



JAEA-Review

2007-017



JP0750188

HTTR(高温工学試験研究炉)の試験・運転と技術開発 (2005年度)

Operation, Test, Research and Development of
the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)
(FY2005)

(編) 高温工学試験研究炉部

(Ed.) Department of HTTR

大洗研究開発センター

Oarai Research and Development Center

March 2007

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

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

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

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

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

HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発
(2005 年度)

日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター
(編) 高温工学試験研究炉部

(2007 年 2 月 5 日受理)

日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センターの HTTR（高温工学試験研究炉）は、熱出力 30MW の黒鉛減速ヘリウムガス冷却型原子炉で、我が国初の高温ガス炉である。

HTTR は平成 13 年 12 月に熱出力 30MW を達成し、平成 14 年 3 月に原子炉出口冷却材温度 850°C における使用前検査合格証を取得した。平成 14 年度から定常運転、安全性実証試験を行い、平成 16 年 4 月に高温試験運転モードで、世界で初めて原子炉出口冷却材温度 950°C を達成し、同年 6 月には原子炉出口冷却材温度 950°C における使用前検査合格証を取得した。

平成 17 年度は、施設定期自主検査、反応度制御設備の分解点検等を実施するとともに、安全性実証試験計画を推進した。

本報告書は、平成 17 年度（2005 年）の HTTR の運転と保守及び各種技術開発の状況等について紹介する。

Operation ,Test, Research and Development of
the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)
(FY2005)

(Ed.)Department of HTTR

Oarai Research and Development Center
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received February 5, 2007)

The High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) constructed at the Oarai Research and Development Center of the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) is the first high-temperature gas-cooled reactor (HTGR) in Japan, which is a graphite-moderated and helium gas-cooled reactor with 30MW of thermal power.

The full power operation of 30MW was attained in December , 2001, and then JAERI (JAEA) received the commissioning license for the HTTR in March, 2002. Since 2002, we have been carrying out rated power operation, safety demonstration tests and several R&Ds , etc., and conducted the high-temperature test operation of 950°C in April, 2004.

In fiscal 2005 year, periodical inspection and overhaul of reactivity control system were conducted, and safety demonstration tests were promoted.

This report summarizes activities and test results on HTTR operation and maintenance as well as safety demonstration tests and several R&Ds , which were carried out in the fiscal year of 2005 .

Keywords: HTGR, HTTR, Operation, Test, Commissioning

目 次

1. 概 要	1
1. 1 HTTR の運転の状況.....	1
1. 2 機器の製作、工事等の状況	2
1. 3 所内及び所外の専門部会等での審議	2
2. 施設定期自主検査中に実施した整備.....	3
2. 1 後備停止系駆動装置 (R1-3) の不具合の原因と対策	3
2. 2 RSS モータの交換及び反応度制御設備の分解点検.....	6
2. 3 バリシール実証試験	10
2. 4 広領域中性子検出器 CH-I の動作不良の原因調査と対策.....	21
2. 5 サンプリング設備の整備	26
2. 6 原子炉建家機材搬出入開口部ハッチの更新	28
3. HTTR の運転・保守	29
3. 1 原子炉の運転管理.....	29
3. 2 保守管理	29
4. 安全性実証試験の主な成果	39
4. 1 概要	39
4. 2 平成 17 年度の試験計画	39
4. 3 安全性実証試験枠拡大に向けた準備	40
5. 放射線管理	50
5. 1 放射線作業時の管理	50
5. 2 個人被ばく管理	50
5. 3 排気及び排水の管理	50
6. 技術開発	53
6. 1 環状炉心の特性評価	53
6. 2 燃料温度評価モデルの開発	59
6. 3 PPWC 及び SPWC の性能評価	63
7. 高温ガス炉開発に関する国際協力	71
あとがき	72

付録 1 平成 17 年度高温工学試験研究関連研究発表	73
付録 2 平成 17 年度高温工学試験研究関係主要記事	77

Contents

1.	Outline of Activities	1
1.1	HTTR Operation and Tests	1
1.2	Construction.....	2
1.3	Deliberations in Specialist's Committees	2
2.	Maintenance during the Periodical Inspection.....	3
2.1	Cause and Countermeasure for Malfunction of Driving Machine of Reserved Shutdown System (RSS)	3
2.2	Exchange of RSS Motor and Overhaul of Reactivity Control Equipment	6
2.3	Demonstration Tests of Burr Seal	10
2.4	Cause Investigation and Countermeasure of Inferior of the Count of Wide Range Monitor CH-I	21
2.5	Rigging of Sampling Facility	26
2.6	Renewal of Equipment/Material Carrying-in/-out Hatch at Reactor Building	28
3.	Operation and Maintenance of HTTR	29
3.1	Operation of HTTR	29
3.2	Maintenance of HTTR	29
4.	Safety Demonstration Tests	39
4.1	Outline of Safety Demonstration Tests	39
4.2	Safety Demonstration Test Plan in 2005	39
4.3	Preparation for New Safety Demonstration Tests	40
5.	Radiation Control	50
5.1	Radiation Monitoring and Control.....	50
5.2	Control of Personal Exposure.....	50
5.3	Monitoring of Exhaust Gas and Drainage.....	50
6.	Research and Development (R&D)	53
6.1	Estimation for Characteristics of Annular Core	53
6.2	Development of Fuel Temperature Estimation Model.....	59
6.3	Evaluation of Heat Exchange Performance for PPWC and SPWC	63
7.	International Cooperation on HTGR Development.....	71

Postscript.....72

Appendix 1 Publication and Presentation on High Temperature Engineering Research
in 200473

Appendix 2 Major Events on High Temperature Engineering Research in 2004.....77

1. 概 要

高温工学試験研究炉（HTTR）は、原子力エネルギー利用の多様化として、水素製造と発電が可能である高温ガス炉の技術基盤の確立を目的とした試験研究炉である。燃料として被覆粒子燃料、主要な炉心構造材に黒鉛、1次冷却材にヘリウムガスを用いた原子炉熱出力30MW、原子炉入口冷却材温度395°C、原子炉出口温度850/950°Cの日本初の高温ガス炉である。

HTTRは、平成3年に建設を開始し、平成10年11月10日に初臨界を達成した。その後、平成11年度から出力上昇試験を進め、平成13年12月に原子炉出口冷却材温度850°Cを、平成16年4月には設計目標である原子炉出口冷却材温度950°Cを達成した。

この設計目標の達成を節目とし、平成17年10月の旧原子力二法人統合による日本原子力研究開発機構の発足の際、高温工学試験研究炉開発部は、高温工学試験研究炉部へと名称変更し、HTTRの開発から高温ガス炉開発のためのHTTR運転・試験の実施へと軸足を移しながら、高温ガス炉実用化を目指したデータ取得のための長期連続運転、高温ガス炉の優れた安全性を実証するための安全性実証試験等を進めている。

1. 1 HTTRの運転の状況

(1) HTTRの運転

施設定期検査の受検及び安全性実証試験のため、定格単独運転モード（運転サイクルRS-7）により、平成17年8月30日に原子炉を起動した。施設定期検査として原子炉停止余裕検査等を平成17年8月31日に受検し、最終回の検査に向けて平成17年9月1日から出力上昇を開始し、平成17年9月7日に原子炉出力90%へ到達した。原子炉出力100%に向けてこの出力を保持し、1次冷却材中の不純物除去運転を実施していたところ、平成17年9月11日14:43に、落雷による商用電源喪失が発生し、原子炉が自動停止した。その後、原子炉の再起動に向けた準備を進める中で、広領域中性子検出器の不具合が判明し、その対応のため、定検運転は、平成18年度に延期されることとなった。

(2) 第3回施設定期自主検査

今年度も、平成16年7月26日から開始した第3回施設定期自主検査を、施設定期自主検査実施計画に基づき実施してきたが、定検運転の準備期間中に、広領域中性子検出器の不具合が発生した。不具合原因を調査した結果、原因は検出器の高圧電源ケーブルの接触不良であることが判明し、対策として、平成18年度に広領域中性子検出器3個全てを交換することとなった。そのため、定検期間を平成18年12月15日まで延長する変更届を国に行った。

一方、平成17年2月19日の原子炉自動停止後の後備停止系の作動試験で判明した後備停止系駆動装置の不具合については、平成17年4月から6月まで原因調査作業を実施し、その結果を受けて、平成18年度から同装置の分解点検を行うこととしていた。しかし、前述の広領域中性子検出器の不具合発生にともない、計画を繰り上げ、平成17年11月から平成18年3月の間、後備停止系駆動装置のモータ合計4基の交換及び反応度制御設備の分解点検を行った。

(3) 高温試験運転の評価等と安全性実証試験

高温試験運転モードでの出力上昇試験における燃料温度、熱交換器の性能、出力係数等の研究課題に関する評価検討を進めた。

文部科学省からの受託事業である「高温ガス炉固有の安全性の定量的実証」については、安全評価手法の高度化、高温ガス炉機器の健全性評価手法の高度化に係る研究を進めた。また、安全性実証試験について事前解析、試験計画書、試験手順書の策定を進めた。原子炉出力 24MW からの制御棒引抜き試験、循環機停止試験及び循環機回転数低下試験を平成 17 年度に実施する計画であったが、原子炉スクラム等により、これらの試験は、平成 18 年度に延期となった。

安全性実証試験の枠拡大の安全解析等を進めるとともに、原子炉設置変更許可申請の準備を進めた。

1. 2 機器の製作、工事等の状況

第 2 次燃料の製作は、平成 17 年 3 月末に完了し、現在メーカーにて保管している。また、施設定期自主検査期間中の平成 17 年 10 月から平成 18 年 3 月にかけて、既に製作済みの広領域中性子検出器 1 個を除く 2 個の検出器の製作を行った。

1. 3 所内及び所外の専門部会等での審議

文部科学省の公募事業である「高温ガス炉固有の安全性の定量的実証」(平成 14 年度から実施)の計画、内容の妥当性等について審議するため、所外の専門家を中心とした「高温ガス炉安全性実証試験検討専門部会」を平成 18 年 3 月 9 日に開催し、安全性実証試験の計画、安全評価手法の高度化、高温ガス炉機器の健全性評価手法の高度化等に係る研究の進捗状況等について審議を行った。

文部科学省の公募事業である「革新的高温ガス炉用燃料・黒鉛に関する技術開発」(平成 16 年度から実施)の計画、内容の妥当性等について審議するため、所外の専門家を中心とした「革新的高温ガス炉用燃料・黒鉛技術開発検討専門部会」を平成 18 年 2 月 23 日に開催し、ZrC 被覆燃料の製造技術の開発及び照射試験・照射後試験、反応度投入事象での高温ガス炉燃料挙動評価を通じた限界性能の把握、黒鉛構造物の機械的特性の非破壊的評価技術開発等に係る研究の進捗状況等について審議を行った。

また、所外の専門家を中心とした「第 1 回高温ガス炉システム研究委員会」を平成 18 年 3 月 13 日に東京で開催し、上記 2 つの専門部会の活動状況及び核熱利用研究開発の現状等について審議を行った。

安全性実証試験の枠拡大について、所内の「HTTR 安全性確認専門部会」において審議し、原子炉設置変更の内容が妥当であるとの結論を得、その結果を第 216 回原子炉等安全審査委員会に報告した。また、行政庁への事前説明を経て平成 17 年 8 月 15 日付け(17 原研 05 第 94 号)で原子炉設置変更の申請を行った。行政庁での 1 次審査は、現地調査を含め 4 回のアドバイザリー会合を開催することで行われ、そこでのコメント等を反映して、平成 18 年 1 月 25 日付け(17 原機(安)030)で申請書の本文及び添付書類の一部を補正したが、添付書類五の有資格者数などに誤りが認められたため、平成 18 年 3 月 29 日付け(17 原機(安)033)で再度補正した。

2. 施設定期自主検査中に実施した整備

2. 1 後備停止系駆動装置（R1-3）の不具合の原因と対策

(1) 概要

平成 17 年 2 月 21 日に後備停止系駆動装置（以下「RSS」という。）（第 2.1-1、2.1-2 図参照）の作動試験を行ったところ、R1-3RSS の正常動作を確認する位置表示灯が一時的に点灯しない事象が発生した。このことから、R1-3RSS モータの分解点検を行い、不具合の調査を行った。調査の結果、RSS モータ本体上部のオイルシールが変形し、ブレーキ部に混合物（ブレーキディスクの磨耗した粉とモータ本体上部に取付けられているサイクロ減速機のグリースの分離油）が付着していた。また、この混合物は、粘着力を生じており、これによってブレーキの解除を阻害して、モータの動作を妨げたものであることが分かった。（第 2.1-3 図参照）

