方向炉心位置依存性

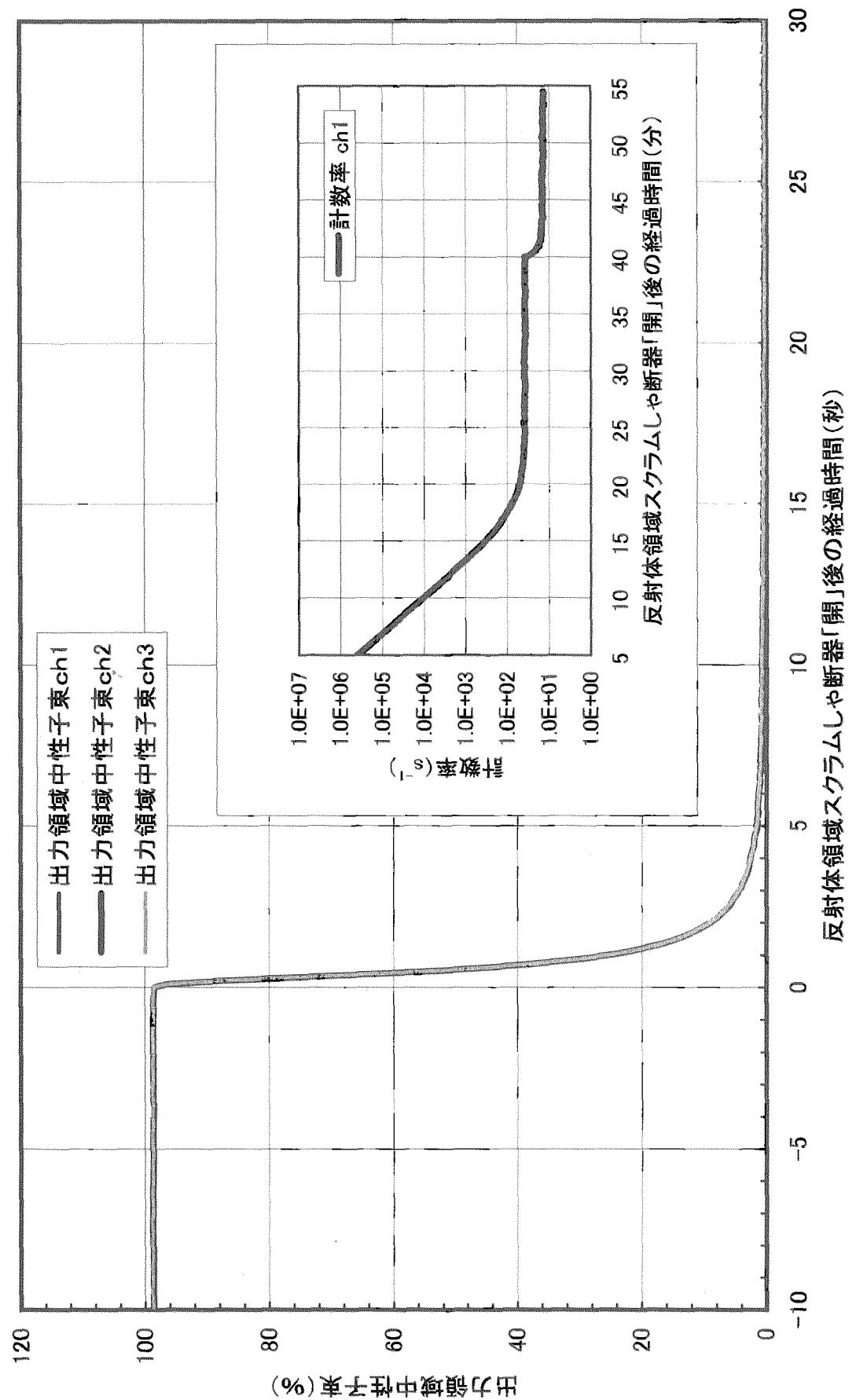


Fig.4.2 商用電源喪失試験時の出力領域中性子束及び計数率の変化

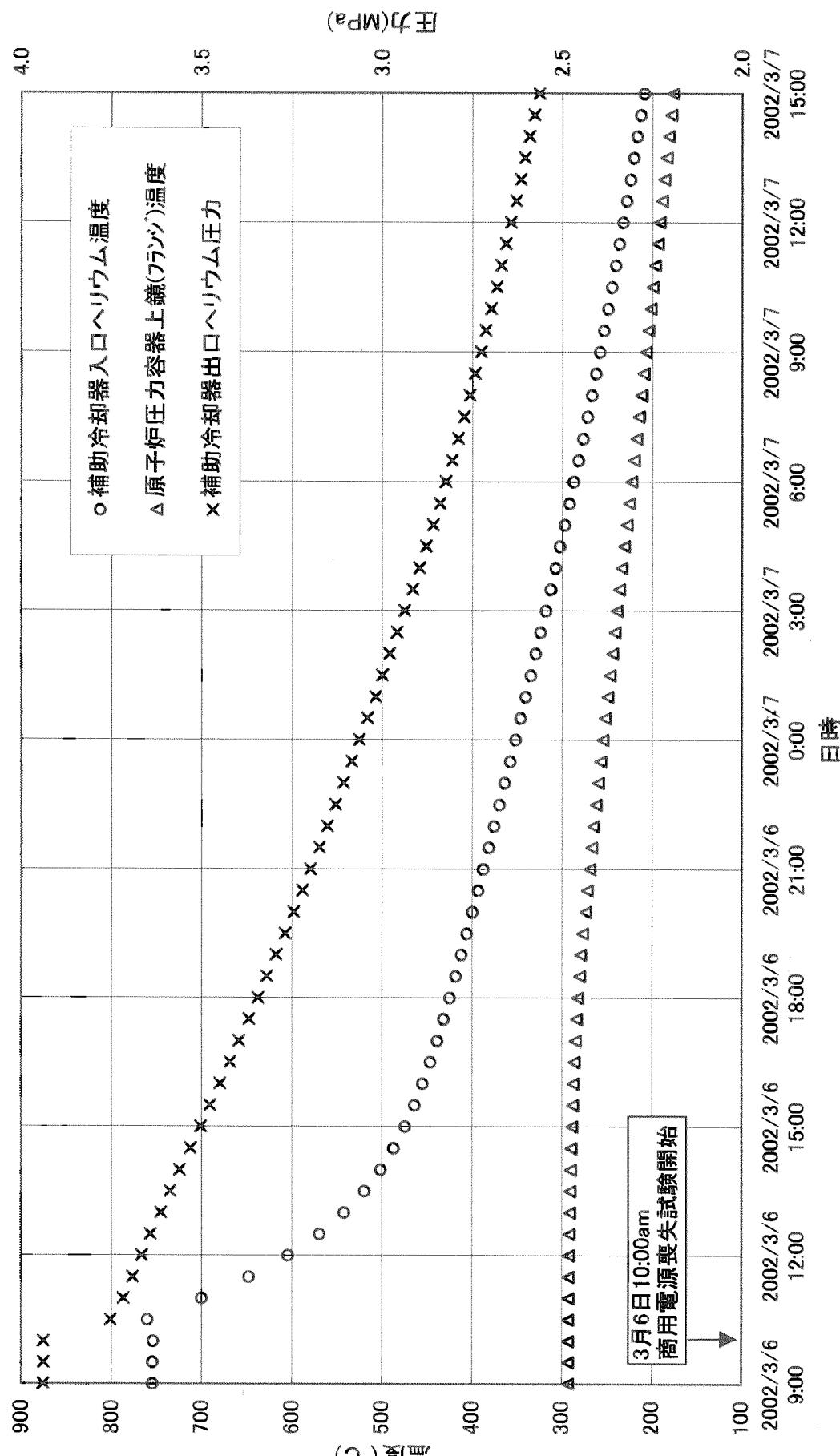


Fig4.3 商用電源喪失試験時の冷却材温度、圧力および原子炉圧力容器温度の変化

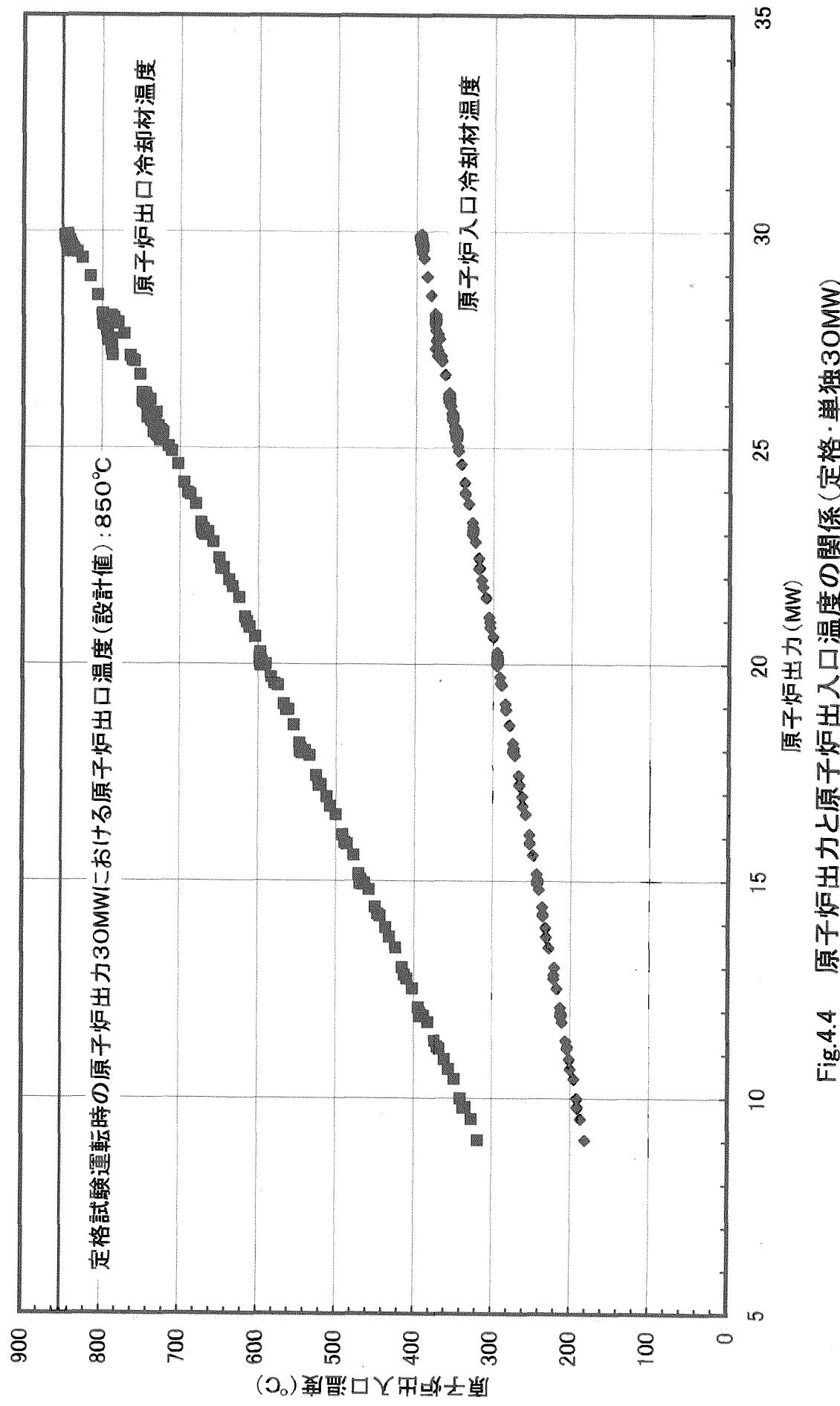


Fig.4.4 原子炉出力と原子炉出入口温度の関係(定格・単独30MW)

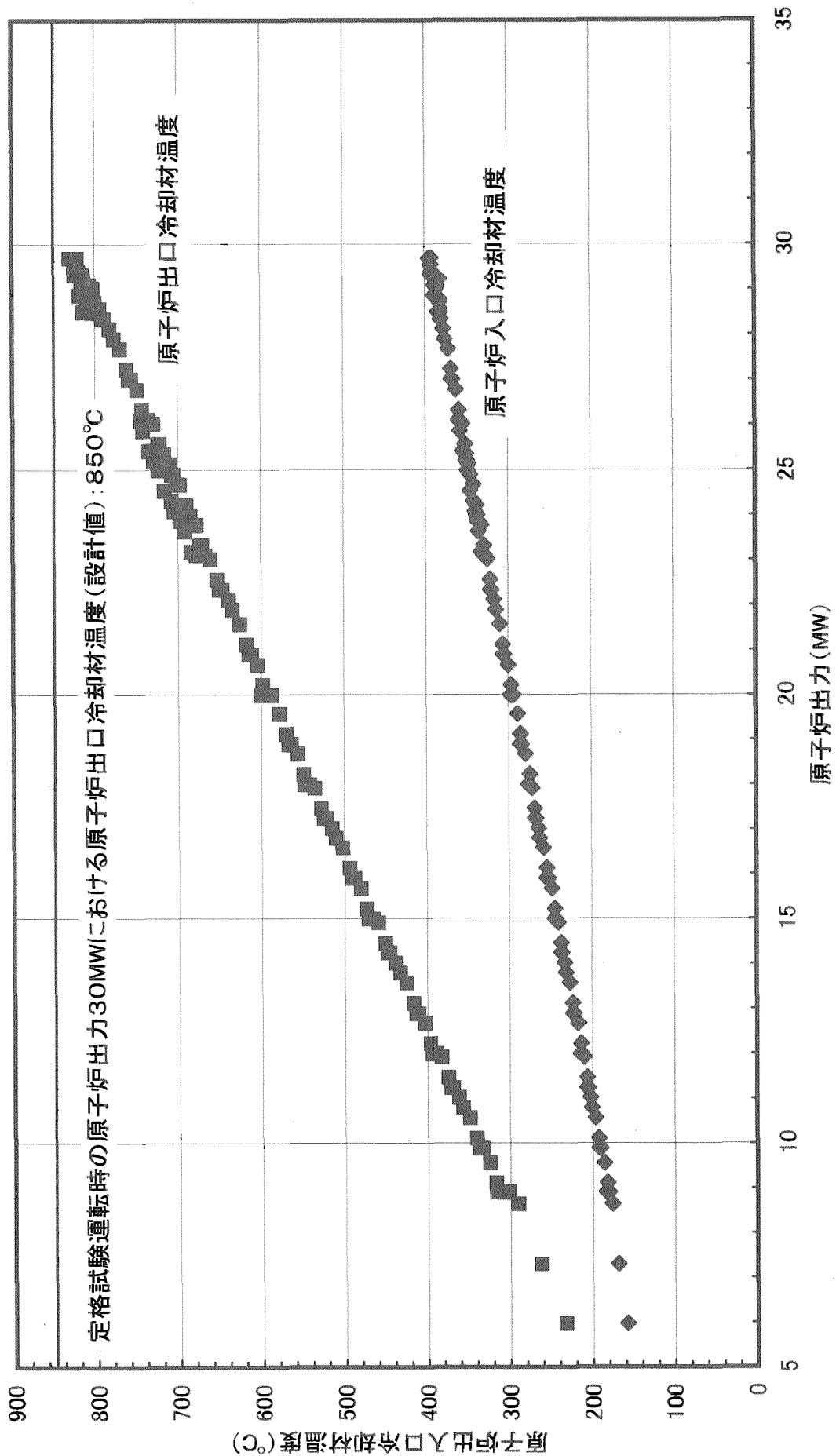


Fig.4.5 原子炉出力と原子炉出入口冷却材温度の関係(定格・並列30MW)

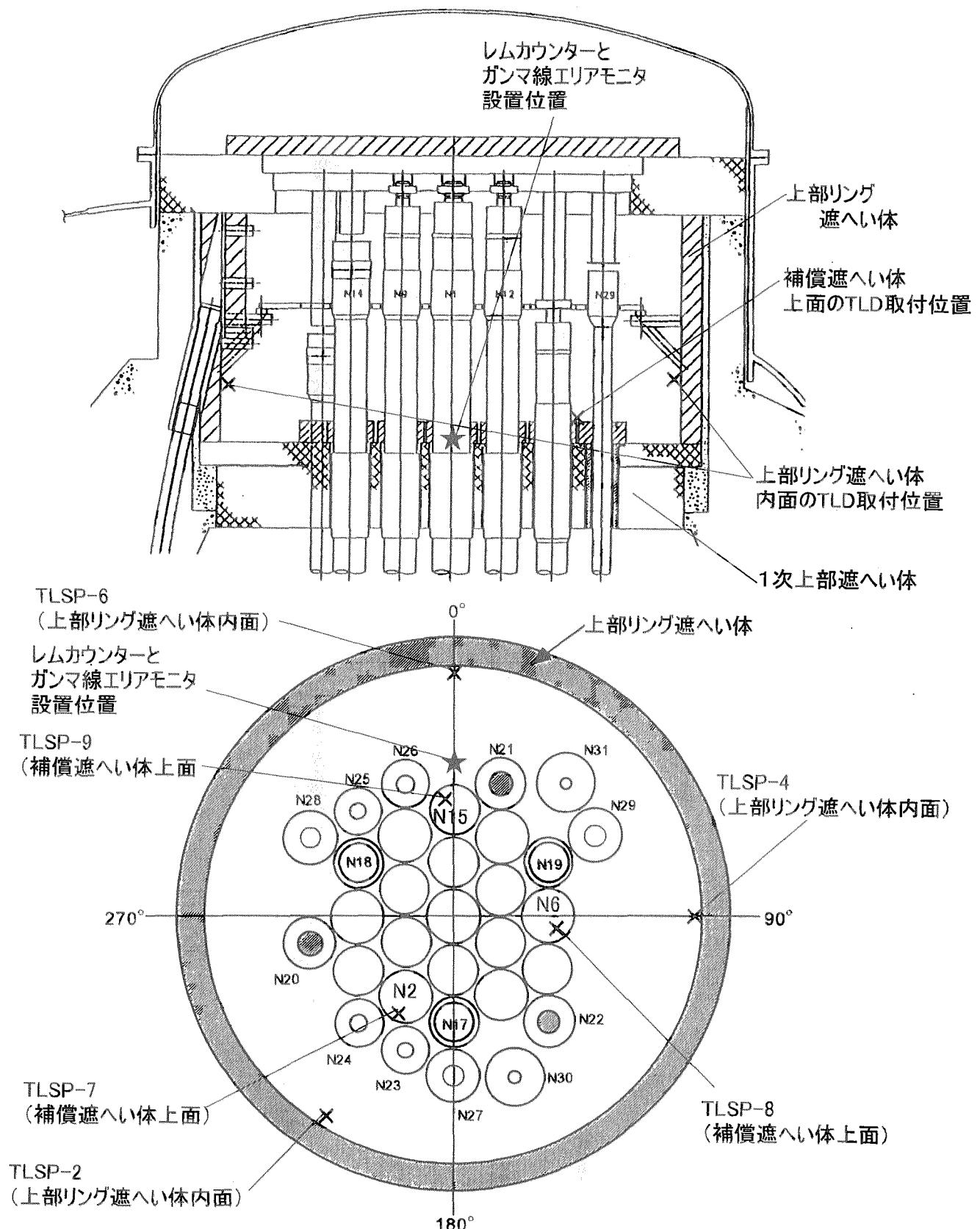
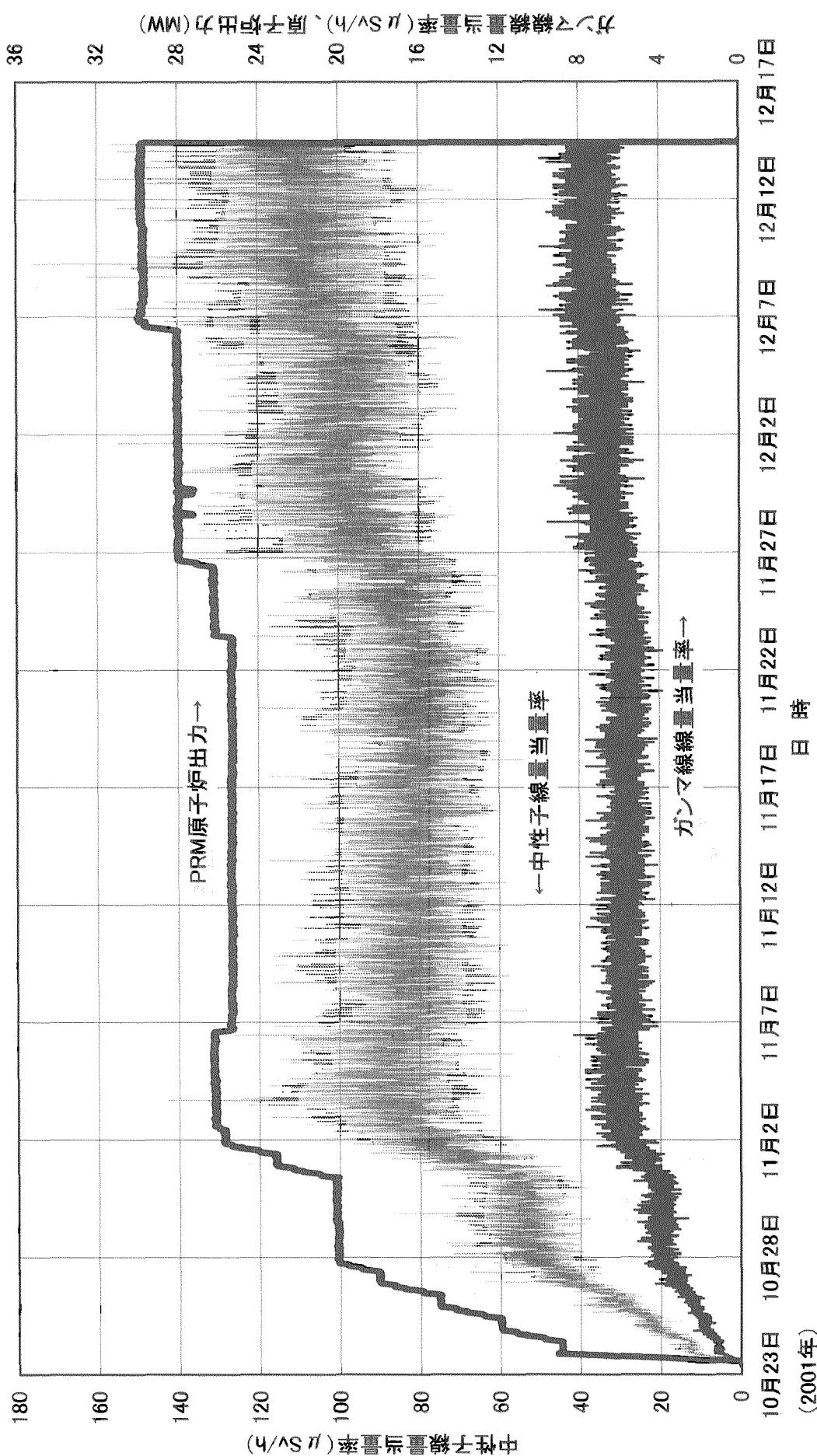


Fig.4.6 レムカウンター、ガンマ線モニタ、TLD取付位置(スタンドパイプ室)



