

JAERI-Tech

JP0450797

2004-063



高温工学試験研究炉の出力上昇試験  
(高温試験運転)  
—試験方法及び結果の概要—

2004年10月

高松 邦吉・中川 繁昭・坂場 成昭・高田 英治  
柄尾 大輔・島川 聰司・野尻 直喜・後藤 実  
柴田 大受・植田 祥平・足利谷 好信

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おこなっております。

This report is issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2004

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（高温試験運転）  
－試験方法及び結果の概要－

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

高松 邦吉・中川 繁昭・坂場 成昭・高田 英治・柄尾 大輔・島川 聰司  
野尻 直喜・後藤 実・柴田 大受・植田 祥平・足利谷 好信<sup>+</sup>

(2004年9月10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（定格運転 850°C／高温試験運転 950°C）の黒鉛減速ヘリウムガス冷却型の高温ガス炉である。

HTTR では高温試験運転として単独運転を 2004 年 3 月 31 日に開始し、4 月 19 日に最大熱出力 30MW の状態で 1 次冷却材原子炉出口温度 950°C を達成した後、4 月 23 日に使用前検査として冷却材飽和値確認検査を受検した。その後、徐々に出力を降下し、5 月 1 日に原子炉を停止した。単独運転終了後、2 次側の除熱性能の改善等を目的として炉容器冷却系熱交換器の洗浄等の作業を経て、並列運転を 6 月 2 日に開始し、6 月 24 日に使用前検査として冷却材飽和値確認検査、放射性物質濃度の測定検査等を受検した。これにより、高温試験運転に係る原子炉の性能試験はすべて終了し、使用前検査合格証を受領した。

高温ガス炉による原子炉出口冷却材温度 950°C の達成は、今回 HTTR が世界で始めて成功したものである。これにより、高温ガスタービンによる高効率発電が可能となるとともに、水を原料とした水素製造に十分な温度を達成したこととなり、原子力の非発電分野での利用の可能性が広がったことになる。

本報は、高温試験運転の経過及び結果の概要を示したものである。

Rise-to-power Test in High Temperature Engineering Test Reactor  
in the High Temperature Test Operation Mode  
— Test Progress and Summary of Test Results up to 30MW of Reactor Thermal Power —

Kuniyoshi TAKAMATSU, Shigeaki NAKAGAWA, Nariaki SAKABA, Eiji TAKADA,  
Daisuke TOCHIO, Satoshi SHIMAKAWA, Naoki NOJIRI, Minoru GOTO, Taiju SHIBATA,  
Shouhei UETA and Yoshinobu ASHIKAGAYA<sup>+</sup>

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

(Received September 10, 2004)

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 March 31<sup>th</sup> to May 1<sup>st</sup> in 2004 as phase 5 test up to 30MW in the high temperature test operation mode. It was confirmed that the thermal reactor power and the reactor outlet coolant temperature reached to 30MW and 950°C respectively on April 19<sup>th</sup> in the single operation mode using only the primary pressurized water cooler. The parallel loaded operation mode using the intermediate heat exchanger and the primary pressurized water cooler was performed from June 2<sup>nd</sup> and Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) obtained the certificate of the pre-operation test on June 24<sup>th</sup> from Ministry of Education Culture Sports Science and Technology (MEXT) after all the pre-operation tests were passed successfully in the high temperature test operation mode.

Achievement of the reactor-outlet coolant temperature of 950°C is the first time in the world. It is possible to extend highly effective power generation with a high-temperature gas turbine and produce hydrogen from water with a high-temperature. This report describes the results of the high-temperature test operation of the HTTR.

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	3
2.1 出力上昇試験時の体制	3
2.2 出力上昇試験時の安全確保	3
2.3 試験項目選定の考え方	3
2.4 出力上昇試験時の実測値の取得	4
3. 試験方法および結果の概要	5
3.1 冷却材飽和値確認検査	5
3.2 放射性物質濃度等の測定検査	6
3.3 排気中の放射性物質濃度の測定検査	7
3.4 出力係数測定試験	8
3.5 燃焼特性測定試験	9
3.6 熱出力校正試験	10
3.7 主冷却系熱交換器の性能試験	11
3.8 熱的パラメータの監視	13
3.9 不純物濃度測定試験	14
3.10 燃料及びFPの評価に関する試験	16
3.11 炉内熱流動特性試験	18
4. 試験前に摘出された主な課題とその対応	19
4.1 1次加圧水冷却器(PPWC)および中間熱交換器(IHX)の出口ヘリウム温度	19
4.2 移動平均演算器による1次PWCヘリウム流量計測信号の平滑化	19
4.3 1次PWCヘリウム流量のチャンネル間偏差と流量制御	20
4.4 炉容器冷却系冷却水の温度上昇と熱交換器の洗浄効果	20
5. おわりに	21
謝　辞	22
参考文献	22

## Contents

1. Introduction -----	1
2. Summary of the Rise-to-power Test by the High-temperature Test Operation Mode -----	3
2.1 Organization-----	3
2.2 Safety Reconfirmation -----	3
2.3 Test Items -----	3
2.4 Obtainment of the Core and Plant Data -----	4
3. Test Methods and Results-----	5
3.1 Reactor-outlet Coolant Temperature and Coolant Pressure-----	5
3.2 Radiation Monitoring of Working Environment-----	6
3.3 Monitoring of Radioactive Effluents -----	7
3.4 Power Coefficients of Reactivity -----	8
3.5 Burnup Characteristics of Excess Reactivity-----	9
3.6 Calibration of Neutron Instrumentation System-----	10
3.7 Heat Transfer Performance -----	11
3.8 Thermal Parameters-----	13
3.9 Coolant Chemistry -----	14
3.10 Fuel and Fission Product Gases Behavior -----	16
3.11 Core-internal Thermal-hydraulic Performance -----	18
4. Concerns to be Solved during the Rise-to-power Test -----	19
4.1 PPWC and IHX-outlet Helium Temperature -----	19
4.2 Smoothing Measured Values of PPWC-coolant Flow -----	19
4.3 Deflection between the Channels of Helium Flow-rate of the PPWC and Coolant Flow Control --	20
4.4 Heat-transfer Performance of the VCS -----	20
5. Concluding Remarks -----	21
Acknowledgement-----	22
References -----	22

執筆者リスト

全体取り纏め：高松 邦吉<sup>\*1</sup>

1章：高松 邦吉<sup>\*1</sup>、中川 繁昭<sup>\*1</sup>

2章：高松 邦吉<sup>\*1</sup>

3.1章：高松 邦吉<sup>\*1</sup>、坂場 成昭<sup>\*1</sup>

3.2章：足利谷 好信<sup>\*2</sup>

3.3章：足利谷 好信<sup>\*2</sup>

3.4章：後藤 実<sup>\*1</sup>

3.5章：野尻 直喜<sup>\*1</sup>

3.6章：高松 邦吉<sup>\*1</sup>、高田 英治<sup>\*1</sup>

3.7章：柄尾 大輔<sup>\*1</sup>

3.8章：高松 邦吉<sup>\*1</sup>、高田 英治<sup>\*1</sup>

3.9章：坂場 成昭<sup>\*1</sup>

3.10章：植田 洋平<sup>\*1</sup>

3.11章：柄尾 大輔<sup>\*1</sup>

4.1章：高松 邦吉<sup>\*1</sup>

4.2章：高松 邦吉<sup>\*1</sup>

4.3章：高松 邦吉<sup>\*1</sup>

4.4章：柄尾 大輔<sup>\*1</sup>

5章：高松 邦吉<sup>\*1</sup>、中川 繁昭<sup>\*1</sup>

\*1：HTTR 技術開発室

\*2：保安管理室

HTTR の出力上昇試験に携わった各部署の名簿

(平成 16 年 6 月 24 日現在)

HTTR 原子炉主任技術者

藤本 望

高温工学試験研究炉開発部

部長 藤川 正剛

次長 林 秀行、中澤 利雄

鎌田 崇

HTTR 業務課

課長 河田 靖

高田 穎子、大小原 努、村上 まみ

HTTR 計画室

室長 川崎 幸三

室長代理 橋 幸男

萩原 正紀 (計画 Gr)、高佐 明 (調整 Gr)

HTTR 試験室

室長 中澤 利雄

室長代理 石仙 繁、水島 俊彦

福島 征夫、林部 善一

石井 喜樹、河野 修一、亀山 恭彦、小林 正一、川本 大樹、鈴木 尚、金田 誠、  
(以上、炉体機器 Gr)、江森 恒一、近藤 雅明、関田 健司、青野 哲也、野地 善吉、  
黒羽 操、君島 悟 (以上、技術管理 Gr)、太田 幸丸、渡辺 周二、古澤 孝之、  
角田 淳弥、根本 隆弘、濱本 真平、小山 直 (以上、冷却機器第 1 Gr)、  
磯崎 実、尾又 徹、篠崎 正幸、山崎 和則、清水 厚志、猪井 宏幸、清水 康則、  
新垣 悅史 (以上、冷却機器第 2 Gr)、茂木 利広、飯垣 和彦、澤畑 洋明、  
平戸 洋次、近藤 誠、土山 寧、渋谷 英樹 (以上、計測制御 Gr)、大内 弘、本間 史隆、  
若林 宏 (以上、運転管理 Gr)

HTTR 技術開発室

室長 伊与久 達夫

室長代理 菊地 孝行

安藤 弘栄

島川 聰司、野尻 直喜、後藤 実 (以上、炉心第 1 Gr)、中川 繁昭、坂場 成昭、  
高松 邦吉、柄尾 大輔、高田 英治、大和田 博之

(以上、炉心第 2 Gr)、柴田 大受 (以上、照射利用 Gr)、梅田 政幸、植田 祥平、  
石垣 嘉信、大橋 準平 (以上、燃料 Gr)

保安管理室 放射線管理課 HTTR 係

足利谷 好信、川崎 朋克、吉野 敏明、石田 恵一

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の基本仕様を表1.1に、原子炉本体の構造及び冷却設備系統を図1.1及び図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、2000年4月23日から2000年6月6日の間に熱出力10MWまでの出力上昇試験(1)（PT-1）を行った。引続いて20MWまでの出力上昇試験(2)（PT-2）を開始したが、開始直後の2000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<sup>(4)</sup>、再度、2001年1月29日から2001年3月1日の間にPT-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、2001年4月14日から6月8日の間に熱出力20MWまでの出力上昇試験(3)（PT-3）を行った。さらに定格出力30MW達成のための試験として、2001年10月25日から出力上昇試験(4)（PT-4）を開始し、2001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。PT-4については、2002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定格運転における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<sup>(5), (6), (7)</sup>。

この合格証を取得してから約2年間、高温ガス炉の安全性を実証する試験等<sup>(8), (9), (10)</sup>を行いながら、運転データに基づく設計検証、運転・保守技術の蓄積を図る等、原子炉出口温度950°C運転（高温試験運転）を安全に行うための準備を進めてきた。

出力上昇試験(5)（PT-5）は、2004年3月31日から開始し、2004年4月19日には1次加圧

水冷却器のみを用いた単独運転（PT-5S）により、世界で初めて 950°Cの高温のヘリウムガスを原子炉から取出すことに成功した。PT-5S 終了後、2 次側の除熱性能の改善等を目的として炉容器冷却系熱交換器の洗浄、加圧水空気冷却器への高温空気の巻き込み防止板の設置等の作業を経て、並列運転(PT-5P)を 2004 年 6 月 2 日に開始し、2004 年 6 月 24 日に使用前検査として冷却材飽和値確認検査、放射性物質濃度等の測定検査等を受検・合格し、高温試験運転に係る使用前検査合格証を受領した。これにより、HTTR の設置許可申請に係る原子炉の性能試験はすべて終了した<sup>(1)</sup>。

この間の累積運転日数は 224 日、積算熱出力は 6731MWd、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 950°Cであった。

本報では、PT-5 の計画の概要、試験経過、試験結果の概要について報告する。また、試験で抽出された主な課題とその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、以下に示す体制で行うこととした。

- (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。
- (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。

### 2.2 出力上昇試験時の安全確保

これまで実施してきた原子炉出口冷却材温度 850°C の定格運転での知見を基に、原子炉の核熱設計、放射線遮へい設計及びプラント設計が適切であることを確認しながら、以下の考えに基づいて高温試験運転での出力上昇試験を実施することにした。

- (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、低い原子炉出力から高い原子炉出力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 の高温試験運転モードでの出力上昇試験における試験項目を表 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。

## 2.4 出力上昇試験時の実測値の取得

出力上昇試験時の実測値の取得には、既設の計測系統施設を用いるとともに、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、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。この装置は、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. 試験方法および結果の概要

#### 3.1 冷却材飽和値確認検査

##### (1) 試験の目的および方法

原子炉出力 67% (20MW)、100% (30MW)において 1 次冷却材温度および 1 次冷却材圧力の最大値を測定し、判定基準以下であることを確認する。原子炉出力 100%の試験は、使用前検査の対象である。判定基準は、原子炉熱出力が定常運転状態(約 30MW)において、原子炉圧力容器出口における 1 次冷却材温度が 957°C 以下、及び 1 次冷却材圧力が 4.0MPa[gauge]以下である。

##### (2) 試験結果

出力上昇試験 5 の単独運転 (PT-5S) では、2004 年 4 月 19 日 14 時 27 分に熱出力 30MW で原子炉出口冷却材温度が 950°C に到達したことを確認した。その後、熱出力の変動の幅を考慮して最大熱出力が 30.15MW を越えないよう調整を行った。4 月 23 日に使用前検査を受検し、図 3.1 に示すように原子炉出口冷却材温度 947°C、熱出力約 30MW(29.7MW)、1 次冷却材圧力 4.0MPa を確認し、単独運転における使用前検査に合格した。

出力上昇試験 5 の並列運転 (PT-5P) では、2004 年 6 月 24 日に使用前検査を受検し、図 3.2 に示すように原子炉出口冷却材温度 941°C、熱出力約 30MW(29.9MW)、1 次冷却材圧力 4.0MPa を確認し、並列運転における使用前検査に合格した。

熱出力 30MW 換算で比較すると、PT-5P での原子炉出口冷却材温度が PT-5S の場合よりも 10°C 程度低いが、この原因是主に 1 次ヘリウムガス循環機流量計（4 台）の測定誤差に基づくものと考えられ、PT-5P の冷却材流量は PT-5S よりも 1%程度多くなっていたと推定している。これは、PT-5P での炉心差圧が PT-5S の場合よりも大きいこと、主冷却系熱交換器において水側の交換熱量を用いて求めた PT-5P でのヘリウム流量が、PT-5S の場合よりも大きいことから明らかである。

PT-5P の原子炉出口冷却材温度が設計目標値よりも低い (30MW 出力換算では約 4°C) 点については、ガス循環機流量の再調整等により上昇させることも可能であり、水素製造設備側に 900°C の 2 次ヘリウムを供給する観点から、今後、必要な調整を実施する計画である。また、1 次冷却材圧力の飽和値は PT-5S 及び PT-5P 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。

### 3.2 放射性物質濃度等の測定検査

#### (1) 試験の目的および方法

運転中に原子炉建家内の人人が常時立ちに入る場所および原子炉運転中特に立ちに入る場所の空気中放射性物質濃度を原子炉出力 100%で測定し、判定基準以下であることを確認する。また、原子炉停止後一定時間後立ちに入る場所の空気中放射能濃度を測定し、判定基準以下であることを確認する。

#### (2) 試験結果

線量当量率及び放射性物質濃度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、全て基準値以下であることを確認した。

##### (a) 原子炉運転中

原子炉出力 30MW における原子炉運転中の人人が立ちに入る場所の線量当量率は、原子炉建家 1 階メンテナンスハッチ上部エリアが、ガンマ線が最大  $4.0 \mu\text{Sv/h}$ 、中性子線が  $\leq 0.2 \mu\text{Sv/h}$  で、その他のエリアは、全てバックグラウンド（ガンマ線が  $0.2 \mu\text{Sv/h}$ 、中性子線が  $\leq 0.2 \mu\text{Sv/h}$ ）で、全て定められた判定基準以下であった。なお、メンテナンスハッチ上部エリアの線量当量率は、当該エリアの上階に一時保管されている 1 次加圧水冷却器（PPWC）ガス循環機の使用済みフィルタの放射線による影響で、原子炉運転による放射線の影響ではない。

その他、原子炉運転中の人人が常時立ちに入る場所等の放射性物質濃度は、全て検出下限濃度未満であり、定められた判定基準以下であった。

##### (b) 原子炉停止後

原子炉停止後に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原子炉建家内は、中性子線、ガンマ線とともに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、定格運転時と同様に PPWC ガス循環機のフィルタに放射化生成物（Co-60、Sb-124）が補足され、ガンマ線線量当量率が上昇し、PPWC フィルタ付近において、並列運転後にガンマ線が最大で  $230 \mu\text{Sv/h}$  であった。同様に並列運転後の IHX フィルタ部のガンマ線が最大で  $100 \mu\text{Sv/h}$  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、図 3.3 に示すように単独運転時に最大  $230 \mu\text{Sv/h}$  まで上昇した。

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。

### 3.3 排気中の放射性物質濃度の測定検査

#### (1) 試験の目的および方法

排気中の空気サンプリングを行い、排気ガスモニタおよび排気ダストモニタの計数率、サンプリング時間と計測し、原子炉運転中の排気中の放射性物質濃度が判定基準を満足することを確認する。

排気ガスモニタによる排気中の放射性ガス濃度は、下式で求める。

$$C = (N_2 - N_1) \times K$$

$C$ : 排気中の放射性ガス濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )

$N_2$ : 測定開始 1 時間後の排気ガスモニタの指示値 ( $\text{s}^{-1}$  または  $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )

$N_1$ : 排気ガスモニタのバックグラウンド指示値 ( $\text{s}^{-1}$  または  $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )

$K$ : 排気ガスモニタの濃度換算計数 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3 \cdot \text{s}$  : 排気ガスモニタ 1 のみ)

また、排気ダストモニタによる排気中の放射性ダスト濃度は、下式で求める。

$$C = (N_2 - N_1) \times K \div T$$

$C$ : 排気中の放射性ガス濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )

$N_2$ : 測定開始 1 時間後の排気ガスモニタの指示値 ( $\text{s}^{-1}$  または  $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )

$N_1$ : 排気ガスモニタのバックグラウンド指示値 ( $\text{s}^{-1}$  または  $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )

$K$ : 排気ガスモニタの濃度換算計数 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3 \cdot \text{h} \cdot \text{s}$  : 排気ガスモニタ 1 のみ)

$T$ : サンプリング時間 (h)

#### (2) 試験結果

原子炉運転中の排気中の放射性物質濃度について、排気ダスト・ガスモニタを用いて測定を行った。その結果は、全て検出下限濃度未満であり定められた判定基準値以下で問題がないことを確認した。

### 3.4 出力係数測定試験

#### (1) 試験の目的および方法

各出力（15,000 count per second、30%、50%、82%及び100%）における制御棒位置を測定し、それらから算出した反応度の出力係数が負であることを確認する。また、これらの出力以外についても、出力保持期間がデータの安定条件に対して十分であるものについては、併せて測定する。取得する制御棒平均位置のデータは、過去の試験の解析経験から、変位幅1.5(mm)の範囲を安定条件の目安としている。