なお、オイルシール変形の原因是、モータ組立時のオイルシールの組立不良によるものと推定された。

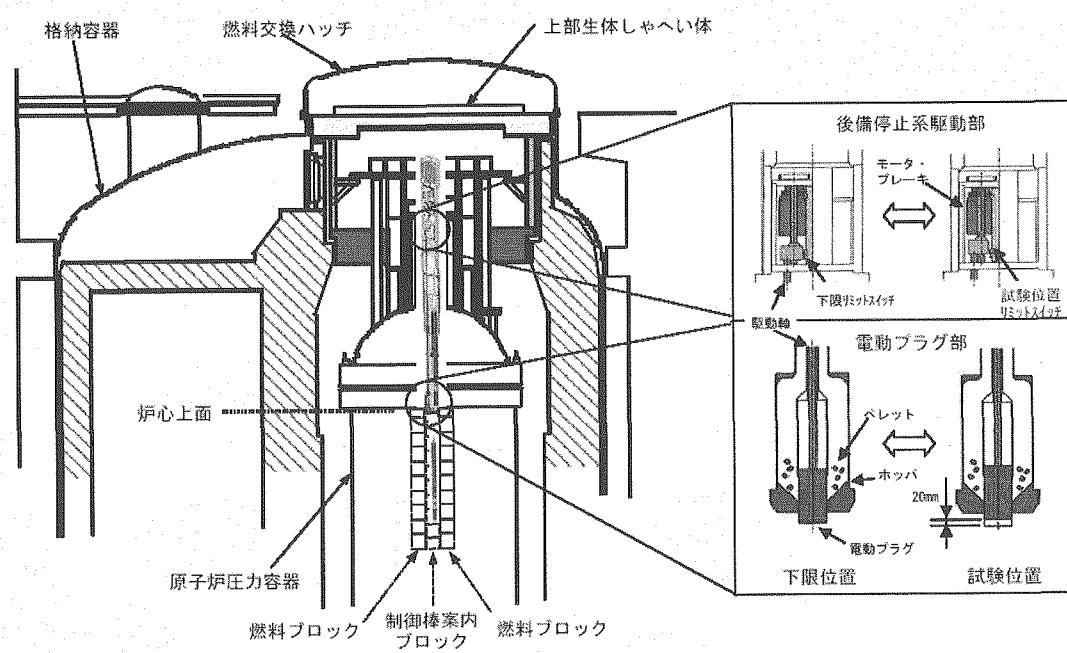
本事象の詳細は、JAEA-Technology 2006-030 「HTTR 後備停止系不具合の調査報告書」 参照。

(2) 対策

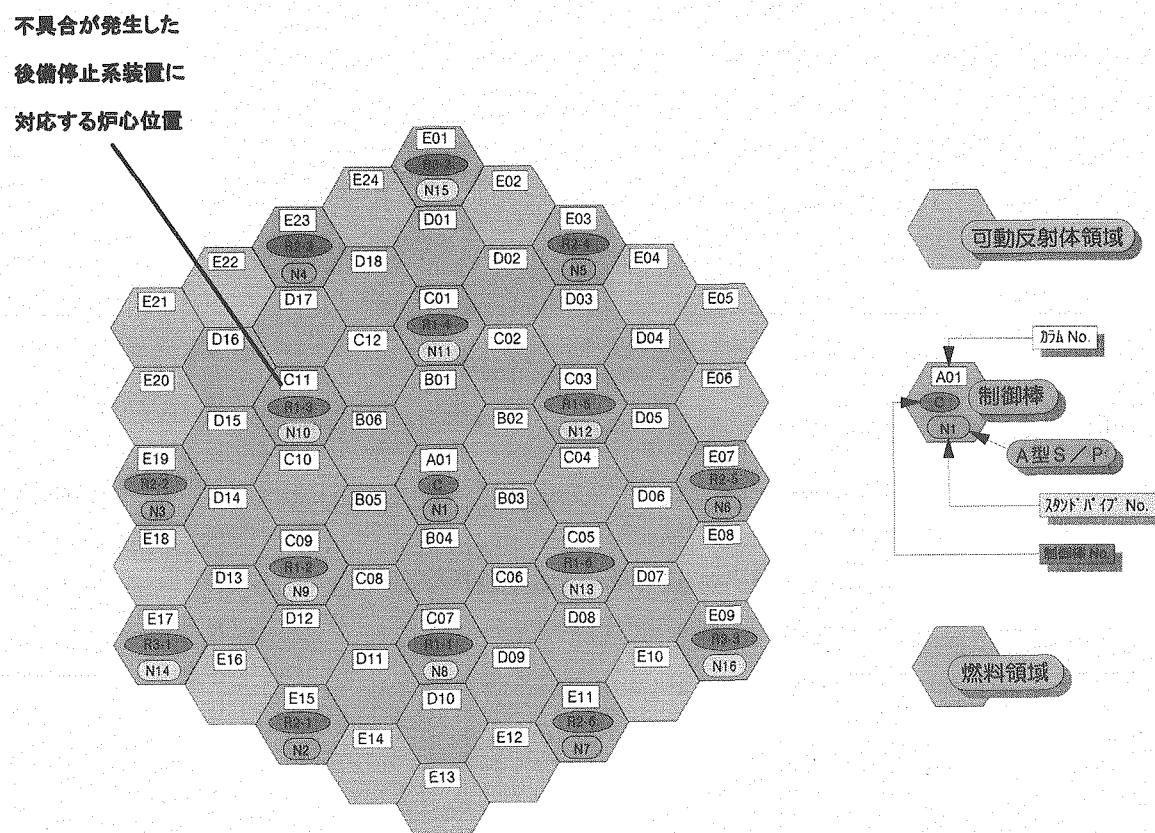
対策に先立ち、R1-3RSS 以外の RSS の健全性確認、ブレーキ部に分離油が侵入したことを早期に検知すること及び混合物の粘着特性を確認するため、分離油又は混合物と RSS モータの作動特性を確認した。確認の結果、RSS モータのブレーキ開放時間及びモータ起動電流継続時間を測定することにより、RSS の健全性が確認できること、分離油の早期検知が可能であり、且つ RSS の性能が維持できなくなるまでには、数回の RSS モータの作動を要することが判った。なお、R1-3RSS 以外の全ての RSS について、ブレーキ開放時間及びモータ起動電流継続時間を測定することで、分離油及び混合物の侵入はなく、性能に問題のないことを確認した。

本事象の対策として、R1-3RSS を含む他の RSS については、以下の対策を行うこととした。

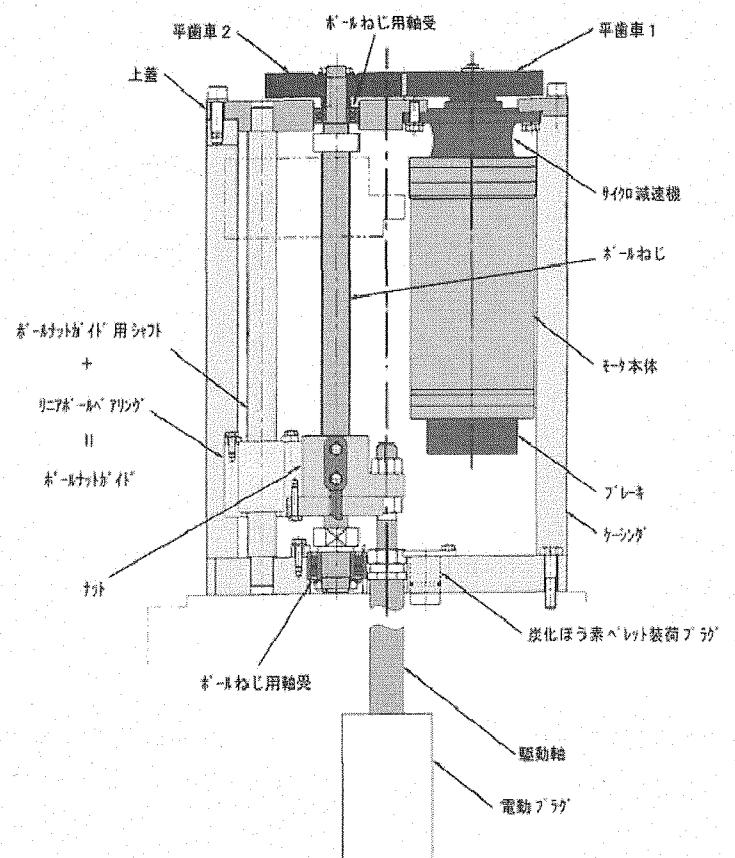
- R1-3RSS については、当該モータを予備品のモータと交換する。
- 全ての RSS モータを交換する間、RSS の定期的な 1 回／月の作動試験においては、表示灯の点灯による作動の確認に加えて、管理基準値を定めてブレーキ開放時間およびモータ起動電流継続時間の測定を行うことにより、RSS の機能が維持されていることを確認する。
- 全てのモータを今後 5 年以内に交換する。



第 2.1-1 図 後備停止系駆動装置設置図



第 2.1-2 図 炉心配置図



第2.1-3図 後備停止系駆動装置構造

2. 2 RSS モータの交換及び反応度制御設備の分解点検

(1) 概要

平成 17 年 11 月から平成 18 年 3 月の間、R1-4RSS、R2-5RSS、R3-1RSS、R3-2RSS 合計 4 基の RSS モータの交換及び反応度制御設備の分解点検を行った。反応度制御設備の点検は、平成 14 年度から毎年 4 基ずつ非分解点検を行っており、当初の予定では平成 18 年度から分解点検に移行することとしていたが、R1-3RSS 不具合の水平展開である RSS モータ交換に伴い平成 17 年度から分解点検を行うこととした。

2. 2. 1 RSS モータ交換

(1) 概要

交換用のモータは、万が一オイルシールが変形してもブレーキ部に分離油が侵入しないような改良を行ったモータとした（第 2.2-1 図参照）。また、モータ交換前には、モータ本体、サイクロ減速機及びブレーキの外観検査を行い異常のないことを確認すると共に、ブレーキ開放時間およびモータ起動電流継続時間を測定し、各々が管理基準値内であることを確認した。

R2-5RSS モータにおいては、事前に測定したブレーキ開放時間およびモータ起動電流継続時間の測定結果から、運転手引きの管理基準は満足していたが、ブレーキ部に分離油浸入の兆候が見られた為、同モータの詳細点検を行った。なお、他の RSS モータ 3 体については、作動試験時の測定結果が正常値で、かつ、オイルシールの変形及び分離油の浸入はなかった。

(2) R2-5RSS モータの詳細点検

モータの詳細点検を行ったところ、モータ本体上部のオイルシールの変形が認められた。また、モータ及びブレーキに分離油が浸入していることを確認したが、ブレーキ部の固着は認められなかった。

詳細点検結果から、R2-5RSS オイルシールの変形の状況は R1-3RSS と同様の事象と考えられる。また、RSS 作動試験時の管理基準値及び管理方法について、R2-5RSS の詳細点検結果と他の 3 体の点検結果から異常の早期検知として有効であることを再確認した。

2. 2. 2 反応度制御設備の分解点検

(1) 概要

本分解点検は、反応度制御設備の機能維持及び各部品の使用状況の確認のため、制御棒駆動装置及び後備停止系駆動装置について実施した。分解点検は、炉内からの取り出し、分解前の外観検査・電気試験・駆動試験、分解点検、組み立て、組み立て後の外観検査・電気試験・駆動試験、炉内への据付の流れで行った。

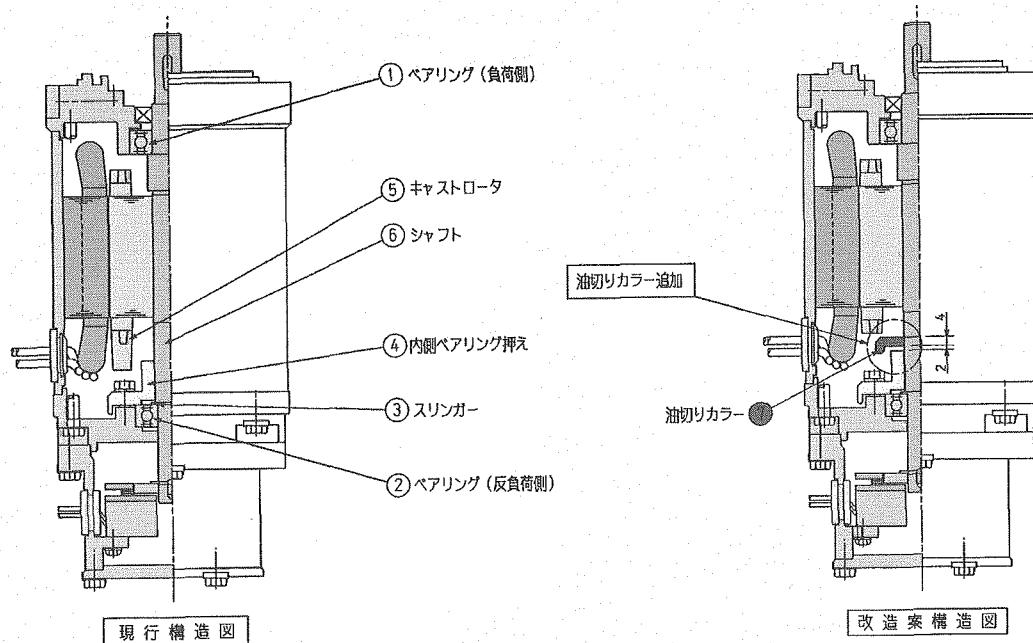
制御棒駆動装置の分解点検では、駆動部（機械部品（歯車・ガスダンパ等））の外観点検、リミットスイッチ・モータ等の導通確認及び絶縁抵抗測定、各駆動部の動作確認、電気部品（AC サーボモータ・発電型調速機構・サイクロ減速機・リミットスイッチ）の交換等を行

い同駆動装置の健全性を確認した（図 2.2-2 参照）。

後備停止系駆動装置の分解点検では、駆動部（機械部品（歯車・ボールねじ）の外観点検、リミットスイッチ・モータの導通確認及び絶縁抵抗測定、各駆動部の動作確認、電気部品（リミットスイッチ・RSS モータ不具合の対策であるモータ）の交換を行い同駆動装置の健全性を確認した（図 2.2-2 参照）。