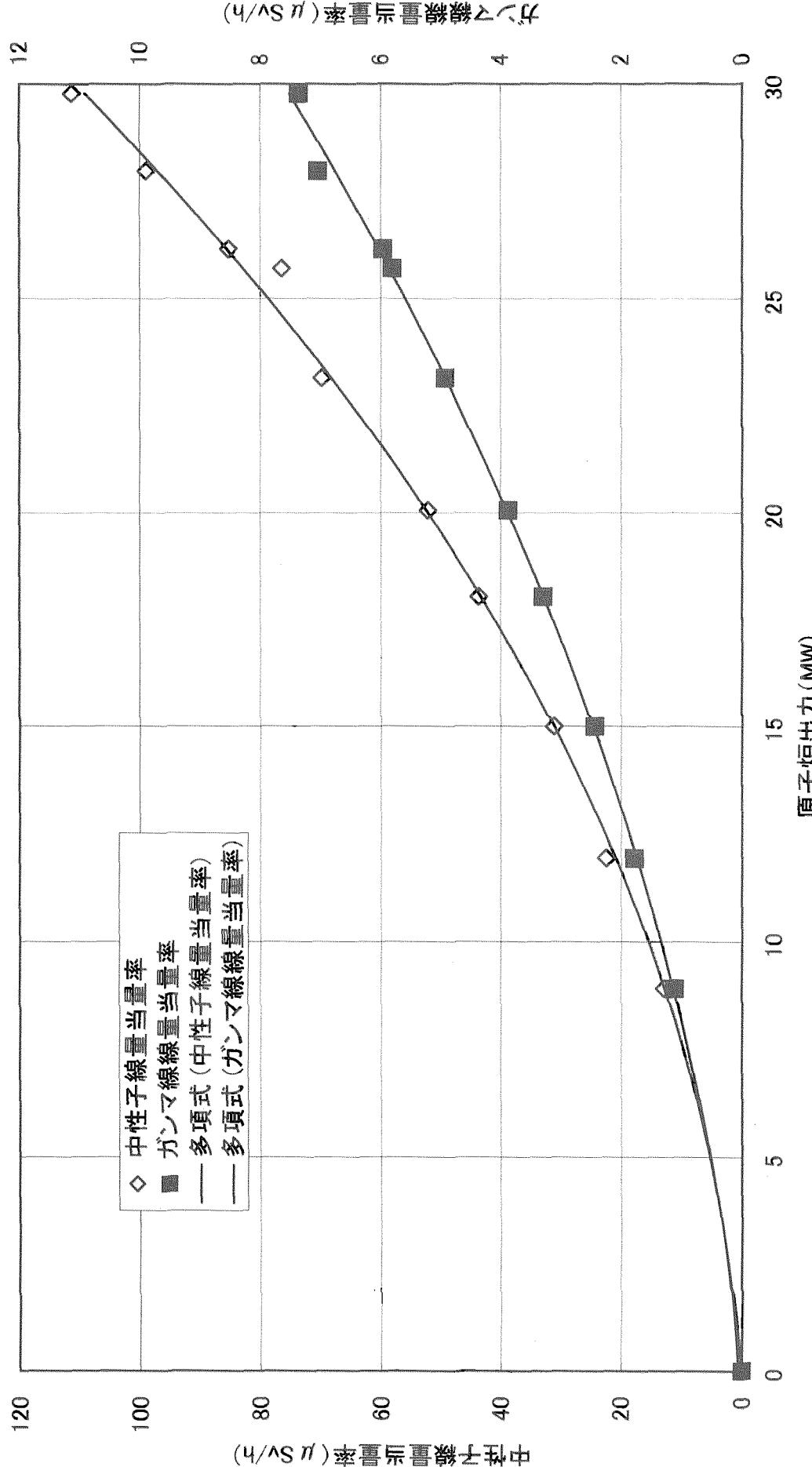


Fig.4.8 原子炉出力とSP室内線量当量率の関係

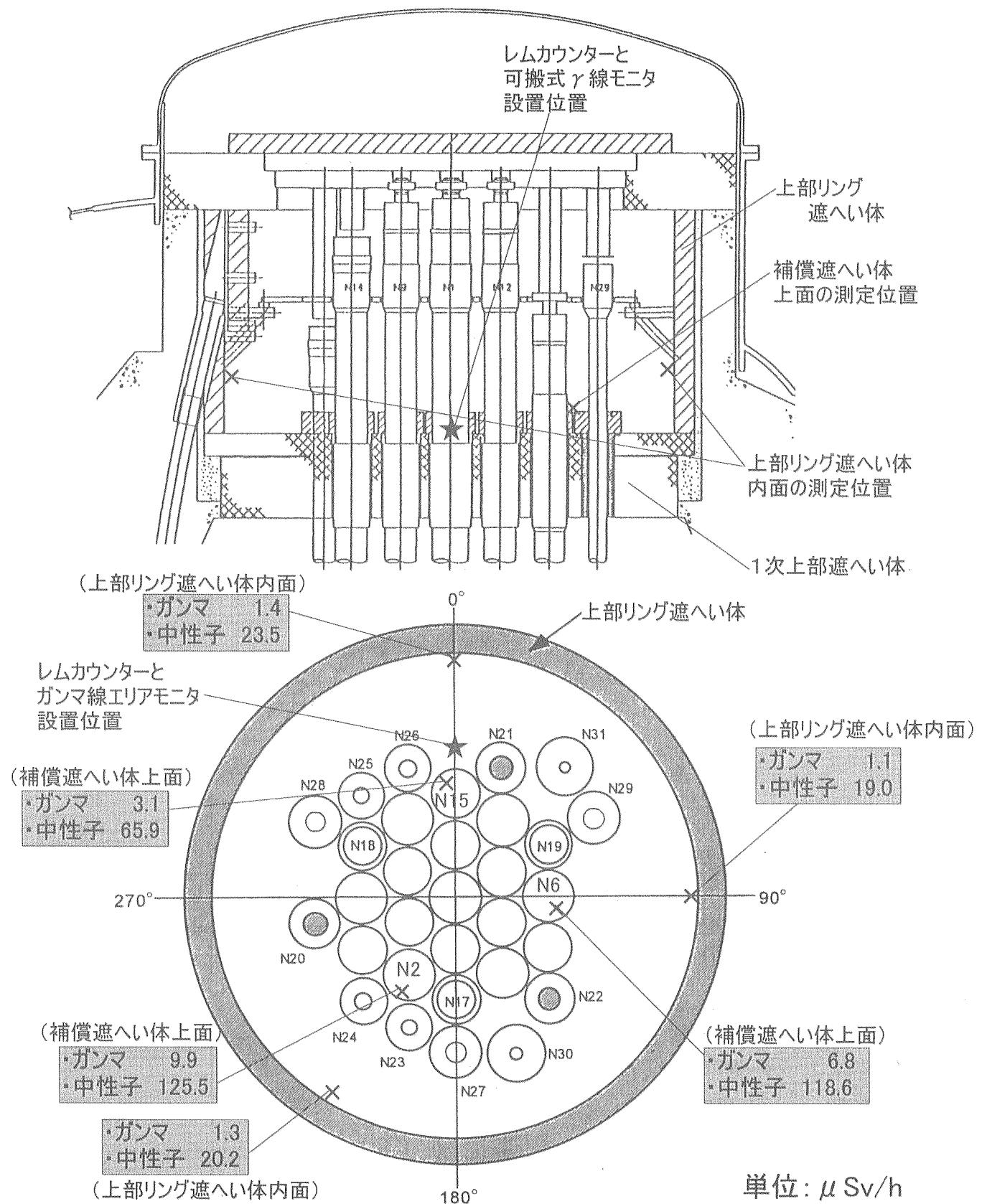


Fig.4.9 定格・単独、30MW運転時の線量当量率測定結果(スタンドパイプ室内)  
とレムカウンター、 $\gamma$ 線エリアモニタの設置位置

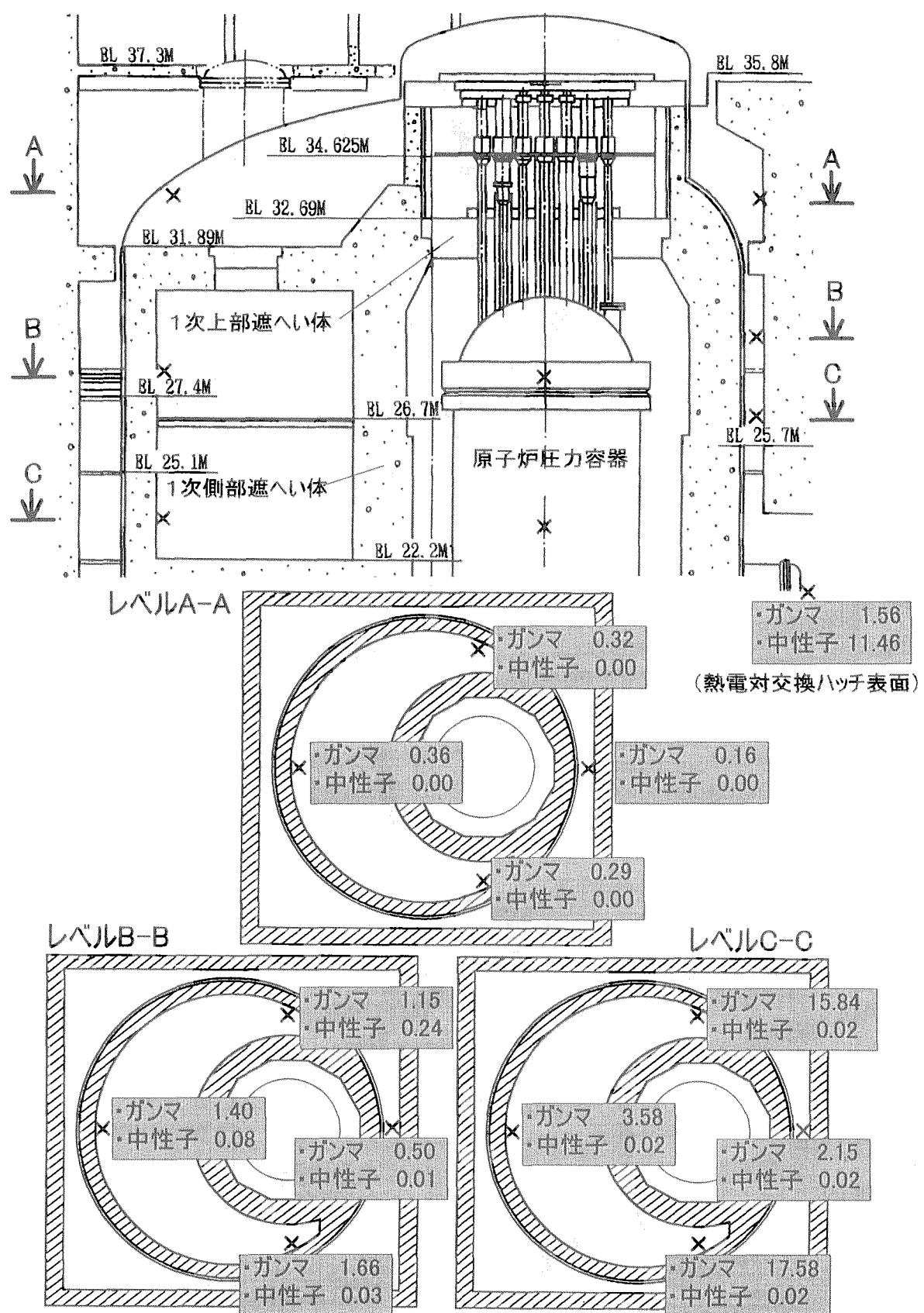


Fig.4.10 定格・単独、30MW運転時の線量当量率測定結果(原子炉側部)