#### (2) 試験結果

各出力時における平均制御棒位置および制御棒反応度価値曲線を用い、反応度差を求め、これを出力差で除して出力係数を求めた。今回取得した出力係数を、過去の試験で得た出力係数と併せて図3.4に示す。

##### (a) 評価及び今後の予定

本試験で取得した出力係数は負であり、制限値を満足していることが確認できた。現時点での測定結果の誤差が出力係数の評価誤差に与える影響は、約3%を見込んでおり、PT-5SとPT-5Pの出力係数の差異（0.006%Δk/k/MW）は、上記の誤差に含まれている。

取得した出力係数の比較については、測定誤差の見直しおよび統計処理を基に、引き続き検討を行い、違いの定量的な評価を試みる。

### 3.5 燃焼特性測定試験

#### (1) 試験の目的及び方法

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。原子炉出力が約 15000cps、炉心温度が約 120°C の状態（以下、低出力状態と言う。）で制御棒平均位置（R3 を除く制御棒位置の平均）、出力領域中性子計装（PRM）指示値、炉心側部ガス側部遮へい体及び高温プレナム部冷却材温度を測定する。

#### (2) 試験結果

##### (a) 試験データの取得

PT-5S（2004 年 3 月 31 日）の低出力状態での臨界確認時の制御棒平均位置は  $1920.7 \pm 0.03$  mm 及び炉心平均温度は  $115.5 \pm 0.04$  °C であった。臨界確認時の制御棒平均位置及び炉心平均温度は安定した状態であった。

PT-5P（2004 年 6 月 2 日）の低出力臨界確認での臨界確認時の制御棒平均位置は  $1932.2 \pm 0.3$  mm 及び炉心平均温度は  $115.3 \pm 0.1$  °C であった。中性子計数率はわずかに上昇傾向であることから、原子炉はわずかに臨界超過状態であった。この超過分（ペリオド 69 分）は制御棒引き抜き量で 0.2 mm に相当し、上述の変動幅の範囲（0.3 mm）内にあることを確認した。

##### (b) 過剰反応度の燃焼特性評価

臨界制御棒位置の変化から微分制御棒価値を  $1.0 \times 10^{-4} \Delta k/k/mm$  として過剰反応度の変化を算出した。ここでは、温度係数を  $-1.3 \times 10^{-4} \Delta k/k/°C$  として炉心温度 27°C の過剰反応度に換算している。図 3.5 に初臨界から現在までの炉心温度 27°C での過剰反応度を示す。

PT-5S の制御棒平均位置及び炉心平均温度から求めた 2004 年 3 月 31 日の炉心温度 27°C での過剰反応度は、 $11.30 \pm 0.06\% \Delta k/k$ （積算出力 5420 MWD）であった。

PT-5P の制御棒平均位置及び炉心平均温度から求めた 2004 年 6 月 2 日の炉心温度 27°C での過剰反応度は、 $11.19 \pm 0.06\% \Delta k/k$ （積算出力 6097 MWD）であった。

##### (c) 過剰反応度と積算出力の関係

図 3.6 に積算出力と過剰反応度（定格 30MW 状態）の関係を示す。

PT-5S の事前解析では、積算出力 3000 MWD から 6000 MWD の範囲の過剰反応度はほぼ平坦であると予測している。今回のデータを含む最新の実測値は解析値と誤差範囲で一致している。前回運転（RS-5 積算出力 4871MWD）と比較して、過剰反応度の変化はほとんど見られず、誤差範囲（ $\pm 0.06\% \Delta k/k$ ）であった。

PT-5S（積算出力 5420 MWD）と PT-5P を比較すると  $0.11 \pm 0.09 \% \Delta k/k$  の低下が見られる。この反応度変化量は評価誤差にほぼ等しく、反応度低下を定量的に示すものではない。ただし、定性的には制御棒平均位置がこれまでの低出力臨界の中で最も引き抜かれていることから、運転中の過剰反応度変化は低下段階に入ったと見られる。事前解析では、積算出力 6000 MWD から過剰反応度が低下すると予測しており、実測値は解析値の傾向と矛盾するものではない。

### 3.6 热出力校正試験

#### (1) 試験の目的および方法

热出力校正試験では、出力領域中性子束検出器（PRM）の指示値を熱交換器の状態値等から求まる熱出力に校正する。対象設備は中性子計装設備、主冷却設備（1次冷却設備、2次ヘリウム冷却設備、加圧水冷却設備）、1次ヘリウム純化設備、補助ヘリウム冷却設備および炉容器冷却設備である。原子炉熱出力は加圧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する。

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

$Pt$ ：原子炉熱出力

$PPWC$ ：1次加圧水冷却器による除熱

$SPWC$ ：2次加圧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

#### (2) 試験結果

PT-5Sにおいては核出力 97%の状態から熱出力校正試験を実施した。表 3.1 に示すように校正前のデータは PRM 指示値が約 97%であったのに対し、熱出力は 96%であった。

PRM 指示値を 96%に校正した後、出力を 98%に上昇すると、熱出力と PRM 指示値の差は 0.1%と小さく、熱出力測定の計器精度が約 1.5%であることから、出力 100%において熱出力校正誤差が 2.0%以内であることを確認した。

PT-5Pにおいては核出力 97%の状態から熱出力校正試験を実施した。表 3.2 に示すように、校正前のデータは PRM 指示値が約 97%であったのに対し、熱出力は 98%であった。

PT-5S で熱出力校正を行ったが、PT-5Pにおいて再び熱出力校正をする必要があった。この理由は、PT-5P での炉内温度が PT-5S の場合よりも約 5~7°C 低かったためと思われる。

### 3.7 主冷却系熱交換器の性能試験

#### (1) 試験の目的

本試験では、定格出力までのデータを用いて、主冷却系に設置されている熱交換器の伝熱性能を評価し、設計時に想定されている熱交換性能が確保されていることの確認を行う。対象の熱交換器は1次加圧水冷却器、中間熱交換器、2次加圧水冷却器、加圧水空気冷却器である。

#### (2) 試験結果

##### (a) 1次加圧水空気冷却器 (PPWC) の熱交換性能

図3.7に、PT-3S、PT-3PおよびPT-5S、PT-5PにおけるPPWCの熱交換性能を示す。PT-5S、PT-5Pにおける熱交換性能はPT-3S、PT-3Pにおける熱交換性能より低下している傾向が見られる。この原因としては、PPWCがヘリウムー水熱交換器であり、水側伝熱管への酸化皮膜の形成、スケールの付着等の影響が現れやすいため、熱交換性能の変化が生じたものと考えられる。

##### (b) 中間熱交換器 (IHX) の熱交換性能

図3.8に、PT-3P及びPT-5PにおけるIHXの熱交換性能を示す。PT-5PとPT-3Pの熱交換性能を比較すると、PT-5Pにおける熱交換性能はPT-3Pと同程度の熱交換性能であった。これは、IHXがヘリウムーヘリウム熱交換器であり、酸化皮膜の形成やスケールの付着が起こりにくいためである。

また、定格出力時の2次冷却材のIHX出口温度は859°Cとなり、設計値をほぼ達成することができた。将来、2次冷却材を利用した熱利用系が計画されているが、2次冷却材の流量を変えることで、さらに高温の冷却材を取り出すことが可能である。

##### (c) 2次加圧水空気冷却器 (SPWC) の熱交換性能

図3.9に、PT-3P及びPT-5PにおけるSPWCの熱交換性能を示す。PT-5Pの結果をPT-3Pの結果を比較すると、PT-5Pにおける熱交換性能はPT-3Pと同程度の熱交換性能であった。SPWCの熱交換性能の低下がPPWCほど見られなかったのは、PPWCに比べて運転時間が半分程度であるため、経年変化が現れていないものと考えられる。

##### (d) 加圧水空気冷却器 (ACL) の熱交換性能

図3.10に、PT-5S及びPT-5PにおけるACLの熱交換性能と空気風量の関係を示す。ACLは原子炉建屋の外側に設置されており、天候等の周囲の環境によりACLの熱交換性能に多少のばらつきが見られる。PT-5PにおけるACLの除熱性能は以前の運転のものとほぼ変わらない結果となった。

#### (3) 設計値と実測値の比較

表3.3～表3.7にPT-5に対するPPWC、IHX、SPWC、ACLの熱交換性能の設計値と実測値

を示す。950°C運転時のヒートバランスから主冷却系熱交換器の伝熱性能（熱貫流率×伝熱面積）を評価した結果、PPWCは10%程度、IHXは4%程度、SPWCは13%程度、ACLは4%程度低い結果となったが、設計余裕として想定していた範囲内であり、運転初期の性能は設計値とほぼ一致していることを確認した。

#### (4) 30MW 除熱の検討

図3.11はACL空気入口温度が変化した場合の30MW運転時における必要加圧水流量を算出した結果を示している。ここで用いているACL空気入口温度はファン入口で測定された空気温度であり、加圧水ACL入口温度は142°Cと設定した。

本評価の空気風量には①本試験運転でACLのファンを最大風量が得られる全台0 barとしたときの平均風量、②本試験運転でACLのファンを全台0 barとしたときの最大風量、③4/20 7:30の風量、を用いた。また、併せて6/22 0:00~15:00に測定されたACL加圧水流量も示す。評価結果と実測の加圧水流量を比較すると、曲線上および曲線の上側領域に実測値が分布している。曲線の上側領域の実測値は加圧水PPWC入口温度と制御目標値に偏差が生じた場合の過渡状態において現れたものであり、制御目標値に安定して追従している場合の実測値はほぼ曲線上に現われる。本評価で算出した曲線は実際の運転を比較的良く表していると考えられる。本評価結果より、必要加圧水流量が制限流量を超えない範囲、すなわち運転可能な空気ACL入口温度の範囲は、目安値である加圧水流量の80%値(500 t/h)に対して10%程度の調整余裕を考慮して空気ACL入口温度30°Cまで可能と考えられる。これより、主冷却系熱交換器が30MWの除熱能力を有することを確認した。

### 3.8 热的パラメータの監視

#### (1) 試験の目的および方法

本試験では、原子炉圧力容器および中間熱交換器の構造健全性並びに格納容器再循環冷却装置の性能を確認する。対象設備は原子炉圧力容器、中間熱交換器、格納容器再循環冷却装置、主冷却設備であり、原子炉出力 100%における値が以下の判定基準を満足することを確認する。

- (a) 原子炉圧力容器温度が 440°C 以下
- (b) 中間熱交換器伝熱管、下部連絡管、上部内筒、高温ヘッダメタル温度が 955°C 以下
- (c) 中間熱交換器伝熱管外胴外面温度が 430°C 以下
- (d) 格納容器再循環冷却装置空気温度が 55°C 以下

#### (2) 試験結果

図 3.12 に原子炉入口冷却材温度と原子炉圧力容器温度の関係、図 3.13 に原子炉熱出力 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示す。図中には原子炉出力 30MW までの測定結果および各々の最高使用温度を併せて示した。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、原子炉熱出力 30MW において最高使用温度を下回ることを確認した。また、PT-5（高温試験運転）とこれまでの定格運転を比較した結果、原子炉出口冷却材温度の違いによる影響を確認することはできなかった。

なお、格納容器 (CV) 再循環冷却装置空気温度は PT-5S および PT-5P ともに設計温度を下回ることを確認した。

### 3.9 不純物濃度測定試験

#### (1) 試験の目的および方法

高温ガス炉の冷却材（ヘリウムガス）中の化学的不純物を除去し、また監視することは、炉心に使用される黒鉛構造物あるいは熱交換器に使用される高温材料の腐食防止の上で極めて重要である。HTTR では、運転期間中に化学的不純物濃度に制限を設けるとともに、不純物挙動は常時監視されている。冷却材中の不純物は、He 純化設備により連続的に除去され、その濃度は He サンプリング設備により計測される。試験では、1 次および 2 次冷却材中の不純物濃度を測定し、サンプリング設備により所定のサンプリングが行えることを確認するとともに、1 次冷却材中の不純物濃度については炉内構造物に損傷を与えることがないこと、2 次冷却材中の不純物濃度については異常な上昇がないことを確認する。対象設備は 1 次冷却設備、2 次ヘリウム冷却設備、1 次ヘリウム純化設備、2 次ヘリウム純化設備、1 次ヘリウムサンプリング設備、2 次ヘリウムサンプリング設備および補助冷却設備である。判定基準は、所定のサンプリングが行えること、1 次冷却材中の不純物濃度が管理目標値を満足していること、2 次冷却材中の不純物濃度が異常な変化を示さないことである。

#### (2) 試験結果

##### (a) 単独運転

図 3.14 に PT-5S における原子炉入口不純物濃度変化を示す。図 3.14 から、表 3.8 に示す管理目標値を逸脱するような異常な不純物濃度の上昇は見られなかった。微小レベルにおける不純物濃度変化について以下に考察する。原子炉出口温度が 850°C を超えてから、N<sub>2</sub>、CO、H<sub>2</sub>、CO<sub>2</sub> の濃度上昇が見られ、CH<sub>4</sub>、O<sub>2</sub> についても僅かに濃度上昇が見られた。一方で、H<sub>2</sub>O は温度の上昇後も大きな変化は見られなかった。N<sub>2</sub> は一時的に上昇し、下降していることから、黒鉛構造物又は断熱材からの空気の放出により上昇したものであると考えられる。850°C 以上においては、CO 濃度が最も高い。また、この間の減少速度は緩やかである。一方で、出力の降下とともに CO 濃度も大きく減少し始めていることから、CO は黒鉛構造物及び断熱材からの放出に比べ、化学平衡の過程で生成される割合が大きいと考えられる。即ち、高温における CO の発生過程は、以下のように考えられる。

- (a) H<sub>2</sub>O 濃度が大きく変化しないことから、H<sub>2</sub>O の分解で生じる酸素が炉心の黒鉛と直ちに反応し、CO を生成する。
- (b) N<sub>2</sub> 濃度の上昇から、空気の放出があったと考えられるため、N<sub>2</sub> の 25%の割合で放出されている O<sub>2</sub> が炉心の黒鉛と反応し、CO 及び CO<sub>2</sub> を生成する。
- (c) CO<sub>2</sub> の分解により CO が生成される。

(a)による H<sub>2</sub>O の反応で生成する CO については、図 3.14 から 950°C での運転においても黒鉛構造物からの H<sub>2</sub>O 放出は続いているため、CO 発生の主要因であると考えられる。

### (b) 並列運転

図 3.15 に PT-5P における原子炉入口不純物濃度変化を示す。また、2 次ヘリウム循環機出口における不純物濃度変化を図 3.16 に、原子炉入口における水分濃度変化を IHX 出口温度と併せて図 3.17 に示す。図 3.15 及び図 3.16 から、表 3.8 に示す管理目標値を逸脱するような異常な不純物濃度の上昇は見られなかった。

図 3.17 に示すとおり、 $H_2O$  濃度は、2004 年 6 月 5 日に増加している。これは、1 次ヘリウム純化設備冷却器出口(CuOT による  $H_2$  の  $H_2O$  への変換により最も濃度が高くなる測定点である)の濃度上昇により、サンプリングラインに水分が付着したためであると考えている。2004 年 6 月 9 日に測定点を原子炉入口に固定してからは、約 0.3ppm まで濃度の低下が見られた。濃度上昇から固定により濃度が低下するまで、原子炉入口  $H_2O$  濃度は、点線(前後の測定点から内挿)のように推移していたのではないかと考えられる。また、6 月 13 日及び 6 月 23 日には、バージガス流量を増加させ、サンプリングラインに付着している  $H_2O$  の影響の軽減を図った。2 回のバージガス流量の増加により、 $H_2O$  濃度は約 0.13ppm まで低下した。

2 次系については、図 3.16 に示すとおり、温度の上昇とともに水素濃度の上昇が見られた。これは、断熱材からの放出に加えて、1 次系からの透過も考えられるため、詳細について今後検討する。

図 3.18 に PT-4P、PT-5S 及び PT-5P における原子炉入口水分濃度変化を示す。温度の上昇に伴い、PT-4P 及び PT-5S は約 0.1ppm まで水分濃度が低下しているが、今回運転は高く計測されている。今回運転における 2 回目のバージガス流量の増加によって、PT-5S の計測値に近づいていることから、原子炉入口に固定した以降もサンプリングラインに付着する  $H_2O$  の影響を受けていたのではないかと考えられる。

### (c) まとめ

試験を通して、不純物濃度は管理目標値を満たしており、黒鉛の不純物による影響は十分抑えられていたと考えられる。

今後は、特に長い運転を行うにあたっては、炭素析出、ハステロイ XR の脱炭、侵炭等を考慮し、不純物濃度組成を安定な領域に保つことが極めて重要である。そのため、1 次ヘリウム純化設備の各トラップの運転方式(酸化銅反応筒の温度変更による除去効率の制御、モレキュラーシープトラップ及びコールドチャコールトラップのバイパスによる除去効率の制御)を考慮することで、不純物濃度を制御することを考えていきたい。

### 3.10 燃料及びFPの評価に関する試験

#### (1) 試験の目的および方法

本試験では、核分裂生成物の放出量が判定基準を満たし、運転上問題ないレベルであることを確認すると共に、燃料の挙動及び燃料からの核分裂生成物放出挙動を評価する。対象設備は炉心および1次冷却設備であり、運転管理目標値である判定基準は $2.8 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^3$ である。

#### (2) 試験結果

##### (a) 1次冷却材放射能計装による1次冷却材中循環放射能濃度

PT-5S および PT-5P ともに原子炉出力 100%における1次冷却材中循環放射能濃度は、検出限界 ( $14 \text{ Bq/cm}^3$ 、 $0.1 \text{ mSv/h}$ ) 以下の約  $7 \text{ Bq/cm}^3$  であった。

##### (b) FFD 計数率の測定

原子炉出口冷却材温度に対する FFD 計数率の変化を測定する。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、原子炉出力約 60%付近（原子炉出口冷却材温度約  $550^\circ\text{C}$ ）からは指数関数的に上昇する傾向が見られる。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ったためと考えられる。図 3.19 に示すように FFD 領域 1 の計数率は、PT-5 高温単独運転時および PT-5 高温並列運転時ともに同程度であった。

##### (c) 1次冷却材サンプリング測定

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、定格運転時と同様に Kr 同位体として 3 核種 ( $^{85m}\text{Kr}$ ,  $^{87}\text{Kr}$ ,  $^{88}\text{Kr}$ ) 、Xe 同位体として 4 核種 ( $^{133}\text{Xe}$ ,  $^{135}\text{Xe}$ ,  $^{135m}\text{Xe}$ ,  $^{138}\text{Xe}$ ) が検出された。

定量限度以上の放射能量が検出された核分裂生成物ガスの核種を図 3.20 及び図 3.21 に示す。全核種とも  $10^{-3} \sim 10^{-2} \text{ Bq/cm}^3$  オーダーであり、警報設定値 ( $1 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$ ) 、燃料破損 0.04% 相当にあたる運転管理目標値 ( $2.8 \times 10^3 \text{ Bq/cm}^3$ ) に比べて十分低い値であることを確認できた。