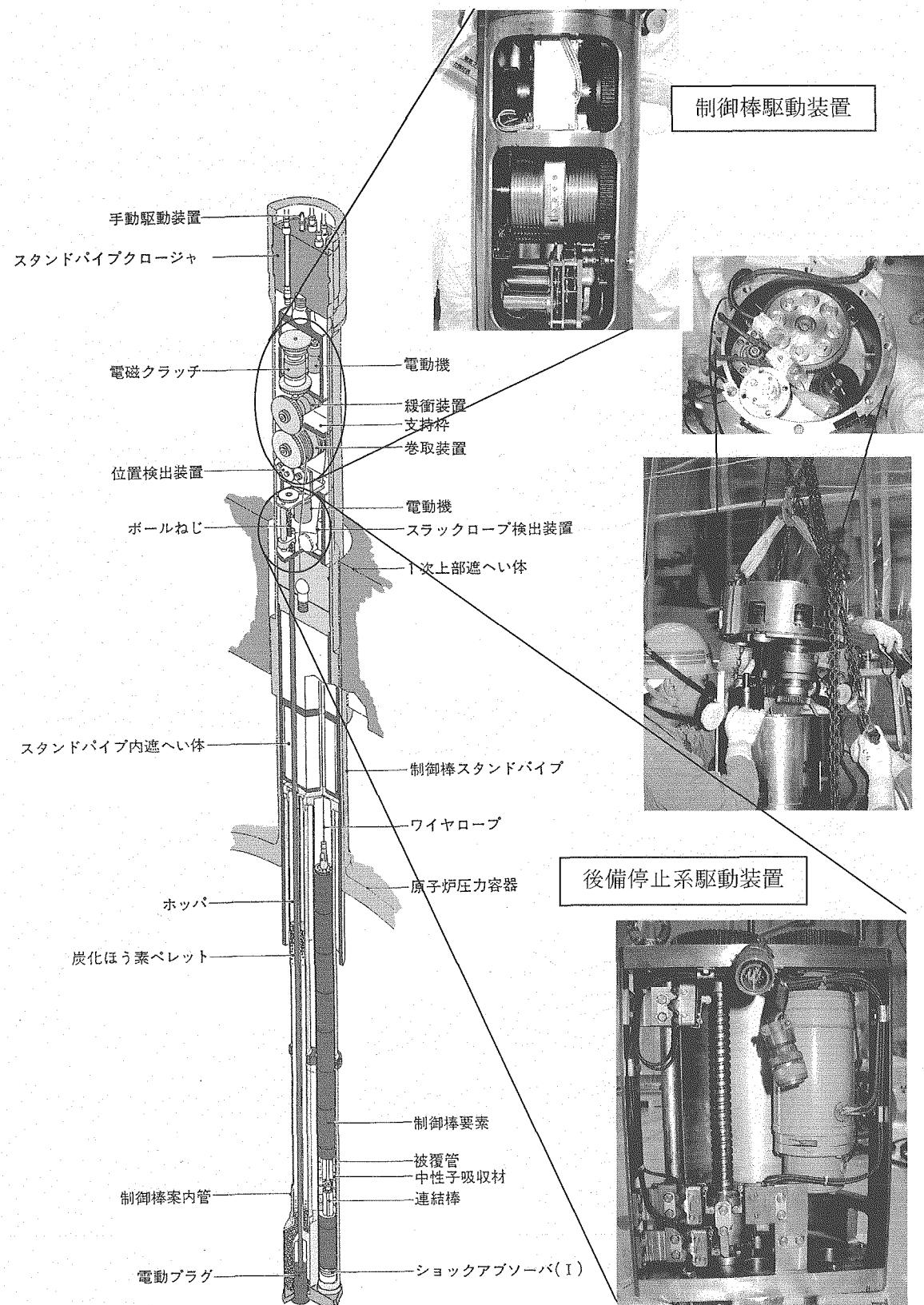
（2）分解点検結果

- ①機械部品である歯車・ガスダンパ・ボールねじ・リニアボールベアリング・サイクロ減速機等については、歯面の欠け、異常な磨耗、傷、異物の付着等の異常は認められなかった。また、手回し等でも異常な齧り等なくスムーズに動作した。
- ②電気品である AC サーボモータ・発電型調速機構・三相誘導電動機（RSS モータ）について、電気的な異常は認められなかった。
リミットスイッチのうち、スラックロープ荷重検出（荷重高）用に、接触抵抗の不安定なものがあった。駆動装置全体に黒色の粉末がみられ、この粉末がリミットスイッチの機能に影響を及ぼしたものと考えられる。また、黒色の粉末は、1 次ヘリウム純化設備ガス循環機のピストンリング等の磨耗によって、磨耗粉がページガスラインを通りスタンドパイプ内に送られ、駆動装置に付着したものと考えられる。
- ③本点検時の汚染状況については、駆動装置全体に黒色の粉末（リミットスイッチに付着していたものと同様のもの）が付着していたが、汚染は最大で約 $2\text{Bq}/\text{cm}^2$ （巻き取りドラムとワイヤ部）であり、除染作業で表面を拭き取ることでバックグラウンド以下とすることができた。
- ④各部品の清掃、交換対象部品の交換、組み立て後、外観点検・電気試験（絶縁抵抗・導通測定）・駆動試験を実施し、所定の性能を満足し、反応度制御設備（制御棒駆動装置及び後備停止系駆動装置）が健全であることを確認した。



HTTR RSSブレーキモータ

第 2.2-1 図 改良前後 RSS モータ構造



第 2.2-2 図 反応度制御設備の分解点検作業写真

2. 3 バリシール実証試験

1次／2次ヘリウム純化設備、1次／2次ヘリウム貯蔵供給設備等に設置されているガス循環機及びヘリウム移送圧縮機については、運転中に度々シールオイル漏れを起し、長期安定運転に支障をきたしている。

このため、平成16年9月から工場試験機等により異物混入、オイル供給遮断、バリシールリップ部の変形、ピストンロッド表面粗さの不適正、バリシール摺動特性の不適正等の要因について調査を開始した。この中で、現状のポリウレタン製バリシールは摺動特性（材質不良）に問題のあることが判明したため、新たにテフロン系シール、テフロン系バリシール、テフロン系ステップシール、ゴム製Uパッキン等の候補材を選定し試験してきた。

この結果、テフロン系バリシールが最もシール性を有していることが分かったが、実機に適用可能か判断するために、工場試験において起動・停止（30回）及び長時間運転（約1235hr）を加味した耐久性試験を行い、シールオイル漏れのないことを確認した。

また、試験後の分解点検調査により、バリシールリップ部に異常な変形等が認められず、健全な状態であること及び残存寿命評価（リップ断面の摩耗量と限界摩耗量の関係）から工場試験機の運転条件では、メーカ性能担保期間（約6000hr）のシール性能維持を満足できることを確認した。

こうした経緯を踏まえ、HTTRの実機へ適用する前に、シールオイル漏れが多発したガス圧縮機（圧力×ピストン摺動速度が高い）を用いた実証試験を下記のとおり実施した。

（1）試験目的

HTTRの長期安定運転におけるガス循環機等の耐圧バウンダリ構成部位の信頼性を向上することを目的として、運転状態を模擬した実機運転条件において、シールオイル漏れの主原因であるバリシールの変形やシールオイル漏れの有無を確認する。

（2）対象ガス圧縮機

シールオイル漏れの頻度が多い、下記設備のガス圧縮機を試験対象とした。

- i . 1次ヘリウム純化設備ガス循環機B号機（機器番号：161B1B）
- ii . 2次ヘリウム貯蔵供給設備ヘリウム移送圧縮機（機器番号：164COM1B）

（3）試験計画

以下の条件で、バリシール実証試験を計画した。

- i . 運転時間 : 約250時間（起動、停止期間を含む）
- ii . 試験圧力 : 約0.2～3.6MPa
- iii . 起動停止回数 : 2回
- iv . 系統状態 : 各系統内で実施
- v . 試験方法 : 第2.3-1図「バリシール実証試験条件及び工程」参照

（4）試験実績及び結果

試験実績及び結果を第2.3-2図に示す。

- i . 試験期間 : 平成17年12月21日～平成18年1月13日（合計11日間）
- ii . 運転時間 : 約220時間
- iii . 試験圧力 : 約3.4～3.6MPa（161B1B）、0.1～3.65MPa（164COM1B）
- iv . 漏れ量 : 漏れなし（161B1B）、約1cc（164COM1B-1/4段：停止時）

(5) 分解点検結果

バリシール実証試験後の分解点検状況を第 2.3-3 図に示す。

- i. 外部漏れ状況 : 漏れなし (161B1B)、約 1cc (164COM1B-1/4 段)
- ii. 内部漏れ状況 : 漏れなし (161B1B)、漏れなし (164COM1B)
- iii. 目視確認 : シールオイル漏れの主原因となるバリシールの変形等はなかった。

(6) 評価結果

以下の評価結果により、実機条件においてテフロン系バリシールは実用上問題ないと判断した。

- i. 漏れ量は、目標としていた許容リーク率 (0.04~0.21cc/h) 以下であった。
- ii. メーカの工場試験後の分解点検結果と類似しており、シールオイル漏れの主原因となるバリシールの変形・変色はなかった。
- iii. バリシールの断面形状を確認した結果、リップ部の摩耗量は極微量であり、残存寿命評価ができる量ではなかった。
- iv. 164COM1B の停止中に発生した極微量の漏れ原因是、バリシールのリップ部に生じた傷と推定した。但し、運転再開時も含め運転中に漏れていないことから、ダイナミックシール機能は正常であったと推定した。

(7) 今後の交換計画

平成 20 年（予定）に実施する連続 50 日運転を鑑み、下記計画で新規バリシールを組込み、HTTR の長期安定運転におけるガス循環機等の耐圧バウンダリ構成部位の信頼性を向上させる。

- i. 平成 18 年定期検査時の新規バリシールの組込みは、原則として各系統の片号機のみとする。但し、1 次ヘリウム純化設備ガス循環機に関しては、耐久性及び残存寿命評価等を実施する目的のため、両号機とも組込む。
- ii. 平成 19 年定期検査時において、1 次ヘリウム純化設備ガス循環機に関して、長期運転後の分解点検を実施し、再度、断面形状確認や残存寿命評価等を行い、耐久性に問題ないか確認する。

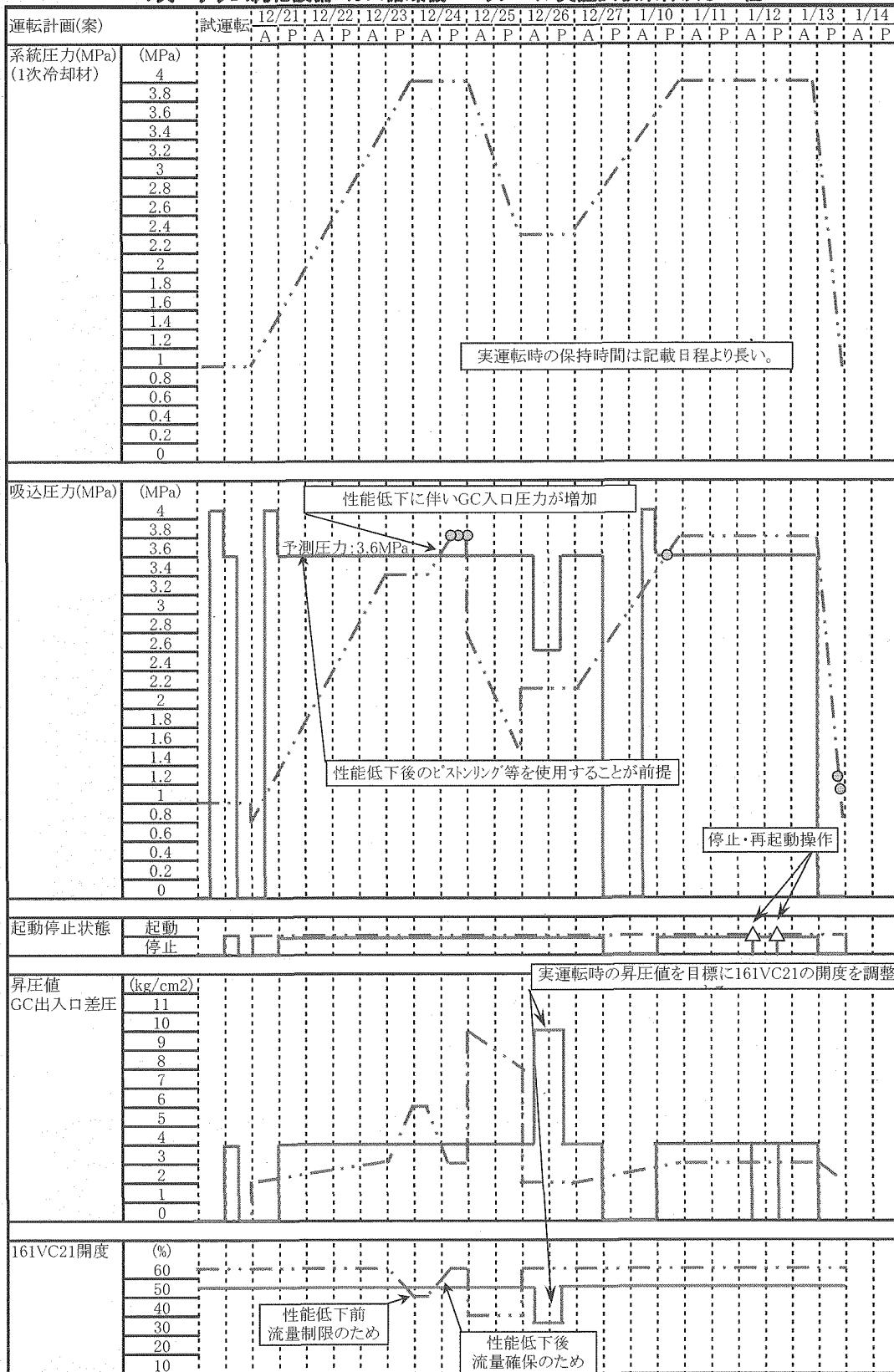
第2.3-1表 バリシール交換時期一覧

機器名称	機器番号	交換時期	
		H18 定検時	H19 定検時
1次 He 純化設備ガス循環機 A 号機	161B1A	○	△
1次 He 純化設備ガス循環機 B 号機	161B1B	○	△
1次 He 純化設備再生ガス循環機	161B2	○	
2次 He 純化設備ガス循環機 A 号機	162B1A		○
2次 He 純化設備ガス循環機 B 号機	162B1B	○	
2次 He 純化設備再生ガス循環機	162B2		○
1次 He 貯蔵供給設備 He 移送圧縮機 A 号機	163COM1A	○	
1次 He 貯蔵供給設備 He 移送圧縮機 B 号機	163COM1B		○
2次 He 貯蔵供給設備 He 移送圧縮機 A 号機	164COM1A		○
2次 He 貯蔵供給設備 He 移送圧縮機 B 号機	164COM1B	○	
1次 He サンプリング設備圧縮機 A 号機	165CP1A		○
1次 He サンプリング設備圧縮機 B 号機	165CP1B	○	
2次 He サンプリング設備圧縮機 A 号機	166CP1A		○
2次 He サンプリング設備圧縮機 B 号機	166CP1B	○	