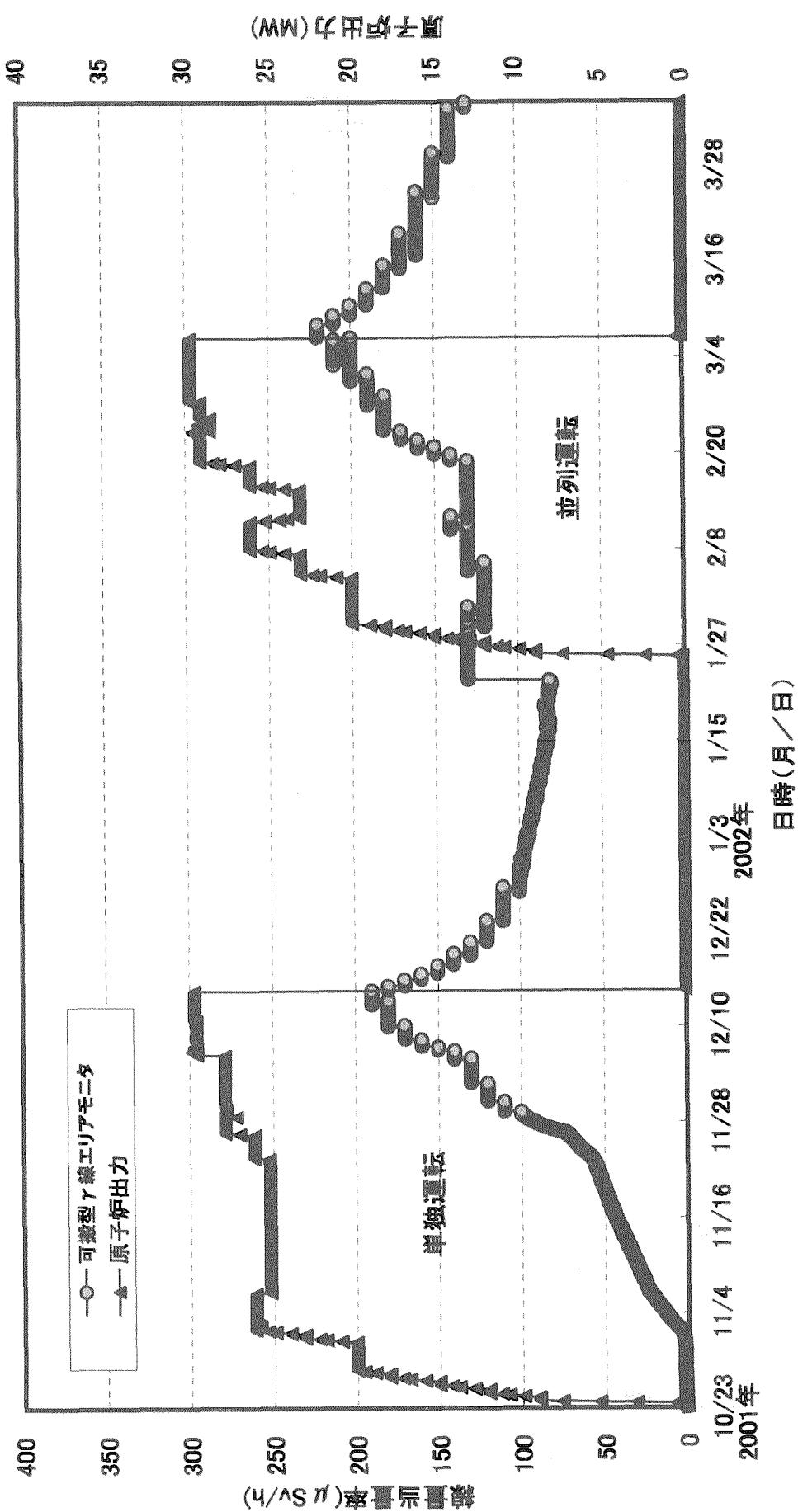


Fig.4.11 PPWC フィルタ付近の可燃型γ線エリアモニタの指示値変化

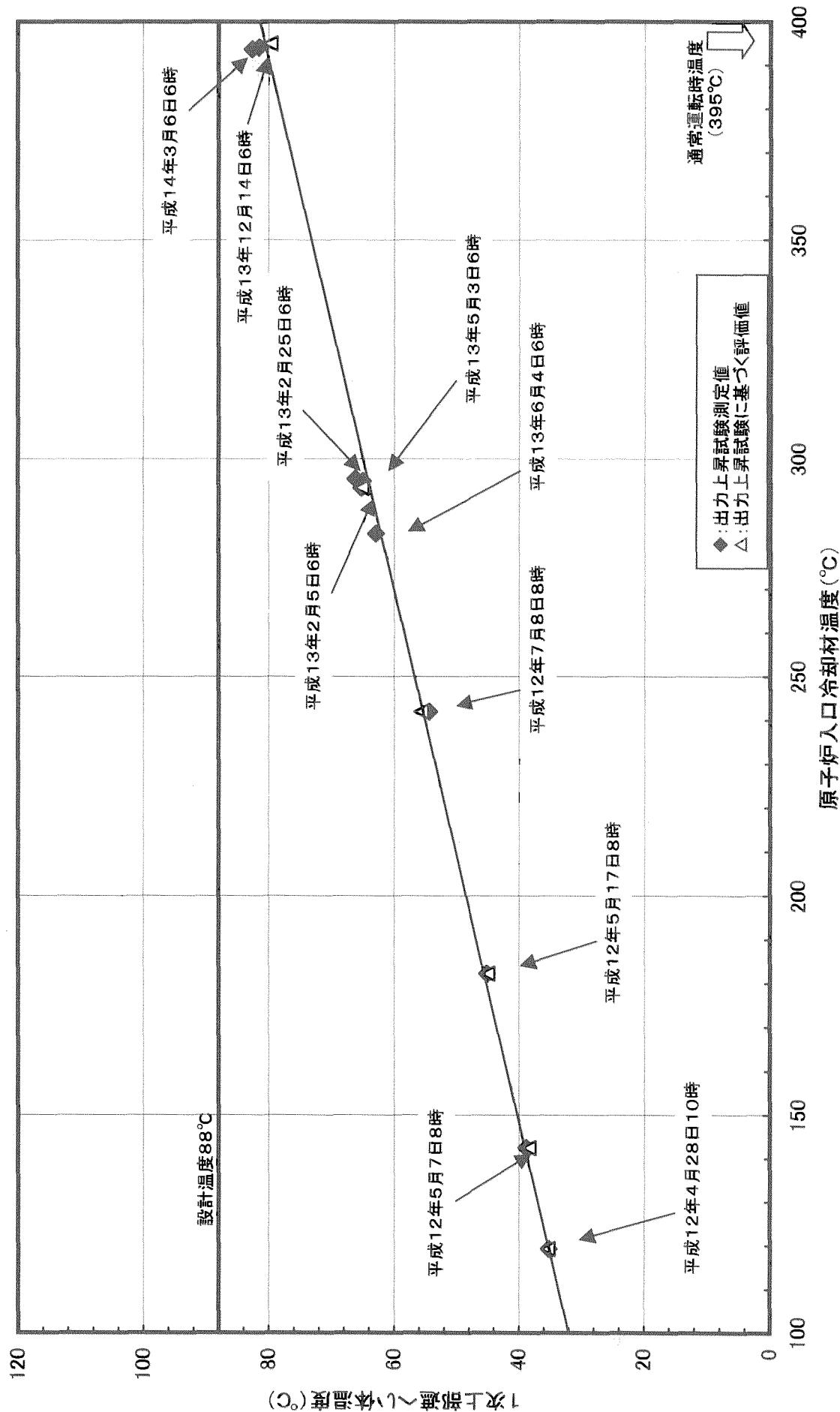


Fig.4.12 原子炉入口温度と1次上部遮へい体温度の関係

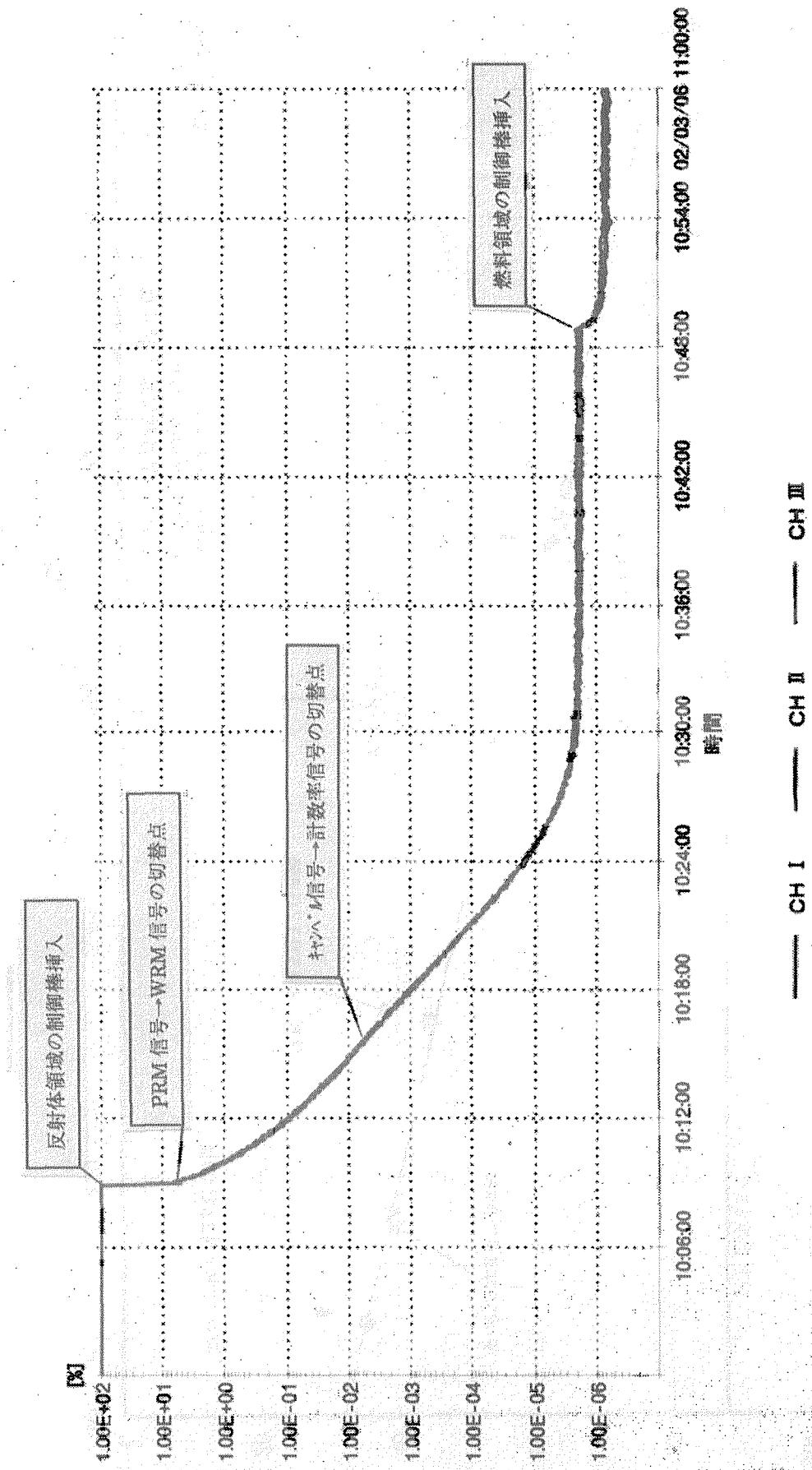


Fig.4.13 原子炉スクラム時の中性子束の拳動（平成14年3月6日商用電源喪失試験時）

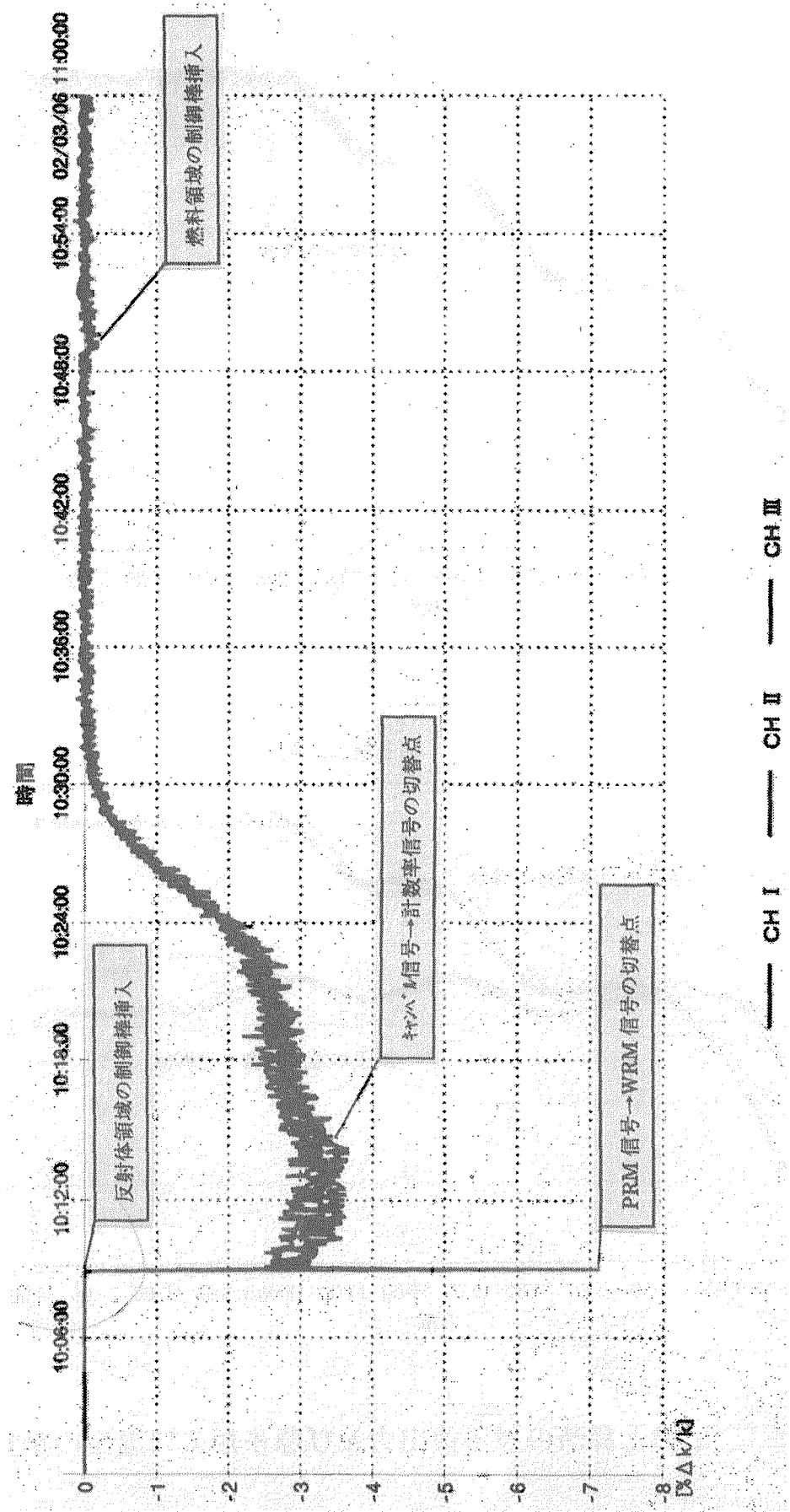


Fig.4.14 IK 法による原子炉スクラム時の反応度測定結果（平成 14 年 3 月 6 日商用電源喪失試験時）

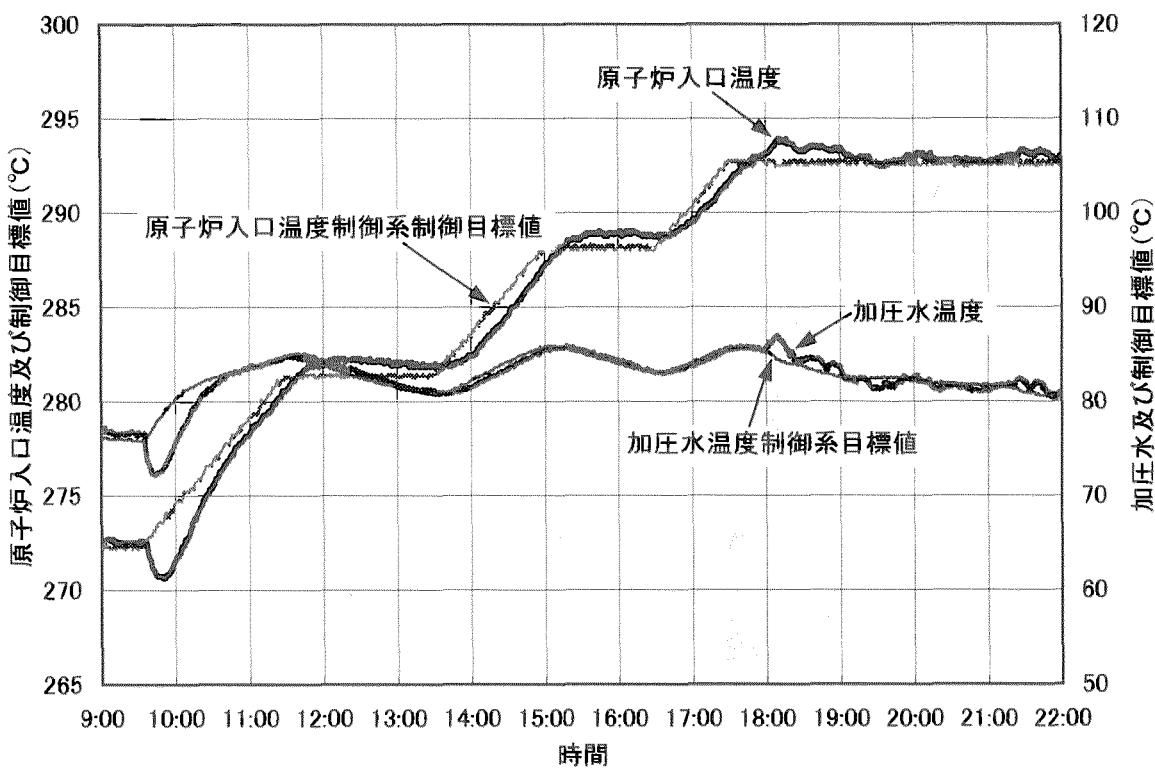
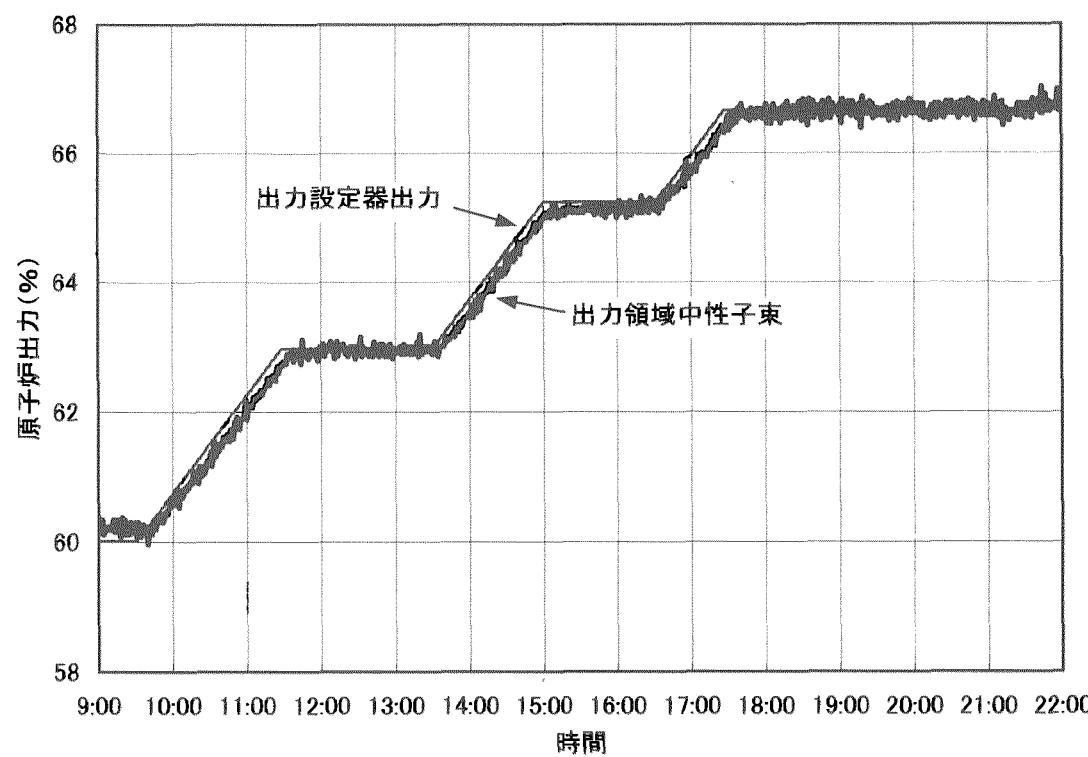


Fig.4.15 出力上昇時の原子炉出力及び原子炉入口温度の挙動

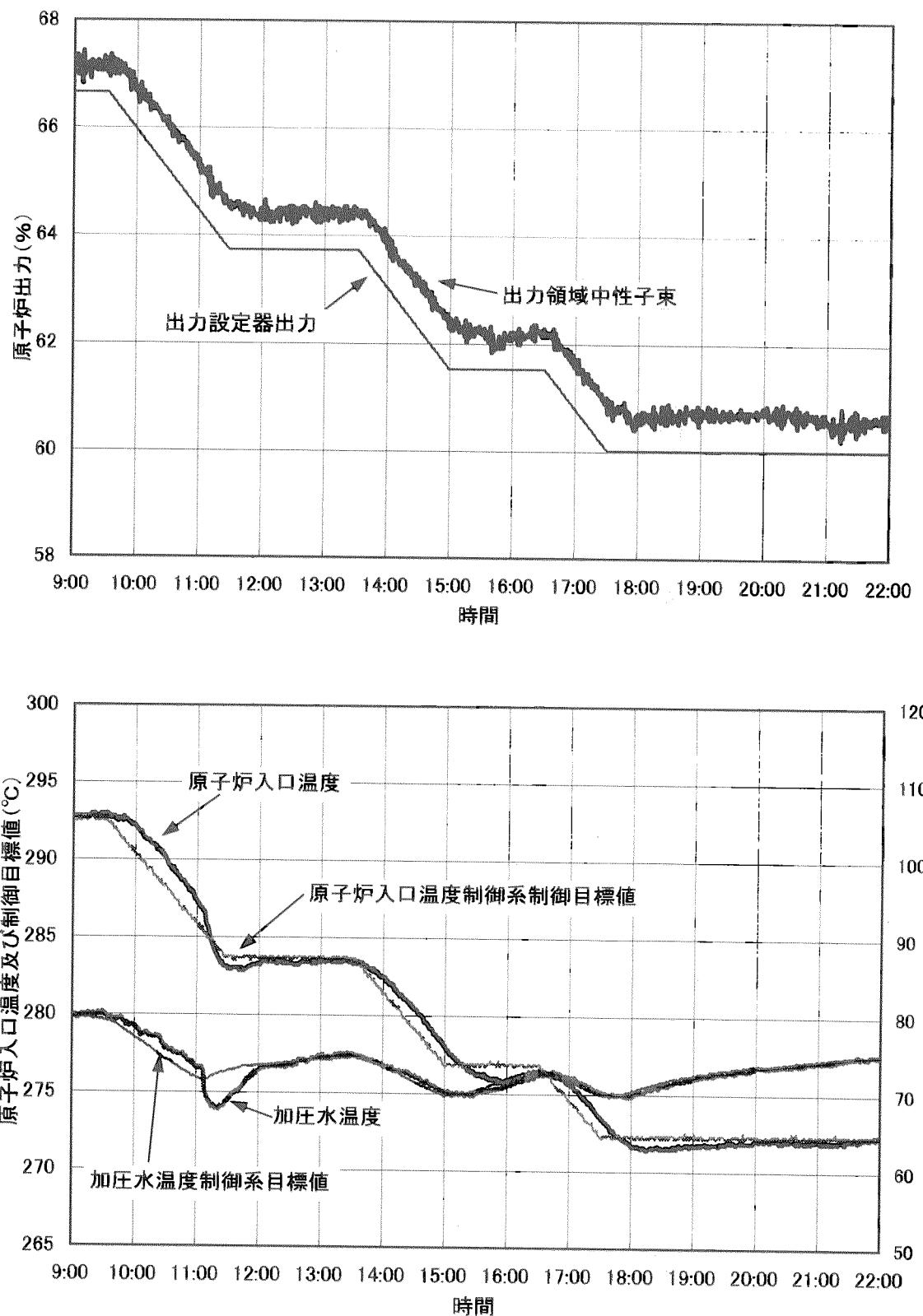


Fig.4.16 出力下降時の原子炉出力及び原子炉入口温度の挙動

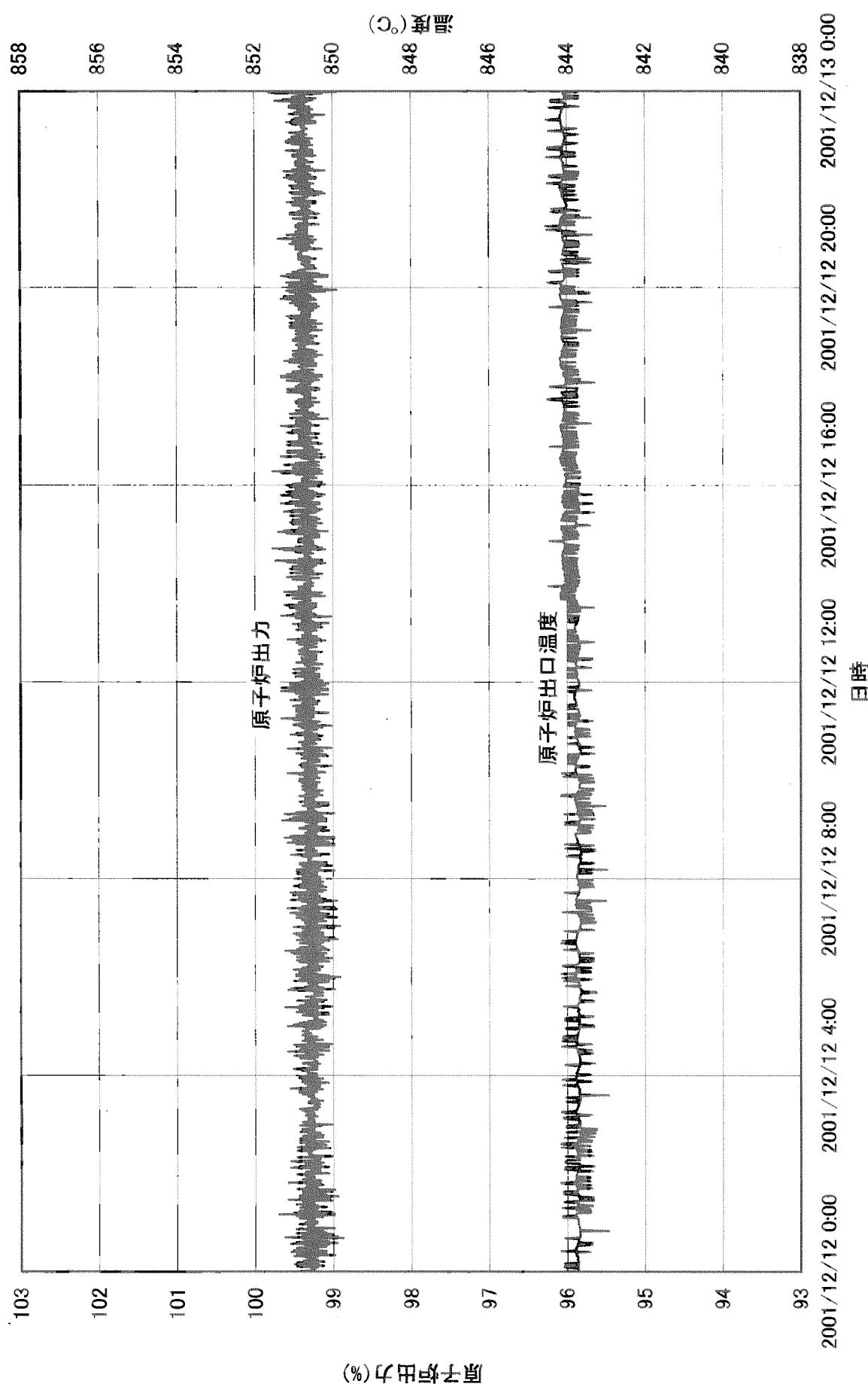


Fig. 4.17 定格出力運転時の原子炉出力及び原子炉出口温度の挙動

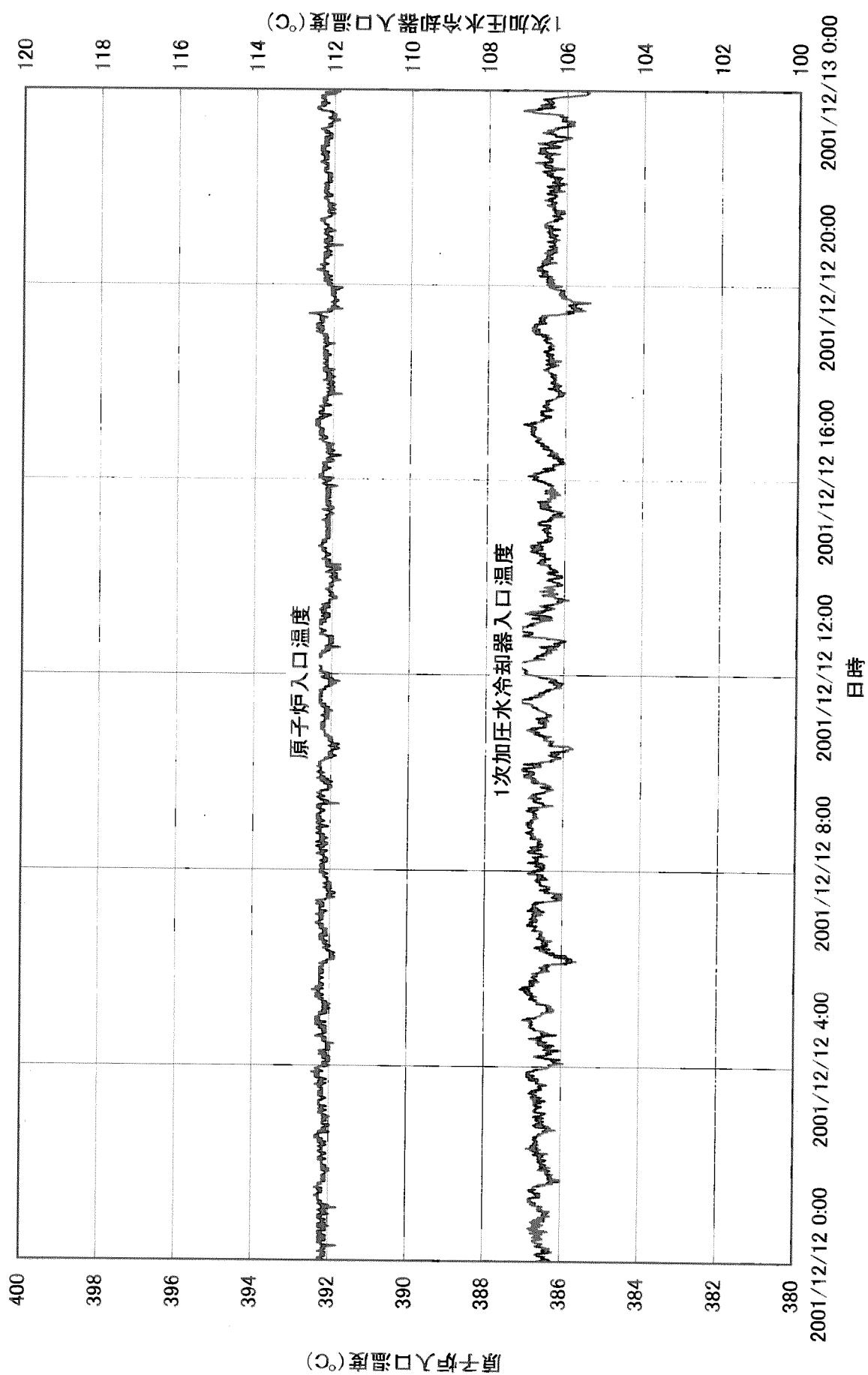


Fig.4.18 定格出力運転時の原子炉入口温度、加圧水温度の挙動

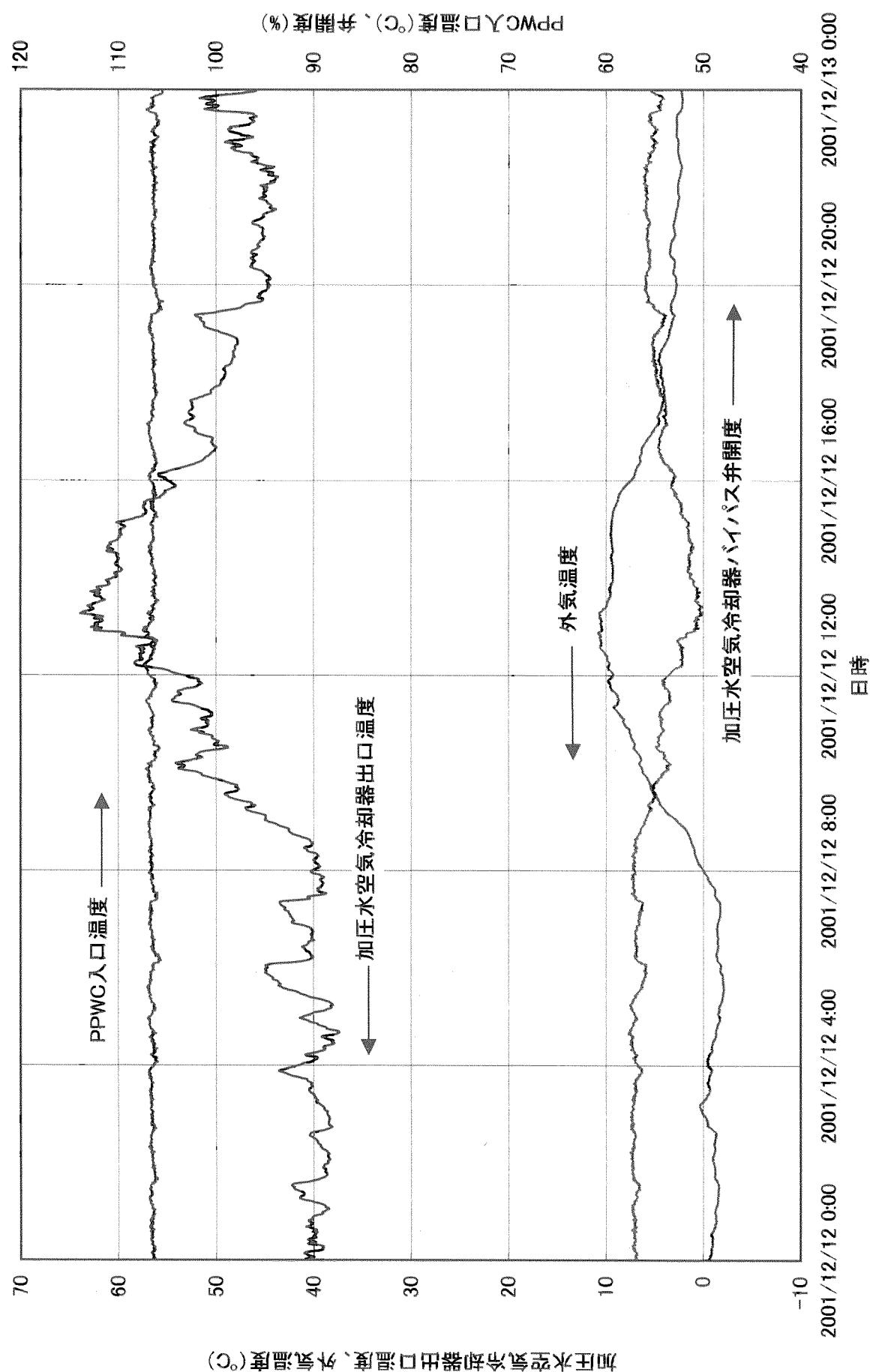


Fig.19 定格出力運転時の加圧水温度、外気温度等の挙動

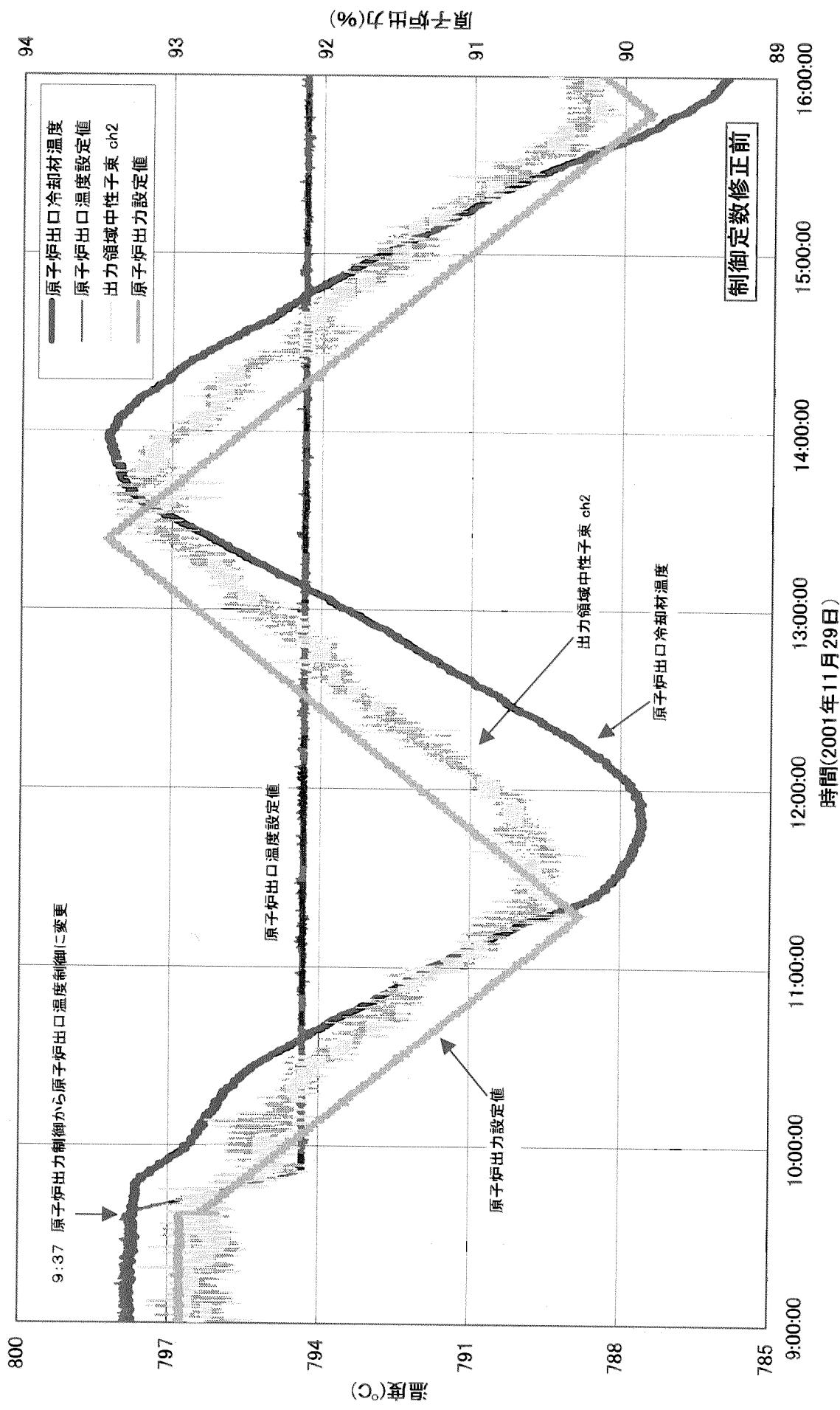


Fig.4.20 原子炉出口温度制御系の応答試験時の冷却材温度及び原子炉出力の変化(定格・単独運転時)