全核種とも PT-5S および PT-5P の値は同程度であり、再現性を確認できた。しかしながら、PT-5P がやや低めを示している。

図 3.22 に原子炉出力に対する  $^{88}\text{Kr}$  (R/B) 評価結果を示す。原子炉出力 82%までの測定値は事前評価値を上回っていたが、その後、定格出力までに測定値は事前評価値以下となった。

PT-5 での事前評価に用いた希ガス放出モデルは、定格運転時の測定値を全出力にわたり良く近似したもの用いた。また事前評価値は、定格運転時と同様、燃料製造時の貫通破損率約  $8 \times 10^{-5}$ 、汚染ウラン率約  $2 \times 10^{-6}$ 、追加破損率ゼロの条件で評価した。また、燃料温度予測値に、PT-5・出力 100%でのノミナル値を用い、中間出力分は直線外挿で仮定したものを用いた。事前評価値に、定格運転時のモデル精度及び燃料温度の不確かさはあるものの、当初の予想通り、燃料温度が高温となる出力において希ガスの拡散とみられる放出挙動により (R/B) は上昇した。また、R/B は

最終的に製造初期の汚染ウランからの放出レベルを超えていたと考えている。追加破損の有無に関しては、単独運転と並列運転の比較において(R/B)に再現性があったことから有意な追加破損は起こっていないと考えられるが、今後、PT-5 後の定格運転においてデータ取得し、これまでの定格運転で得た(R/B)の再現性を確認することで詳細に検討していく。また、事前評価結果に対する課題として、①希ガス放出モデルは高出力側で過大評価となっており、燃料コンパクトマトリクス中での活性化エネルギーをより最適化する必要がある。②用いた燃料温度が過大評価である可能性がある。②については、出力 100%での詳細な燃料温度予測値（ノミナル値）による再評価を行う。この結果を受けて、①のモデル最適化を行う予定である。

### 3.11 炉内熱流動特性試験

#### (1) 試験の目的および方法

本試験では、燃料温度およ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。対象設備は原子炉および炉容器冷却設備であり、判定基準は燃料および炉内構造物温度を評価するためのデータが取得できることである。

#### (2) 試験結果

表 3.9 に、PT-5S および PT-5P の原子炉出力制御目標値 29.7~99.7% における原子炉出力 (PRM 指示値) および炉心出入口冷却材温度の実測値、および原子炉出力に対して冷却材温度を外挿することによって求めた原子炉出力 100% における結果（試験結果）を示す。また、表 3.10 に PT-5 を開始するにあたって燃料最高温度を評価する際に設定した炉心出入口冷却材温度（事前解析条件）を示す。原子炉出力 100% における冷却材温度上昇値について試験結果と事前解析条件を比較した結果を図 3.23 に示す。

試験結果と事前解析条件の差は中心領域では 7°C、周辺領域では 1°C であり、試験結果のほうが炉心部冷却材温度上昇が大きい結果となっている。この原因として、実際に炉心を流れている 1 次冷却材流量が制御目標値よりも少ないことが考えられる。この差を冷却材流量が少ないと起因するものであると仮定した場合、炉心部の冷却材流量は解析条件と比較して 1.2% 少ないことになる。炉心部の冷却材流量が 1.2% 少ないとした場合、感度解析の結果より燃料最高温度は 1463°C より 7°C 上昇して 1470°C となる。

さらに、表 3.10 に示す炉心入口冷却材温度に関して試験結果と事前解析条件を比較すると、その差は中心領域で 5°C、周辺領域では 4°C であり、試験結果のほうが原子炉入口冷却材温度が低めとなる結果となった。この結果を反映すると燃料温度は 1470°C より 4°C 低くなることとなり 1466°C なるが、燃料の制限温度である 1495°C は満足される。

原子炉熱出力 30MW における PT-5S および PT-5P の炉内構造物温度の測定値を表 3.11 に示す。炉心支持板上面温度（中央）は 451°C となつたが、制限温度 530°C は満足することが確認された。他の構造物温度も設計値と大きく変わらないことを確認した。

#### 4. 試験前に抽出された主な課題とその対応

PT-5 の試験を開始する前から、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口冷却材温度 950°C を目標に出力上昇を開始した。

##### 4.1 1 次加圧水冷却器 (PPWC) および中間熱交換器 (IHX) の出口ヘリウム温度

これまでの運転データから、PT-5P における原子炉出力 100% 時に、PPWC 出口 He 温度 (C) が警報設定値を超える恐れがあった。PPWC 出口 He 温度のスクラム設定値及び警報設定値は各々 425°C 及び 420°C であり、インターロックによる原子炉入口冷却材温度制御目標値の上昇阻止の設定値は 420°C である。

PT-5 の試験開始前、警報の発報を避けるため表 4.1 に示すように PPWC 側と IHX 側の流量配分調整を行った。PPWC 側は定格流量より -1% の流量減、IHX 側は +2% の流量増に設定した。この設定により、PPWC 出口 He 温度を 420°C 以下まで下げ、IHX 出口 He 温度が警報設定値 405°C を越えないと予測した。

PT-5P の PPWC の循環機 A,B,C の出口ヘリウム温度を図 4.1 に示す。循環機 C の出口ヘリウム温度が最も高く、循環機 A の出口ヘリウム温度が最も低くなり、温度差は約 50°C であった。この温度差を考慮して PPWC の構造強度の評価を行い、判定基準が満たされることを確認済みである。定格出力 30MW での循環機 C の出口ヘリウム温度は 413°C であり、警報設定値の 420°C に対して 7°C の余裕があった。

一方の IHX の出口ヘリウム温度を図 4.2 に示す。定格出力 30MW での IHX 出口ヘリウム温度は 401°C であり、警報設定値の 405°C に対して 4°C の余裕があった。

PPWC の循環機 A,B,C の出口ヘリウムが混合した温度は 388°C であり、IHX の出口ヘリウム温度との温度差は 13°C である。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、二重管の構造強度の評価を行い、判定基準が満たされることを確認した。

##### 4.2 移動平均演算器による 1 次 PWC ヘリウム流量計測信号の平滑化

1 次 PWC ヘリウム流量のチャンネル間のバラツキにより、1 次 PWC の流量が減少し、警報設定値（定格流量の 96%）に達する恐れがあったため、流量指示値の振動幅を小さくする対策を施した。

移動平均演算器により、1 次 PWC ヘリウム流量計測信号の振動幅を約 0.05t/h まで小さくする調整を実施した。本器は電圧信号を入力し、設定された 1 次遅れ時定数及び移動平均時間にて演算を行い、絶縁された電流信号または電圧信号を出力する演算器である。

1 次 PWC ヘリウム流量 ch.1 を対象として、1 次遅れ時定数及び移動平均時間を変化させ、流量計測信号の振動幅の変化を確認した結果を図 4.3 及び図 4.4 に示す。時定数が 10 秒及び移動平均時間が 60 秒、時定数が 5 秒及び移動平均時間が 60 秒で良い結果を得ることができた。PT-5 では時定数を 10 秒、移動平均時間を 60 秒に決定した。

#### 4.3 1次PWCヘリウム流量のチャンネル間偏差と流量制御

PT-5P の 1 次 PWC ヘリウム流量の ch.1~3 を図 4.5~4.7 に示す。なお、比較のため図中に PT-3 の結果も示す。原子炉出力の増加にともない ch.1 および ch.3 は流量減少の傾向を示した。原子炉出力 50%までのデータを 100%に外挿すると 1 次 PWC の流量が警報設定値 23.10t/h（定格流量の 96%）に達することが確認された。流量の測定にはオリフィス型流量計を使用している。流量指示値にバラツキが生じた原因として、同一のオリフィスであっても各チャンネルの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。

流量制御系は 3ch 内の中間流量 ch (セカンド・ハイ ch) を選択し、流量制御目標値との偏差を監視している。原子炉出力 50%において循環機 C の流量制御系が最も低い流量 ch を選択していたため、手動で中間流量 ch (セカンド・ハイ ch) の選択を行った結果、各チャンネルの冷却材流量は約 0.1t/h 増加し、原子炉出力 100%において警報設定値に到達しない見通しを得ることができた。

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、今後の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る。

#### 4.4 炉容器冷却系冷却水の温度上昇と熱交換器の洗浄効果

PT-5Sまでの運転では、炉容器冷却設備の冷却水出口温度が上昇すると共に、1次上部遮へい体コンクリート温度が警報設定値に近づく傾向がみられた。また、運転中「炉容器冷却水 B パネル出口温度高」が発報した。この原因は、冷却器の熱交換性能が年々低下し、冷却器の対数平均温度差が上昇することで、炉容器冷却水温度が全体的に上昇したものと考えられる。

このため、PT-5P を開始する前に、冷却水温度低減を目的として熱交換器の伝熱面の化学洗浄を初めて実施した。この結果、冷却水温度低減に対する熱交換器洗浄の効果は大きく、並列運転時には冷却水温度が約 5°C 低下し、1次上部遮へい体コンクリート温度は警報設定値に対し余裕を持って維持することができた。同系統の運用方法として、今後の貴重な経験となった。

## 5. おわりに

HTTR では高温試験運転として単独運転を 2004 年 3 月 31 日に開始し、4 月 19 日に最大熱出力 30MW の状態で 1 次冷却材原子炉出口温度 950°C を達成した後、4 月 23 日に使用前検査として冷却材飽和値確認検査を受検した。その後、徐々に出力を降下し、5 月 1 日に原子炉を停止した。その後、炉容器冷却系熱交換器の洗浄等の作業を経て、2 次側の除熱性能の改善等を目的として並列運転を 6 月 2 日に開始し、6 月 24 日に使用前検査として冷却材飽和値確認検査を受検・合格し、使用前検査合格証を受領した。これにより、HTTR の設置許可申請に係る原子炉の性能試験はすべて終了した。

PT-5 の結果は、表 5.1 に示すように以下のとおりまとめることができる。使用前検査合格証取得のために必要な検査である冷却材飽和値確認検査、放射性物質濃度等および排気中の放射性物質濃度の測定検査は、全て判定基準値以下であることを確認した。性能確認のために必要な試験である出力係数測定試験、燃焼特性測定試験、熱出力校正試験、主冷却系熱交換器の性能検査、連続安定運転検査、熱的パラメータの監視、不純物濃度測定試験、燃料及び FP の評価に関する試験、炉内熱流動特性試験は、必要な実測値を取得すると共に機器の性能を確認することができた。

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、世界で初めて原子炉出口冷却材温度 950°C 達成することができた。この成果は水を原料とした水素製造に十分な温度を達成したことになり、原子力の非発電分野での利用の可能性が広がったことになる。さらに PT-1 から PT-5 までの出力上昇試験で得られた実測値を利用することで、高温ガス炉を対象とした解析結果の精度を上げることができ、将来の実用高温ガス炉の開発、第 4 世代原子炉（GenerationIV）の候補の一つである水素製造を目的とした高温ガス炉（VHTR）および高温ガスタービンによる高効率発電の研究開発に活用できる。

## 謝　　辞

試験の実施及び評価にあたり多大な助言を頂いた、藤川正剛部長、林秀行次長、中澤利雄次長兼 HTTR 試験室長及び伊与久達夫次長兼 HTTR 技術開発室長に深く感謝の意を表します。また、藤本望原子炉主任技術者、川崎幸三計画室長、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 HTTR 試験室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。

## 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 - 確認試験(3)における測定 -" (1999).
- (4) 高松邦吉 他 : JAERI-Tech 2003-062, "1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低による HTTR 自動停止の調査結果" (2003).
- (5) 中川繁昭 他 : JAERI-Tech 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).
- (6) 高温工学試験研究炉開発部 : JAERI-Review 2003-013, "HTTR(高温工学試験研究炉)の試験運転と技術開発(1999～2001 年度)" (2003)
- (7) 高温工学試験研究炉開発部 : JAERI-Review 2003-043, "HTTR(高温工学試験研究炉)の試験運転と技術開発(2002 年度)" (2003).
- (8) Nariaki SAKABA, et al : JAERI-Tech 2004-014, "SAFETY DEMONSTRATION TEST (SR-2/S2C-2/SF-1) PLAN USING THE HTTR" (2004).
- (9) 高田英治 他 : JAERI-Tech 2004-048, "HTTR 制御棒引抜き試験の動特性解析" (2004).
- (10) 坂場成昭 他 : JAERI-Tech 2003-043, "HTTR 高温試験運転の出力上昇試験計画" (2003).
- (11) S. Fujikawa, et al : J. Nucl. Sci. Technol. "Achievement of Reactor-outlet Coolant Temperature of 950°C in HTTR"

表 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 (中間熱交換器および加圧水冷却器)

表 2.1 出力上昇試験における試験項目

項目番号	試験名	試験の概要
使用前検査合格証取得のために必要な検査		
1	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値以下であることを確認する。
2	放射性物質濃度等の測定検査	放射性物質濃度等を測定し、判定基準値以下であることを確認する。
3	排気中の放射性物質濃度の測定検査	排気中の放射性物質濃度を測定し、判定基準値以下であることを確認する。
性能確認のために必要な試験		
4	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。
5	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。
6	熱出力校正試験	中性子計装を熱交換器の状態値等から求めた熱出力により校正する。
7	主冷却系熱交換器の性能検査	主冷却系熱交換器の伝熱性能を確認する。
8	連続安定運転検査	安全かつ安定な連続運転ができる事を確認する。
9	熱的パラメータの監視	原子炉圧力容器及び中間熱交換器の構造健全性並びに格納容器再循環冷却装置の性能を確認する。
10	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測定し、サンプリング設備により所定のサンプリングが行えることを確認するとともに、1 次冷却材中の不純物濃度については炉内構造物に損傷を与えることがないこと、2 次冷却材中の不純物濃度については異常な上昇がないことを確認する。
11	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、燃料の挙動及び燃料からの核分裂生成物放出挙動を評価する。
12	炉内熱流動特性試験	燃料温度、炉内構造物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。

表 3.1 PT-5S における熱出力計算値と PRM 指示値

	熱出力計算値 (%)	PRM 指示値 (%)		
		ch1	ch2	ch3
校正前	96.4	97.3	97.1	97.1
校正後	98.0	98.0	98.1	98.1

表 3.2 PT-5P における熱出力計算値と PRM 指示値

	熱出力計算値 (%)	PRM 指示値 (%)		
		ch1	ch2	ch3
校正前	98.0	97.0	97.3	97.0
校正後	98.0	98.0	98.1	98.0

表 3.3 1 次加圧水冷却器 (PT-5S) の熱交換性能の設計値と実測値との比較

	高温試験運転	
	設計値	PT-5S
交換熱量 (MW)	29.7	28.6
PPWC He 入口温度 (°C)	942	934
PPWC He 出口温度 (°C)	387	391
PPWC He 流量(t/h)	37.0	37.0
PPWC 加圧水入口温度 (°C)	134	101
PPWC 加圧水出口温度 (°C)	174	140
PPWC 加圧水流量(t/h)	618	618
(熱貫流率 × 伝熱面積) (kW/K)	64.0	57.2
設計値に対する割合(%)	89.3 (10.7%減)	

表 3.4 1 次加圧水冷却器（PT-5P）の熱交換性能の設計値と実測値との比較

	高温試験運転	
	設計値	PT-5P
交換熱量 (MW)	19.7	19.1
PPWC He 入口温度 (°C)	950	940
PPWC He 出口温度 (°C)	390	389
PPWC He 流量(t/h)	24.3	24.1
PPWC 加圧水入口温度 (°C)	133	104
PPWC 加圧水出口温度 (°C)	173	143
PPWC 加圧水流量(t/h)	410	410
(熱貫流率×伝熱面積) (kW/K)	41.9	38.3
設計値に対する割合(%)	91.6 (8.4%減)	

表 3.5 中間熱交換器の熱交換性能の設計値と実測値との比較

	高温試験運転	
	設計値	PT-5P
交換熱量 (MW)	9.9	9.7
IHX 1 次 He 入口温度 (°C)	950	940
IHX 1 次 He 出口温度 (°C)	389	393
IHX 1 次 He 流量(t/h)	12.2	12.4
IHX 2 次 He 入口温度 (°C)	237	238
IHX 2 次 He 出口温度 (°C)	869	859
IHX 2 次 He 流量(t/h)	10.8	10.8
(熱貫流率×伝熱面積) (kW/K)	88.1	84.8
設計値に対する割合(%)	96.2 (3.8%減)	

表 3.6 2 次加圧水冷却器の熱交換性能の設計値と実測値との比較

	高温試験運転	
	設計値	PT-5P
交換熱量 (MW)	10.0	9.8
SPWC2 次 He 入口温度 (°C)	869	859
SPWC 2 次 He 出口温度 (°C)	229	232
SPWC 2 次 He 流量(t/h)	10.9	10.8
SPWC 加圧水入口温度 (°C)	133	104
SPWC 加圧水出口温度 (°C)	173	143
SPWC 加圧水流量(t/h)	208	213
(熱貫流率×伝熱面積) (kW/K)	33.0	28.6
設計値に対する割合(%)	86.7 (13.3%減)	

表 3.7 加圧水空気冷却器の熱交換性能の設計値と実測値との比較

	高温試験運転	
	設計値	PT-5P
交換熱量 (MW)	30.0	29.0
加圧水入口温度 (°C)	133	137
加圧水出口温度 (°C)	91	78
加圧水流量(t/h)	606.1	417.6
空気入口温度 (°C)	33	25
空気出口温度 (°C)	82	81
空気風量(t/h)	2178	1846
(熱貫流率×伝熱面積) (MW/K)	0.553	0.530
設計値に対する割合(%)	95.8 (4.2%減)	

表 3.8 原子炉入口における不純物管理目標値

原子炉出口冷却材温度(°C)	- 400	400 - 600	600 - 700	700 - 800	800 -
H <sub>2</sub> O		200	20	2	0.2
CO <sub>2</sub>		600	60	6	0.6
H <sub>2</sub>		3000	300	30	3.0
CO	制限なし	3000	300	30	3.0
CH <sub>4</sub>		500	50	5	0.5
N <sub>2</sub>		200	20	2	0.2
O <sub>2</sub>		20	2	0.2	0.04
(vol ppm)					

表 3.9 PT-5 における実測値および外挿値

原子炉 出力 (%)	炉心入口		炉心出口		冷却材	
	冷却材温度 (°C)	中心領域	冷却材温度 (°C)	中心領域	周辺領域	温度上昇 (°C)
実測値	29.7	180	183	361	350	181
	39.7	211	214	453	438	242
	50.0	242	246	548	527	306
	56.7	263	268	611	587	348
	63.9	286	290	675	648	389
	70.0	305	310	730	701	426
	76.0	324	329	784	753	460
	82.1	341	347	838	806	496
	88.1	359	365	889	856	530
	97.0	385	392	964	927	579
外挿値	99.7	393	399	978	940	585
	100.0	394	401	986	948	541
						548