○ : 新規バリシールに交換する機器、△ : 長期運転後に再評価する機器

注記 : 気体廃棄物廃棄施設の圧縮機に関しては、シールオイル漏れがないため、新規バリシールは組込まない。

1次ヘリウム純化設備 ガス循環機 バリシール実証試験条件及び工程



実運転時のデータ:

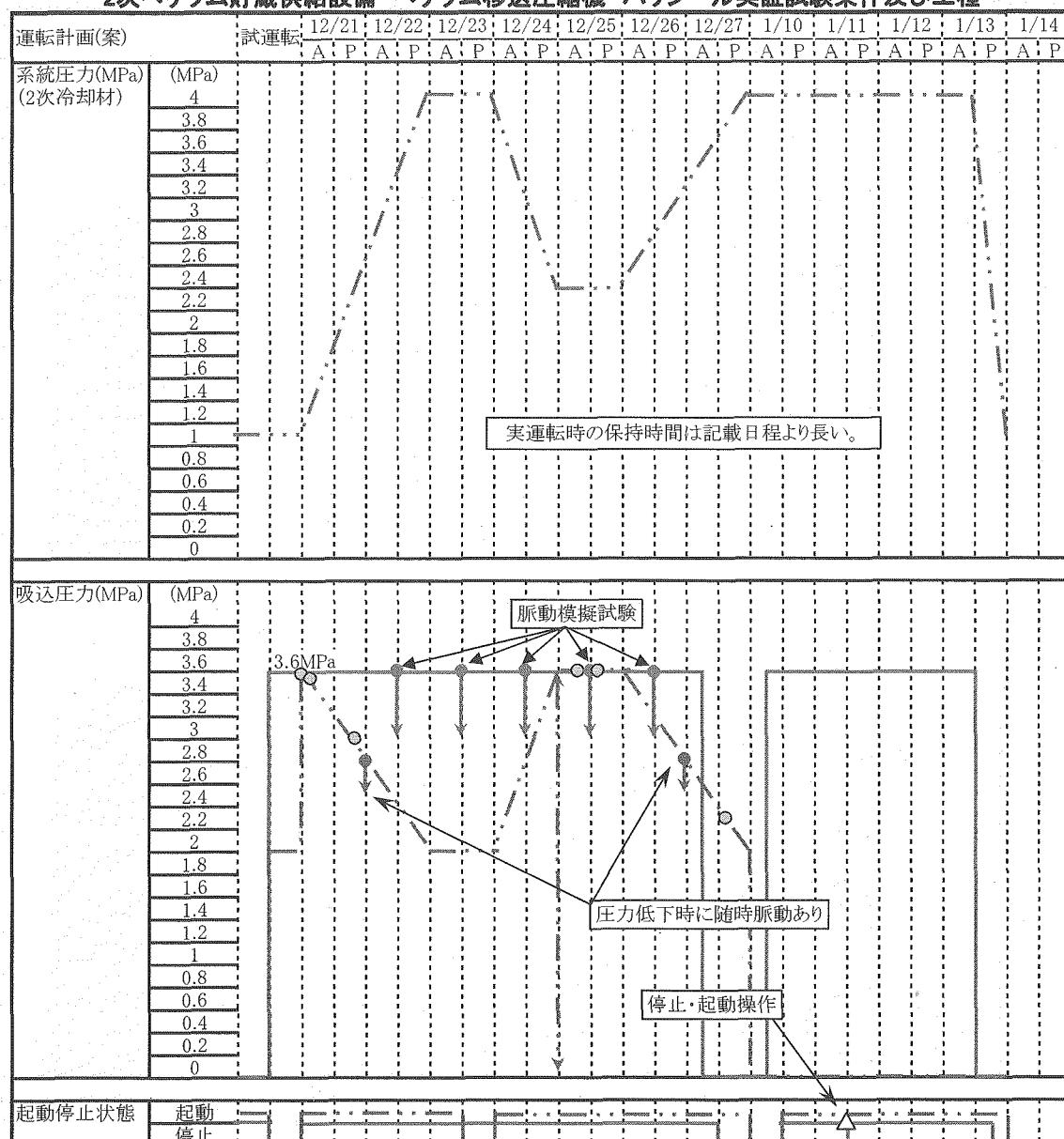
実証試験時の目標値

実運転時のシールオイル漏れ時期:



第2.3-1図 バリシール実証試験条件及び工程 (1/2)

2次ヘリウム貯蔵供給設備 ヘリウム移送圧縮機 バリシール実証試験条件及び工程



実運転時のデータ:



実証試験時の目標値:

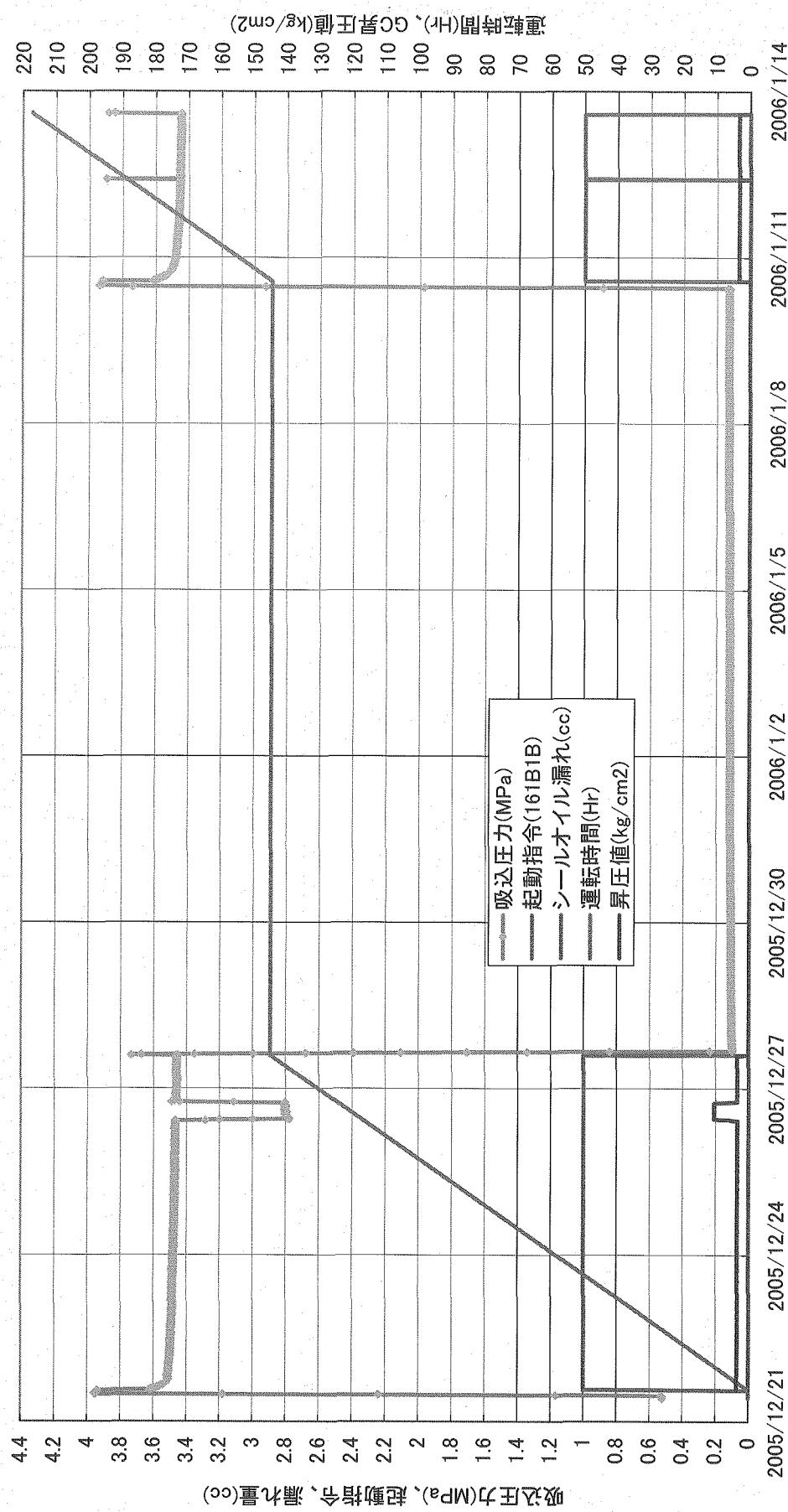


実運転時のシールオイル漏れ時期:



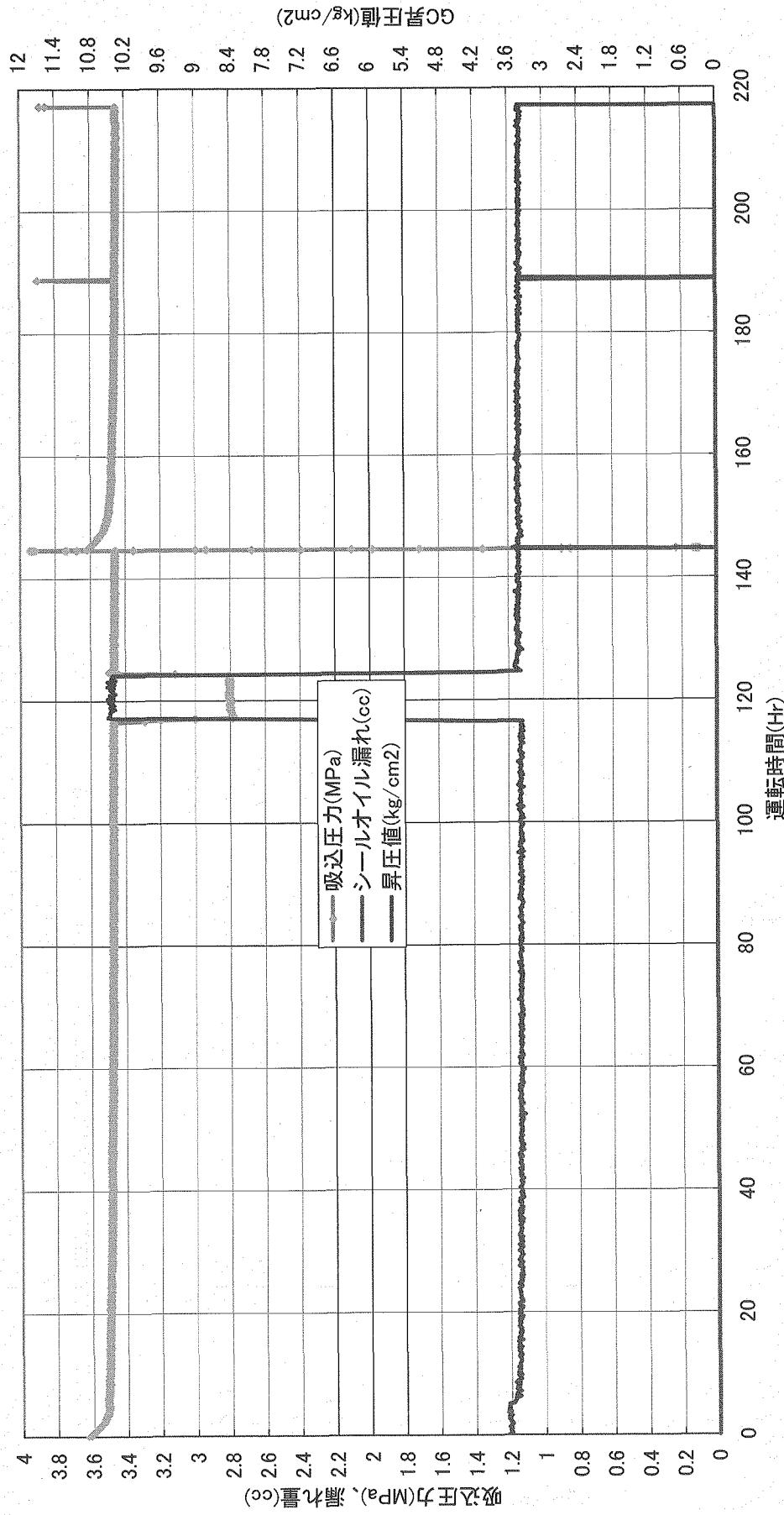
第2.3-1図 バリシール実証試験条件及び工程 (2/2)