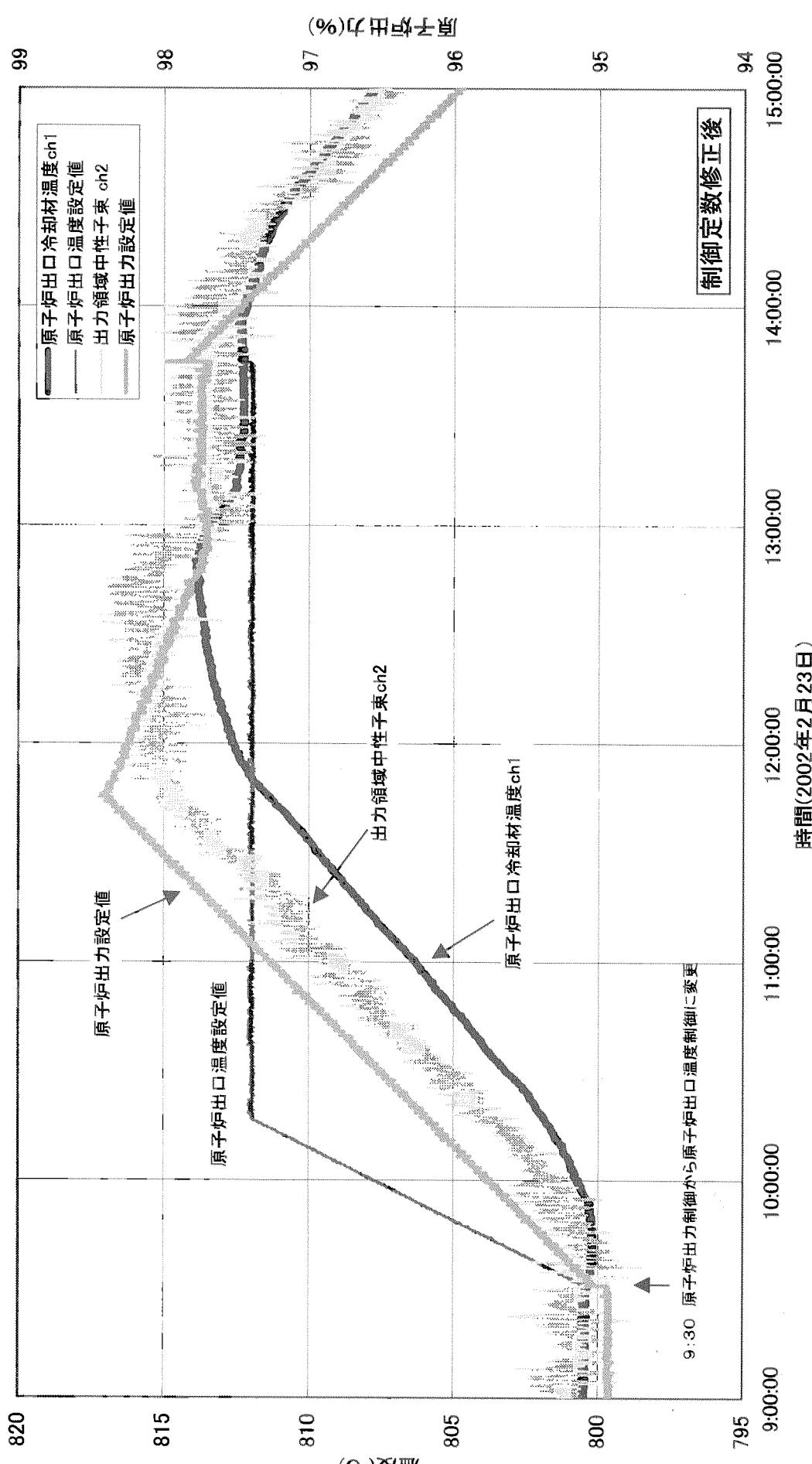


Fig.4.21 原子炉出口温度制御系の応答試験時の冷却材温度及び原子炉出力の変化(定格・並列運転時)