表 3.10 燃料最高温度解析条件

原子炉 出力 (%)	炉心入口		炉心出口		冷却材	
	冷却材温度 (°C)	冷却材温度 (°C)	冷却材温度 (°C)	温度上昇 (°C)	中心領域	周辺領域
100.0	399	405	984	952	585	547

表 3.11 炉内構造物の温度

計測点名称	PT-5S	PT-5P
炉心拘束機構拘束バンド表面温度	386~391°C	386~394°C
固定反射体ブロック外面温度	421~471°C	422~471°C
固定反射体ブロック内面温度	413~533°C	413~532°C
下端ブロック上面温度	444~453°C	444~452°C
炉心支持板上面温度 (中央)	450°C	451°C
炉心支持板上面温度 (周辺)	406~472°C	406~428°C
シールプレート上面温度	397~399°C	398~401°C
高温プレナムブロック温度	742~755°C	739~752°C

表 4.1 PPWC および IHX における He 流量の調整

	PPWC He 流量 (t/h)	IHX He 流量 (t/h)	合計 (t/h)
定格流量 (調整前)	24.30	12.20	36.5
PT-5P (調整後)	24.06	12.44	36.5

表 5.1 各試験の試験結果

試験項目	試験結果
1.冷却材飽和値確認検査	原子炉熱出力が約 30MW の状態で、冷却材温度と圧力が判定基準を満足することを確認し、使用前検査に合格した。
2.放射性物質濃度等の測定検査	原子炉建家内の空气中放射性ガス濃度、放射性ダスト濃度および線量当量率が、判定基準を超えていないことを確認した。
3.排気中の放射性物質濃度測定検査	排気中の放射性ガス濃度と放射性ダスト濃度が、判定基準を超えないことを確認した。
4.出力係数測定試験	各出力での出力係数が負であることを確認した。
5.燃焼特性測定試験	燃焼に伴う反応度変化を評価するためのデータを取得することができた。
6.熱出力校正試験	原子炉出力約 97%において熱出力と核出力の差を求め、PRM の校正を行った。
7.主冷却系熱交換器の性能試験	主冷却系熱交換器の伝熱性能評価に必要なデータを取得することができた。
8.連続安定運転試験	原子炉出力約 100%において、原子炉が安全かつ安定に連続運転できることを確認した。
9.熱的パラメータの監視	原子炉圧力容器温度、格納容器再循環冷却装置空気温度が制限温度以下であることを確認した。
10.不純物濃度測定試験	1 次冷却材中の不純物濃度が、保安規定に定められた管理目標値を満足していることを確認した。
11.燃料及び FP の評価に関する試験	1 次冷却材中の FP 濃度が、試験で定めた運転管理目標値以下であることを確認した。
12.炉内の熱流動特性試験	炉心の冷却材温度上昇の実測値から、燃料最高温度が制限値以下であることを確認した。また、炉内構造物温度が制限温度（設計温度）以下であることを確認した。

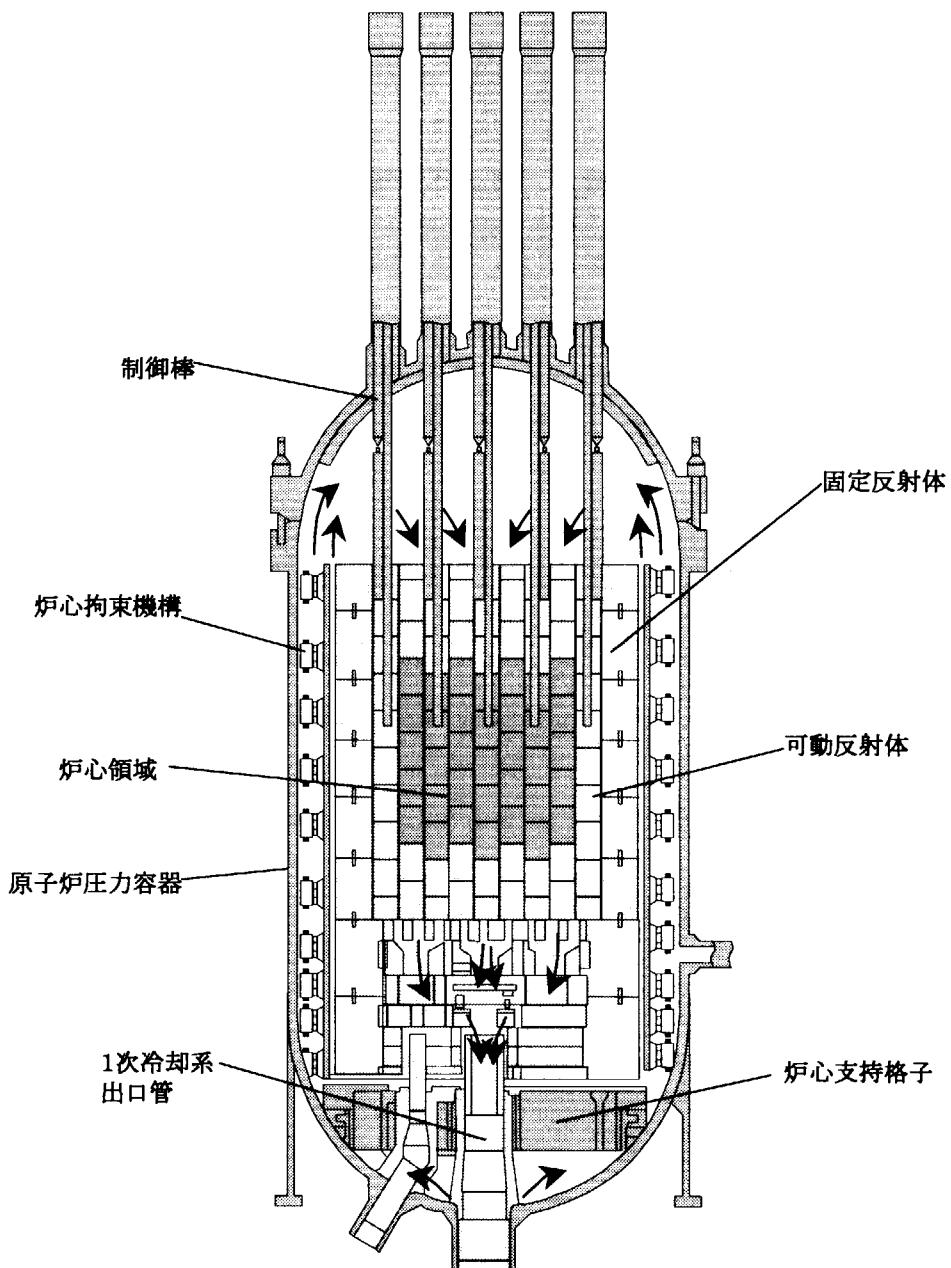


図1.1 HTTRの原子炉垂直断面図

**This is a blank page.**

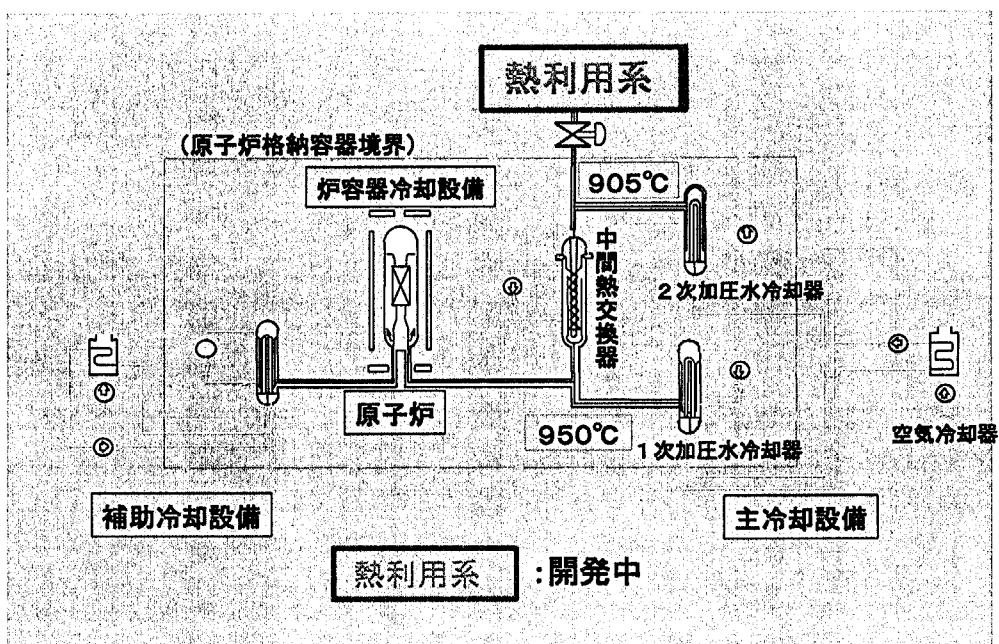


図1.2 HTTR冷却設備系統

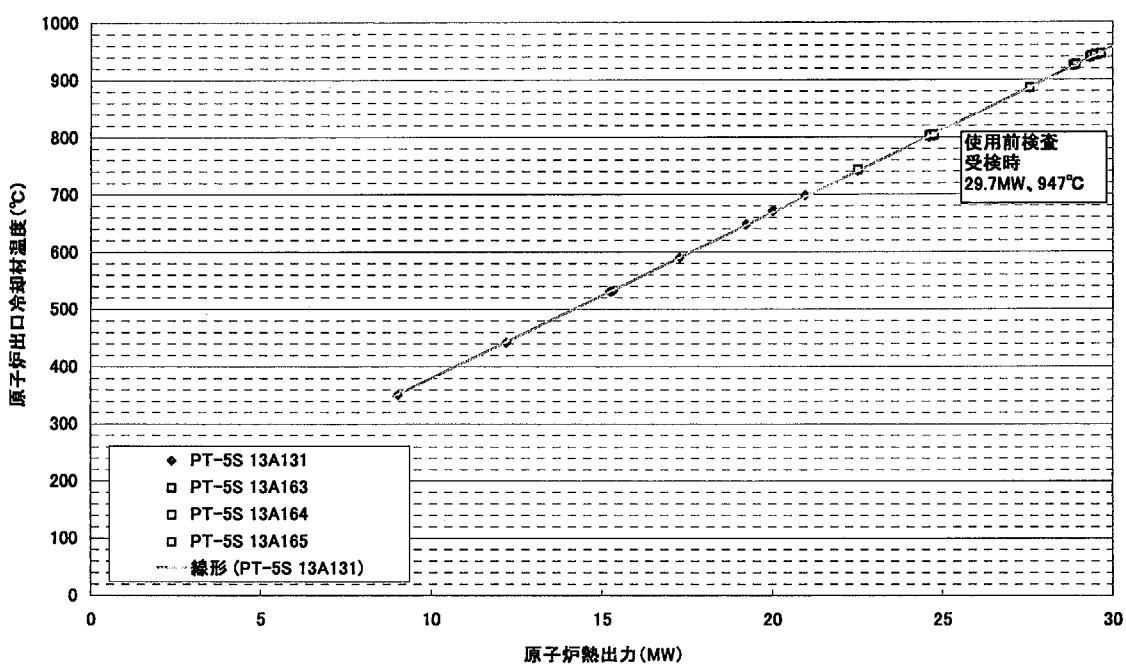


図3.1 原子炉出口冷却材温度 PT-5S

This is a blank page.

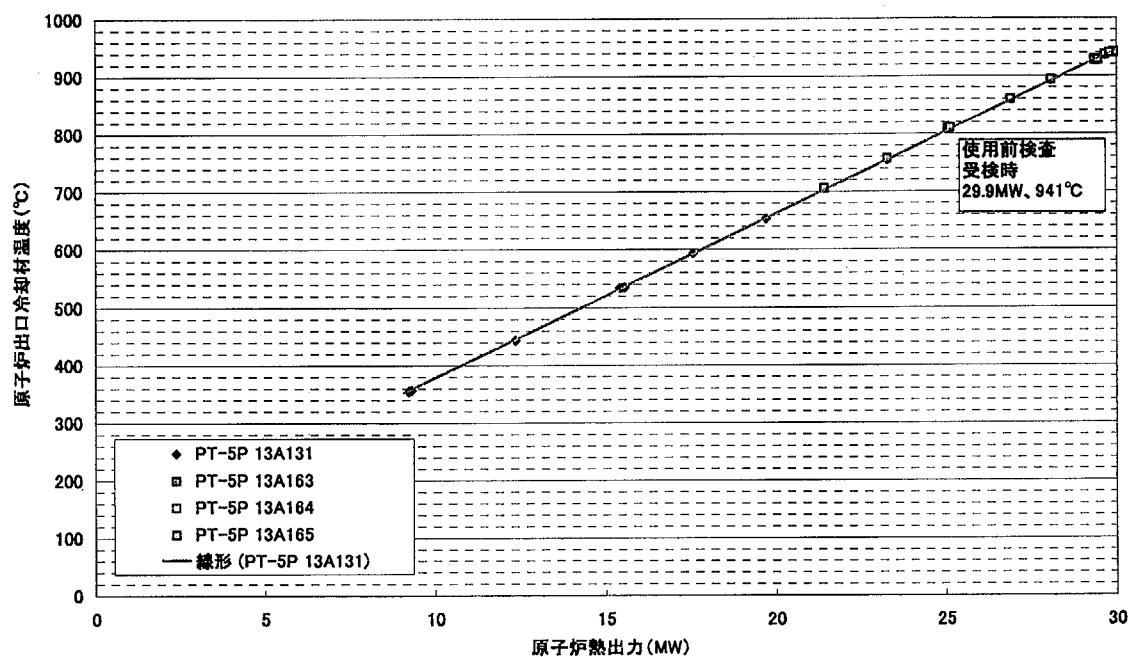


図 3.2 原子炉出口冷却材温度 PT-5P

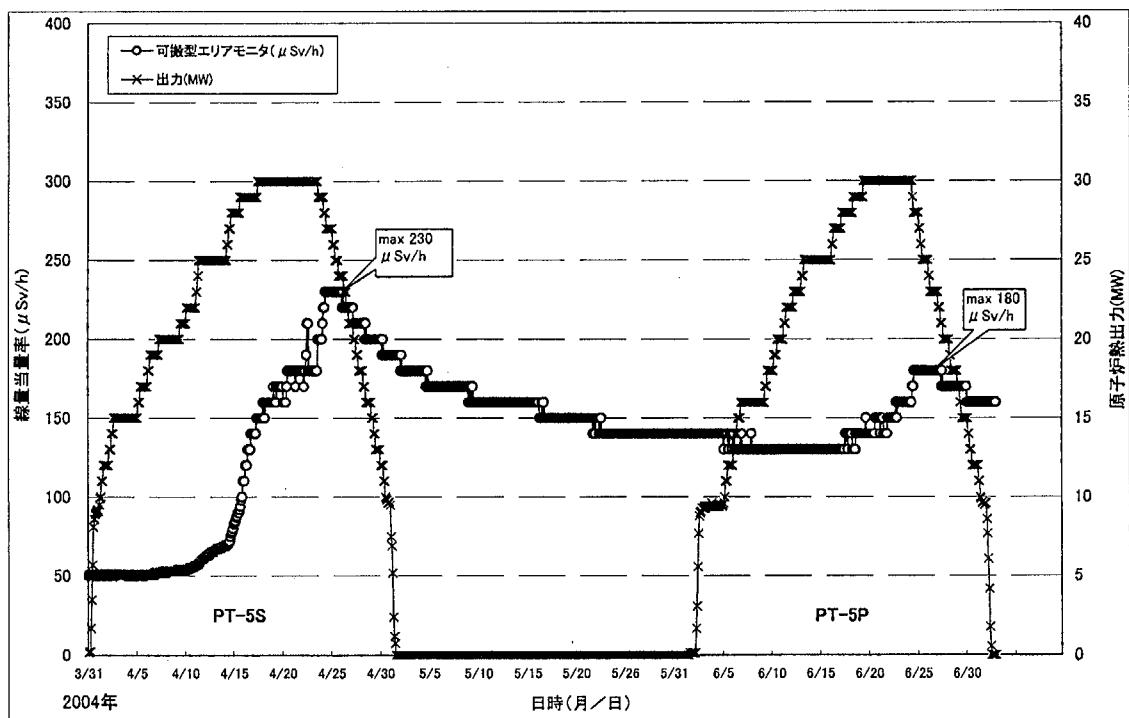


図 3.3 PPWC フィルタ付近の可搬型γ線エリアモニタの指示値変化

This is a blank page.