パリシール実証試験結果(161B1B) 時刻歴



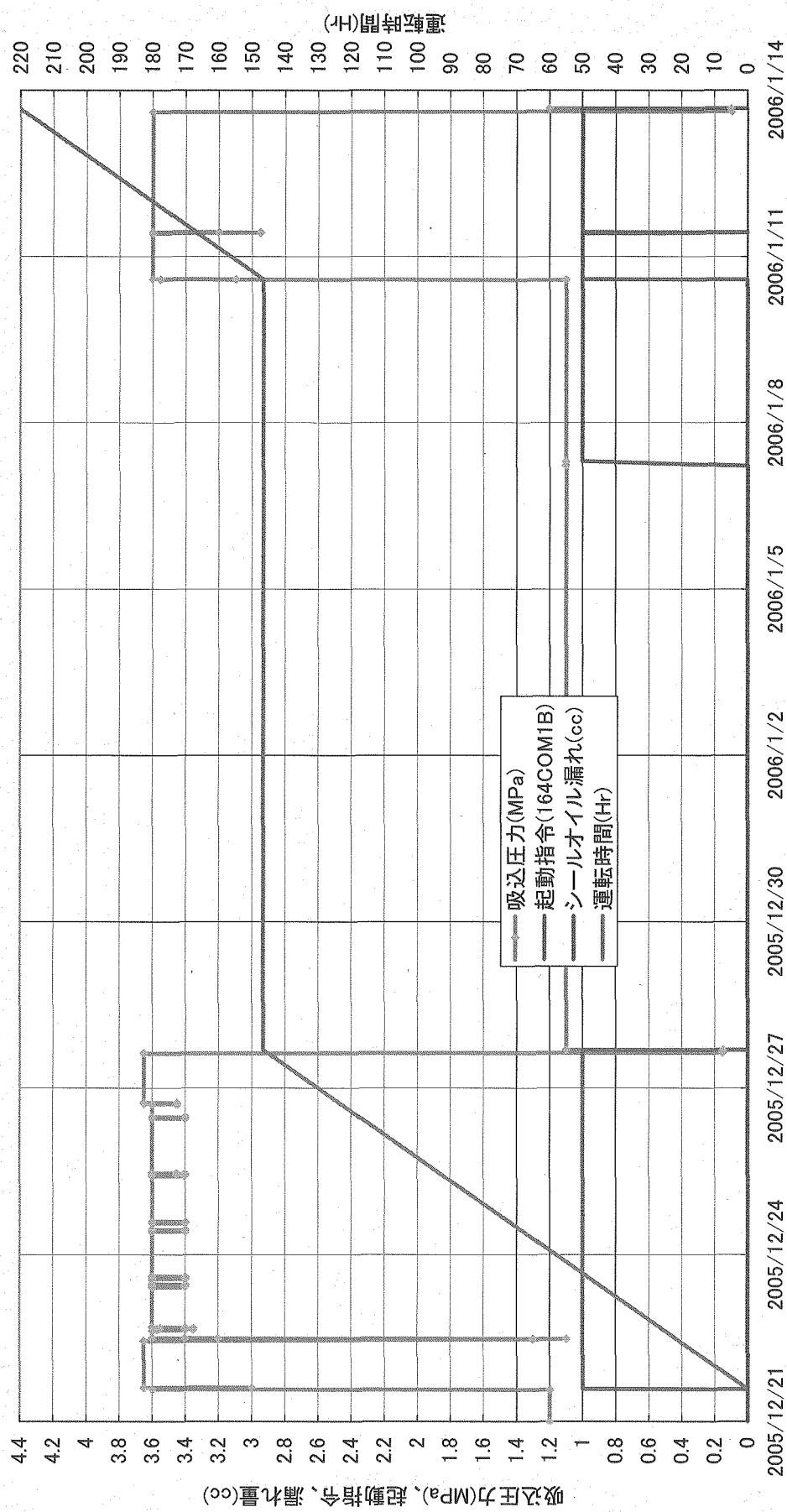
第2.3-2図 パリシール実証試験結果(1/4)

ノバリシール実証試験結果(161B1B) VS運転時間



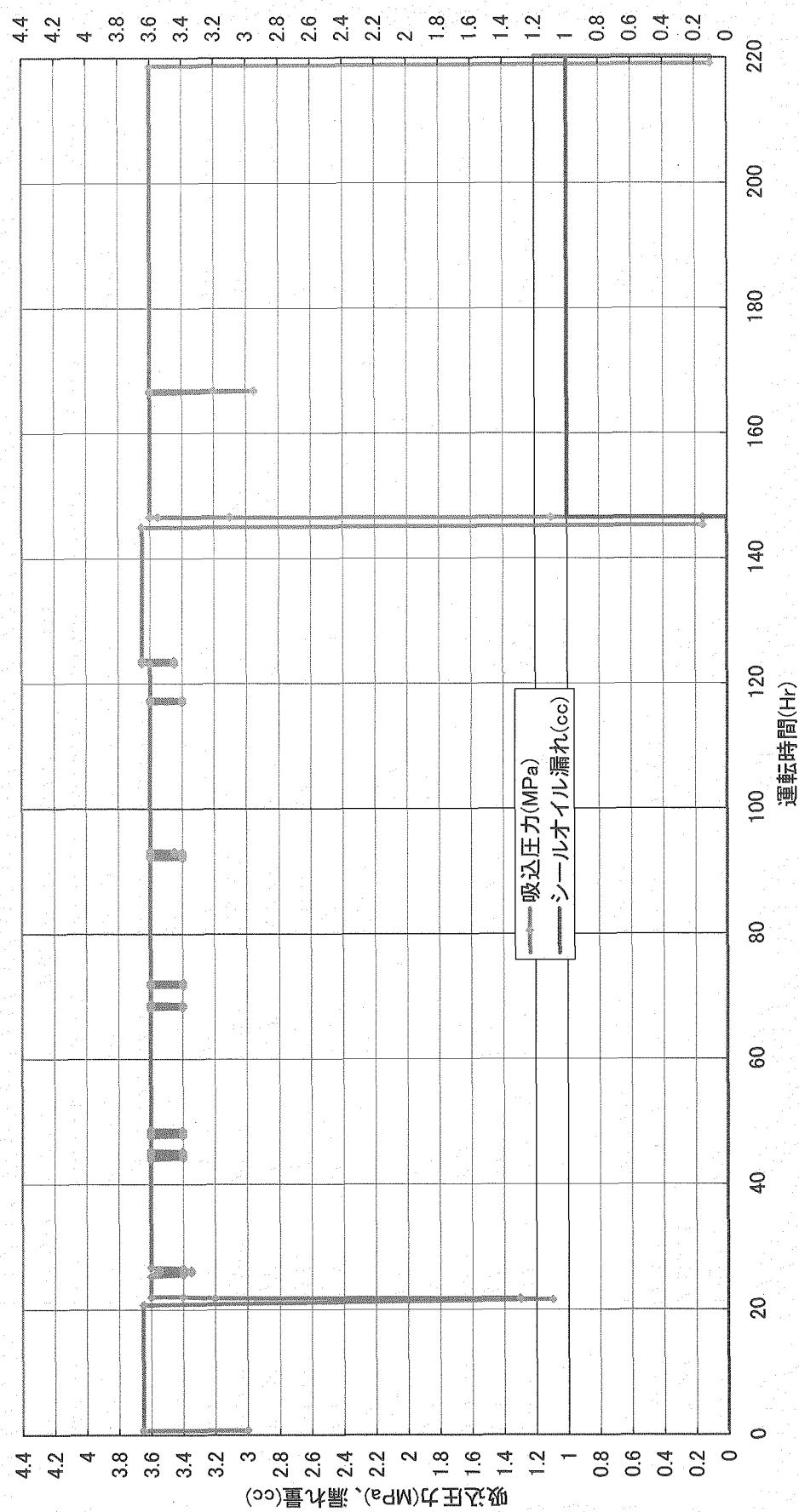
第2.3-2図 バリシール実証試験結果 (2/4)

パリシール実証試験結果(164COM1B)時刻歴

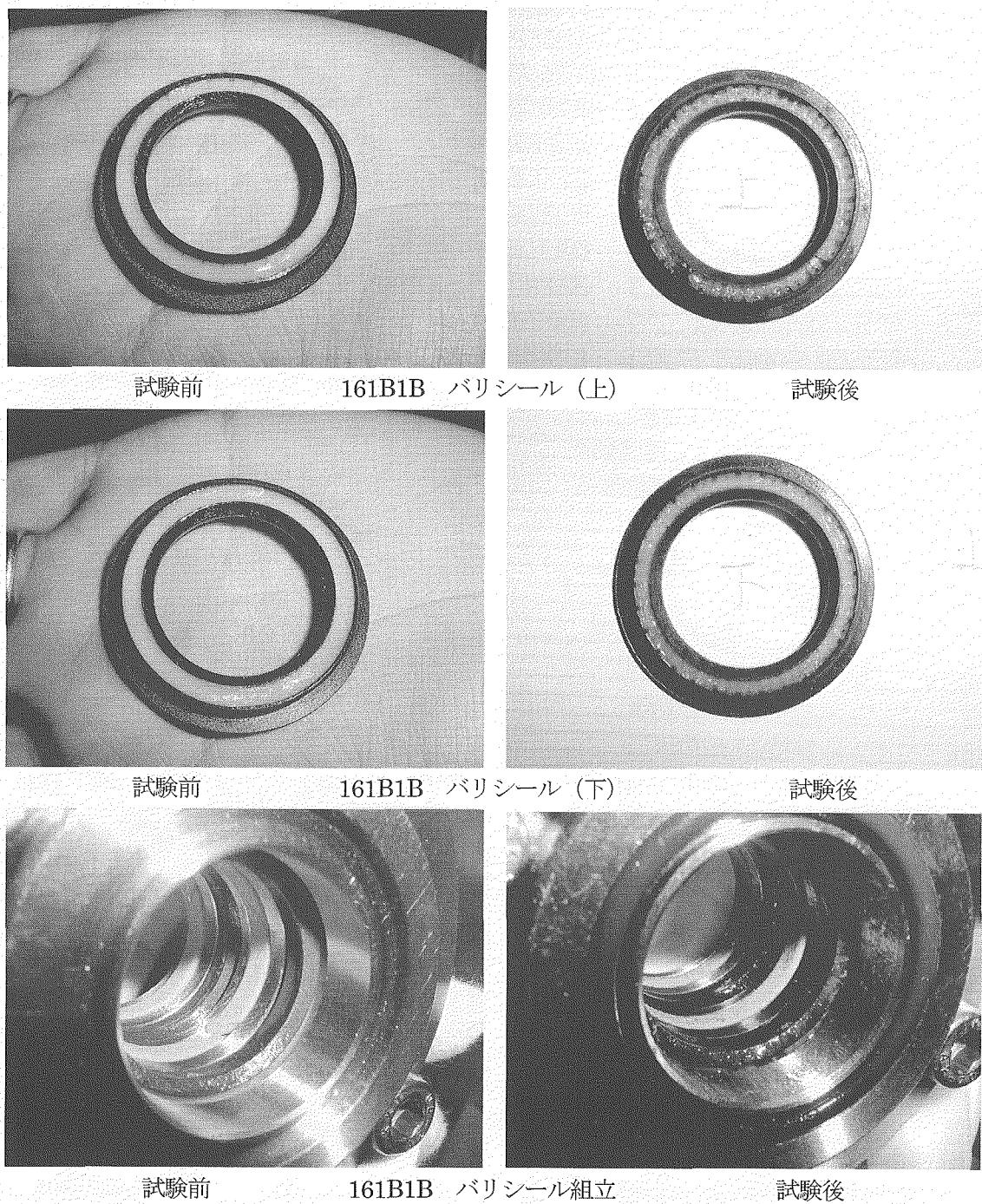


第 2.3-2 図 パリシール実証試験結果 (3/4)