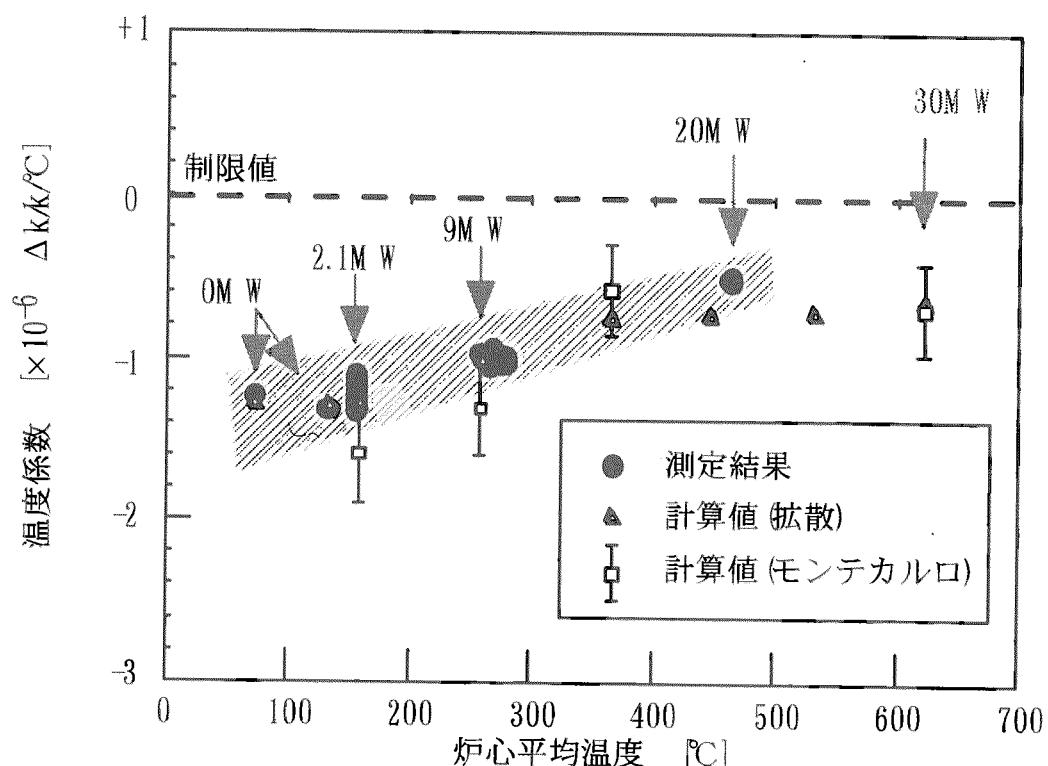


Fig.4.22 溫度係数の測定結果と計算結果

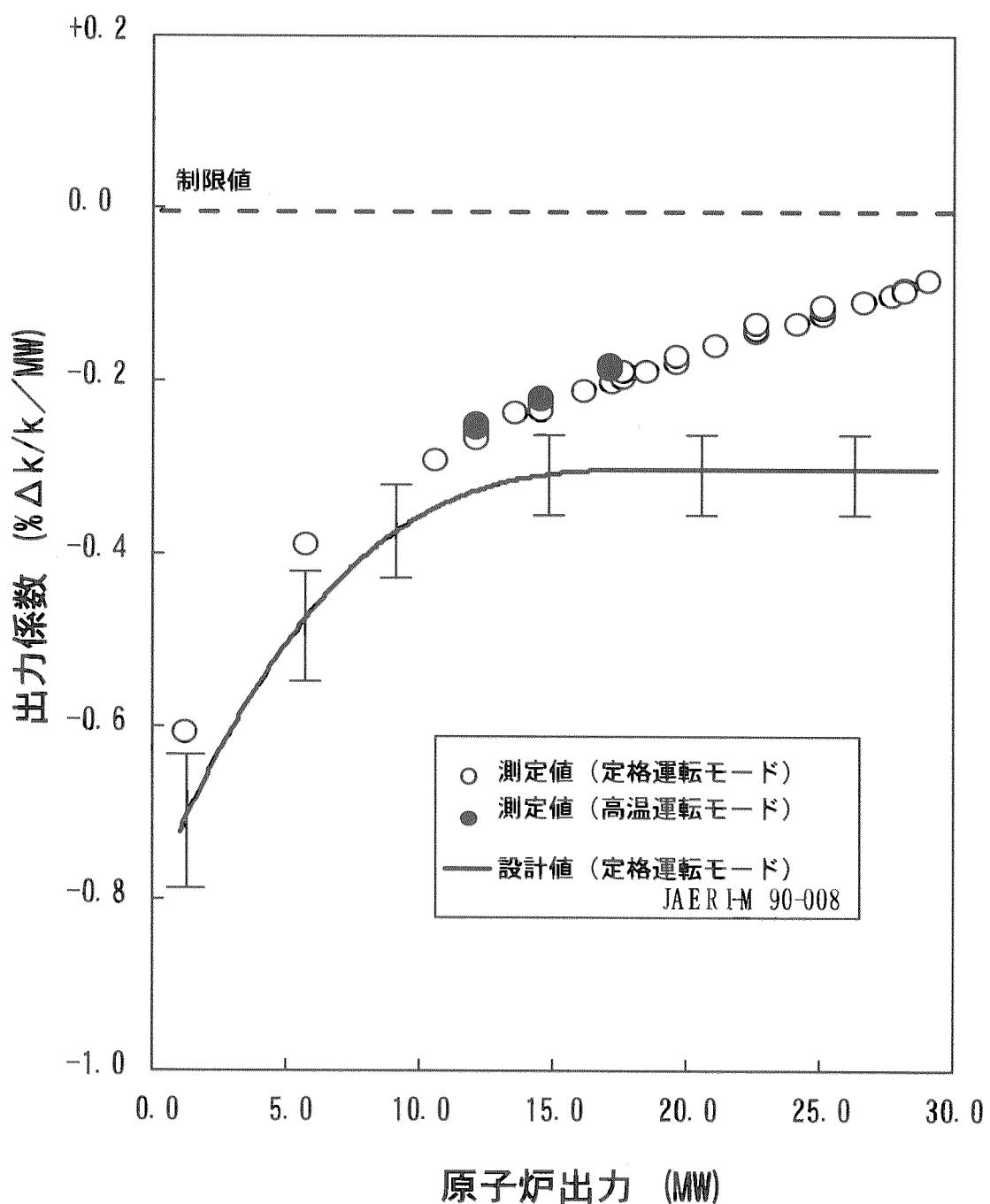


Fig.4.23 出力係数の測定結果と計算結果

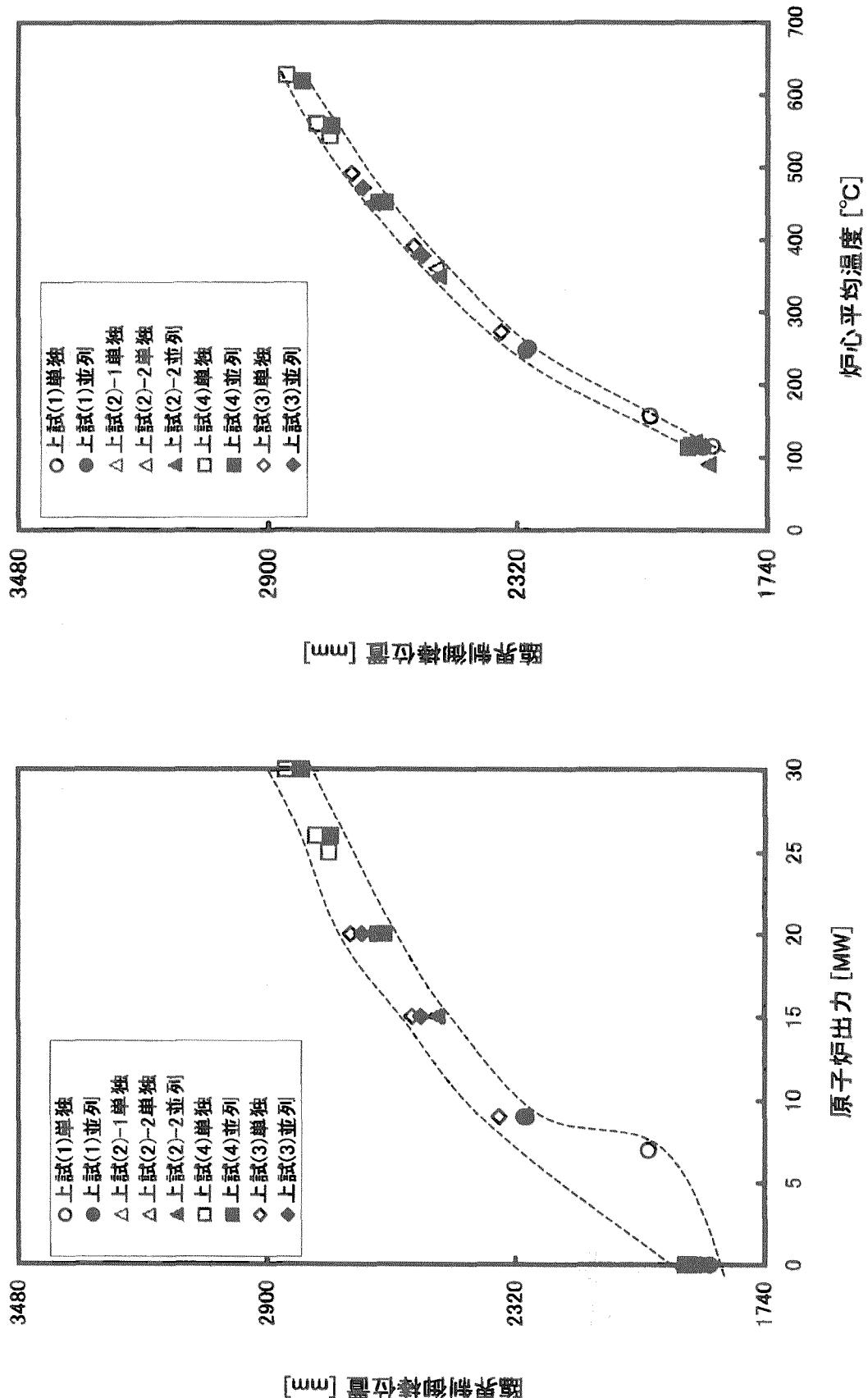


Fig.4.24 臨界制御棒位置と原子炉出力及び炉心平均温度との関係

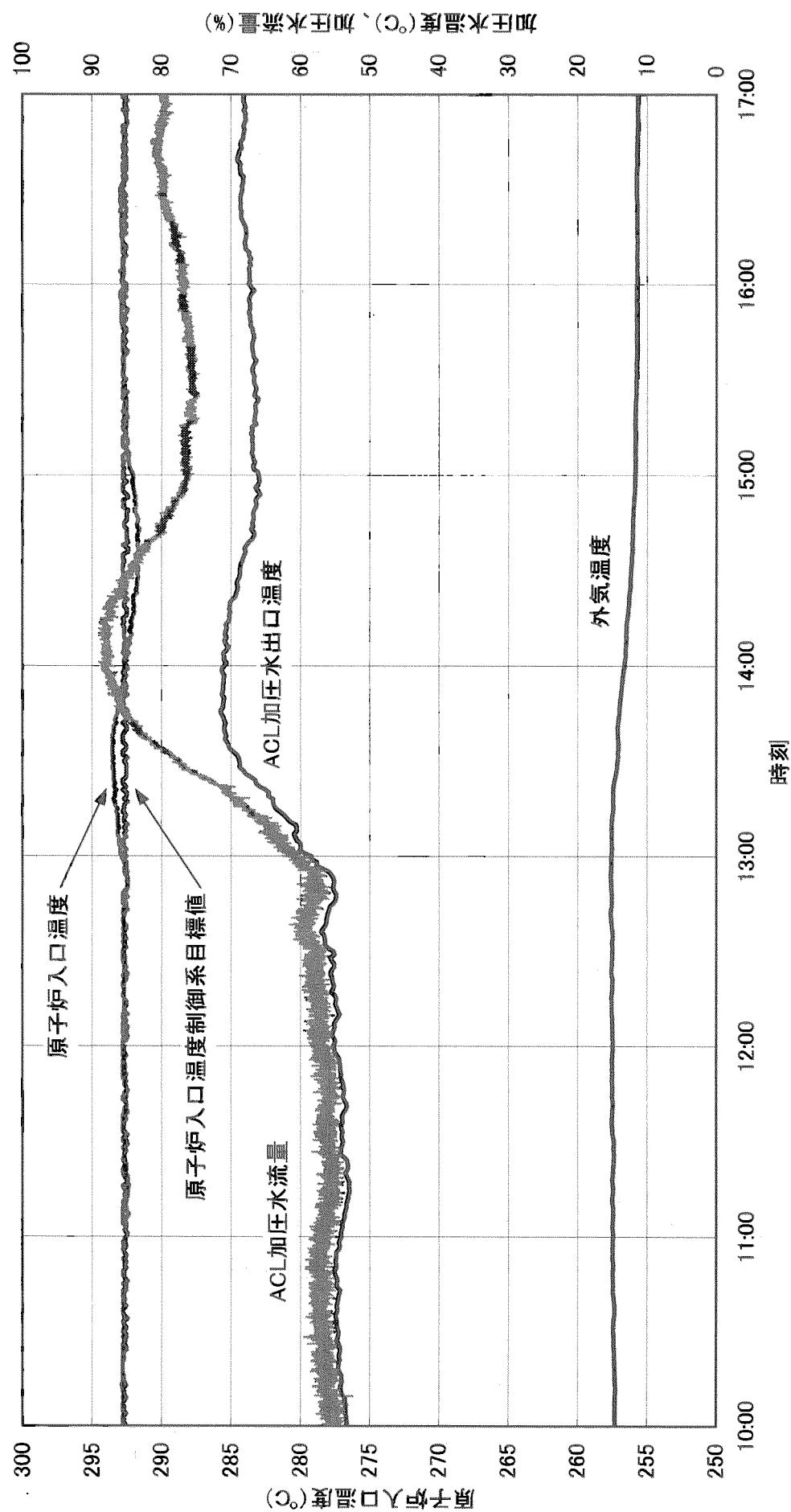


Fig.4.25 原子炉出力20MW運転時の加圧水空気冷却器加圧水流量の変化

Fig.4.25

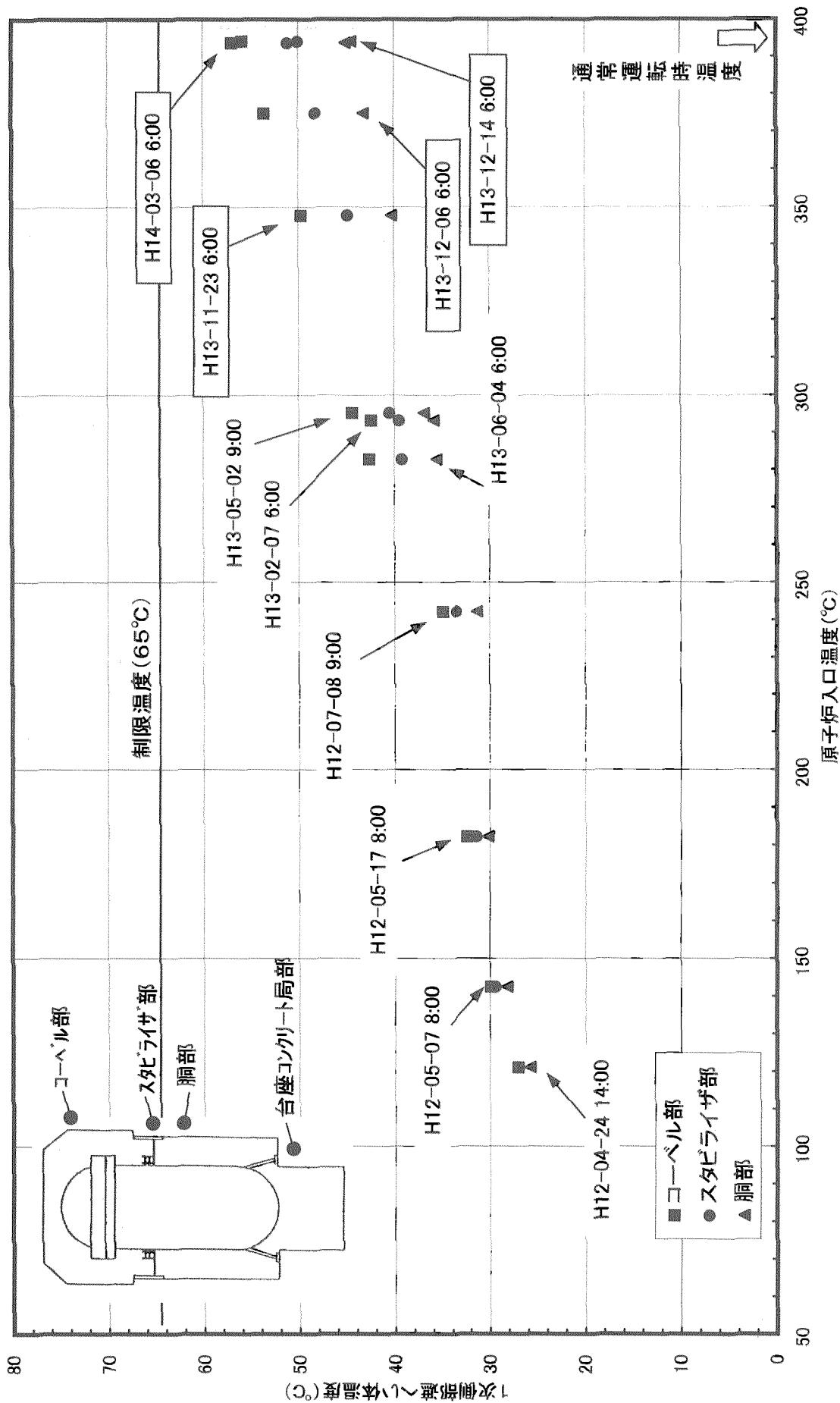


Fig.4.26 原子炉入口温度と1次側部遮へい体温度の関係

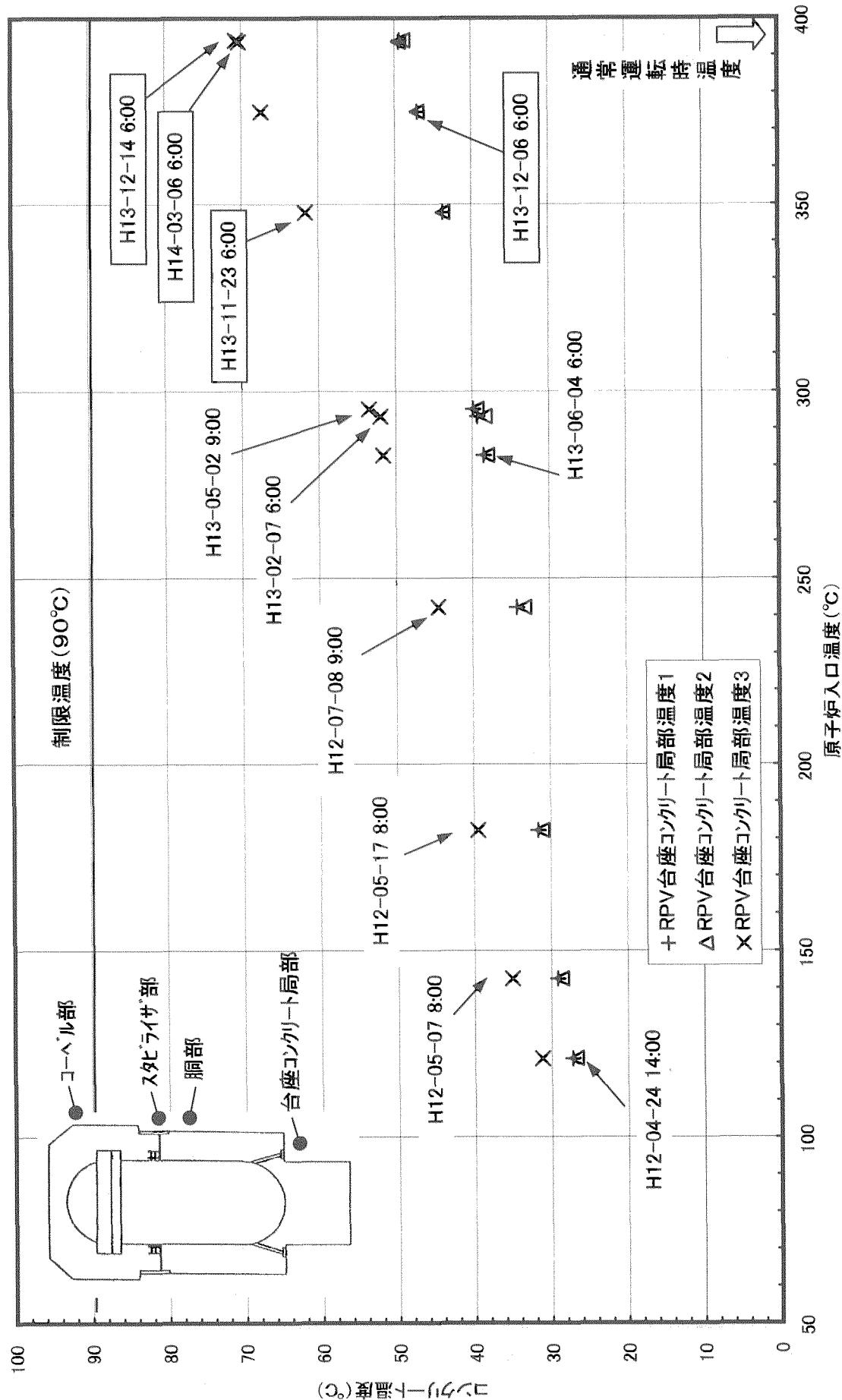


Fig.4.27 原子炉入口温度と原子炉圧力容器台座コンクリート局部温度の関係

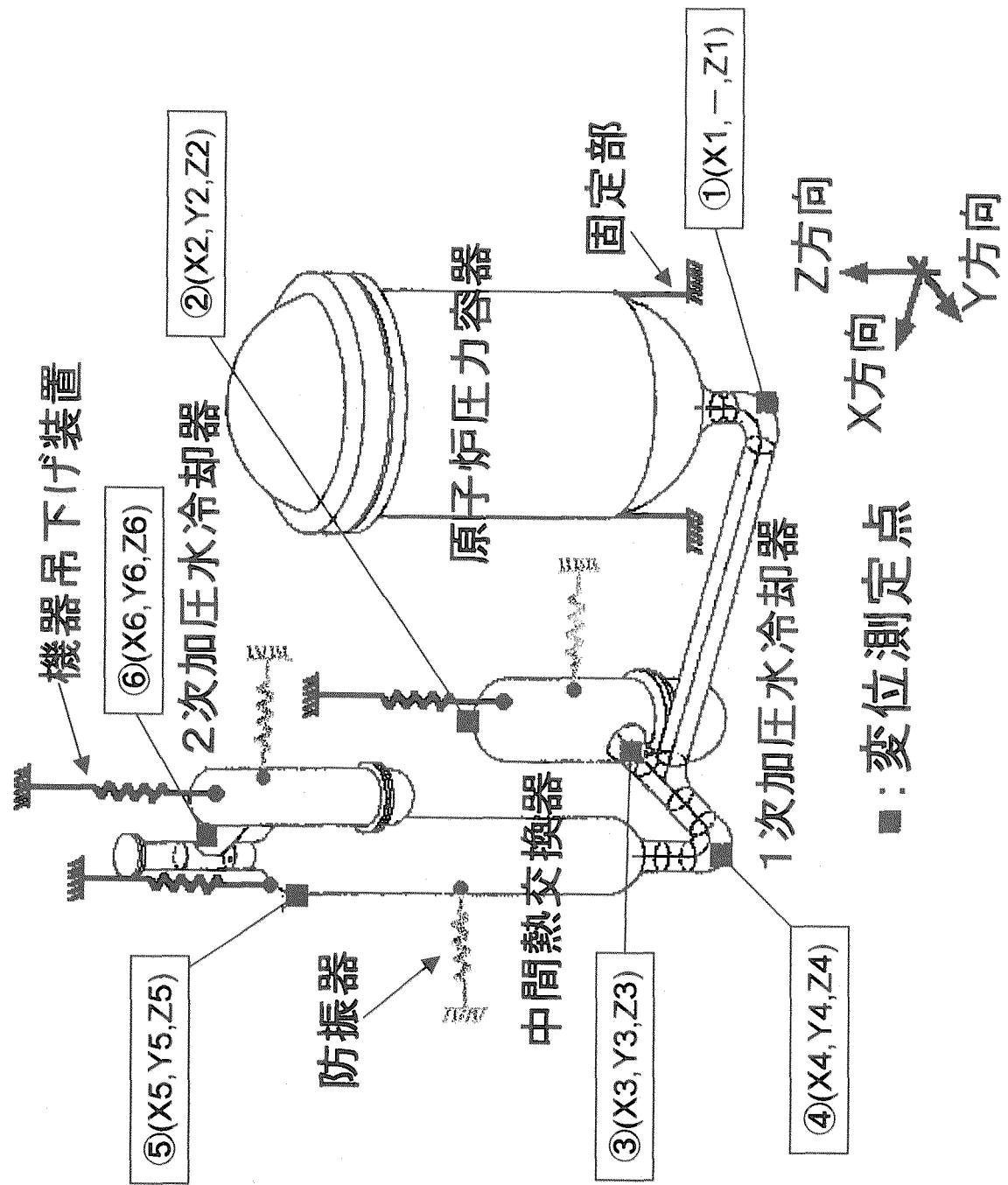


Fig.4.28 1次冷却設備における変位計測点

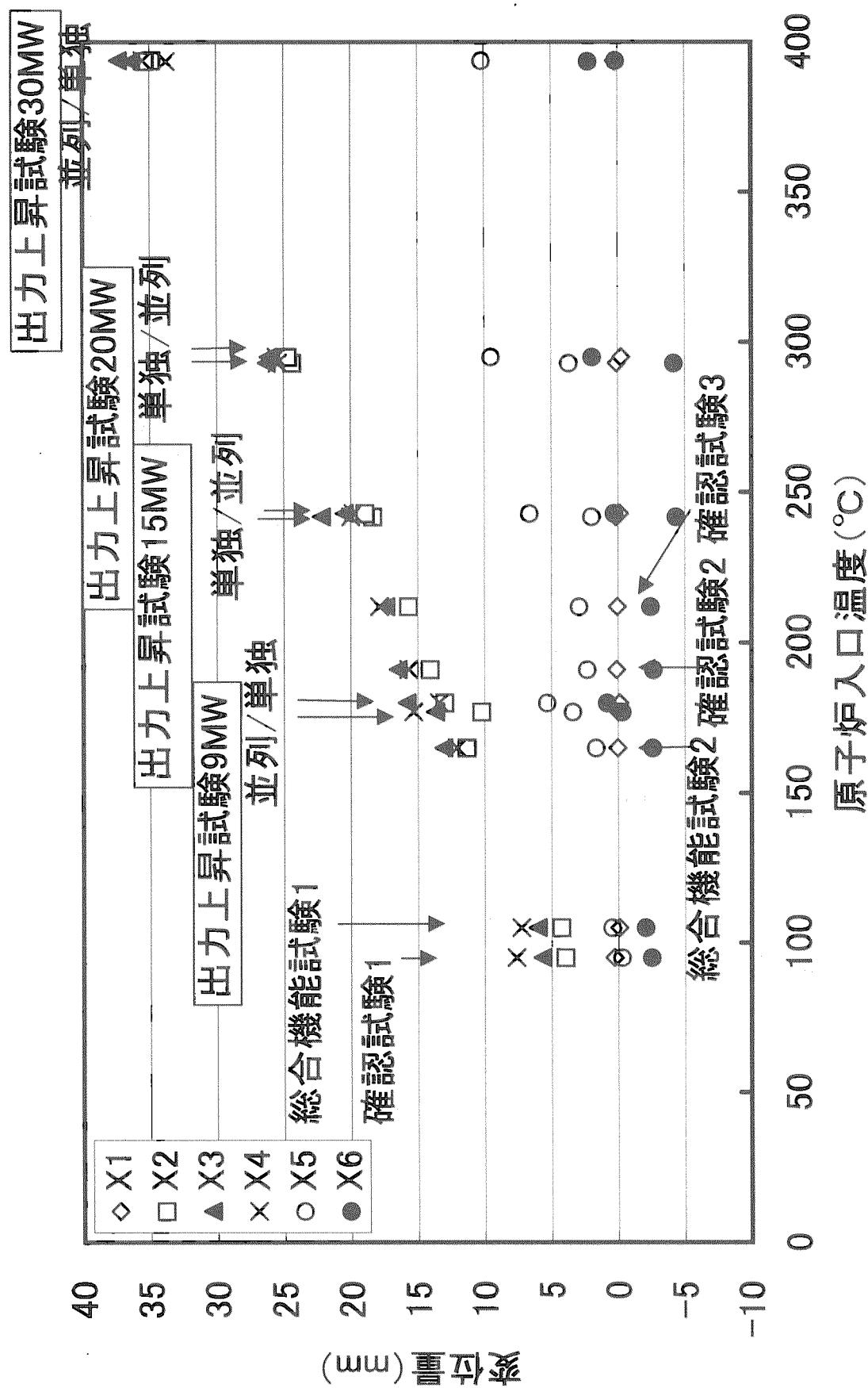


Fig.4.29 1次冷却設備の変位測定結果(X方向)

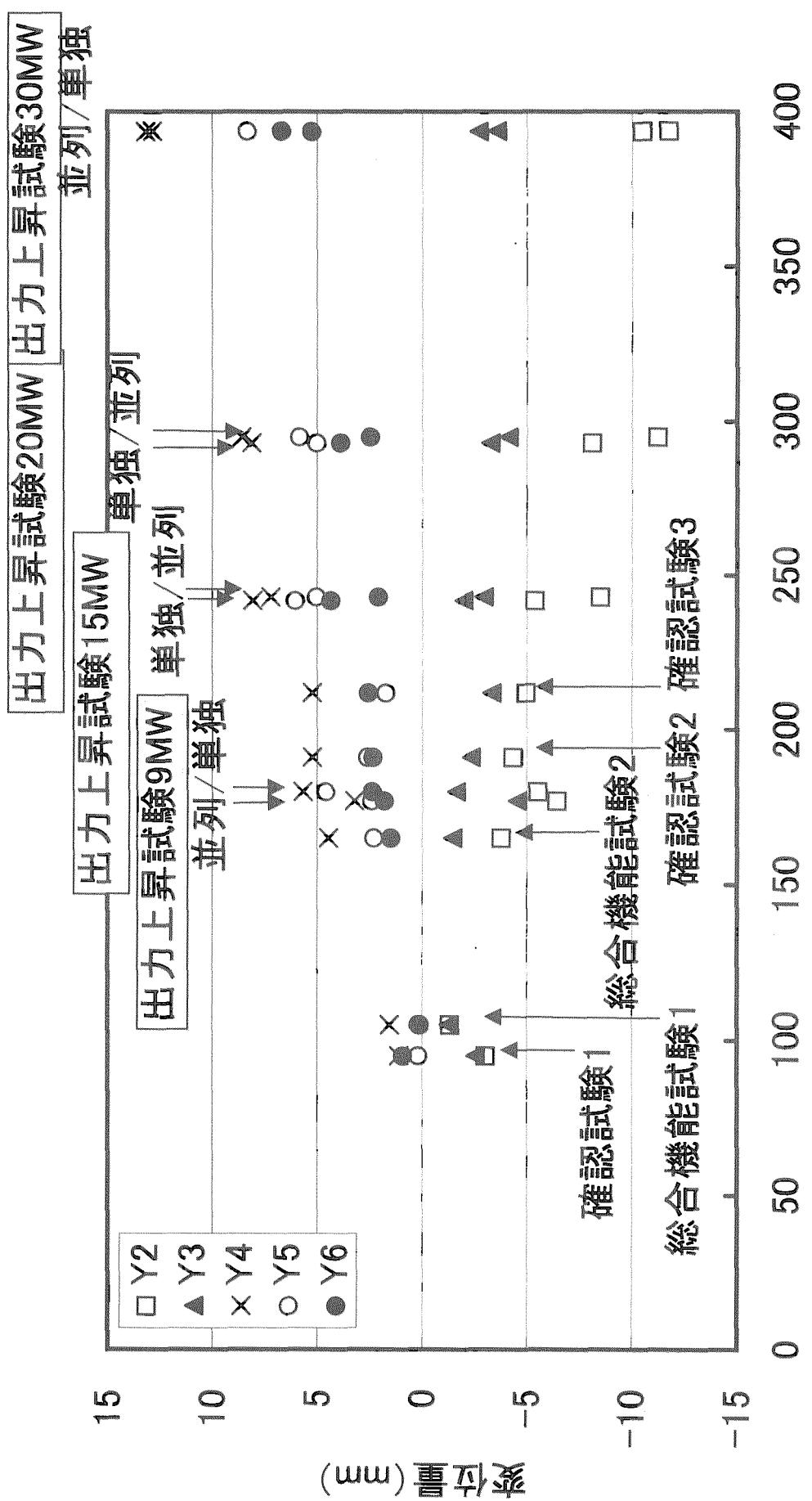


Fig.4.30 高温配管熱変形測定試験結果(Y方向)

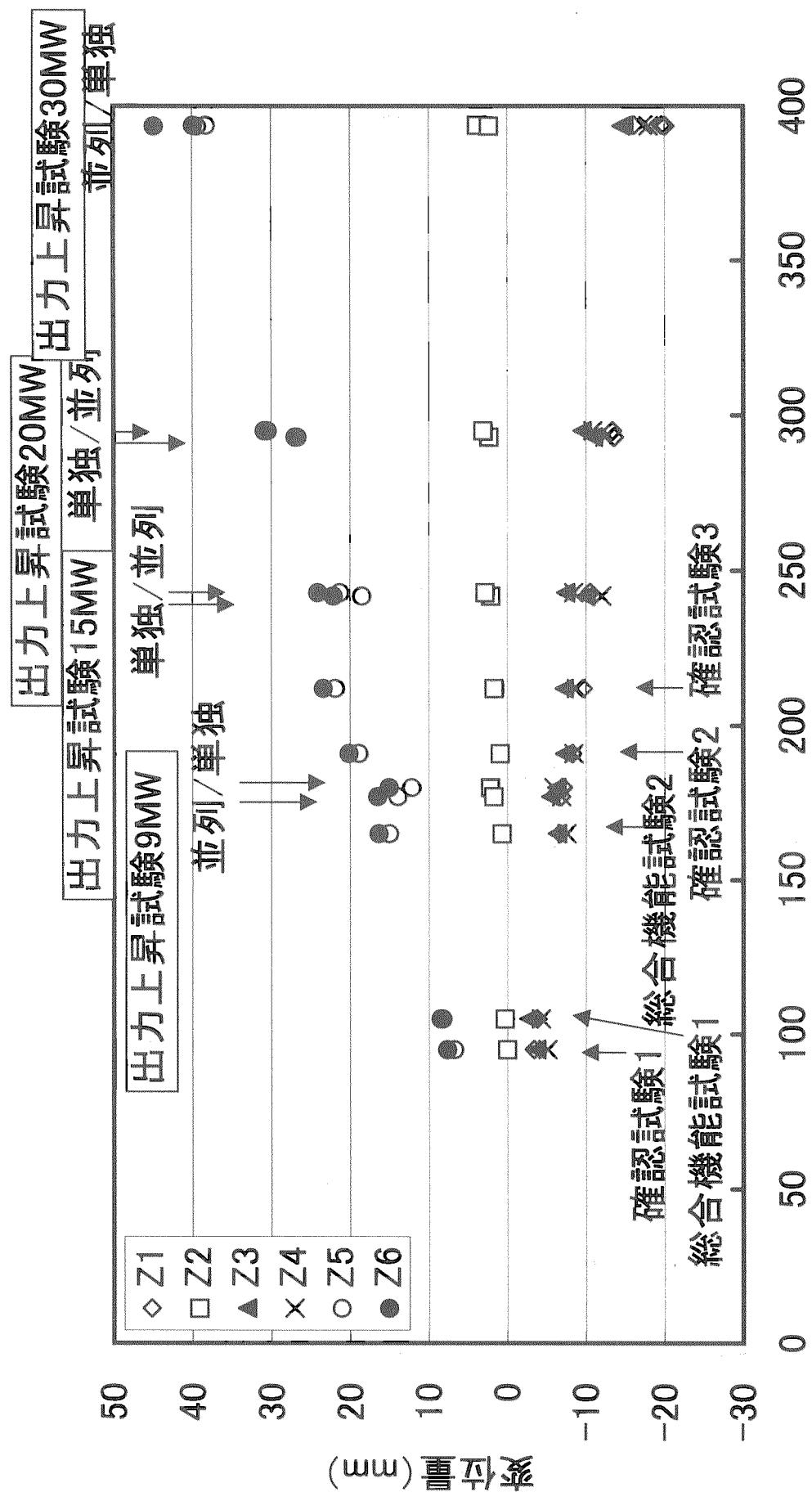


Fig. 4.31 高温配管熱変形測定試験結果 (Z方向)

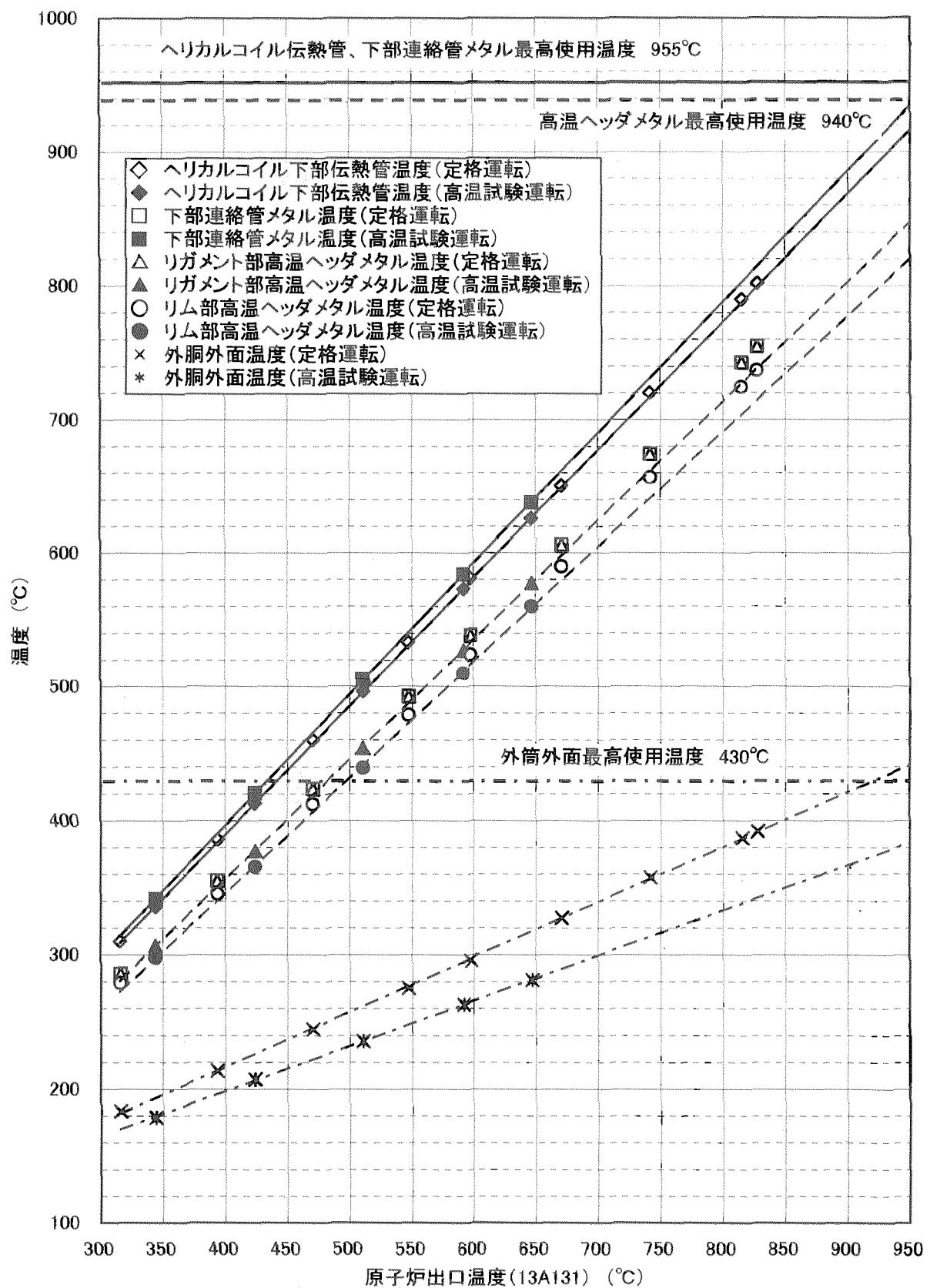


Fig.4.32 原子炉出口温度と中間熱交換器構造材温度の関係

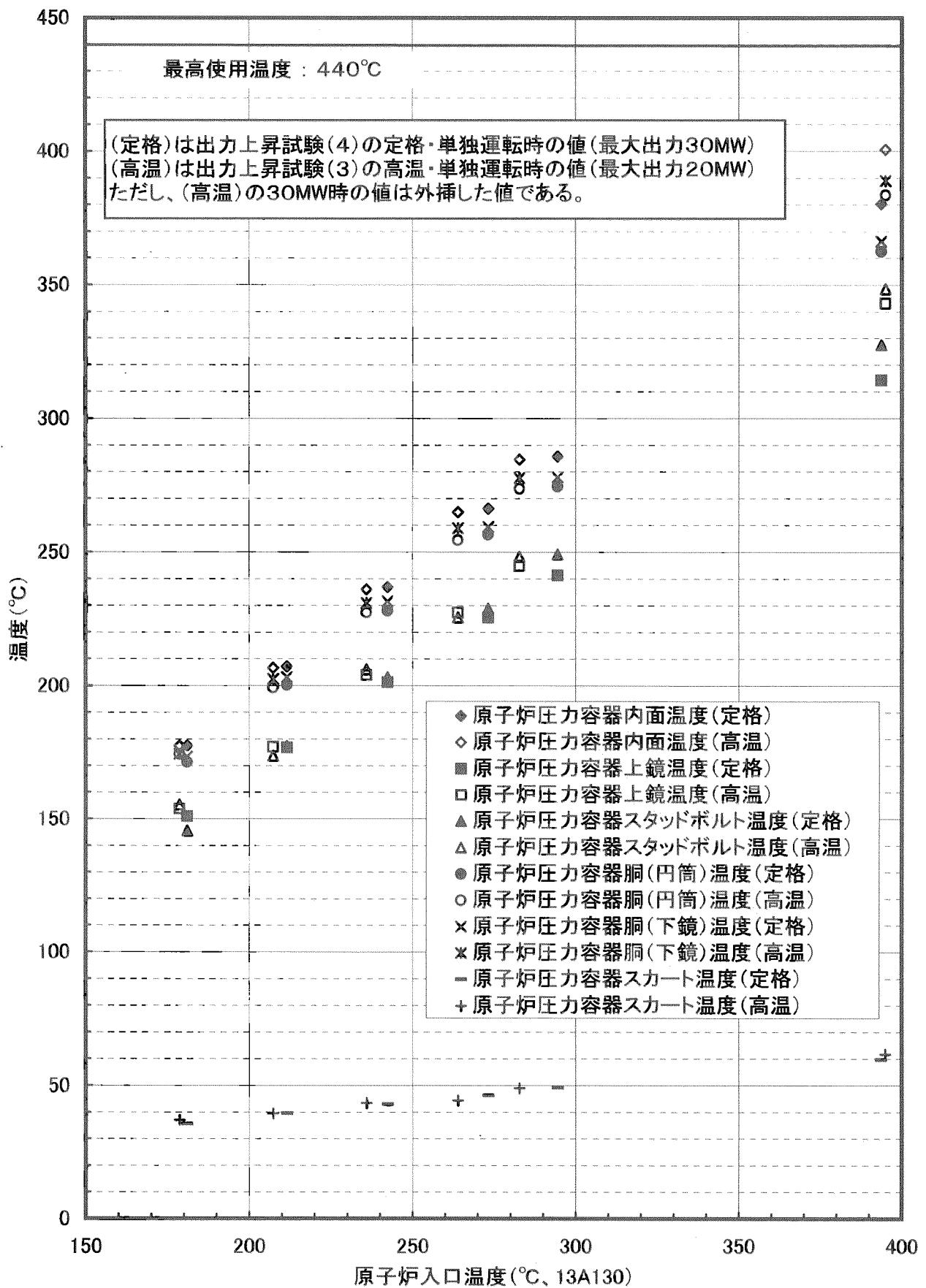


Fig.4.33 原子炉入口温度と原子炉圧力容器温度の関係(単独運転時)