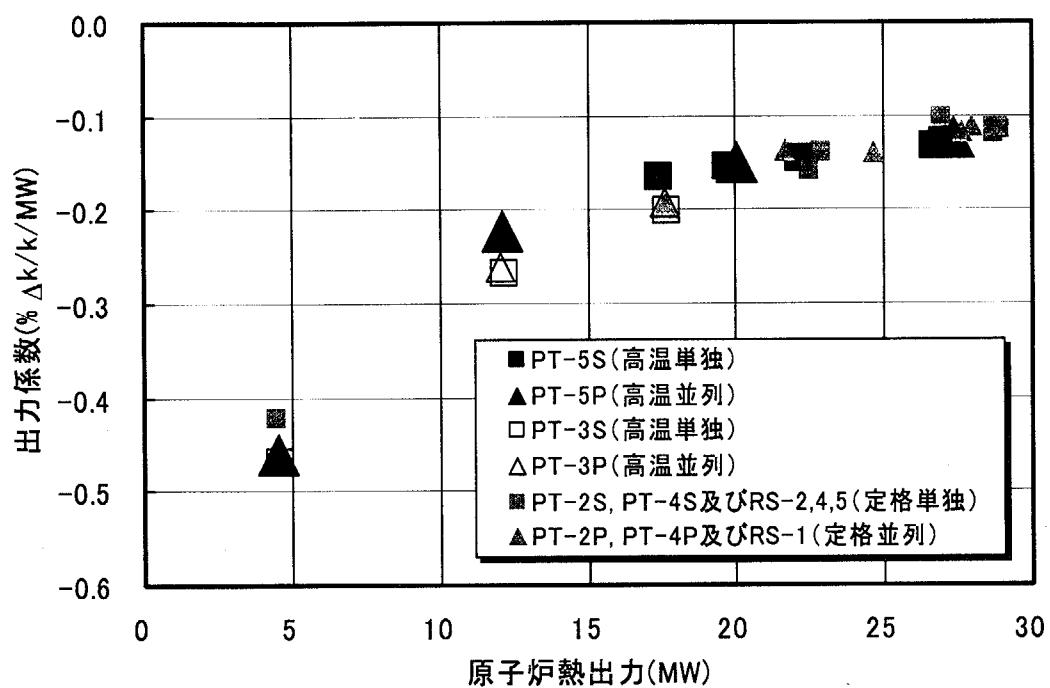


図 3.4 出力上昇試験における出力係数の比較

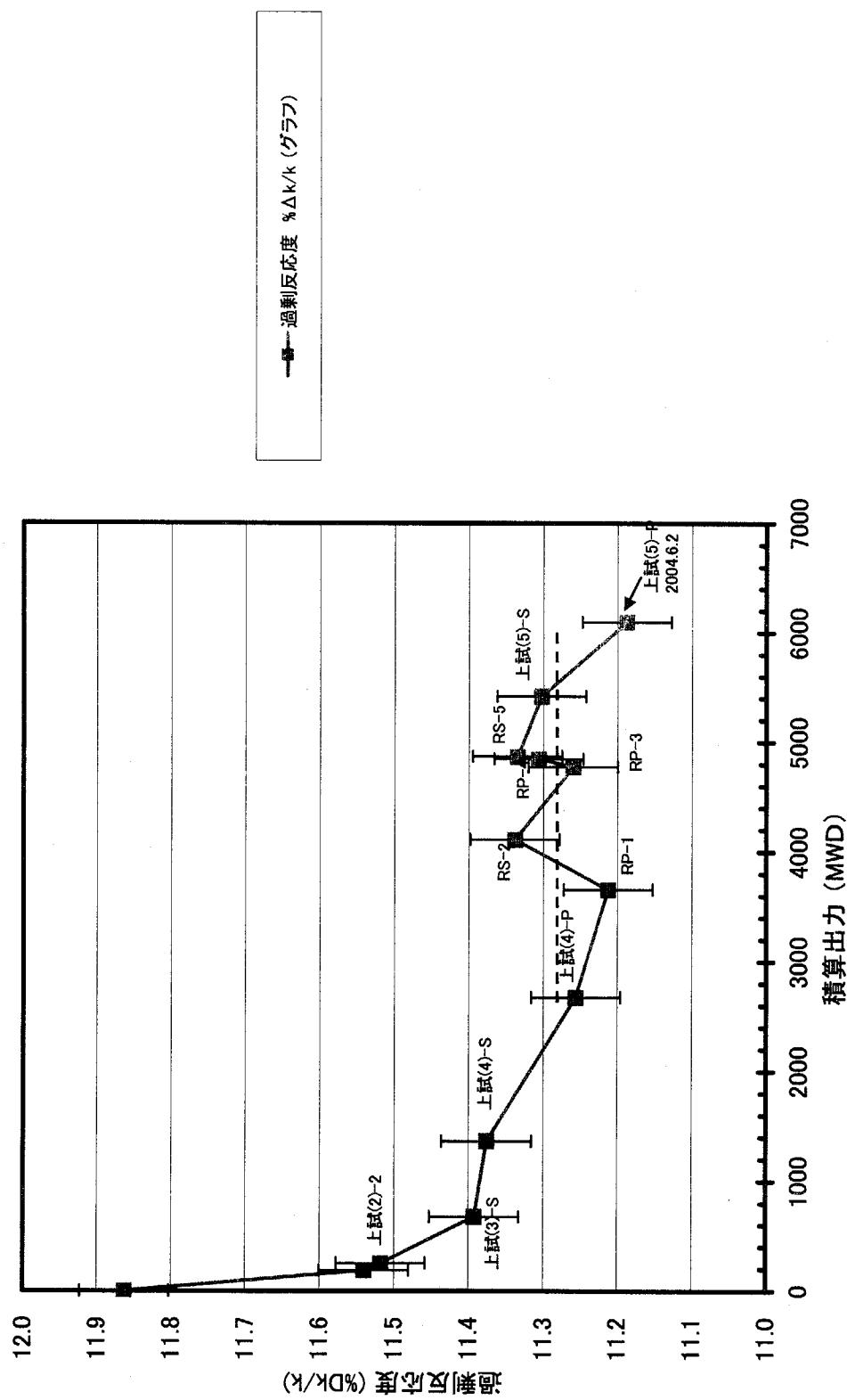


図 3.5 積算出力と過剰反応度（室温 27°C）の関係 PT-5P

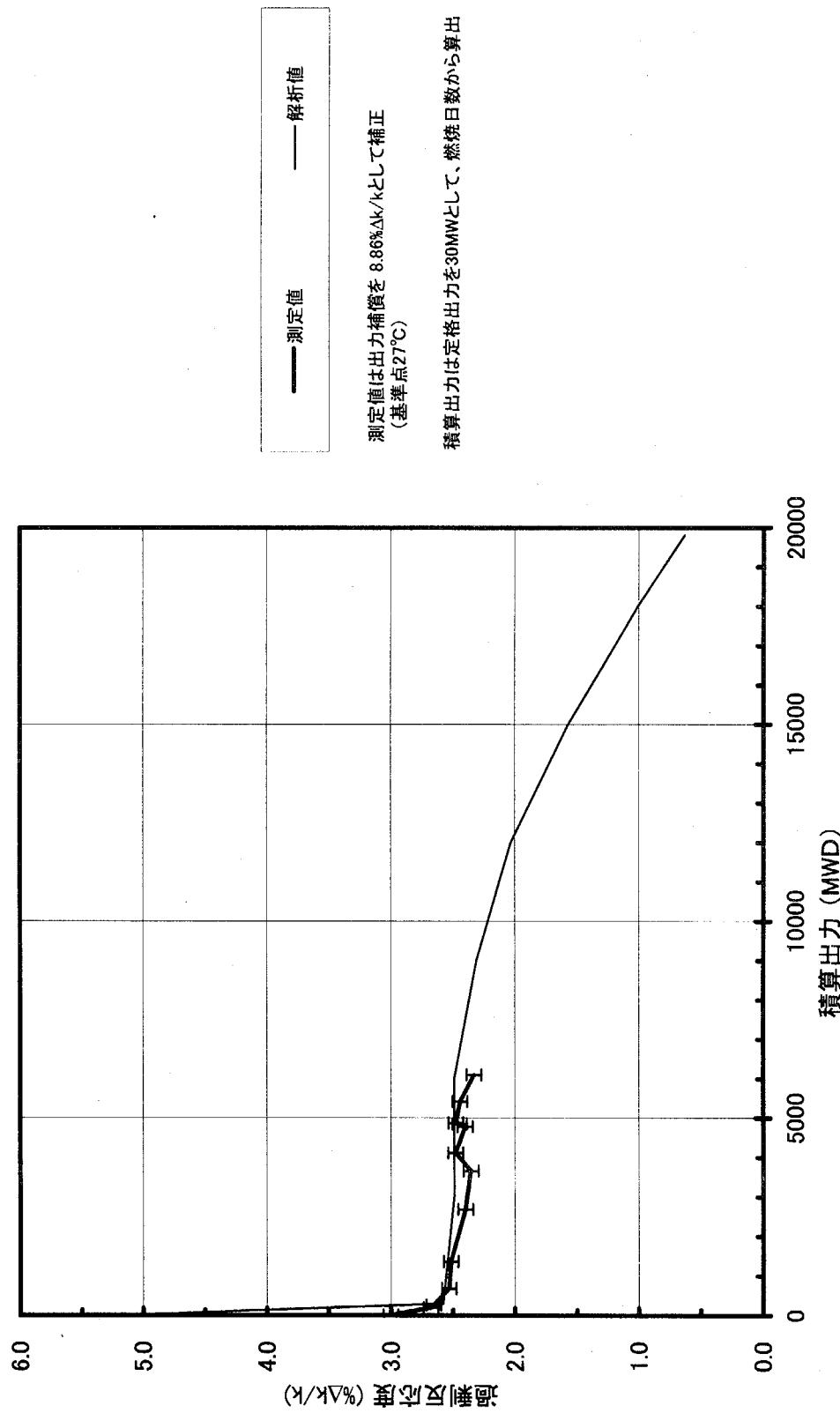


図 3.6 積算出力と過剰反応度（定格 30MW 状態）の関係 PT-5P

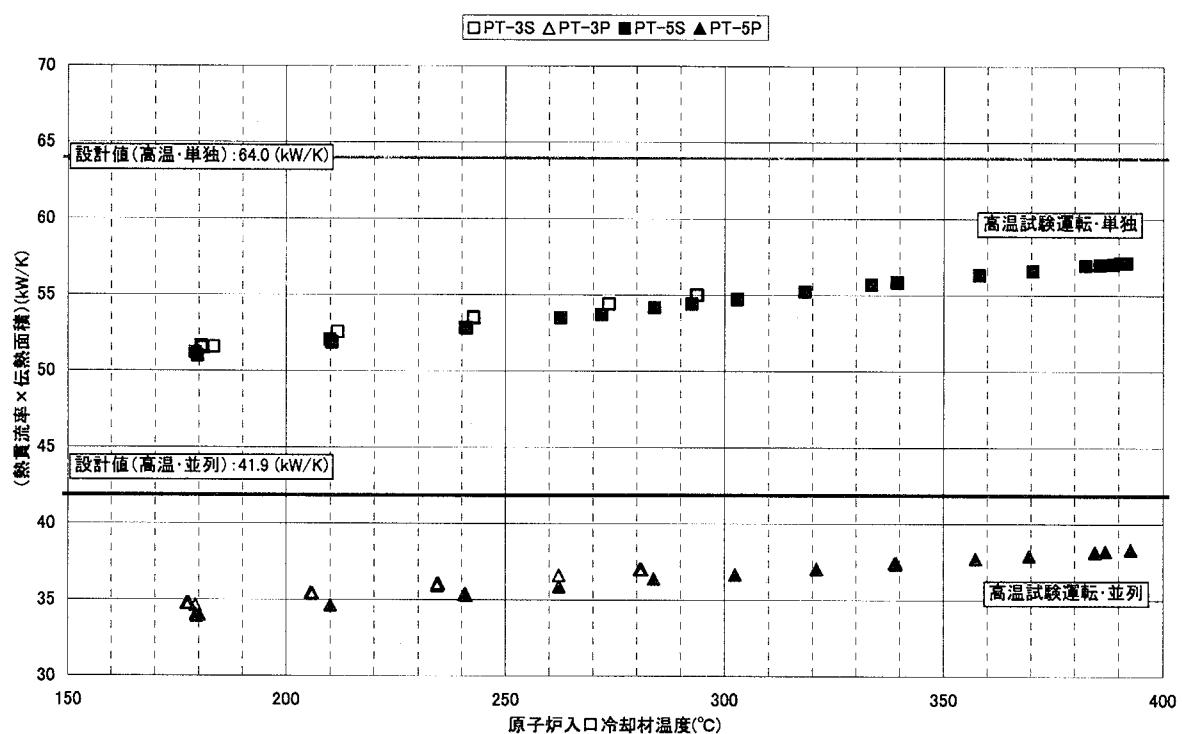


図 3.7 PPWC の (熱貫流率×伝熱面積) と原子炉入口冷却材温度の関係

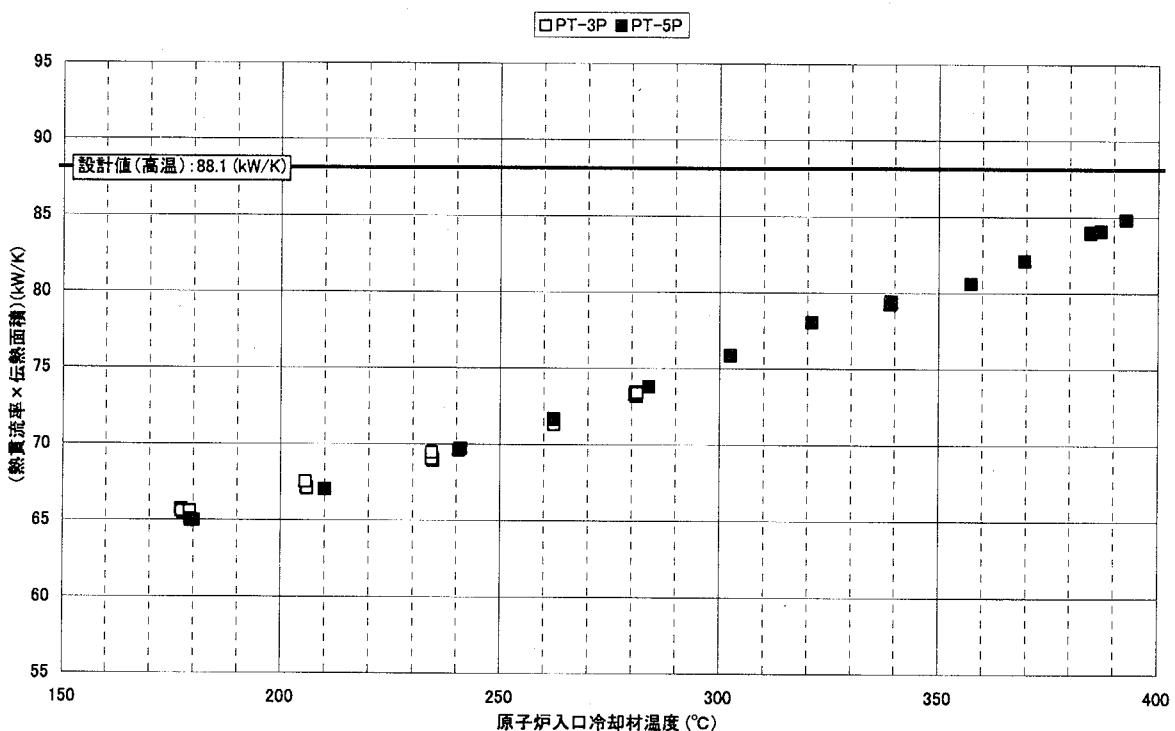


図 3.8 IHX の (熱貫流率×伝熱面積) と原子炉入口冷却材温度の関係

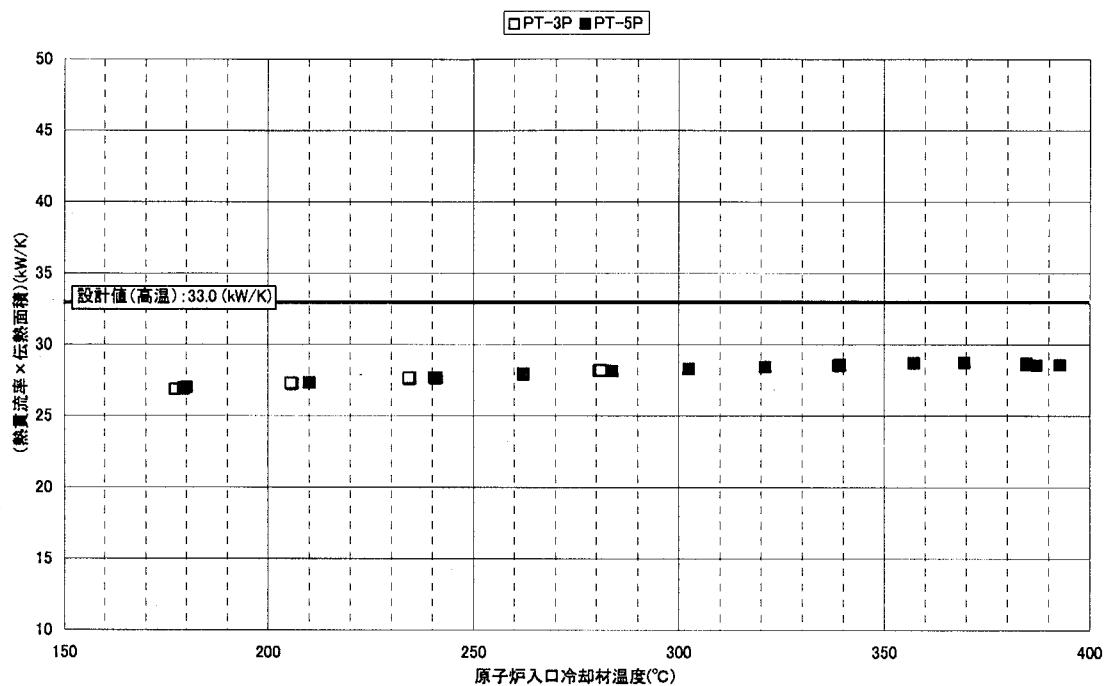


図 3.9 SPWC の (熱貫流率×伝熱面積) と原子炉入口冷却材温度の関係

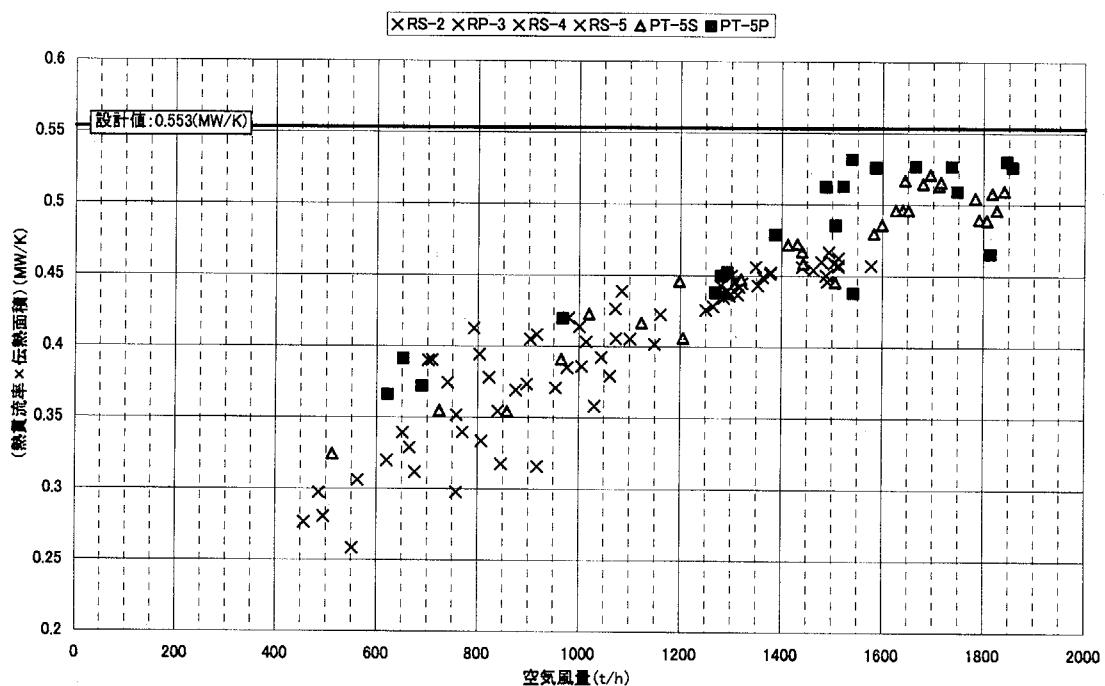


図 3.10 ACL の (熱貫流率×伝熱面積) と原子炉入口冷却材温度の関係

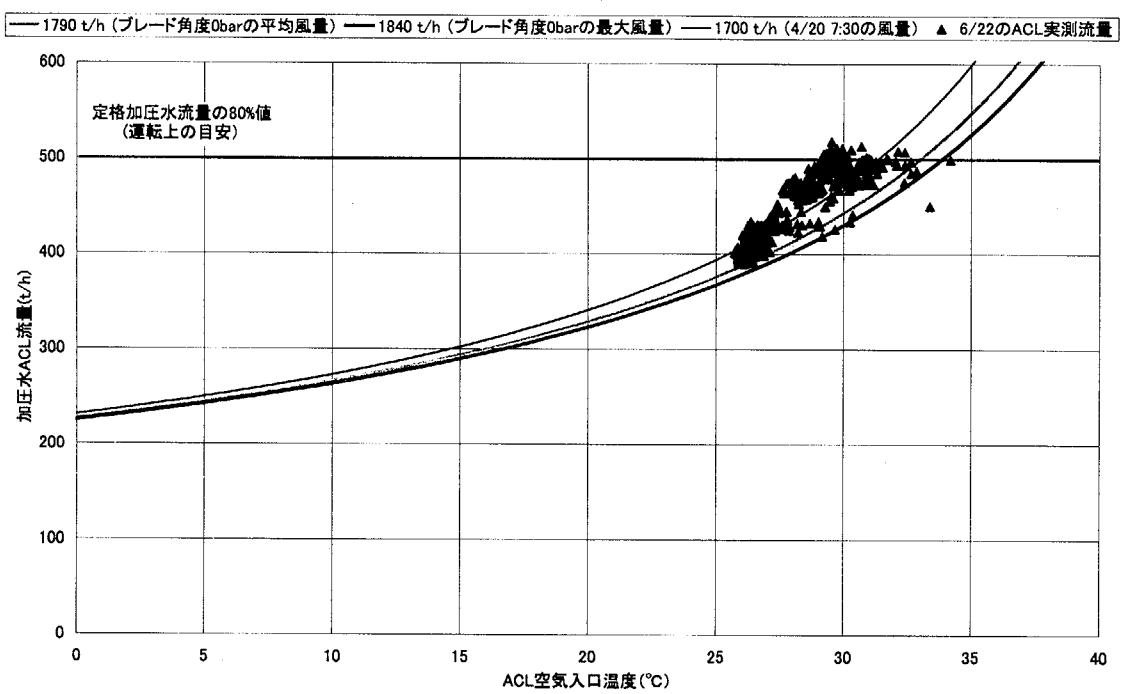


図 3.11 ACL 空気入口温度と加圧水流量の関係（加圧水 ACL 入口温度 : 142°C）

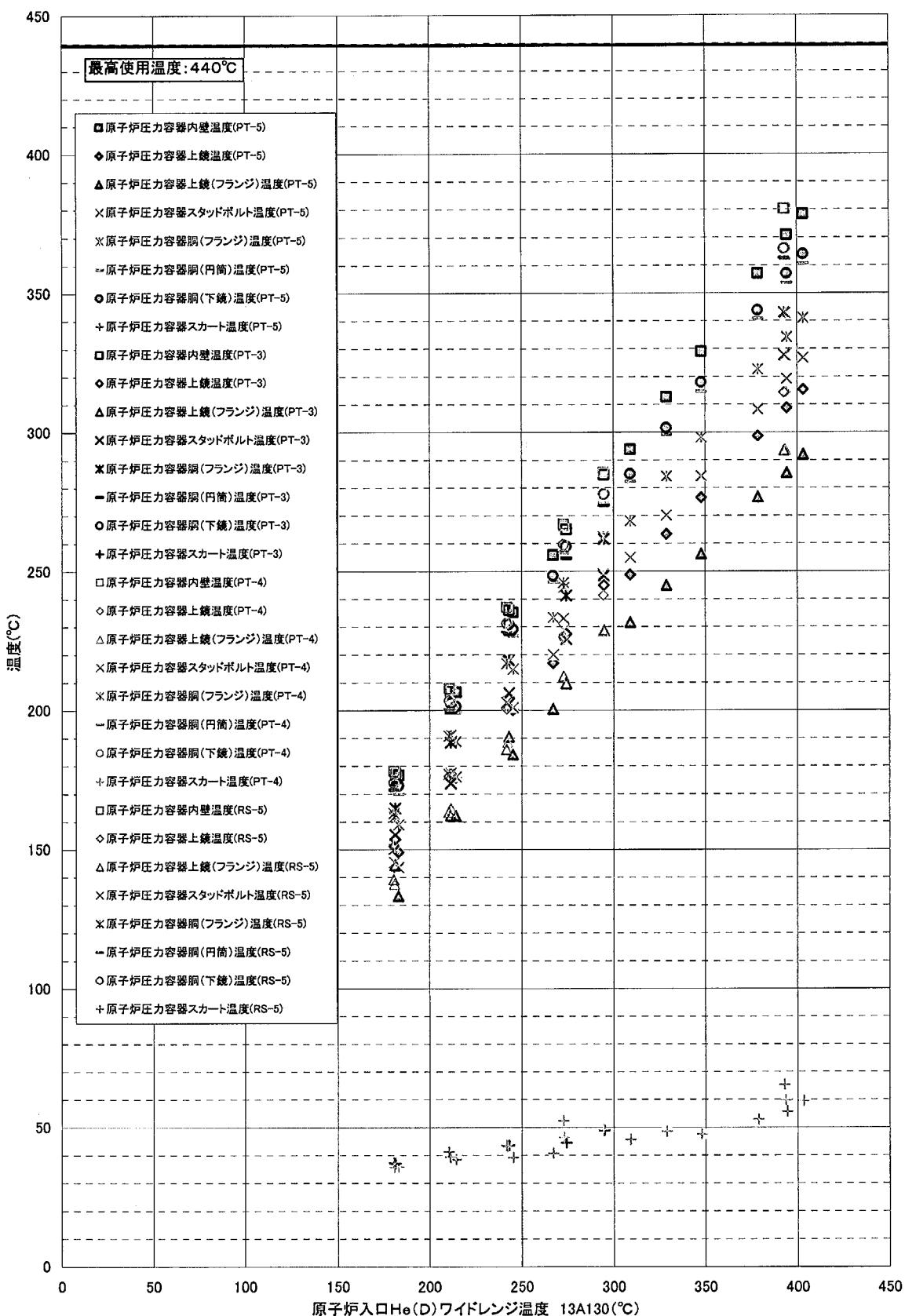


図 3.12 原子炉入口冷却材温度と原子炉圧力容器温度の関係

This is a blank page.