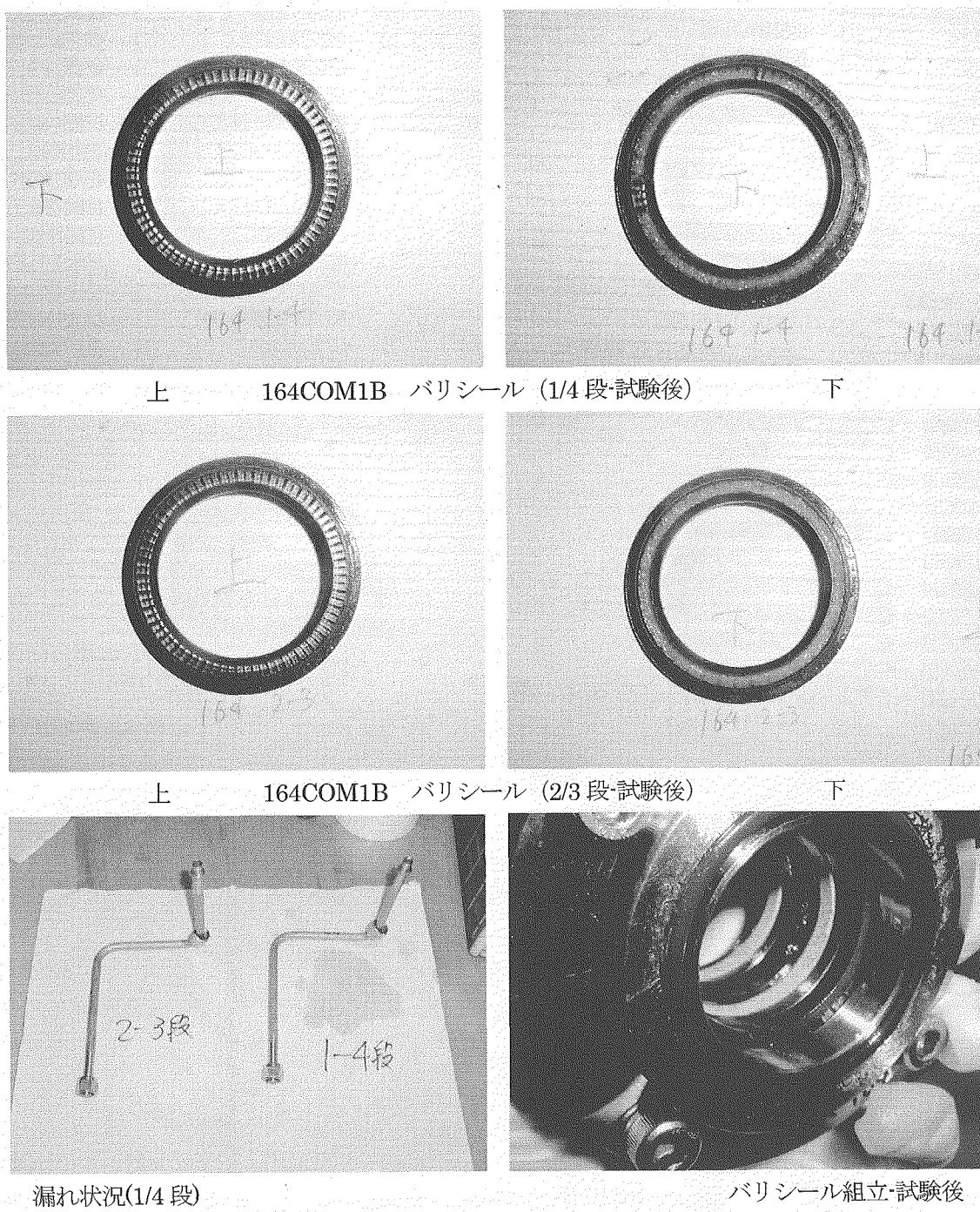
バリシール実証試験結果(164COM1B) VS運転時間



第2.3-2図 バリシール実証試験結果 (4/4)



第 2.3-3 図 バリシール実証試験後分解点検状況結果 (1/2)



第2.3-3図 バリシール実証試験後分解点検状況結果 (2/2)

2. 4 広領域中性子検出器 CH-I の動作不良の原因調査と対策

(1) 経緯

平成 17 年 9 月 11 日に落雷による商用電源喪失により原子炉が自動停止した。原子炉再起動に向けて準備を進めていたところ、9 月 14 日に「中性子検出器動作不能」警報が発報した。主盤の広領域中性子束指示計 CH-I を確認したところ 1cps 以下を示していた(第 2.4-1, 2.4-2 図参照)。

なお、9 月 16 日午後 7 時 31 分頃に「中性子検出器動作不能」警報が復旧し、広領域中性子束指示計 CH-I は原子炉停止時の通常値である約 20cps を示した。(第 2.4-3 図参照)

調査の結果、「中性子検出器動作不能」警報の発報時は、検出器の高圧電源ケーブルの静電容量が検出器電極相当分低下し、検出器の電極間電流*が計測されていなかったことが判明した。このことから動作不能の原因是、広領域中性子検出器 CH-I の高圧電源ケーブル接続部の接触不良による単体故障であると判断した。(第 2.4-4 図参照)

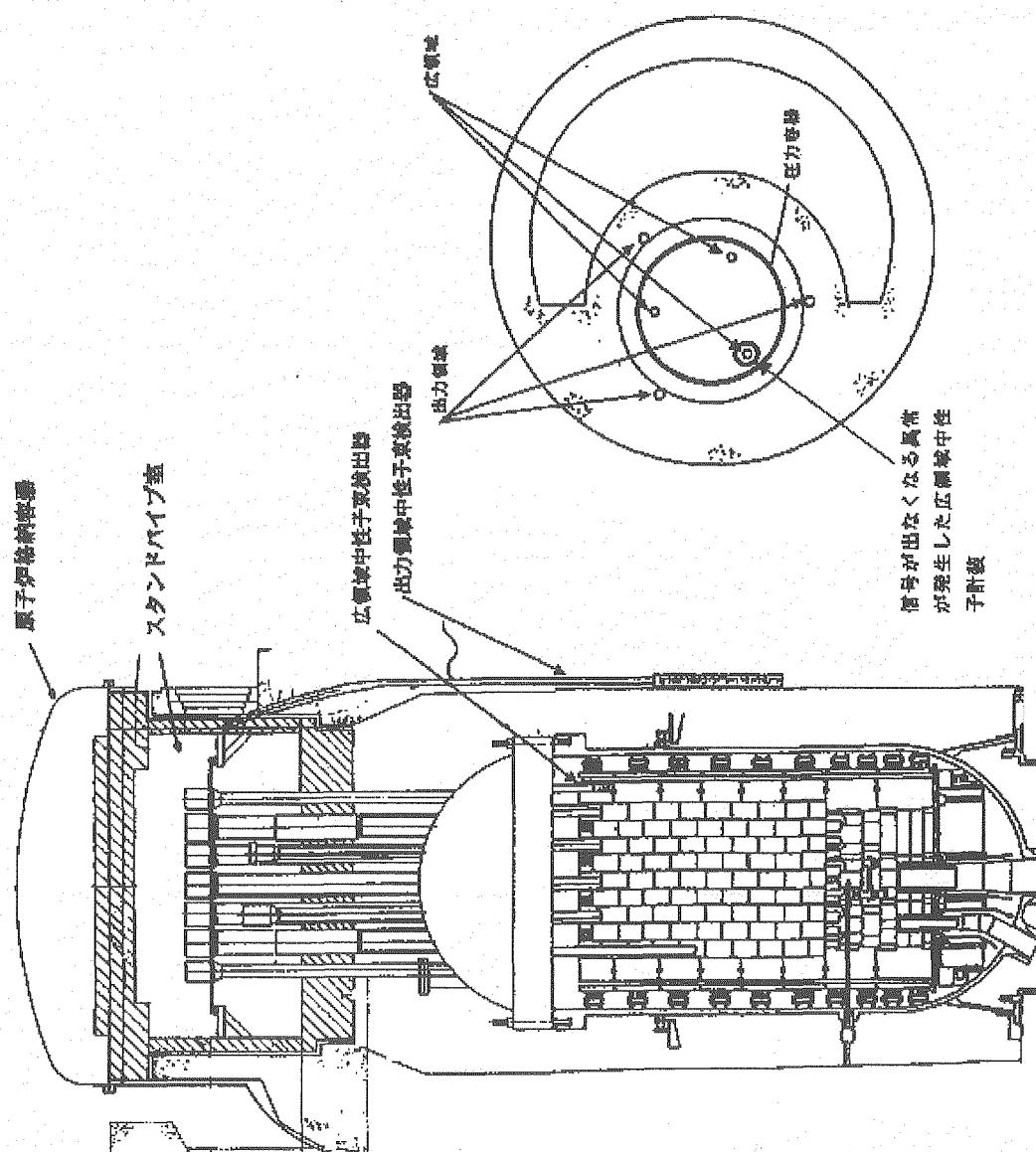
* : 検出器内部の電極に ^{235}U が塗布されており、 α 崩壊による電流、及び使用中の FP が蓄積されること等による β 線、 γ 線による電流との合計をいう。

(2) 接触不良の要因調査

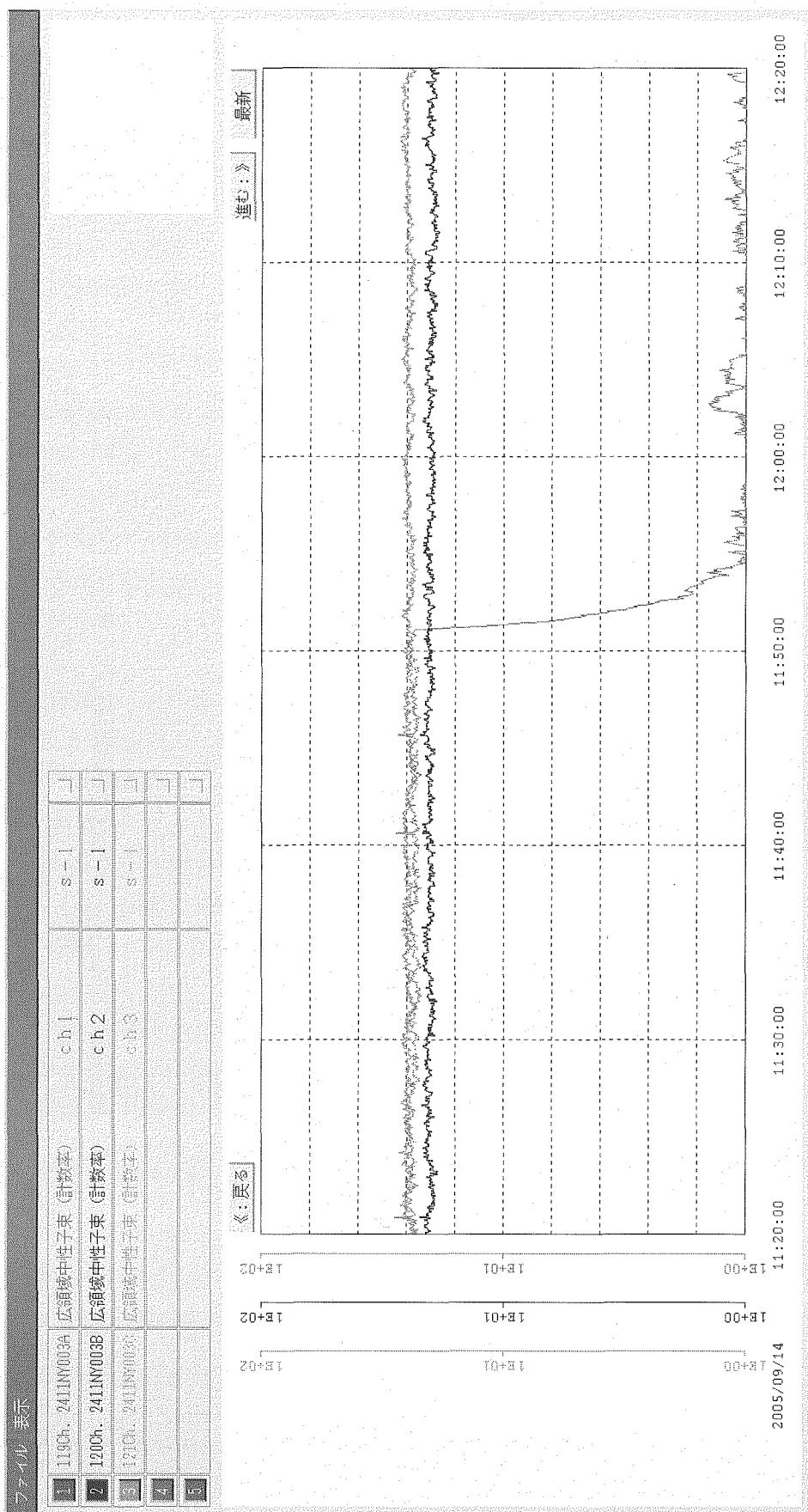
接触不良の要因を特定する為、検出器の内部構造において強度的に弱い部位を調査した。その結果、MI ケーブル端子とリード線及び検出器エレメント端子とリード線を溶接で接続している箇所(第 2.4-4 図参照)の強度が最も弱く、当該検出器製作時のアーク溶接方法では、溶接部のリード線径が細る傾向があることが判った。また、アーク溶接と DC 溶接の方法によって強度に違いがあり、DC 溶接では、溶接部のリード線径が細りは見られず、溶接部の強度は、母材の強度と同程度の値であることが判った。