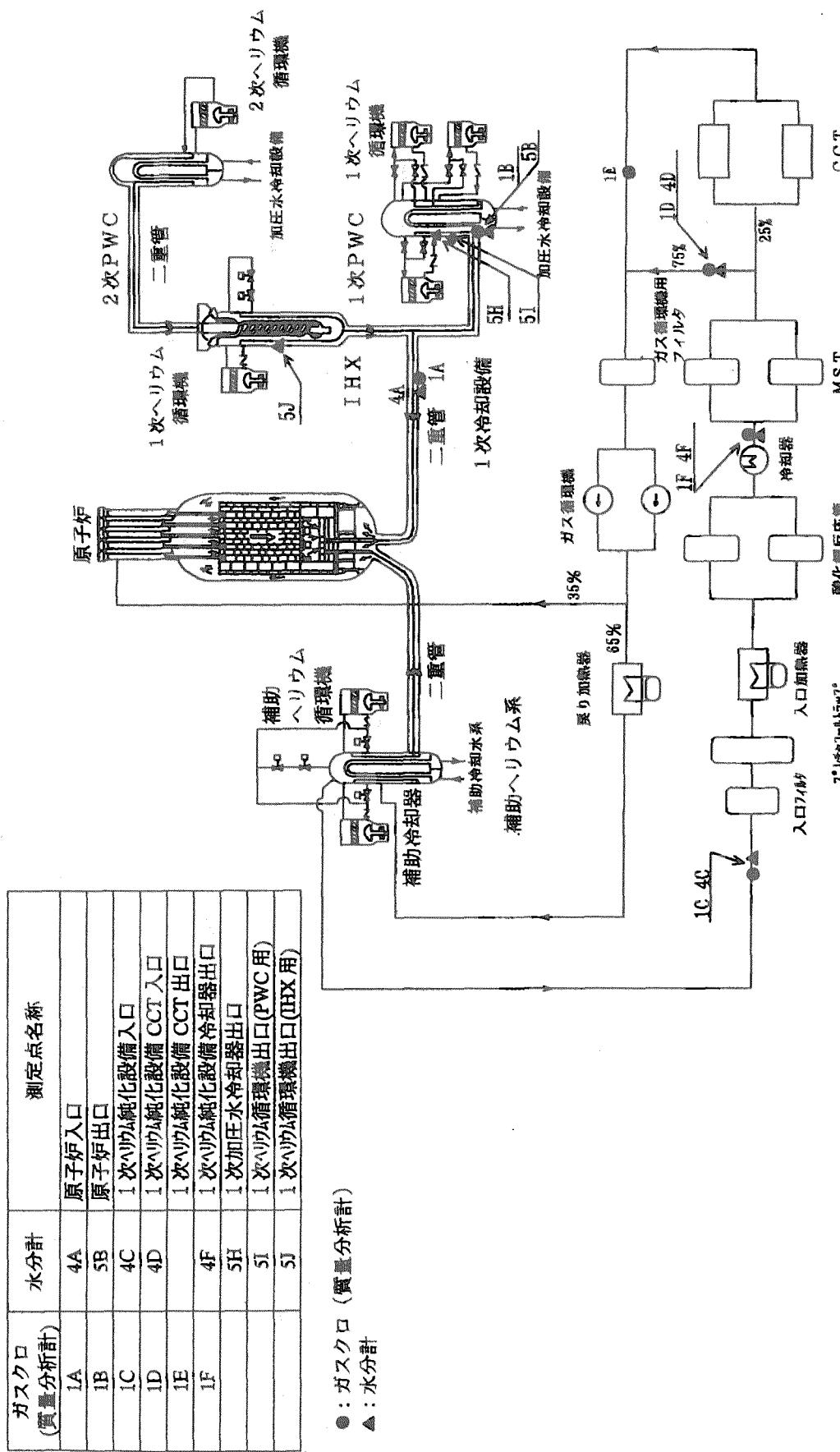
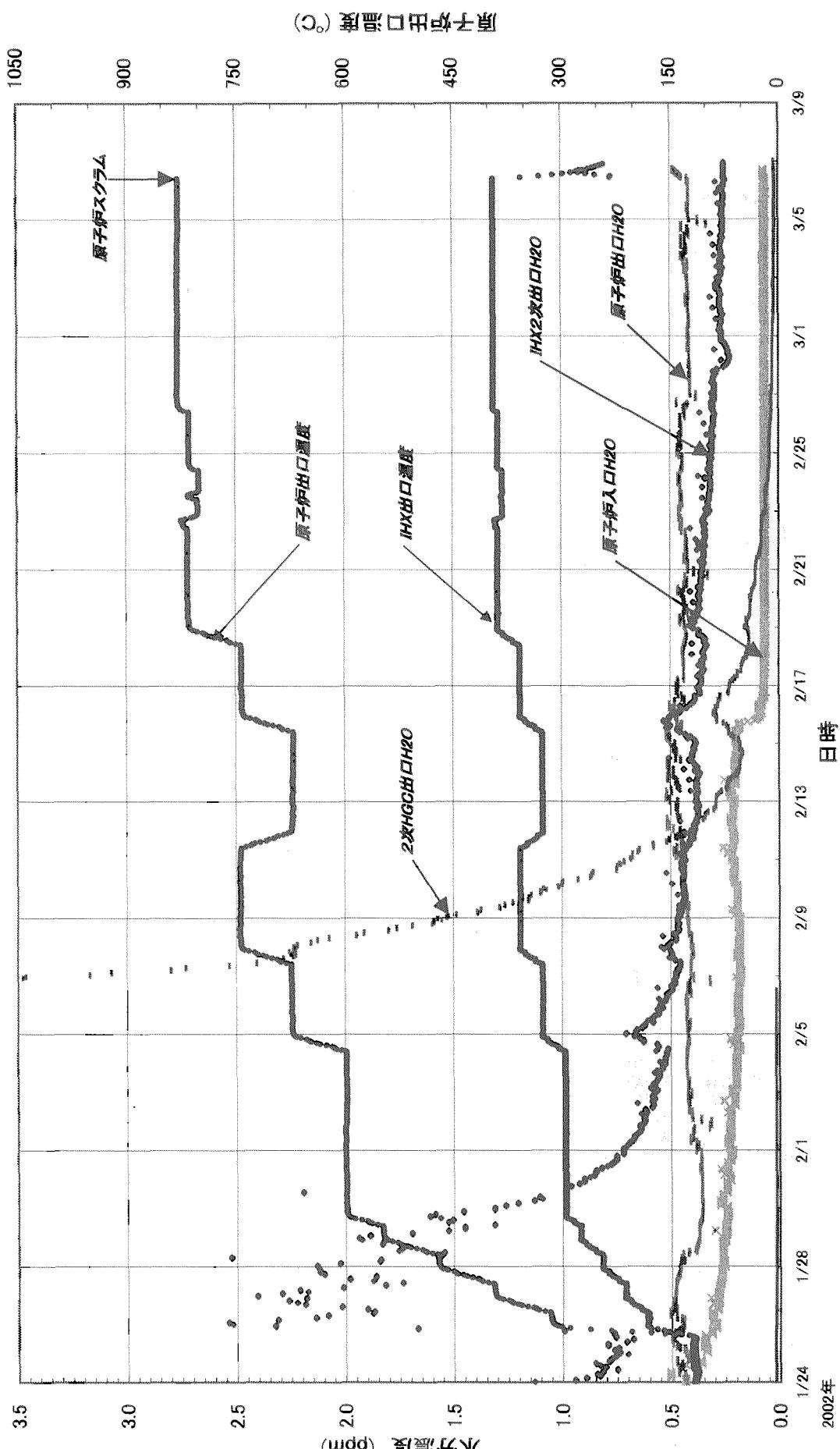