□ IHXヘリカルコイル下部B 伝熱管温度(PT-5P)	◆ IHXヘリカルコイル上部B 伝熱管温度(PT-5P)
△ IHX下部連絡管メタルB温度(PT-5P)	× IHX上部内筒メタルB温度(PT-5P)
× IHXリガメント部A高温ヘッダメタル温度(PT-5P)	○ IHXリム部B高温ヘッダメタル温度(PT-5P)
○ IHX 外胴外面D温度(PT-5P)	□ IHXヘリカルコイル下部B 伝熱管温度(PT-2-2P)
◇ IHXヘリカルコイル上部B伝熱管温度(PT-2-2P)	△ IHX下部連絡管メタルB温度(PT-2-2P)
× IHX上部内筒メタルB温度(PT-2-2P)	* IHXリガメント部A高温ヘッダメタル温度(PT-2-2P)
- IHXリム部B高温ヘッダメタル温度(PT-2-2P)	○ IHX 外胴外面D温度(PT-2-2P)
□ IHXヘリカルコイル下部B 伝熱管温度(PT-3P)	◇ IHXヘリカルコイル上部B伝熱管温度(PT-3P)
△ IHX下部連絡管メタルB温度(PT-3P)	× IHX上部内筒メタルB温度(PT-3P)
* IHXリガメント部A高温ヘッダメタル温度(PT-3P)	○ IHXリム部B高温ヘッダメタル温度(PT-3P)
○ IHX 外胴外面D温度(PT-3P)	

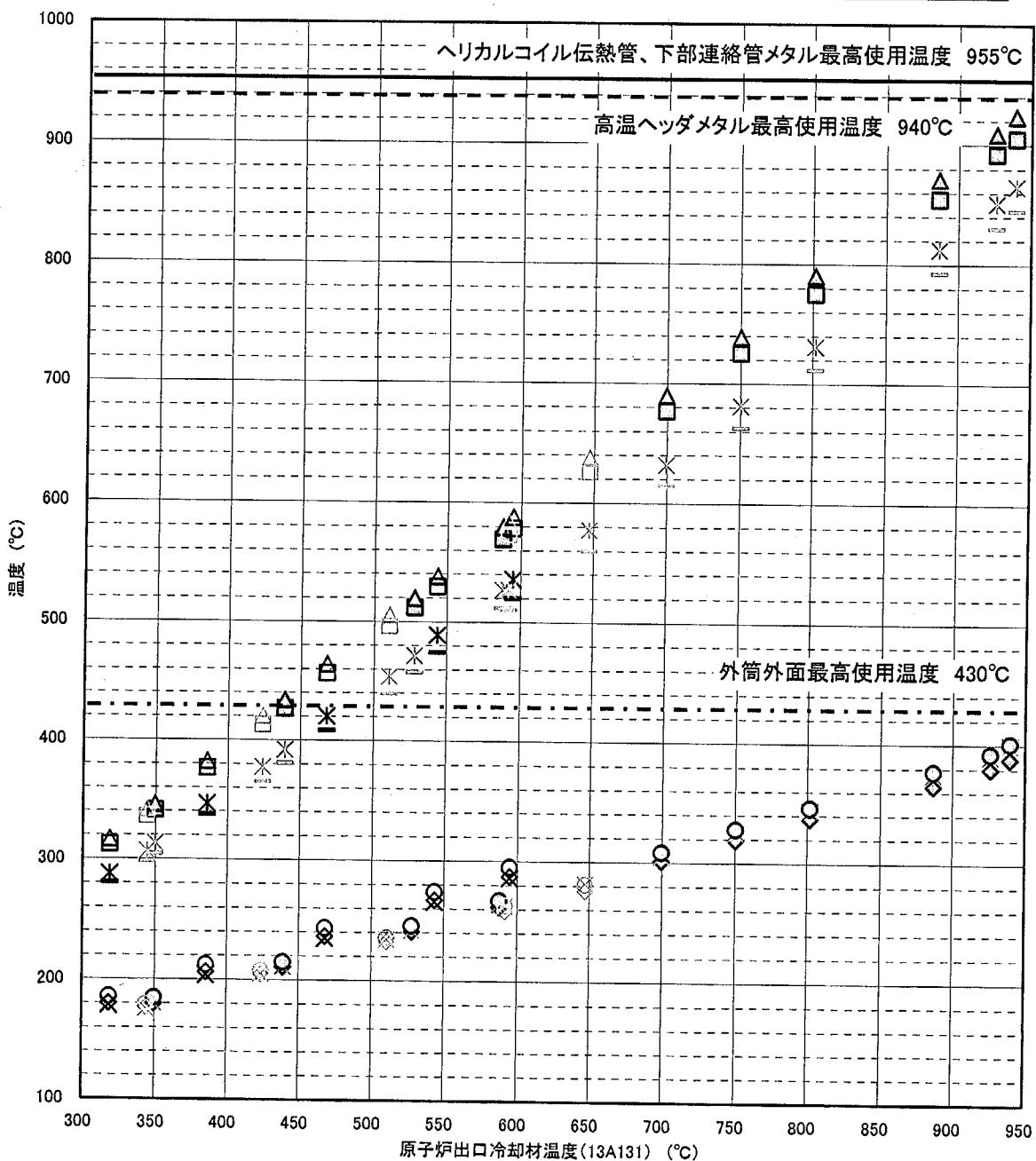
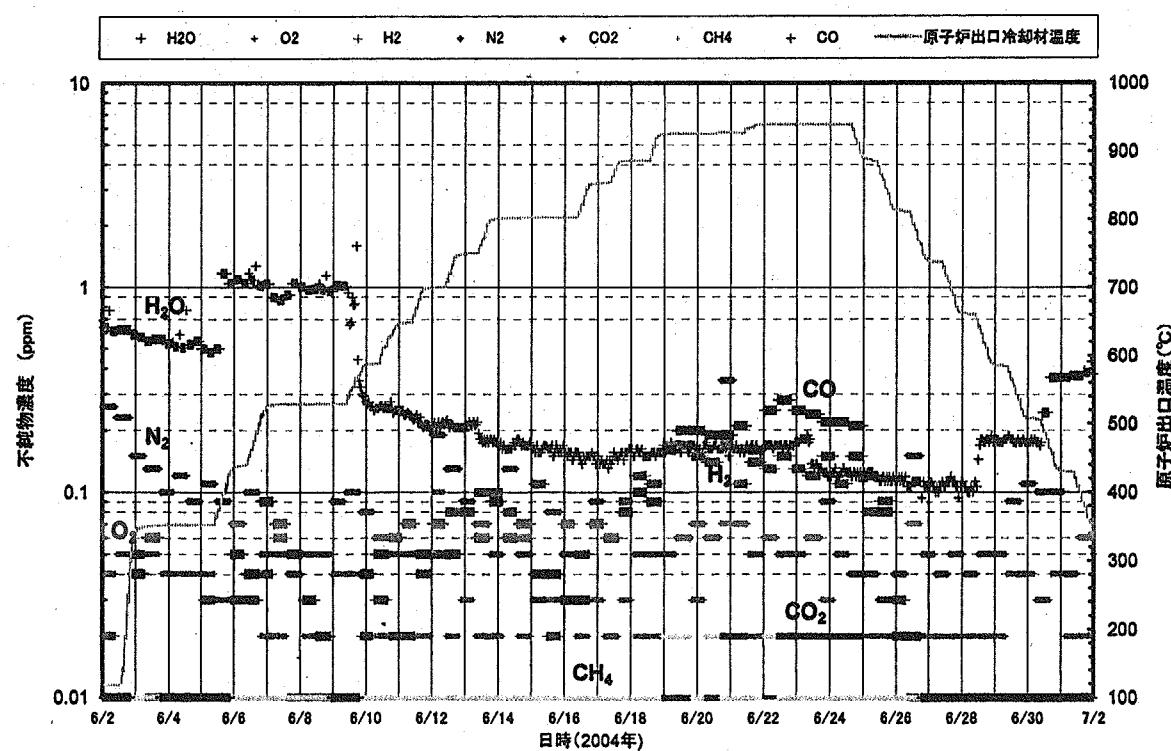
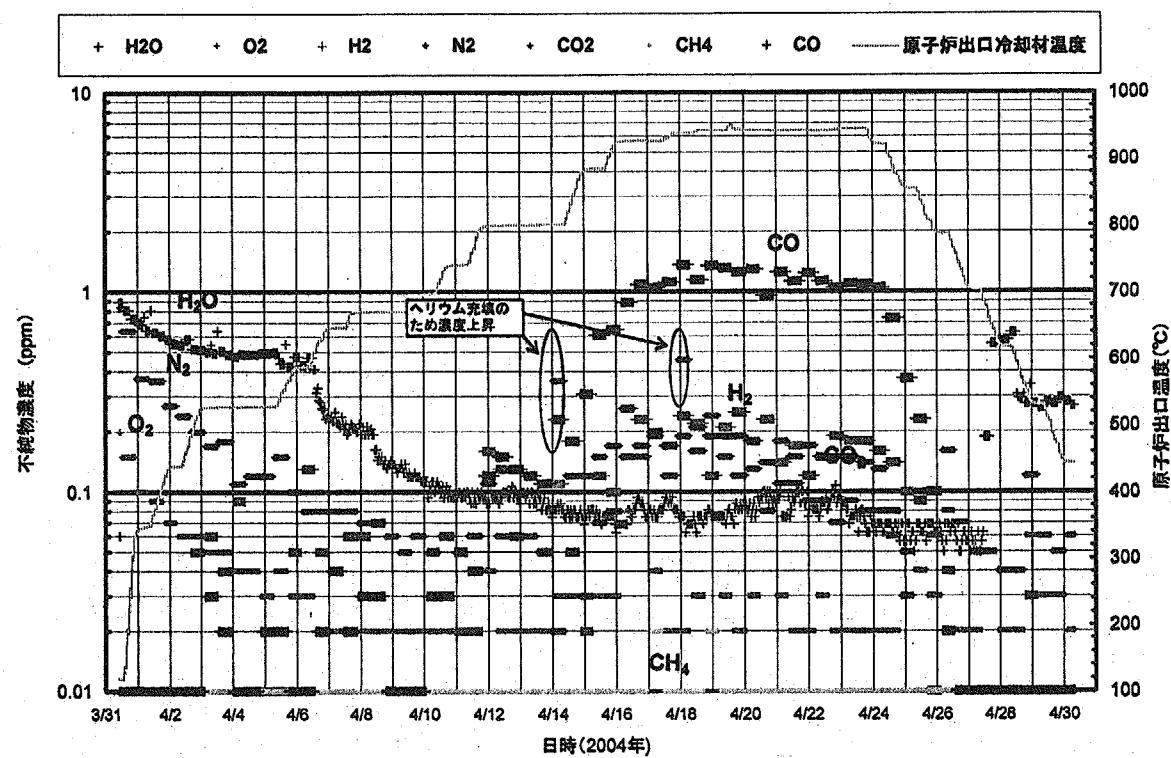


図 3.13 原子炉出口温度と中間熱交換器構造材温度の関係

This is a blank page.



This is a blank page.