(3) 対策

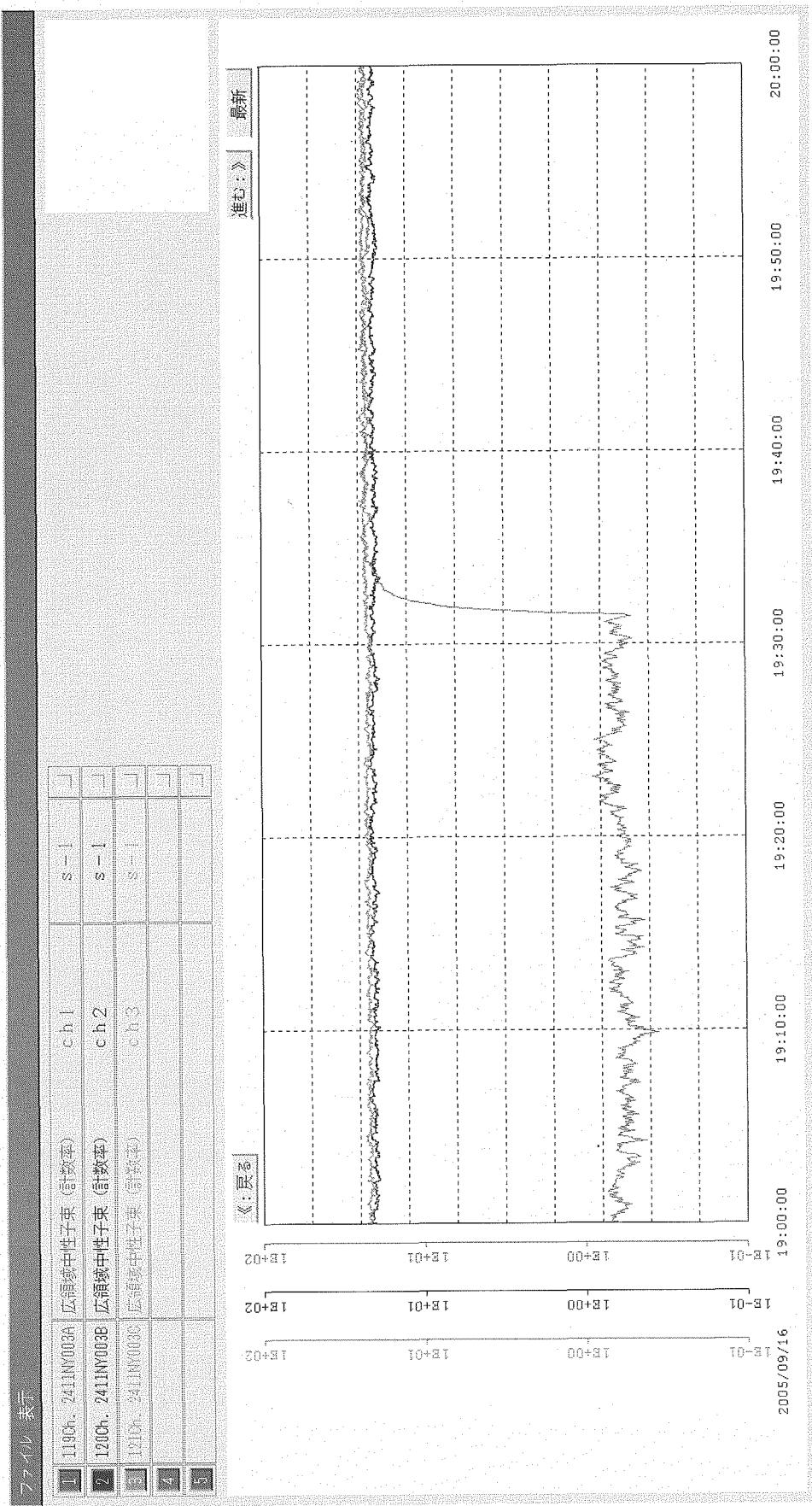
- 平成 18 年度に広領域中性子検出器 3 個全てを交換する。
- 交換する検出器は、リード線の溶接方法を限定して溶接作業を行い、溶接作業後に溶接部の外観確認を行い、品質管理を強化する。なお、既に製作した予備品の検出器は、DC 溶接方法によって溶接されていることを確認した。



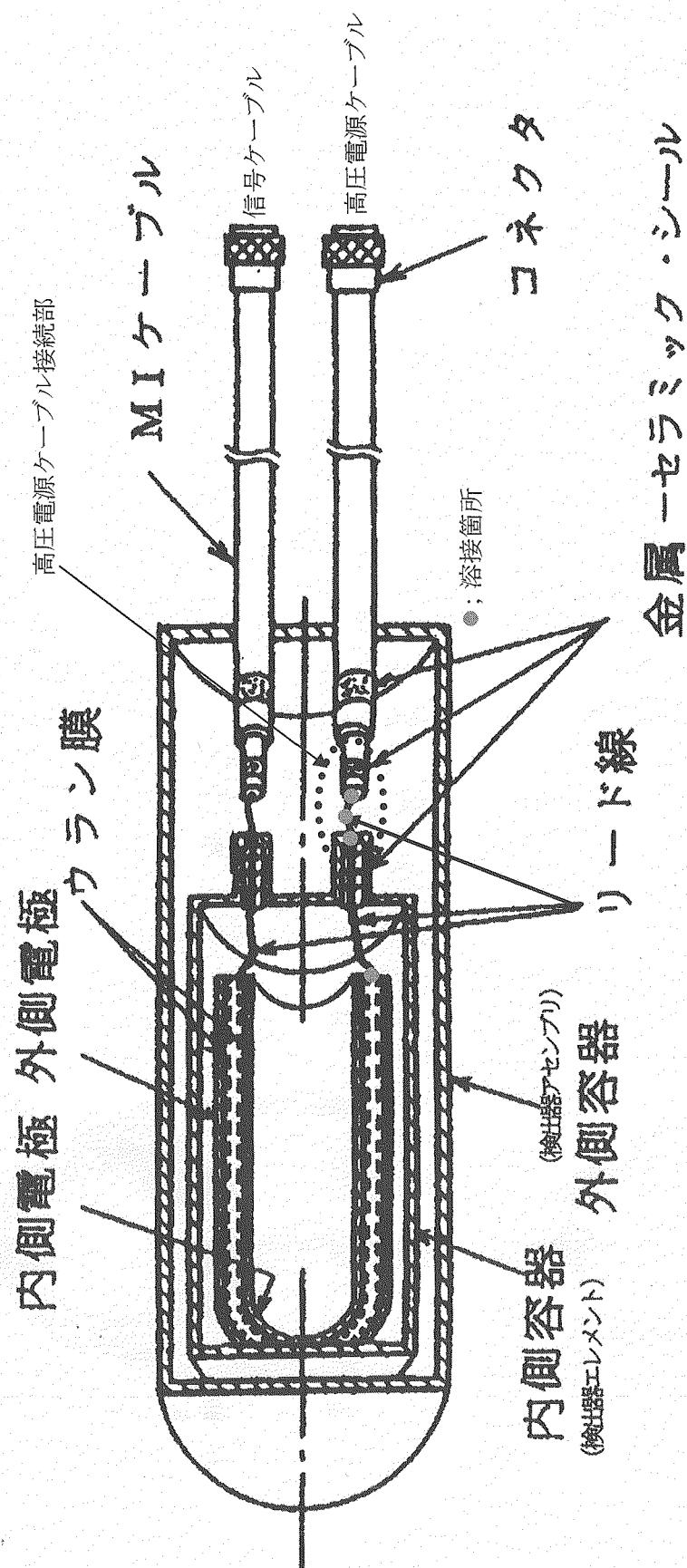
第2.4-1図 中性子検出器の配置



第2.4.2図 「中性子検出器動作不能」時のデータ



第2.4.3図 「中性子検出器動作不能」復帰時のデータ



第2.4-4図 広領域中性子検出器構造

2. 5 サンプリング設備の整備

2. 5. 1 圧縮機の分解点検

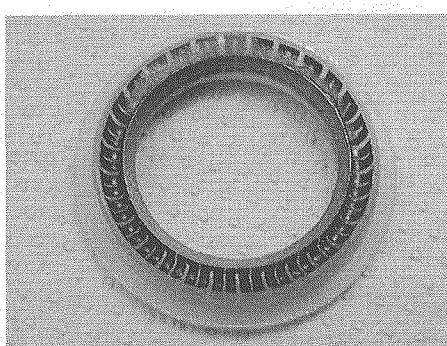
1次ヘリウムサンプリング設備の圧縮機(B)及び2次ヘリウムサンプリング設備の圧縮機(B)について分解点検を実施した。今回の点検では、通常実施するピストン部及びロッドシール部の分解に加えて、クランク部の分解を実施し、クランク軸、連接棒、クランクピン及び軸受等の構成部品の磨耗状態を確認することとした。

1次ヘリウムサンプリング設備の圧縮機(B)の分解点検の結果、ピストン構成部品であるピストンリング及びライダーリングに、機能を害する磨耗等が発生していないことを確認した。ピストンロッドの上部オイルシール摺動部に縦傷が確認され、現場での手直しの結果、ほぼ元の状態に修復できることから、今回は再使用することとした。なお、バリシール摺動部にも縦傷が確認されたが、オイルシール摺動部と比較すると軽微であった。また、ロッドシール部のシールオイル漏れを抑制するために、材質を変更したバリシールを組み込み（第2.5-1図、第2.5-2図参照）、分解点検後の作動試験により、シールオイル漏れのないことを確認したが、さらに今後の運転で検証していくこととした。

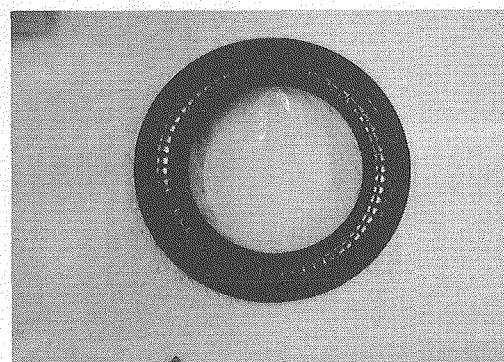
2次ヘリウムサンプリング設備の圧縮機(B)の分解点検の結果、ピストン構成部品であるピストンリング及びライダーリングに、機能を害する磨耗等が発生していないことを確認した。ピストンロッドのバリシール摺動部に前回の分解点検時と同程度の縦傷が確認され、上部オイルシール摺動部に磨耗が確認されたため、ピストンロッドを予備品と交換した。また、1次ヘリウムサンプリング設備の圧縮機(B)と同様に、ロッドシール部に、材質を変更したバリシールを組み込み、分解点検後の作動試験により、シールオイル漏れのないことを確認したが、さらに今後の運転で検証していくこととした。

また、1次ヘリウムサンプリング設備の圧縮機(A)及び2次ヘリウムサンプリング設備の圧縮機(A)の電動機については軸受を交換し、組立後の作動試験により健全性を確認した。

分解点検終了後に、分解点検の対象外であった圧縮機も含めた4台について、作動試験を実施し、規定の性能が確保されていることを確認した。



第2.5-1図 使用後バリシール外観



第2.5-2図 新規バリシール外観

2. 5. 2 データ収録処理システムの更新

HTTR では、試料採取設備（1次ヘリウムサンプリング設備及び2次ヘリウムサンプリング設備）に、3台の GC/MS（ガスクロマトグラフ質量分析計）を設置し、1次冷却設備と1次ヘリウム純化設備から採取した1次冷却材及び2次ヘリウム冷却設備と2次ヘリウム純化設備から採取した2次冷却材の化学的不純物濃度の測定を行っている。GC/MS の測定データは、データ収録処理システムを構成する2台のデータ収録制御用計算機に送信されて、収録処理されるとともに、現場制御盤を介して上位のプラント制御装置に転送されている。これらのシステムは、原子炉運転中、規定の測定感度を維持しながら、安定して稼動することが要求されている、重要な測定系の一つである。

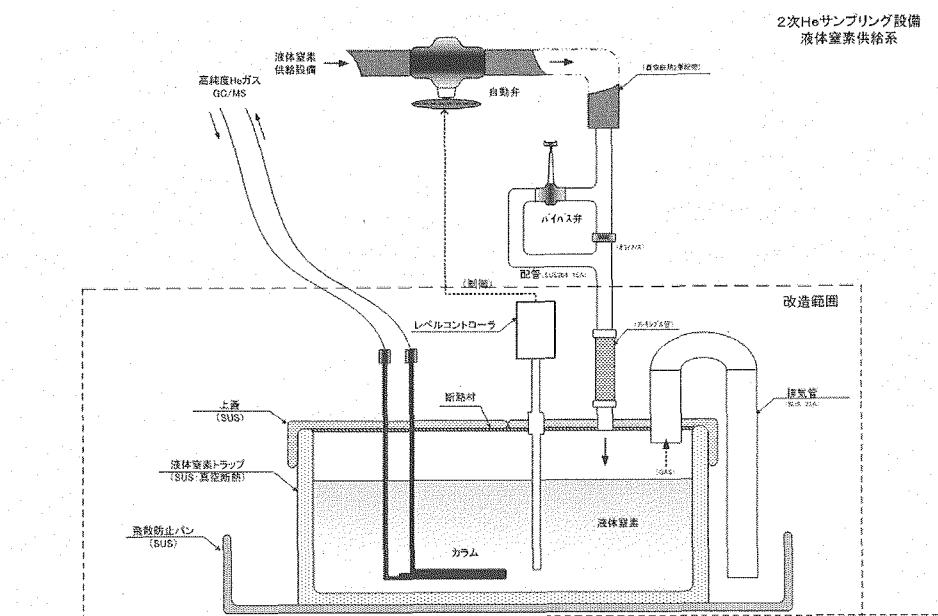
しかしながら、設置時から使用しているデータ収録制御用計算機は、PC9801 互換機であった。また、データ収録制御用計算機のソフトウェアは、PC9801 アーキテクチャ（Windows95）対応のソフトウェアであった。そのため、DOS/V 機に移行した近年、PC9801 に関する部品供給の保証が得られず、システムにハードウェア上の故障が発生した場合、システムの運用が困難となることが予見された。そこで、計算機本体、付帯機器及びソフトウェアを含めたシステムを、DOS/V 機に対応したシステムに更新し、GC/MS のデータ収録処理システムの信頼性を確保した。

なお、ソフトウェアの更新は、基本的に既存の GC/MS のデータ収録処理システムを更新するものであったが、この機会に、計算機の性能向上に対応し、収録データの保全性を高めるとともに、データ処理機能の拡充を図った。特に、測定感度の経時変化が避けられず、定期的なメンテナンスが要求される GC/MS 本体の状態監視機能を強化し、GC/MS の保守管理の信頼性を高めた。また、アプリケーションプログラムは基本的にモジュール構成とし、運用後のメンテナンス性を向上させた。なお、本更新時の GC/MS・計装系統は、これまでデータ収録制御用計算機2台が設置されていた H-124 室にプロトコル変換器を設置するとともに、データ収録制御用計算機を1台に集約し、中央制御室に設置することにより、業務の集約化と効率化を図った。

併せて、資産を有効活用するために、本システムのデータ収録制御用計算機の設置場所である中央制御室において、本計算機を用いて、原子炉格納容器全体漏えい率試験に関するデータ収録処理システムの遠隔監視と操作ができる機能を追加し、試験の効率化を図った。