Fig.4.34 1次冷却材のサンプリング点、



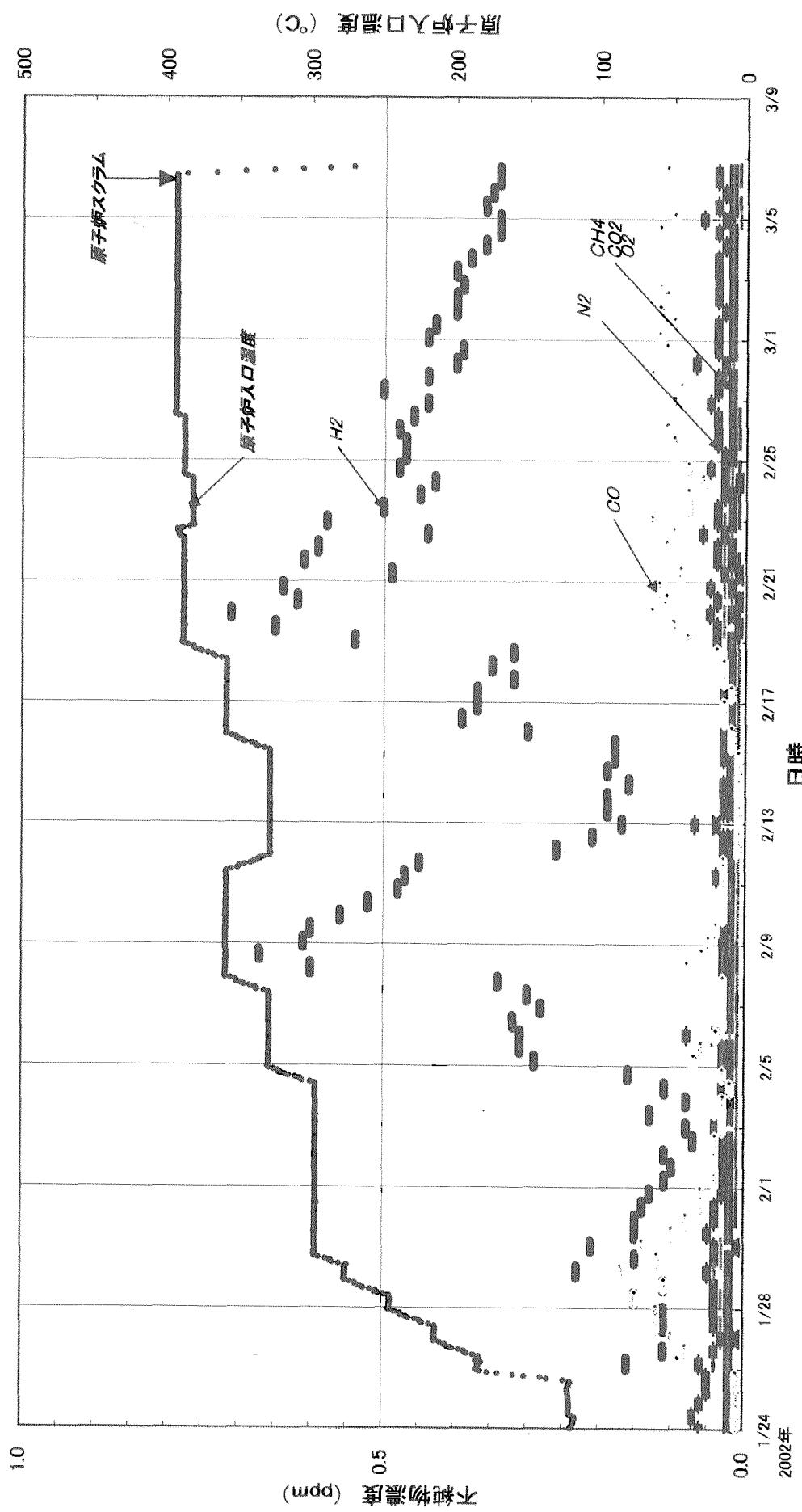


Fig.4.36 (1/4) 原子炉入口における不純物濃度の変化

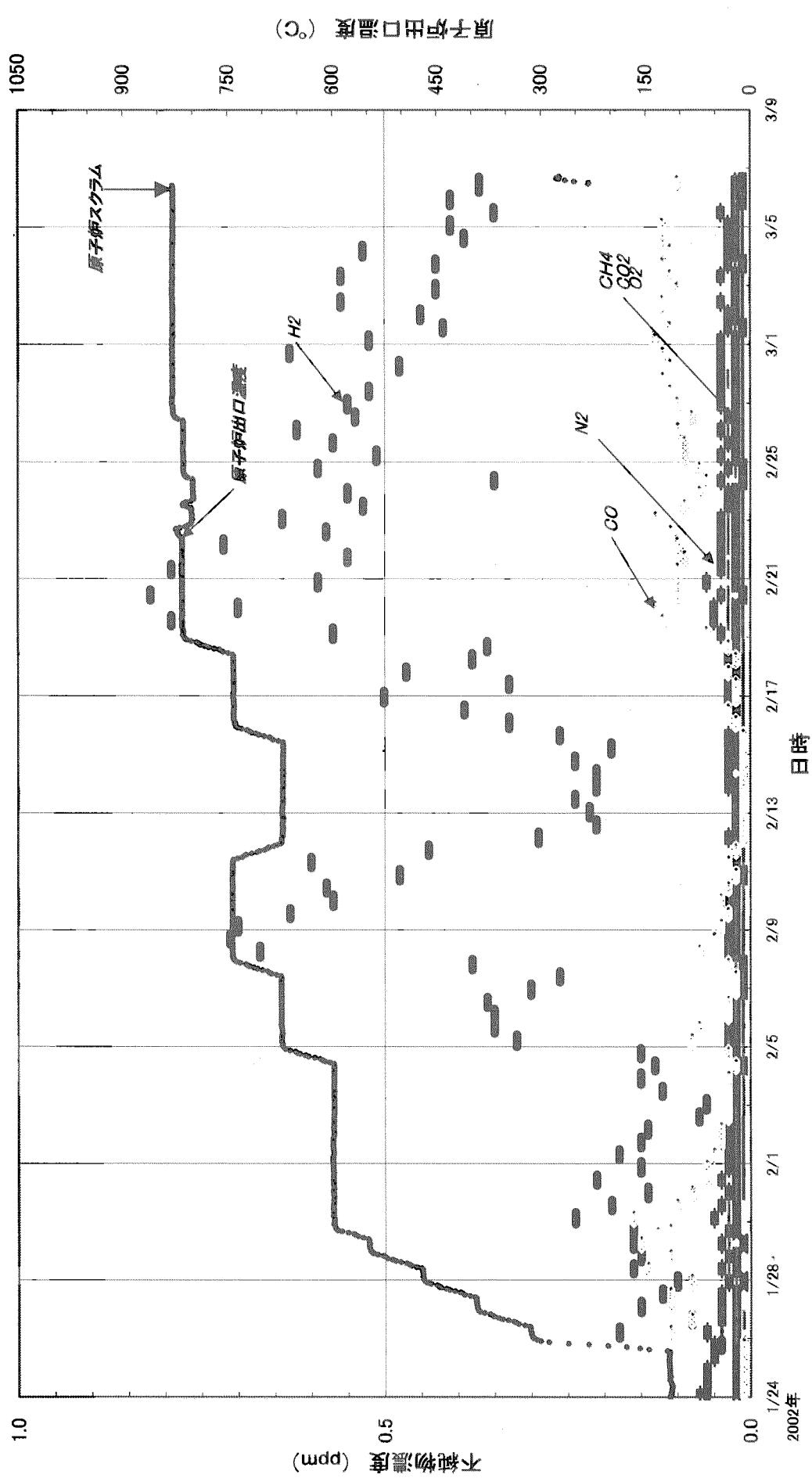


Fig.4.36(2/4) 原子炉出口における不純物濃度の変化

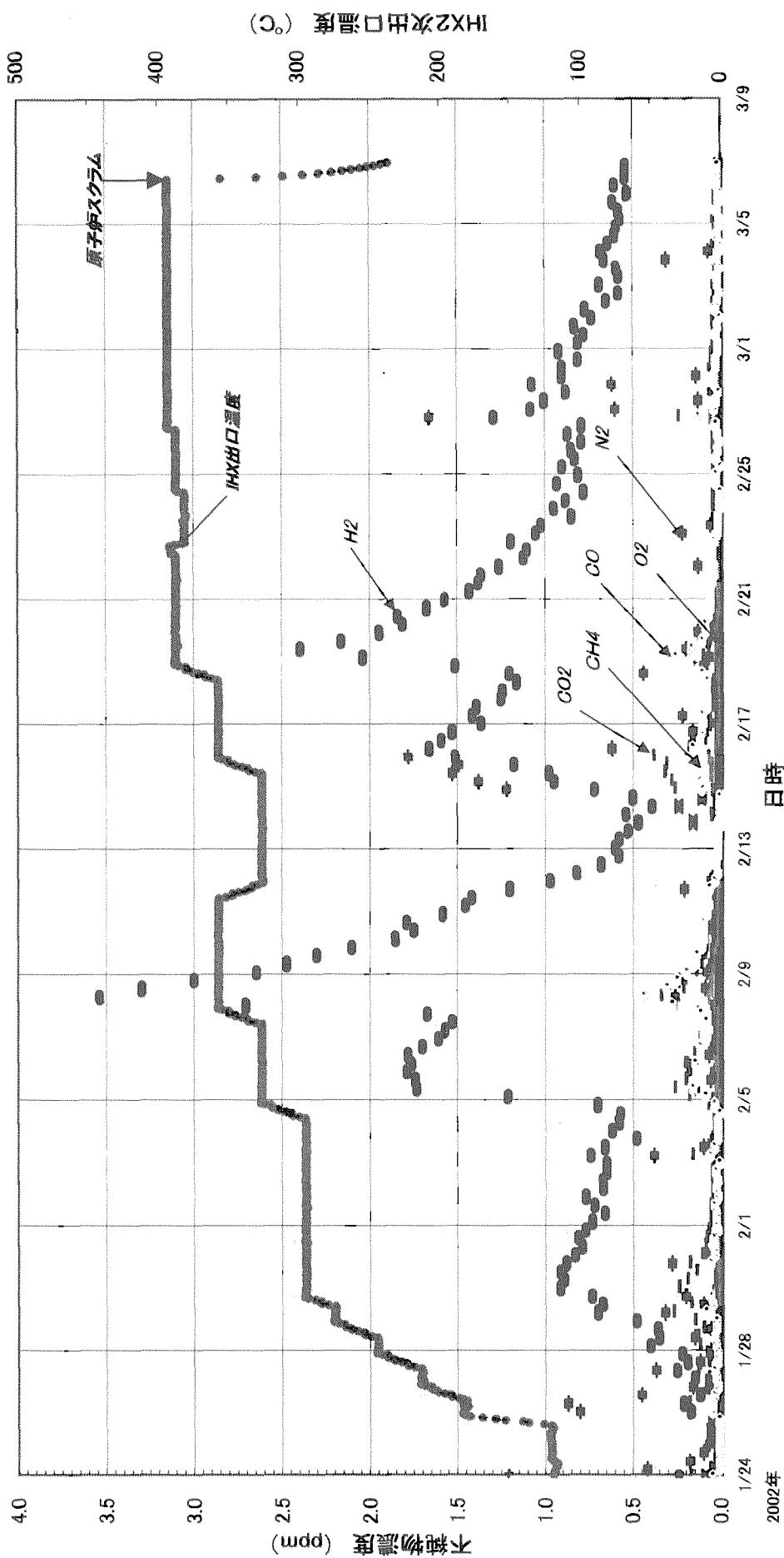


Fig.4.36(3/4) 2次HGC出口における不純物濃度の変化

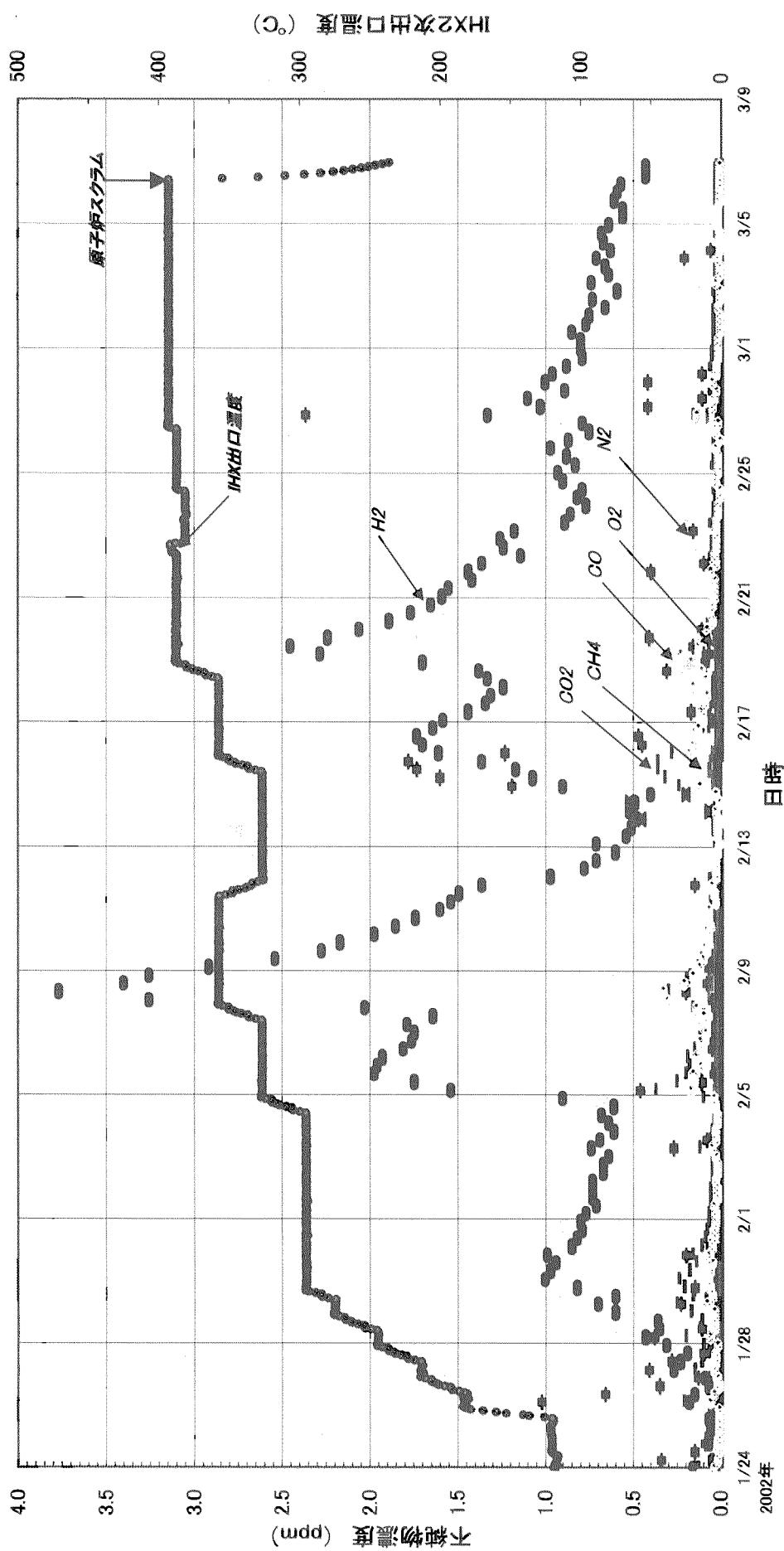


Fig.4.36(4/4) IHX2次出口における不純物濃度の変化

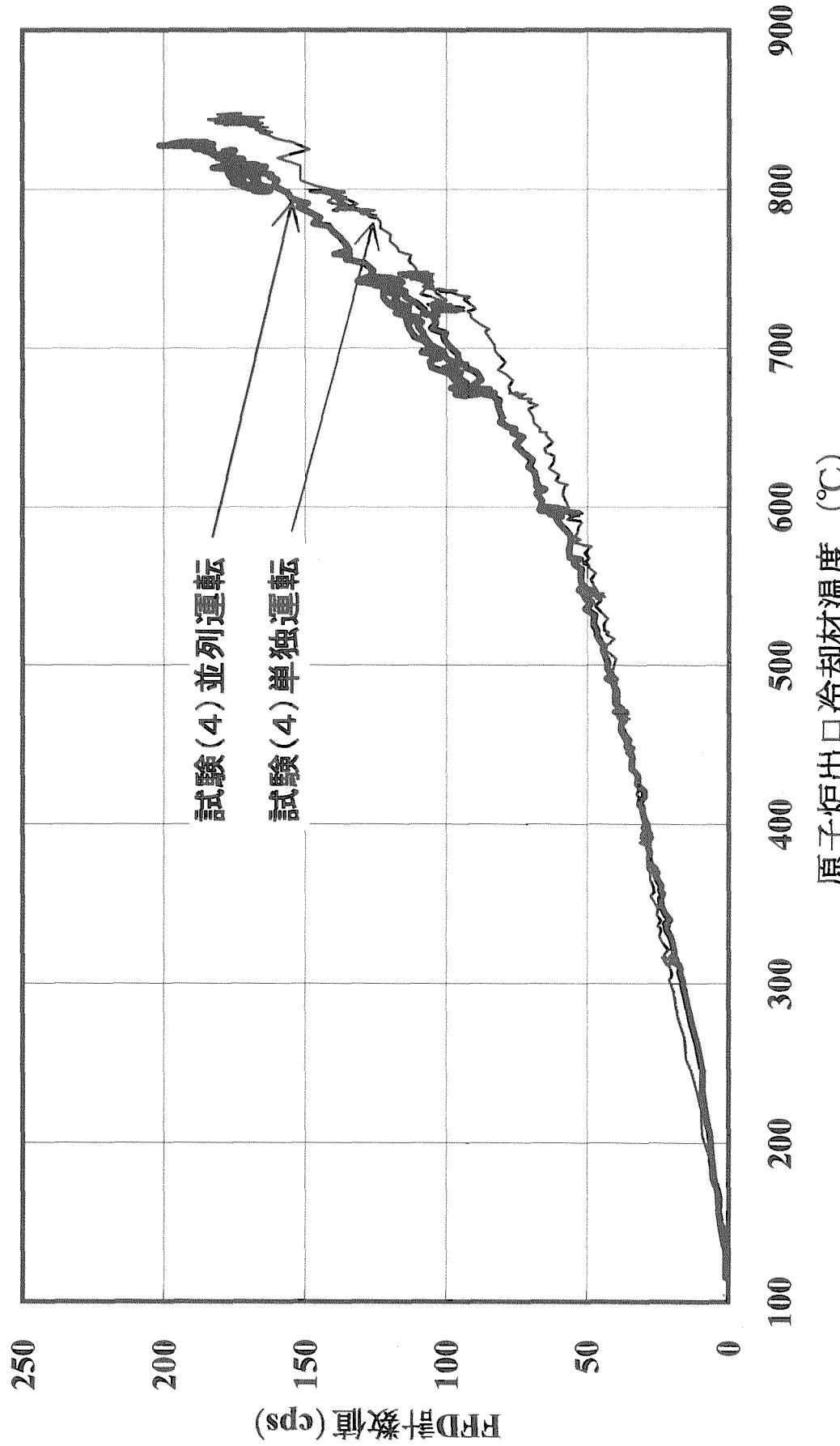


Fig.4.37 原子炉出口冷却材温度に対するFFD計数率(領域1)の変化

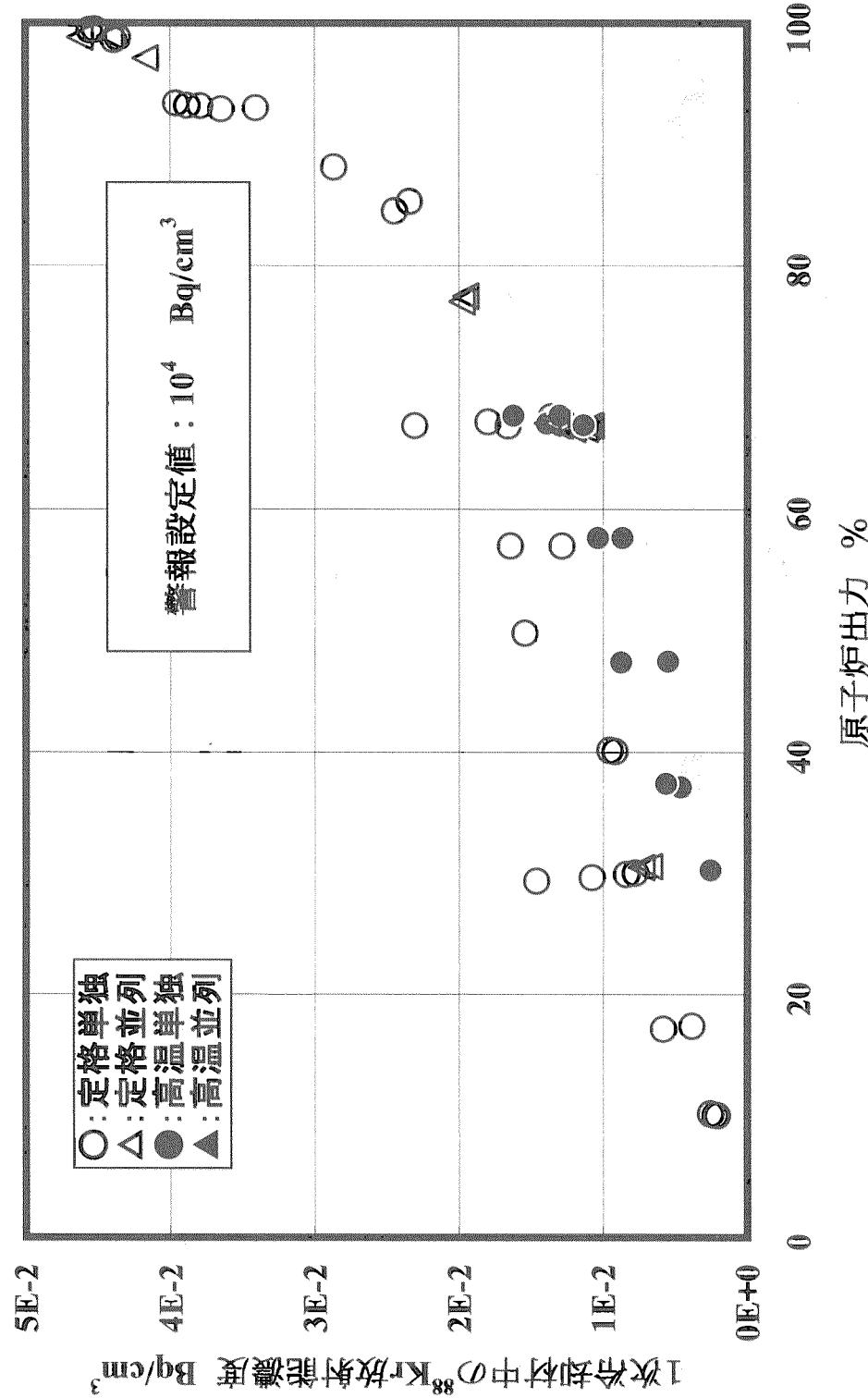
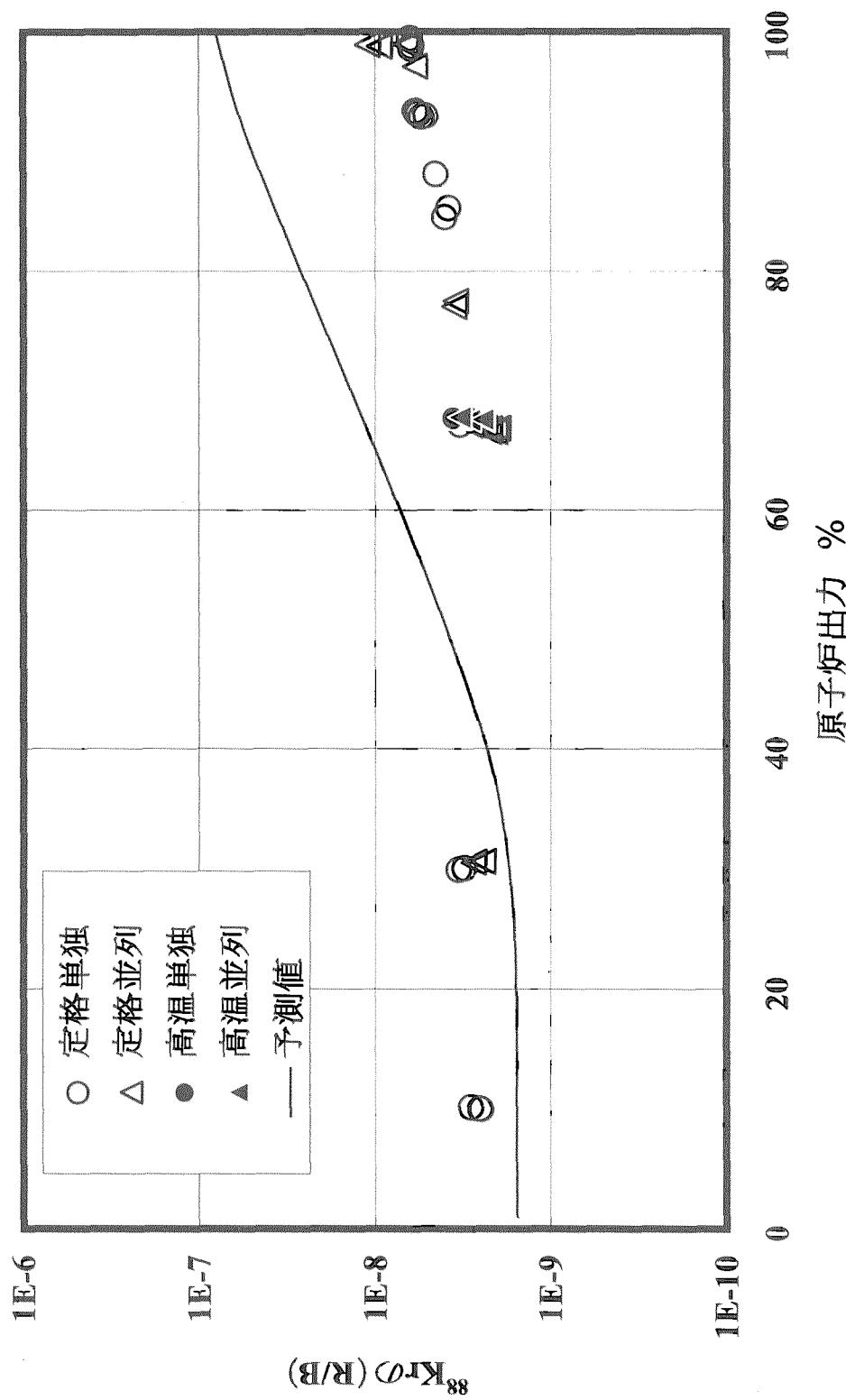


Fig.4.38 原子炉出力に対する $^{88}\text{Kr}$ の放射能濃度の変化

Fig.4.39 原子炉出力に対する $^{88}\text{Kr}$ の放出率の変化

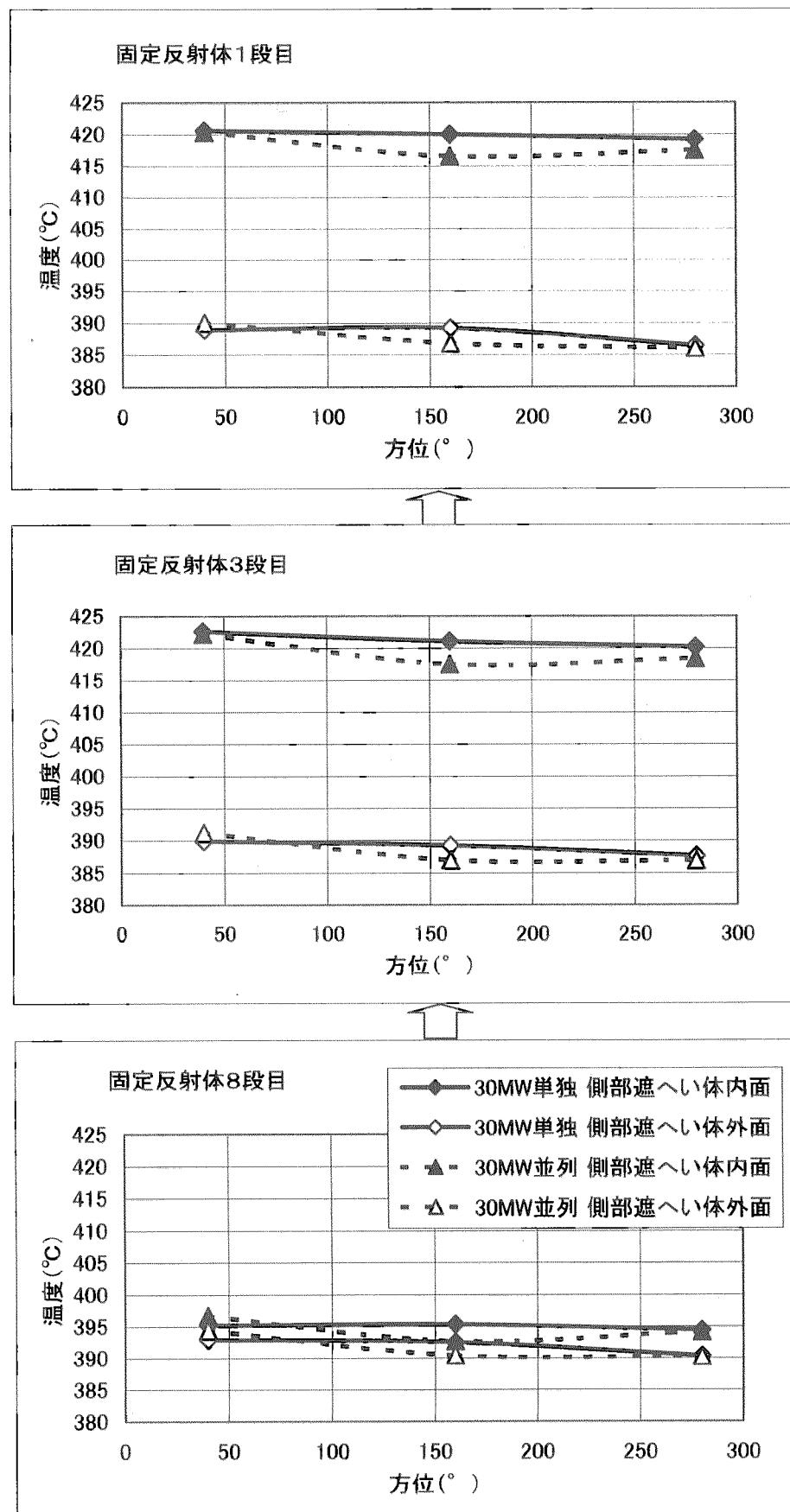


Fig.4.40 炉側部での周方向冷却材温度分布(原子炉出力30MW)

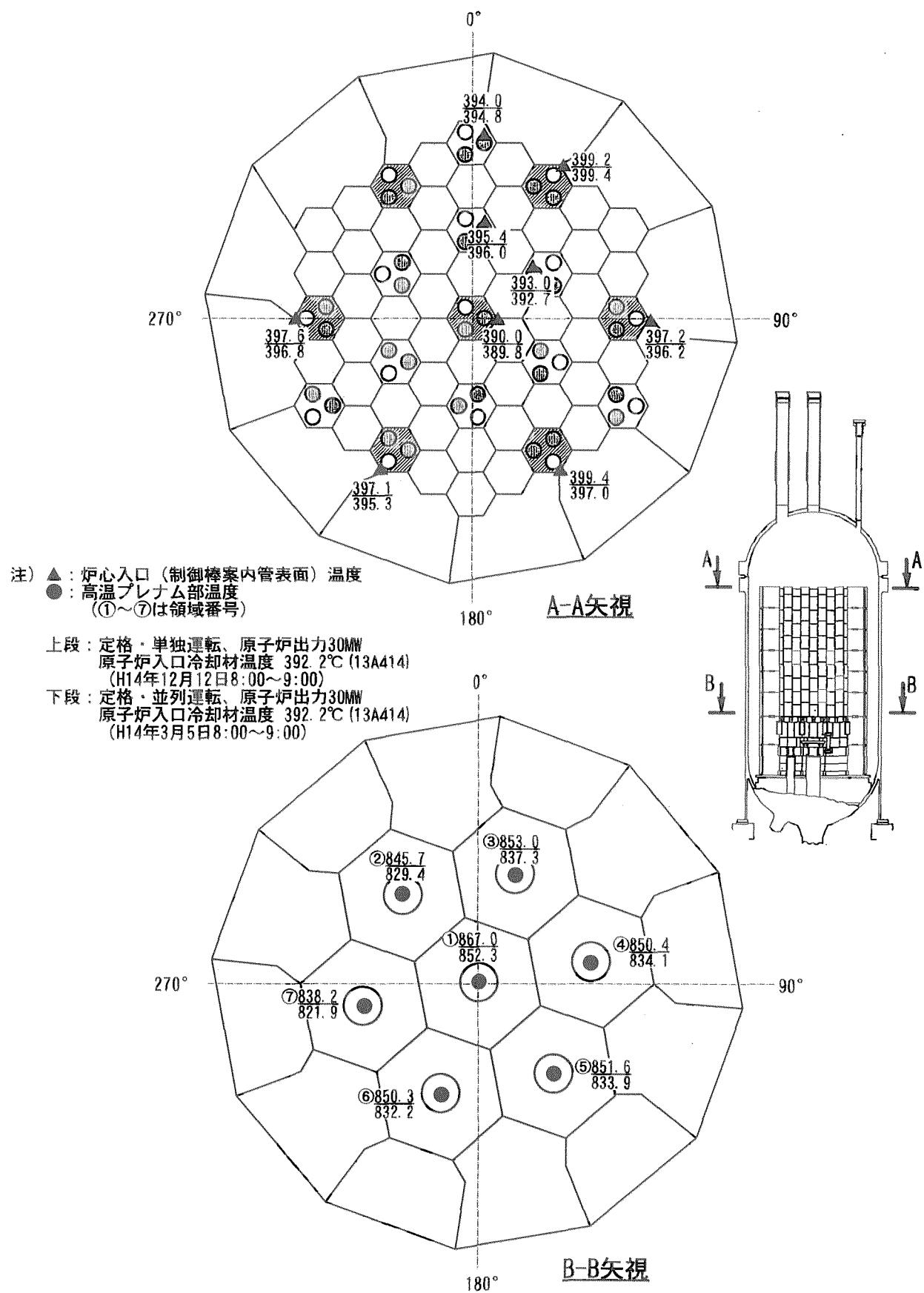


Fig. 4.41 定格運転モードでの炉心入口温度と高温プレナム部冷却材温度

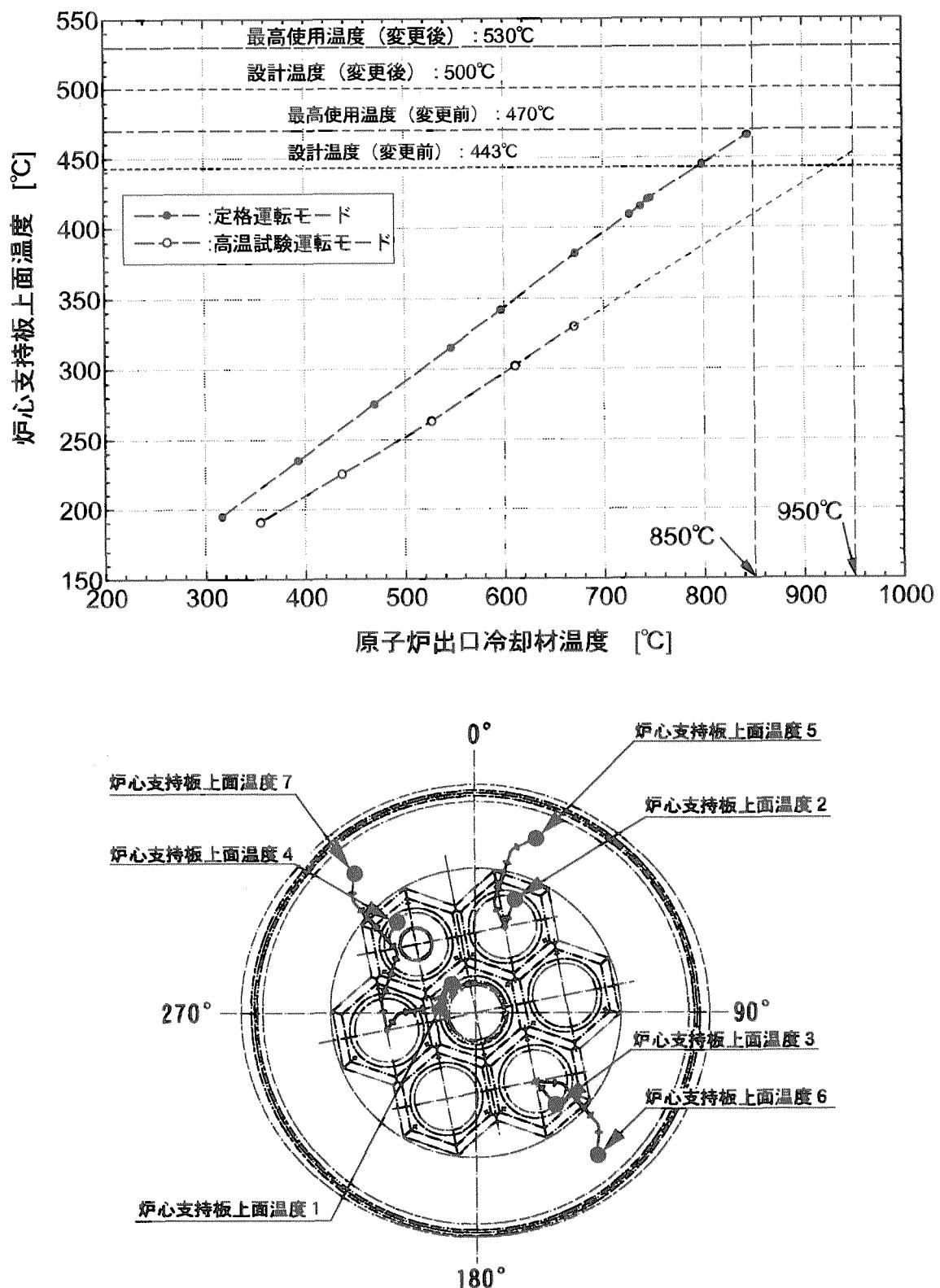


Fig.5.1 炉心支持板上面温度 1 の測定結果

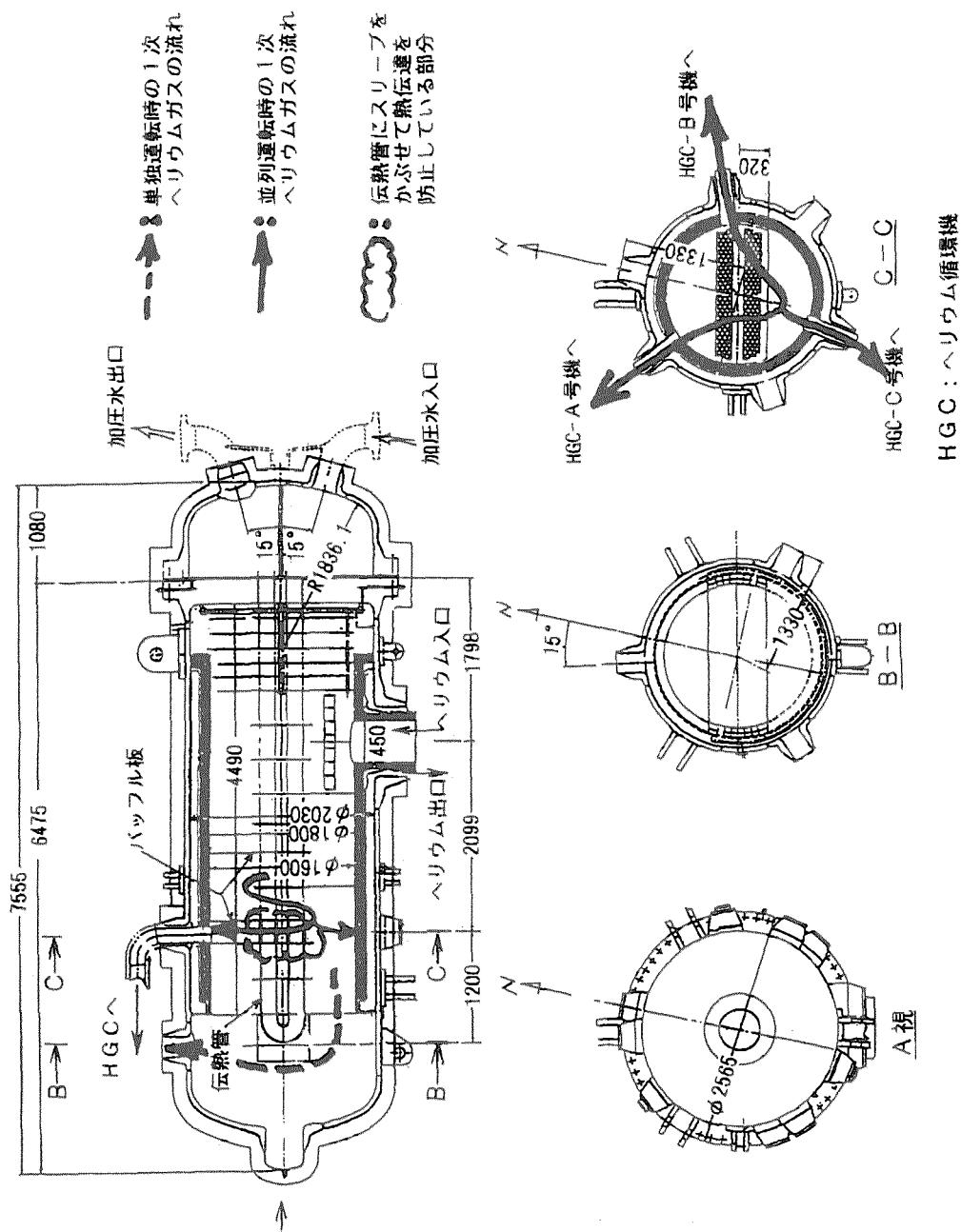


Fig.5.2 1次加圧水冷却器の構造と冷却材の流れ  
HGC : ヘリウム循環機

◆ 定格並列 ■ 高温並列 — 線形(定格並列) — 線形(高温並列)