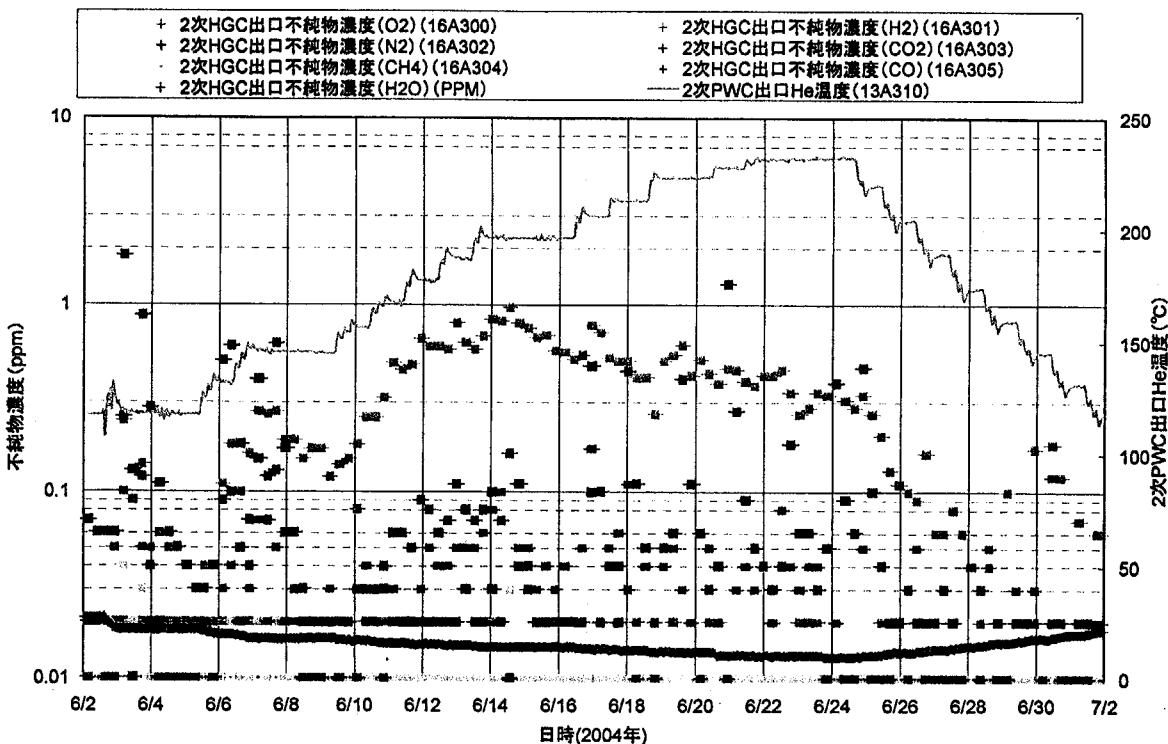


図 3.16 2 次ヘリウム循環機出口における不純物濃度変化 (PT-5P)

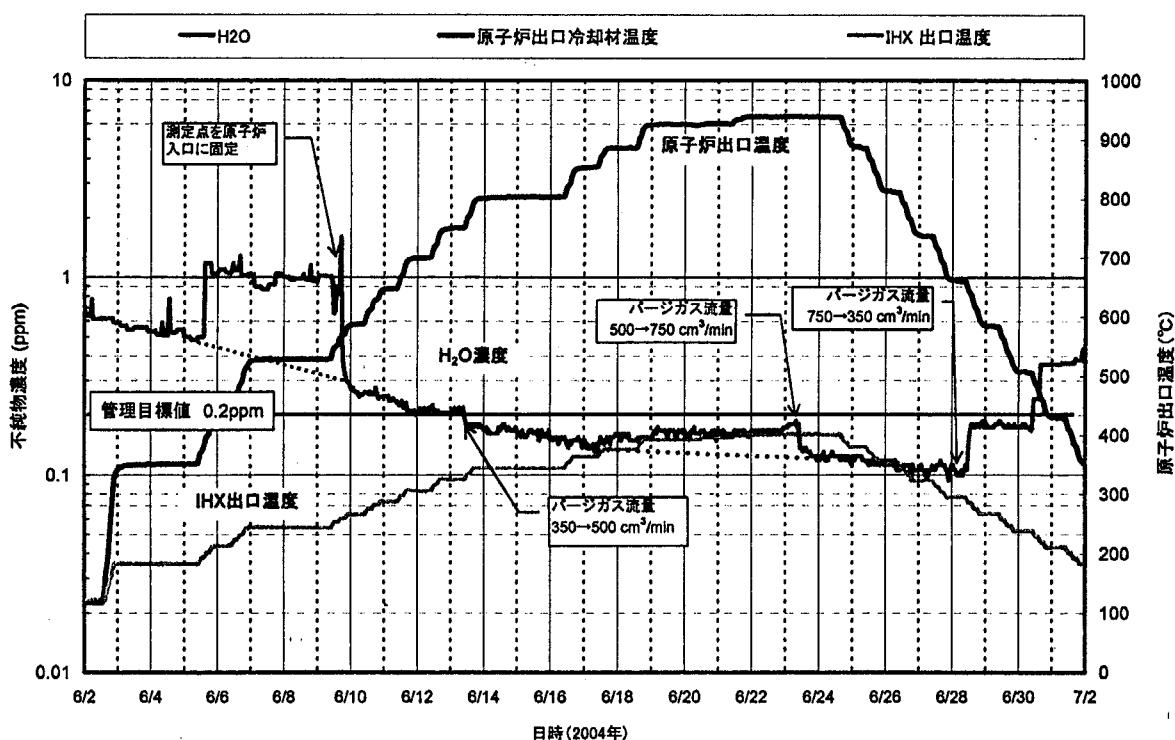


図 3.17 原子炉入口における水分濃度変化 (PT-5P)

This is a blank page.

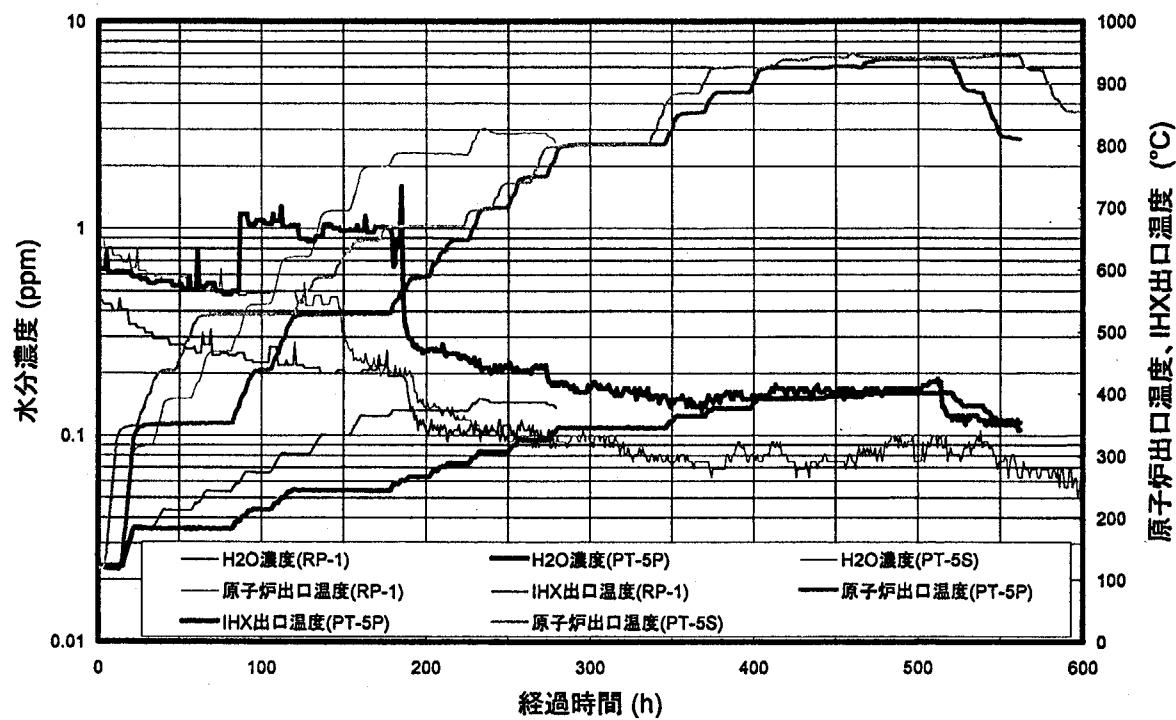


図 3.18 水分濃度変化の比較 (PT-4P、PT-5S、PT-5P)

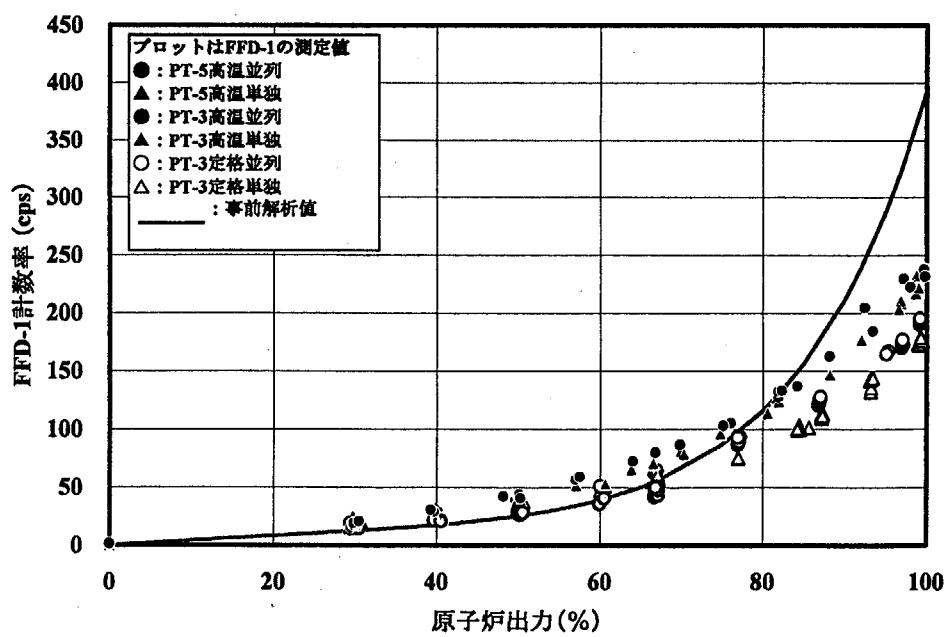


図 3.19 原子炉出力に対する FFD 計数率（領域 1）の変化

This is a blank page.