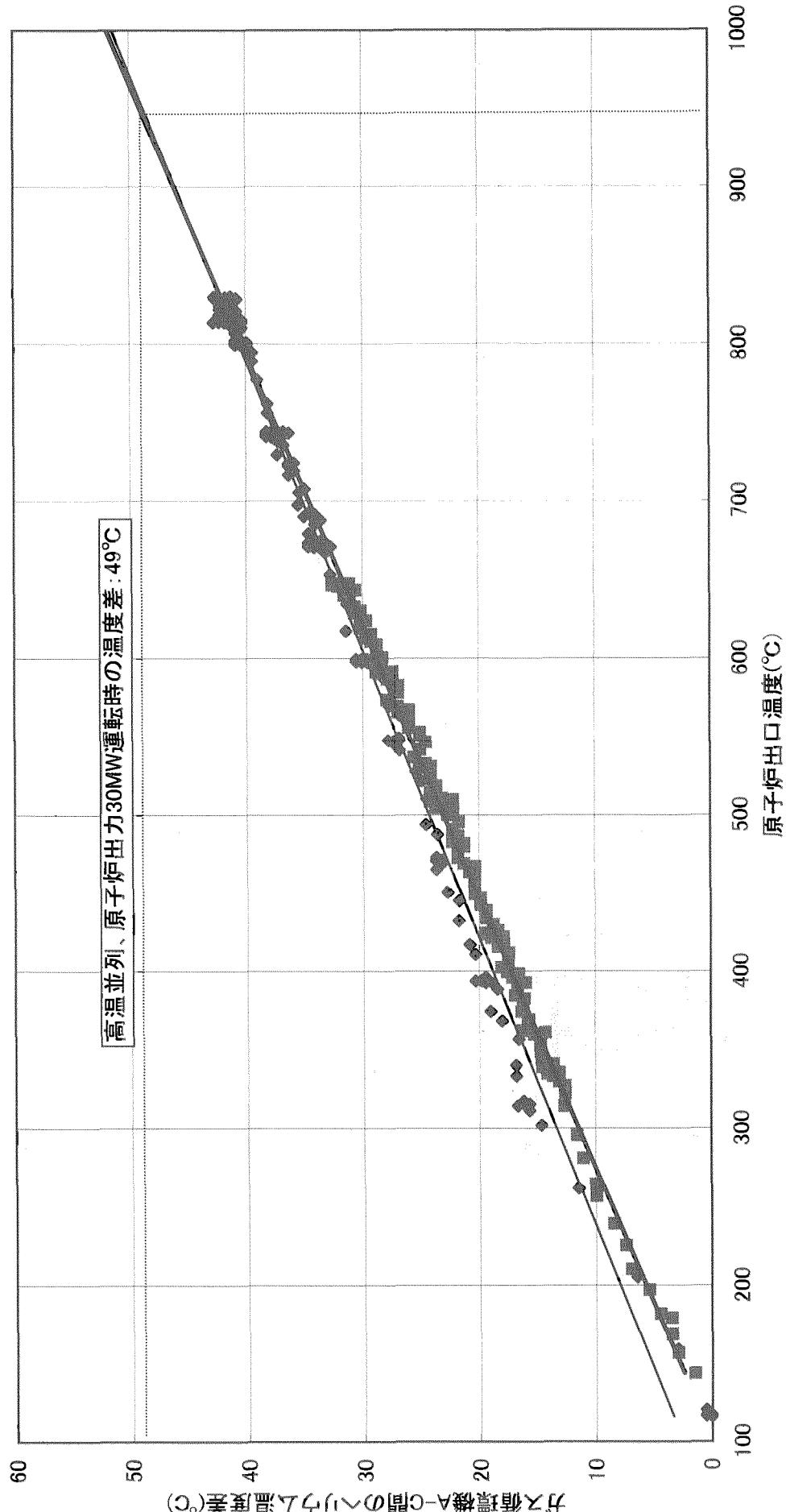


Fig.5.3 原子炉出口温度とPPWCガス循環機A-C間のヒートランプ度差の関係

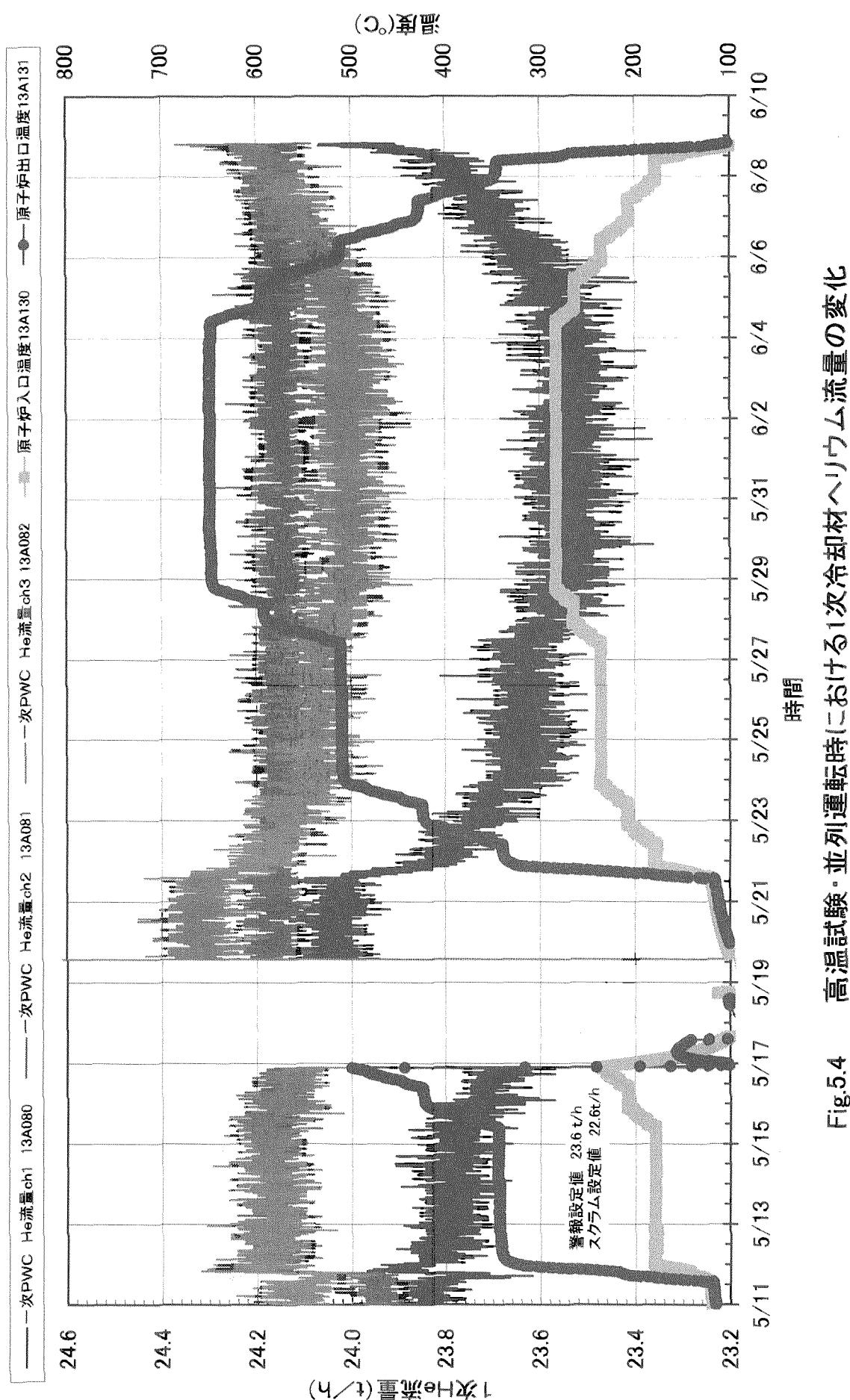
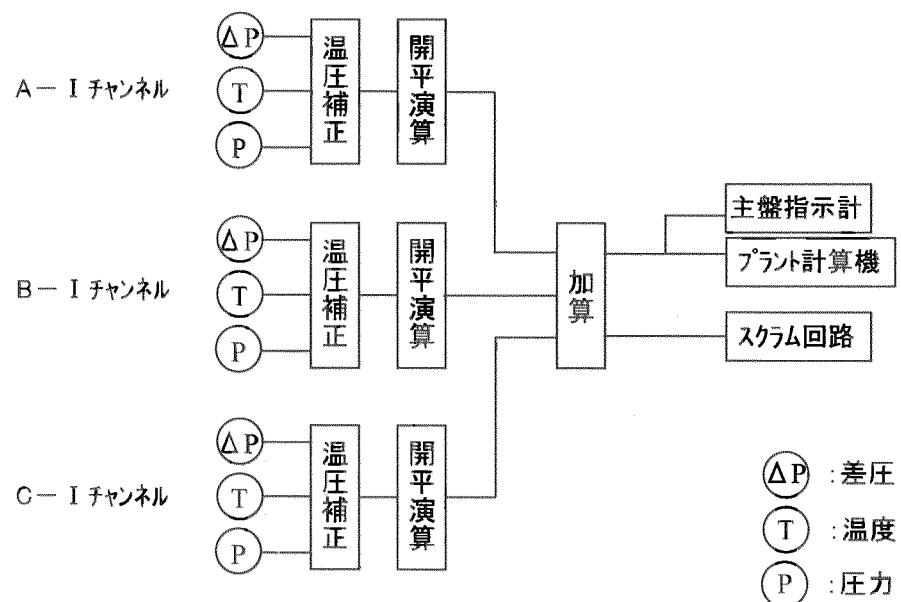


Fig.5.4 高温試験・並列運転時ににおける1次冷却材ヘリウム流量の変化



チャンネルーⅡ及びチャンネルーⅢについても同じ回路構成である。

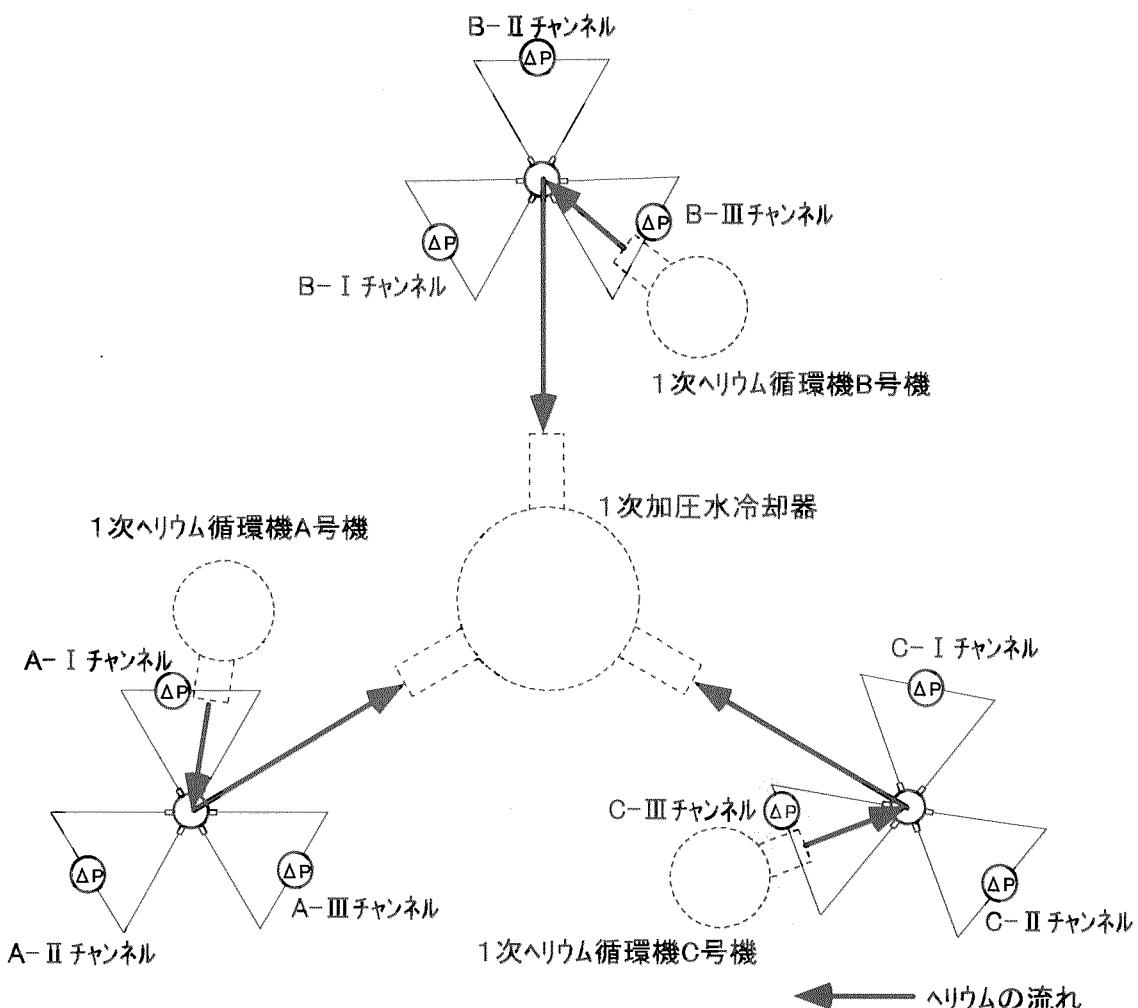


Fig.5.5 1次冷却材ヘリウム流量の計装系統概念図

—— HGC(A)ロータ上部X軸 —— HGC(A)ロータ上部Y軸 —— HGC(A)ロータ下部X軸 —— HGC(A)ロータ下部Y軸

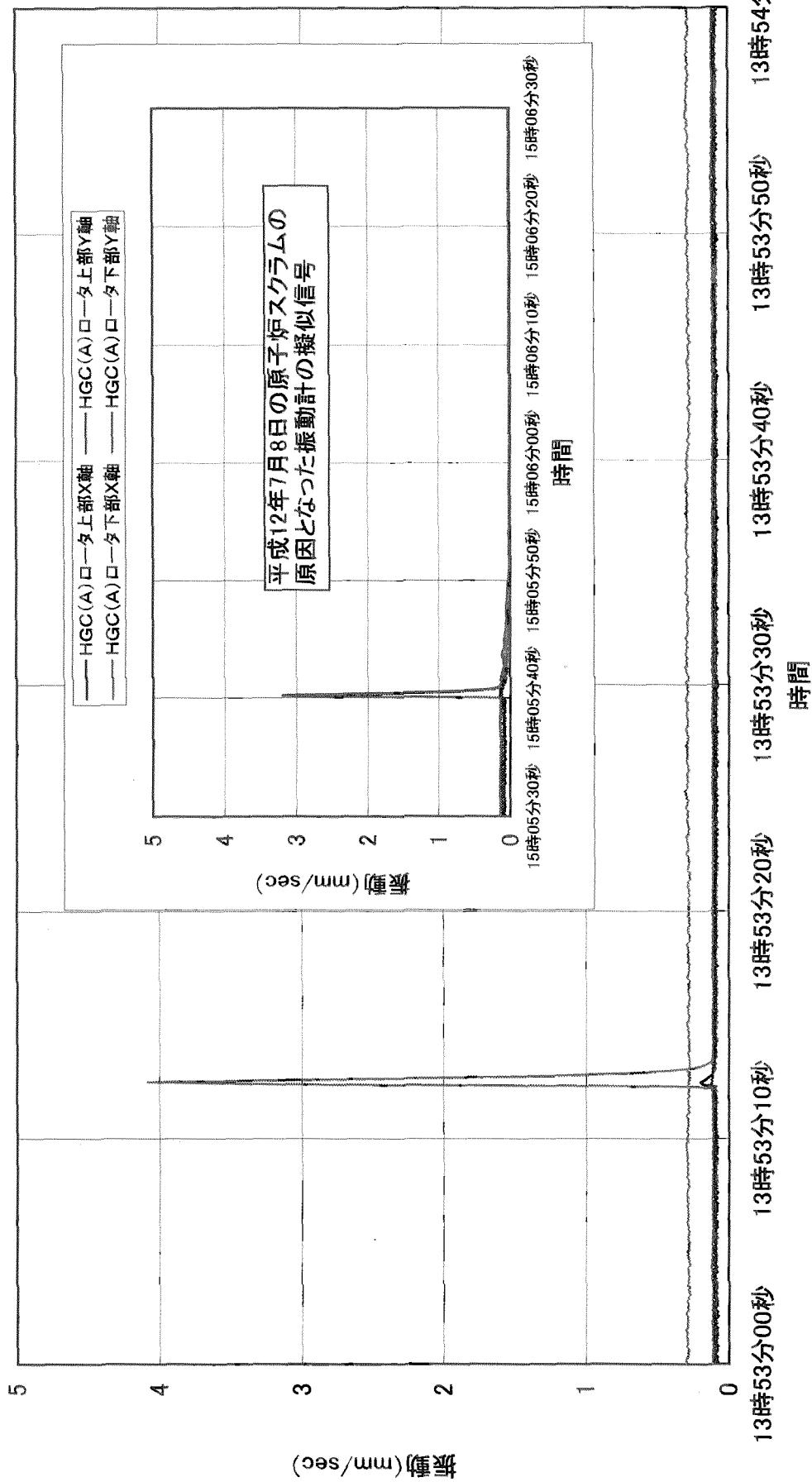


Fig.5.6 平成13年2月2日に発信した振動センサからの擬似信号

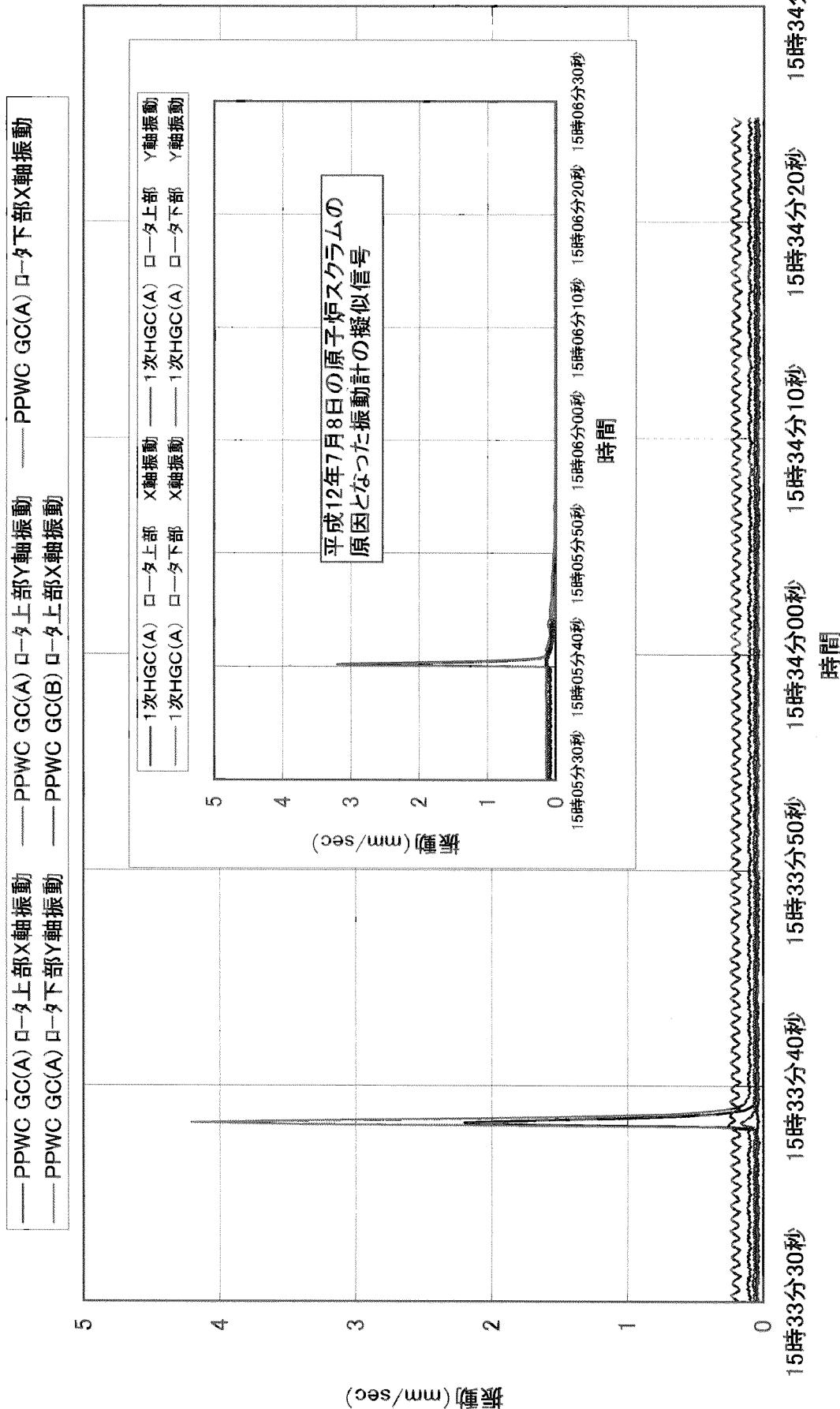


Fig.5.7 平成13年4月26日に発信した振動センサからの擬似信号

付録 HTTR の出力上昇試験に携わった各部署の名簿  
(平成 14 年 3 月 6 日現在)

HTTR 原子炉主任技術者

山下 清信

高温工学試験研究炉開発部

部長 馬場 治

次長 大久保 実

安藤 弘栄、佐藤 治志、猿田 徹、竹森 聰司

HTTR 業務課

課長 中井川 泉

高田 穎子、熊田 学、阿部 一英

HTTR 計画室

室長 川崎 幸三

室長代理 橋 幸男

鈴木 鉱、萩原 正紀（計画 Gr）、兼川 博、白石 忠男、高佐 明（以上、調整 Gr）

HTTR 試験室

室長 中沢 利雄

室長代理 福島 征夫、石仙 繁

石井 喜樹、星野 修、竹田 武司、坂場 成昭、河野 修一、金田 誠、川本 大樹、小林 正一  
(以上、炉体機器 Gr)、江森 恒一、大内 弘、亀山 恭彦、関田 健司、小嶋 崇夫、  
高松 邦吉、青木 和則、野地 善吉（以上、技術管理 Gr）、鎌田 崇、磯崎 実、吉澤 孝之、  
清水 康則、七種 明雄、角田 淳弥、大野 征博、根本 隆弘（以上、冷却機器第 1 Gr）、  
太田 幸丸、渡辺 周二、茂木 利広、飯垣 和彦、植田 祥平、山崎 和則、新垣 悅史、  
清水 厚志（以上、冷却機器第 2 Gr）、川路 塔、尾又 徹、齋藤 賢司、本間 史隆、  
青野 哲也、平戸 洋次、土山 賢、安任 敏雄（以上、計測制御 Gr）、佐藤 孝幸、梅田 政幸、  
丸子 信一、中神 康（以上、運転管理 Gr）

HTTR 技術開発室

室長 伊与久 達夫

室長代理 沢 和弘

飯田 謙一、

島川 聰司、野尻 直喜（以上、炉心第 1 Gr）、藤本 望、中川 繁昭、高田 英治、竹内 清高  
(以上、炉心第 2 Gr)、菊地 孝行、柴田 大受（以上、照射利用 Gr）、高橋 昌史、猪 博一  
(以上、燃料 Gr)

保安管理室 放射線管理課 HTTR 係

足利谷 好信、仲澤 隆、吉野 敏明、安 和寿

This is a blank page.

## 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>
圧力	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
功率、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
磁束密度	ウェーバ	Wb	V·s
磁密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
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	°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
線量等量	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, L
トントン	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)

1. 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。

2. 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。

3. barは、JISでは流体の圧力を表す場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。

4. 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

力	N(=10 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf
1	0.101972	0.224809	
9.80665	1	2.20462	
4.44822	0.453592	1	

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

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

圧力	MPa(=10bar)	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	

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 = 4.18605J (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>		= 4.184J (熱化学)
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>		= 4.1855J (15°C)
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>		= 4.1868J (国際蒸気表)
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>		= 735.499W
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	1	
3.7 × 10 <sup>10</sup>	1	0.01	1		

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

線量当量	Sv	rem
1	100	
0.01	1	

高温工学試験研究炉の出力上昇試験—試験経過及び結果の概要—



古紙配合率100%再生紙を使用しています