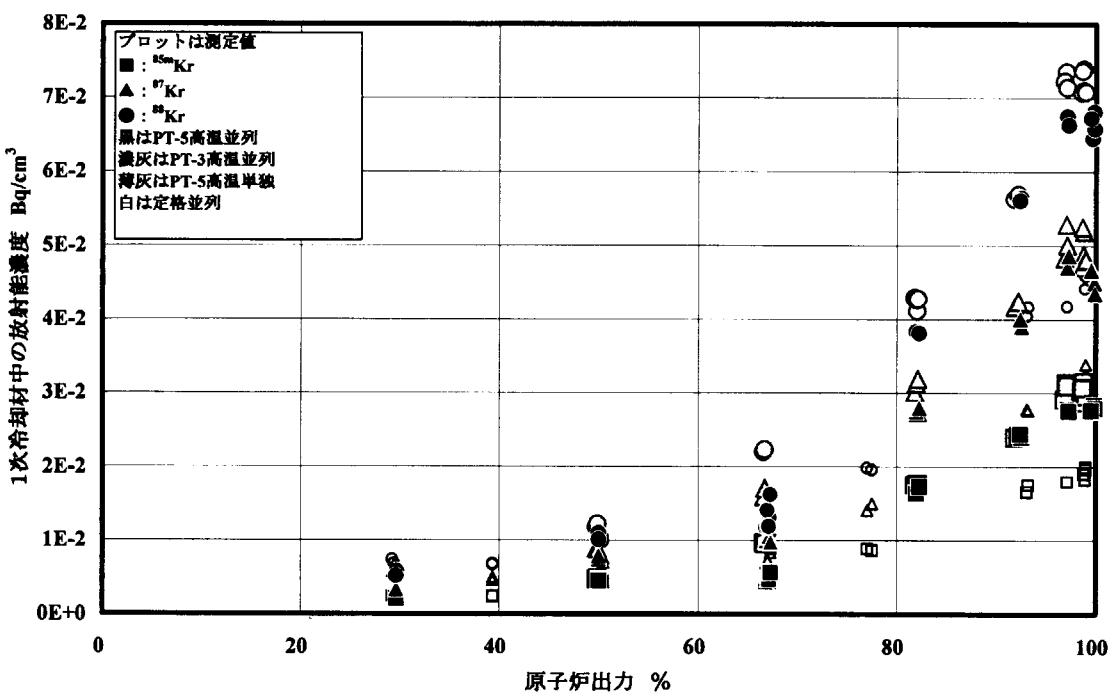


図 3.20 原子炉出力に対する 1 次冷却材中 Kr 濃度の変化

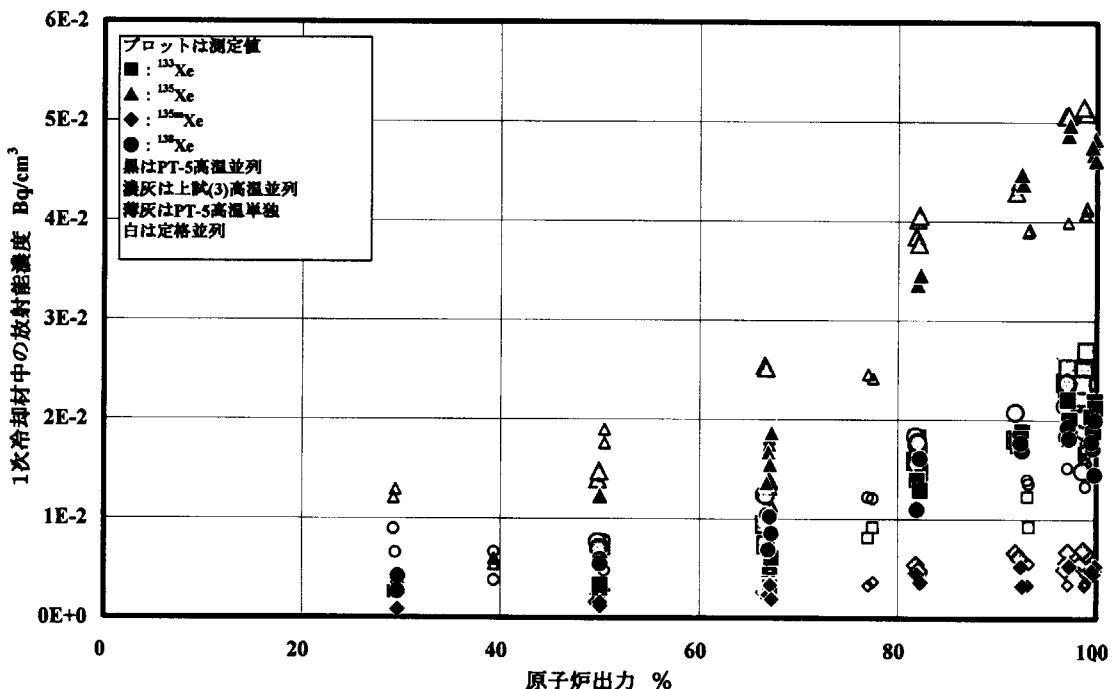


図 3.21 原子炉出力に対する 1 次冷却材中 Xe 濃度の変化

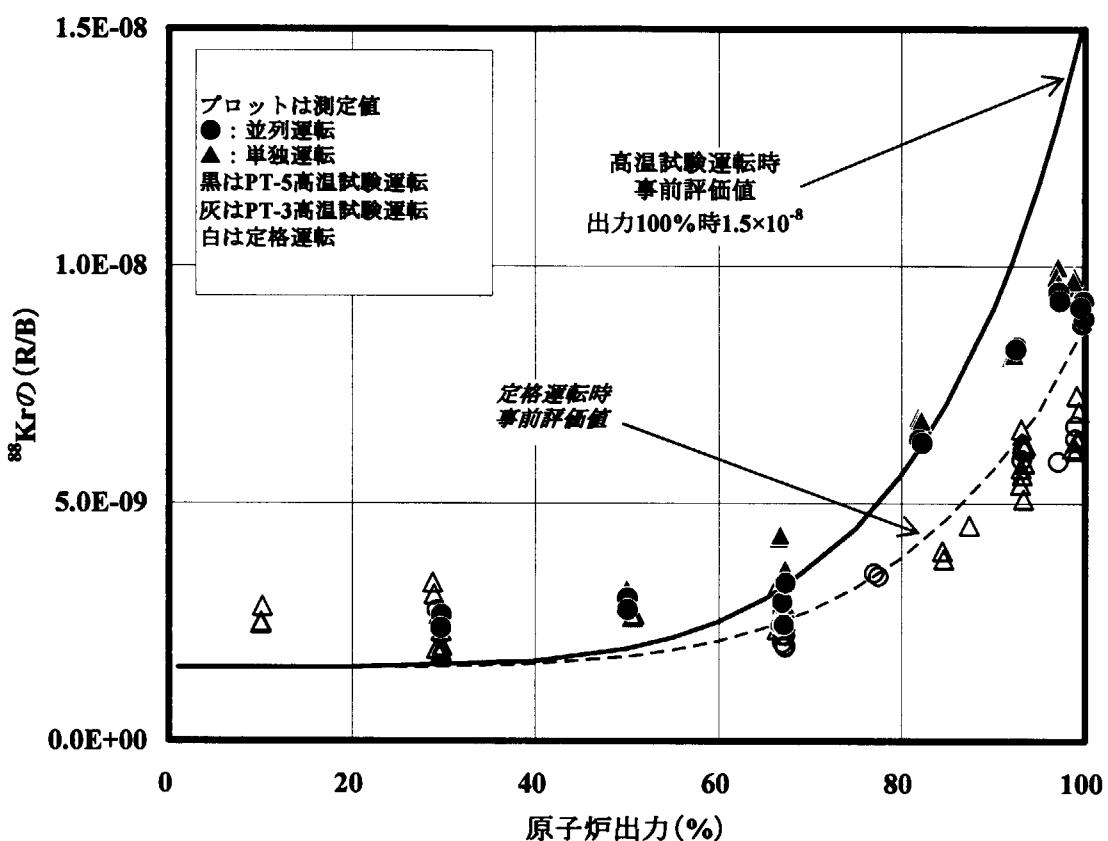


図 3.22 原子炉出力に対する Kr-88 放出率の変化

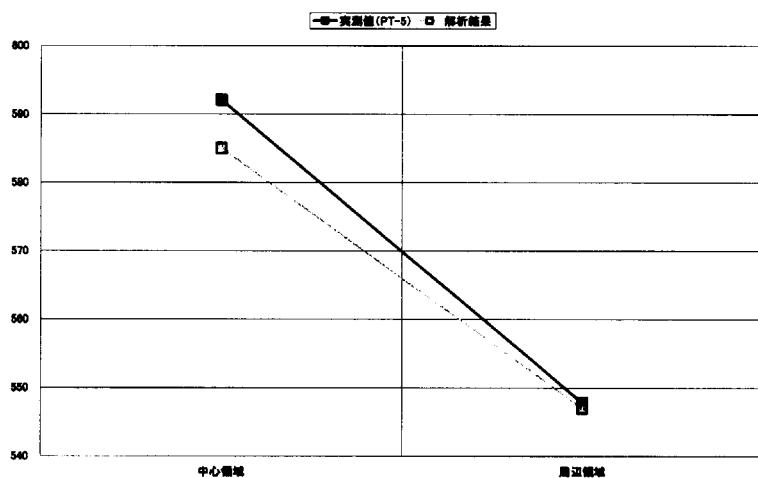


図 3.23 炉心部冷却材温度上昇の比較

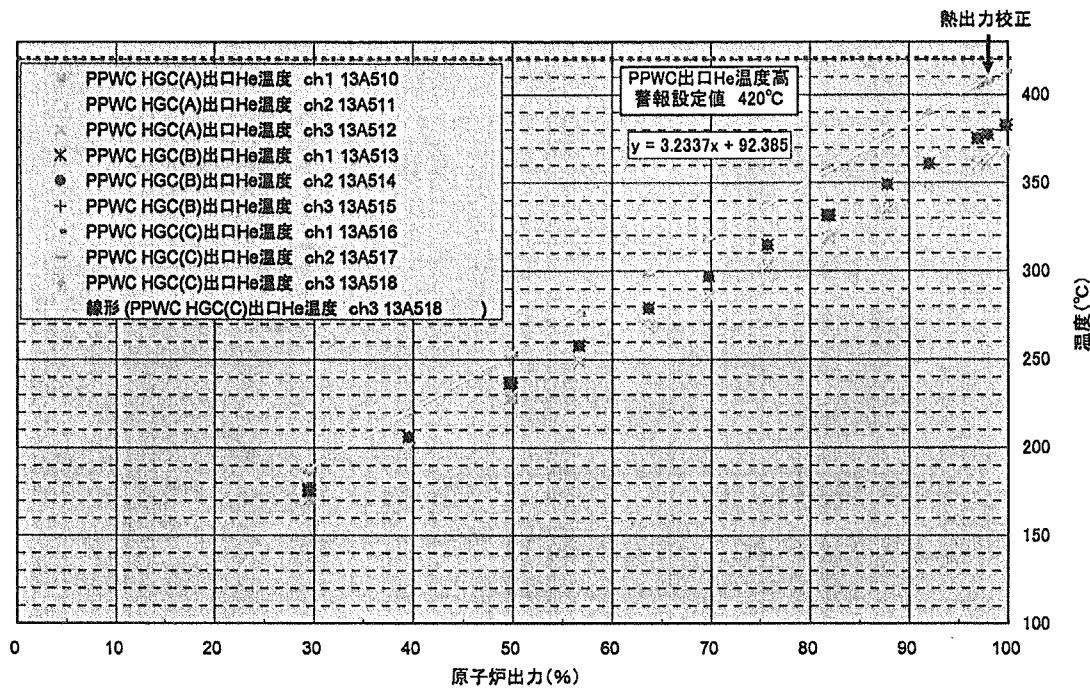


図 4.1 PPWC HGC 出口ヘリウム温度

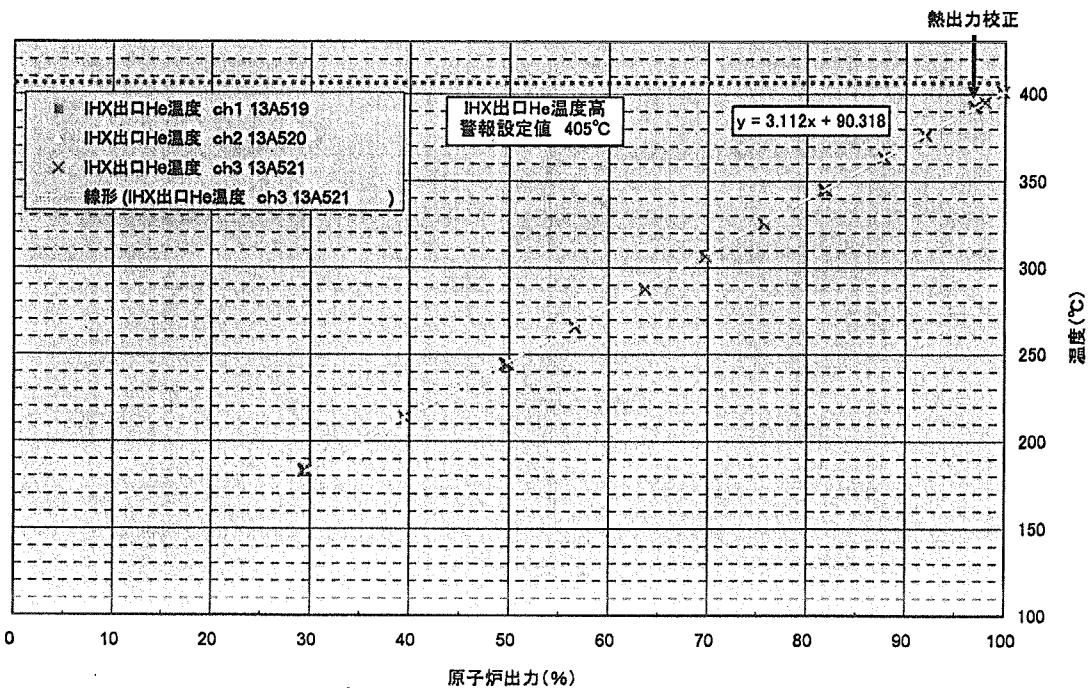


図 4.2 IHX 出口ヘリウム温度

This is a blank page.

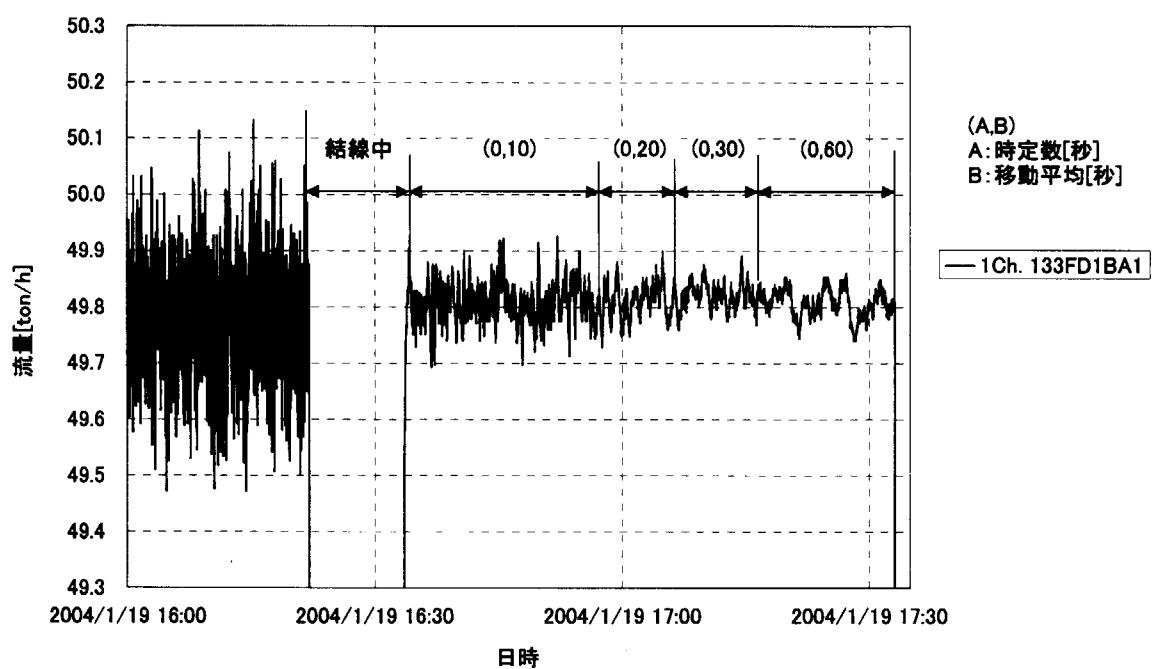


図 4.3 移動平均演算器による 1 次 PWC ヘリウム流量の調整

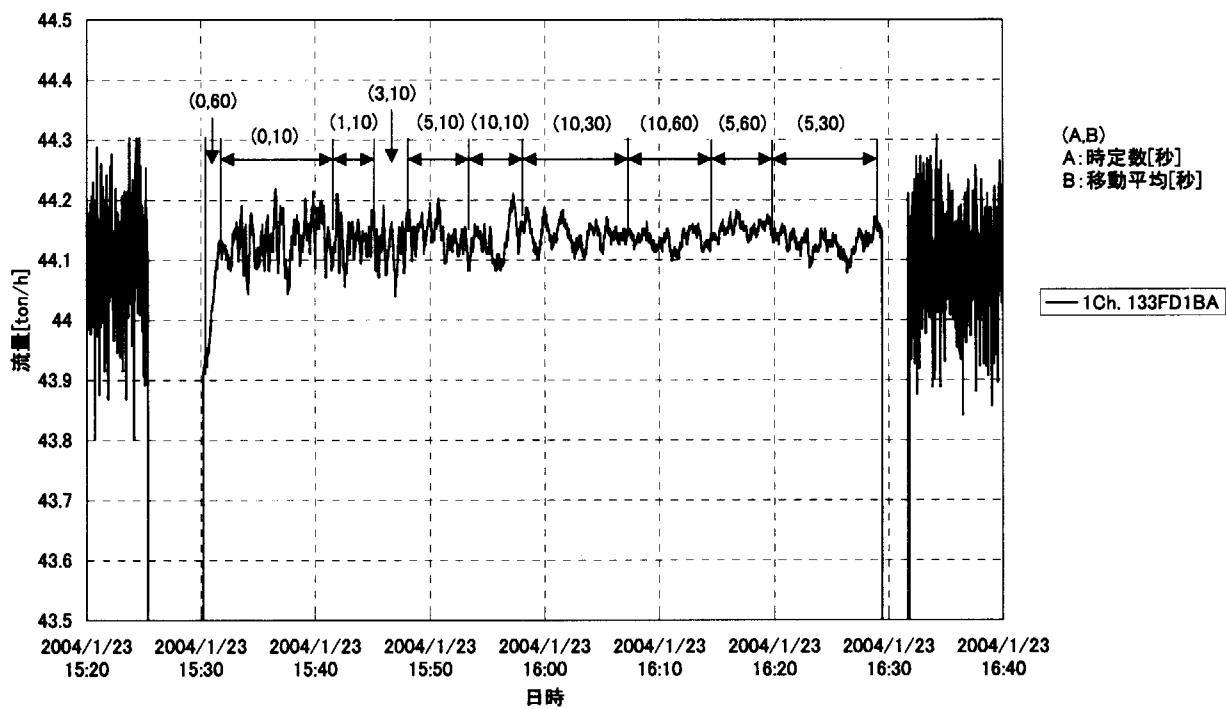


図 4.4 移動平均演算器による 1 次 PWC ヘリウム流量の調整

This is a blank page.

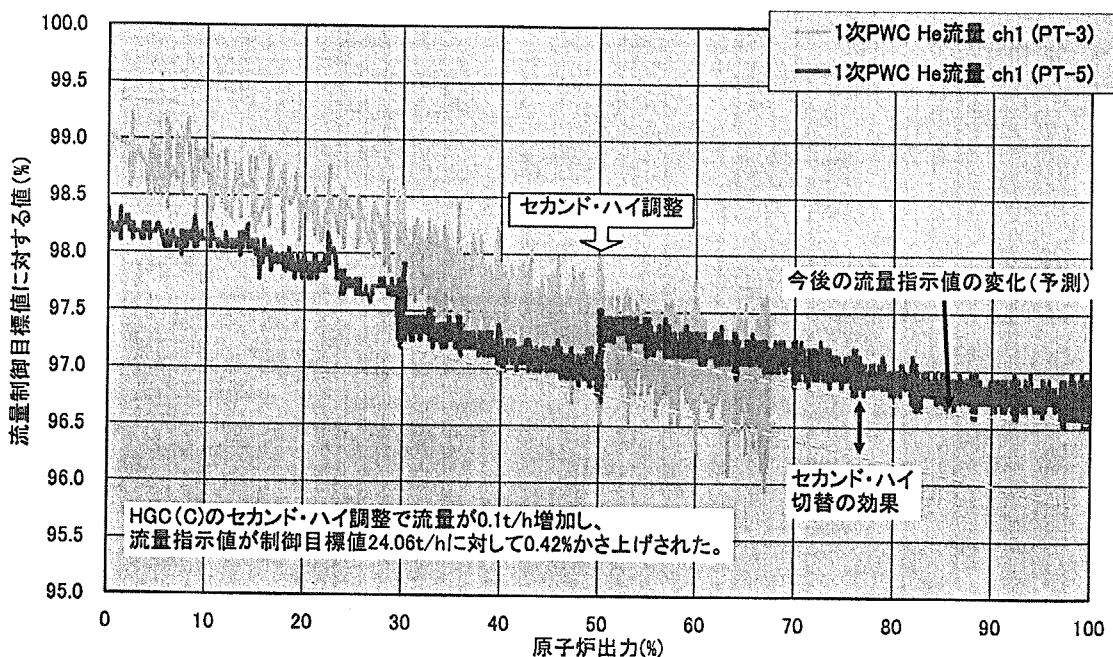


図 4.5 1次 PWC ヘリウム流量 ch.1

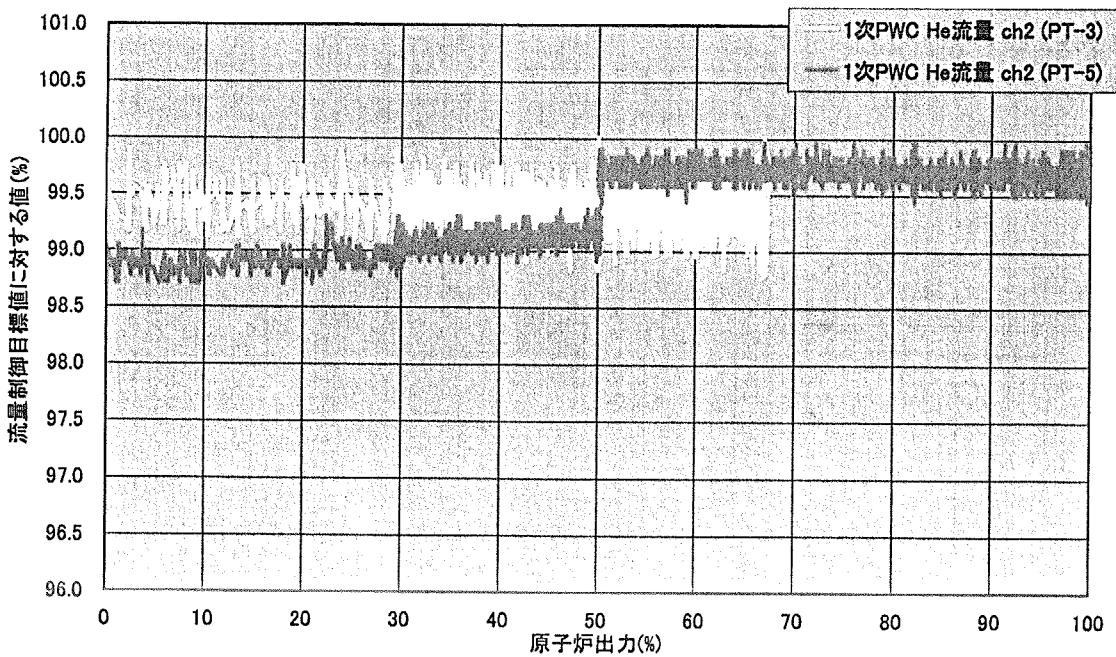


図 4.6 1次 PWC ヘリウム流量 ch.2

This is a blank page.

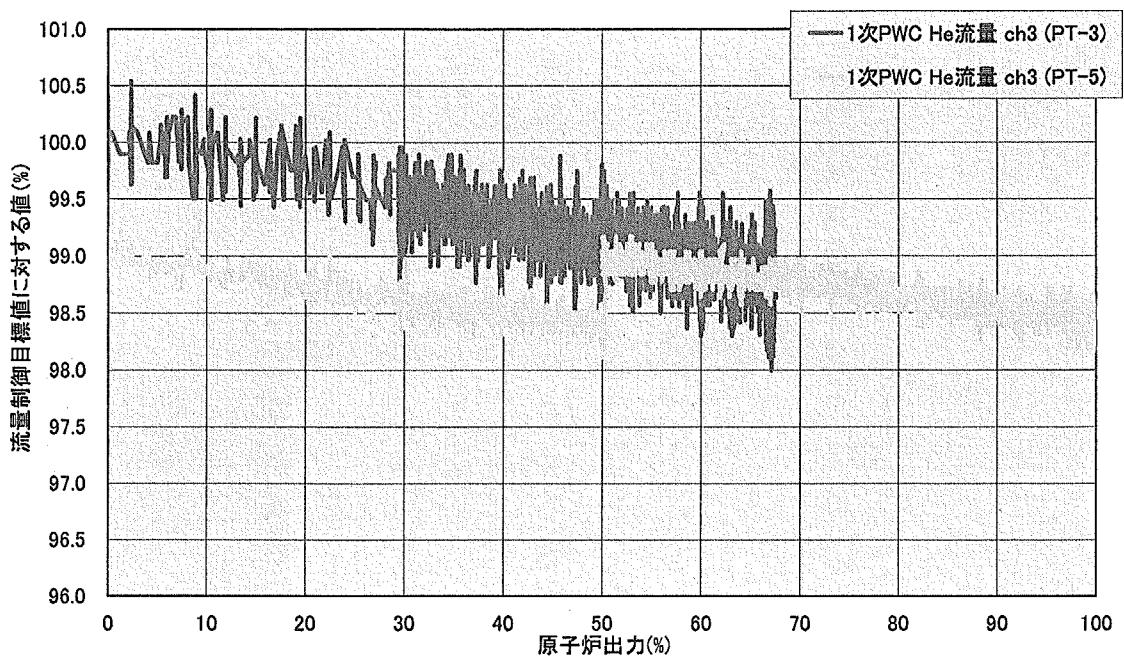


図 4.7 1 次 PWC ヘリウム流量 ch.3

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>
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	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
インダクタンス	ヘンリー	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	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV=1.60218×10<sup>-19</sup>J

1 u=1.66054×10<sup>-27</sup>kg

表5 SI接頭語

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

(注)

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

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名 称	記 号
オングストローム	Å
バーン	b
バール	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å=0.1nm=10<sup>-10</sup>m

1 b=100fm<sup>2</sup>=10<sup>-28</sup>m<sup>2</sup>

1 bar=0.1MPa=10<sup>5</sup>Pa

1 Gal=1cm/s<sup>2</sup>=10<sup>-2</sup>m/s<sup>2</sup>

1 Ci=3.7×10<sup>10</sup>Bq

1 R=2.58×10<sup>-4</sup>C/kg

1 rad=1cGy=10<sup>-2</sup>Gy

1 rem=1cSv=10<sup>-2</sup>Sv

### 換 算 表

圧 力	N(=10 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf	換 算 表			
				MPa(=10bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)
	1	0.101972	0.224809	1	10.1972	9.86923	7.50062×10 <sup>3</sup>
	9.80665	1	2.20462	0.0980665	1	0.967841	735.559
	4.44822	0.453592	1	0.101325	1.03323	1	760
粘度	1 Pa·s(N·s/m <sup>2</sup> )	10 P(ボアズ)(g/(cm·s))		1.33322×10 <sup>-4</sup>	1.35951×10 <sup>-3</sup>	1.31579×10 <sup>-3</sup>	1
動粘度	1 m <sup>2</sup> /s	10 <sup>4</sup> St(ストーカス)(cm <sup>2</sup> /s)		6.89476×10 <sup>-3</sup>	7.03070×10 <sup>-2</sup>	6.80460×10 <sup>-2</sup>	51.7149

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	換 算 表	
								1 cal= 4.18605J (計量法)	1 cal= 4.184J (熱化学)
	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>		
	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>		
	3.6×10 <sup>6</sup>	3.67098×10 <sup>5</sup>	1	8.59999×10 <sup>5</sup>	3412.13	2.65522×10 <sup>6</sup>	2.24694×10 <sup>25</sup>		
	4.18605	0.426858	1.16279×10 <sup>-6</sup>	1	3.96759×10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272×10 <sup>19</sup>		
	1055.06	107.586	2.93072×10 <sup>-4</sup>	252.042	1	778.172	6.58515×10 <sup>21</sup>		
	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>		
	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	照射線量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
	1	2.70270×10 <sup>-11</sup>		1	100		1	3876		100	
	3.7×10 <sup>10</sup>	1		0.01	1		2.58×10 <sup>-4</sup>	1		0.01	1

(86年12月26日現在)

高温工学試験研究炉の出力上昇試験（高温試験運転）－試験方法及び結果の概要－

R100  
古紙配合率100%再生紙を使用しています