2. 5. 3 液体窒素トラップの改造

2次ヘリウムサンプリング設備の液体窒素トラップは液体窒素レベルを一定範囲に保つよう自動制御されているが、液体窒素トラップの容量が少ないため、液体窒素トラップへの液体窒素の供給頻度を増加させていている。その結果、供給の都度発生する蒸発ロスが多くなり、使用効率の低下を来たしているので、液体窒素トラップ容量を増やし、液体窒素の使用効率を上げるための改造を実施した。（第 2.5-3 図参照）



第2.5-3図 液体窒素トラップの改造

2. 6 原子炉建家機材搬出入開口部ハッチの更新

HTTRでは定検作業中、管理区域内に設置されている設備のメンテナンスや各種検査において、作業に必要な足場材、大型検査機材等の重量物を、地階の管理区域内へ搬入し、作業終了後に搬出する作業が発生する。

本作業は、その都度、機材搬出入開口部のハッチを開放し、建家附属のホイスト式クレーン(5t)を使用して実施している。更新前の機材搬出入開口部ハッチは、裏面に耐火被覆材として「石綿ケイ酸カルシウム板」が貼り付けられた、複数枚の長尺床用鋼板を並べた構造となっていた。従って、クレーンを用いたハッチの開閉操作は、床用鋼板が重量物であること、またクレーンの移動がその構造上一方向に限定されていることなどから容易でなく、相当量の作業となっていた。さらに本作業は、角を持つ床用鋼板の取扱いによる作業員の負傷、開放作業中の作業員の転落事故の危険性がある作業として、これまで相応の注意を払って実施してきた。

そこで、搬出入作業の格段の効率化を図るとともに、従事する作業員の安全を確実なものとするために、ハッチが手動で容易に開閉でき、またハッチの開放操作により転落事故を防ぐ安全柵が自動的に構築される、安全柵一体型ハッチに更新する整備を実施した。

また整備の中で、耐火被覆材として使用されていた「石綿ケイ酸カルシウム板」の撤去作業を、所轄監督署の指導を受けて実施した。なお、更新されたハッチは、所定の耐火時間有する「セラミックファイバ一系耐火被覆材」を、ハッチ内部に収納した構造となっている。

3. HTTRの運転・保守

3. 1 原子炉の運転管理

平成17年度は、RS-7（定格／単独）の運転を実施した。

RS-7では施設定期検査（第3回）として、原子炉出力30kWにおける制御棒反応度価値測定を実施後、原子炉出力30MW（100%）へ向けて出力上昇を開始したが、原子炉出力が約92%に到達した時点で、落雷による商用電源喪失が発生し、原子炉が自動停止した。

なお、HTTRの累積運転時間及び累積積算出力は、平成18年3月末時点での9916時間12分及び6923.52MWDである。運転実績の詳細を第3.1-1表に示す。

第3.1-1表 HTTRの運転実績

サイクルNo.	原子炉起動日	原子炉停止日	積算熱出力MWD	運転時間h:m	備考
HTTR RS-7 定検受検運転 安全性実証試験 (定格／単独)	2005.8.30	2005.9.11	206.04	293:04	2005.9.11 計画外停止

3. 2 保守管理

HTTRの安全を確保し、安定な供用運転を維持するため、HTTR本体施設及び特定施設に係る保守業務を実施した。

（1）施設定期検査

平成16年度の原子炉施設の施設定期検査（第3回）は平成18年3月29日付で変更申請を実施した。検査は、平成16年8月18日から平成16年3月4日の期間で8回に分けて受検する予定であったが、平成17年9月11日原子炉出力100%直前で原子炉が自動停止したため、平成16年度施設定期検査（第3回）を、平成18年3月末時点では継続して実施している。そのため、施設定期検査受検から1年を経過する恐れがあるものについては、再度検査を受検している。HTTR施設定期検査項目及び立会区分を第3.2-1表に示す。

第1回：平成16年8月18日

第2回：平成16年9月21日及び22日

第3回：平成16年12月7日

第4回：平成16年1月17日、18日及び19日

第5回：平成17年2月3日

第6回：平成17年2月10日

第7回：平成17年2月18日

第8回：平成17年7月29日

第9回：平成17年8月9日

第10回：平成17年8月26日

第11回：平成17年8月31日

第12回：平成17年11月9日

(2) 施設定期自主検査等

保安規定（核燃料物質使用施設等）に基づく施設定期自主検査等を平成17年7月8日から平成18年3月23日の期間で実施した。また、HTTR本体施設及び特定施設の点検整備を行うとともに、所定の検査を行い、性能が維持されていることを確認した。原子炉施設については、平成16年度より継続して実施している。本体施設等の施設定期自主検査等の検査項目を第3.2-2表～第3.2-5表に示す。

(3) 修理及び改造

平成17年度においては、設計及び工事の方法の認可申請等を伴う修理及び改造はなかった。

第3.2-1表 HTTR施設定期検査項目及び立会区分 (1/2)

(1) 性能検査 I

対象設備・機器	検査項目	立会区分
計測制御系統施設・制御設備・制御棒駆動装置	スクラム検査	○
原子炉冷却系統施設・補助冷却設備	作動検査	◎
その他原子炉の附属施設・非常用電源設備・非常用発電機	作動検査	○
原子炉格納施設・原子炉格納容器・配管貫通部隔離弁	作動検査	◎
原子炉格納施設・非常用空気浄化設備	作動検査	○
計測制御系統施設・原子炉スクラム回路及び工学的安全施設作動回路	作動検査	○
原子炉本体	原子炉停止余裕検査	○
原子炉本体	最大反応度添加率検査	○
原子炉本体	反応度制御能力検査	○
計測制御系統施設・非常用制御設備・後備停止系駆動装置	反応度抑制効果検査 (後備停止系)	◎
原子炉本体	過剰反応度検査	○
原子炉本体	冷却材飽和値確認検査	◎
原子炉本体	線量当量率測定検査	○
原子炉本体	放射性物質濃度測定検査	○
核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設・プール水冷却浄化設備	冷却能力確認検査	○
核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設・燃料交換機	作動検査(インターロック)	◎
核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設・燃料出入機	作動検査(インターロック)	◎
核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設・新燃料貯蔵ラック	外観検査(未臨界性確認検査)	◎
核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設・原子炉建室内使用済燃料貯蔵ラック	外観検査(未臨界性確認検査)	◎
核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設・使用済燃料建室内使用済燃料貯蔵ラック	外観検査(未臨界性確認検査)	◎
廃棄施設・気体廃棄物の廃棄施設	排気中の放射性物質濃度の測定検査	◎
原子炉格納施設・原子炉格納容器	漏えい率検査	○

立会区分 ◎：立会検査 ○：立会検査(一部記録確認) △：記録確認による検査

第3.2-1表 HTTR施設定期検査項目及び立会区分 (2/2)

(2) 性能検査II

対象設備・機器	検査項目	立会区分
原子炉本体・原子炉圧力容器、原子炉冷却系統施設・一次冷却設備、補助ヘリウム冷却系、1次ヘリウム純化設備及び1次ヘリウムサンプリング設備	漏えい検査	○
原子炉本体	総合検査	◎
原子炉冷却系統施設・一次冷却設備・1次ヘリウム循環機	作動検査	○
原子炉冷却系統施設・一次冷却設備・主要弁	作動検査	○
原子炉冷却系統施設・2次ヘリウム冷却設備・2次ヘリウム循環機	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・2次ヘリウム冷却設備・主要弁	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・加圧水冷却設備・加圧水循環ポンプ	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・加圧水冷却設備・主要弁	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・補助ヘリウム冷却系・主要弁	作動検査	○
原子炉冷却系統施設・ 補助冷却水系・補助冷却水空気冷却器ファン	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・補助冷却水系・主要弁	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・補助冷却水系	漏えい検査	△
原子炉冷却系統施設・炉容器冷却設備・循環ポンプ	作動検査	○
原子炉冷却系統施設・炉容器冷却設備・主要弁	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・炉容器冷却設備	漏えい検査	△
原子炉冷却系統施設・1次ヘリウム純化設備・ガス循環機	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・1次ヘリウム純化設備・主要弁	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・1次ヘリウムサンプリング設備・圧縮機	作動検査	△
原子炉冷却系統施設・1次ヘリウムサンプリング設備・主要弁	作動検査	△
計測制御系統施設・計装設備・制御棒引抜阻止回路	作動検査	○
計測制御系統施設・制御設備・警報装置	作動検査	△
計測制御系統施設・制御設備・制御棒駆動装置	作動検査	○
計測制御系統施設・燃料破損検出装置・ガス圧縮機	作動検査	△
廃棄施設・気体廃棄物の廃棄施設・圧縮機	作動検査	△
廃棄施設・気体廃棄物の廃棄施設・減衰タンク	漏えい検査	△
廃棄施設・液体廃棄物の廃棄設備・廃液槽	漏えい検査	△
放射線管理施設・排気モニタリング設備・排気ガスモニタ及び排気ダストモニタ	警報検査	△
原子炉格納施設・原子炉格納容器・配管貫通部及びダクト貫通部隔離弁	作動検査	○
原子炉格納施設・サービスエリア	気密検査	○
原子炉格納施設・非常用空気浄化設備・主ダンパ	作動検査	○
その他原子炉の附属施設・非常用電源設備・ 蓄電池及び安全保護系用交流無停電電源装置	作動検査	○
その他原子炉の附属施設・ 制御用圧縮空気設備・空気貯槽及び主配管	漏えい検査	△

立会区分 ◎：立会検査 ○：立会検査(一部記録確認) △：記録確認による検査

第3.2-2表 施設定期自主検査（核燃料物質使用施設等）

施設	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
本体施設	燃料交換機メンテナンスピット	しゃへい扉	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 ・作動検査
		インセルモニタ	<ul style="list-style-type: none"> ・校正検査
	照射物貯蔵ピット		<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査

第3.2-3表 施設定期自主検査（核燃料物質使用施設等）

施設	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
特定施設	気体廃棄物の廃棄施設 (原子炉建家)	原子炉建家I系換気空調装置排気A系統排風機	<ul style="list-style-type: none"> ・作動検査
		排風機 圧縮機	<ul style="list-style-type: none"> ・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		フィルタユニット	<ul style="list-style-type: none"> ・フィルタ捕集効率検査
		主要弁	<ul style="list-style-type: none"> ・作動検査
		減衰タンク	<ul style="list-style-type: none"> ・作動検査 ・漏えい検査
		主配管 バッファタンク	<ul style="list-style-type: none"> ・漏えい検査
		排気筒	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査
	液体廃棄物の廃棄設備 (原子炉建家)	廃液槽	<ul style="list-style-type: none"> ・作動検査 ・漏えい検査
		フィルタユニット	<ul style="list-style-type: none"> ・絶縁抵抗検査 ・フィルタ捕集効率検査
		排風機	<ul style="list-style-type: none"> ・作動検査
	非常用空気浄化設備	主要弁(主ダンバ)	<ul style="list-style-type: none"> ・作動検査
		排気管	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査

第3.2-4表 施設定期自主検査（原子炉施設等）

施設	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
本体施設	計測制御系統施設	制御設備	スクラム検査
		計装設備	緊急遮断検査 (インターロック検査) 計器の校正（安全保護系及び保安規定第6編別表第17の項目）

第3.2-5表 施設定期自主検査（1/5）

施設	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
原子炉本体		全体	・原子炉停止余裕検査 ・最大反応度添加率検査 ・反応度制御能力検査 ・過剰反応度検査 ・冷却材飽和値確認検査 ・線量当量率測定検査 ・放射性物質濃度測定検査 ・総合検査
		原子炉圧力容器	・漏えい検査
		スタンドパイプ	・外観検査
		防振支持梁	・外観検査
		1次上部遮へい体	・外観検査
		上部生体遮へい体	・外観検査
		上部リング遮へい体	・外観検査
核燃料物質取扱設備		燃料交換機 燃料出入機	・作動検査
		貯蔵セル（貯蔵ラック）	・外観検査
原子炉建家内		貯蔵ラック	・外観検査
		貯蔵プール（ライニング）	・漏えい検査 ・作動検査
		プール水冷却浄化設備	・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
使用済燃料貯蔵建家内 使用済燃料貯蔵設備		貯蔵ラック	・外観検査
		しゃへい扉	・作動検査
燃料交換機メンテナンスピット		上蓋	・外観検査
		しゃへい扉	・作動検査
原子炉建家内核燃料物質取扱設備 附属機器		床上ドアバルブ	・作動検査
		制御棒交換機	・外観検査 ・作動検査
炉体補助設備		しゃへい扉	・外観検査
		しゃへい扉	・外観検査

第3.2-5表 施設定期自主検査 (2/5)

施設	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
本体施設	1次冷却設備	ヘリウム循環機	・作動検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
		中間熱交換器 1次加圧水冷却器	・漏えい検査
		主要弁	・作動検査 ・漏えい検査
		主配管	・漏えい検査
		バネ式安全弁	・作動検査
	2次ヘリウム冷却設備	ヘリウム循環機	・作動検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
		2次加圧水冷却器	・漏えい検査
		主配管	・漏えい検査
		バネ式安全弁	・作動検査
		ヘリウム循環機	・作動検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
	補助ヘリウム冷却系	補助冷却器	・漏えい検査
		主要弁	・作動検査 ・漏えい検査
		主配管	・漏えい検査
		循環ポンプ	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		加圧器	・漏えい検査
	加圧水冷却設備 補助冷却水系	空気冷却器	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		主要弁	・作動検査 ・漏えい検査
		主配管	・漏えい検査
		バネ式安全弁／逃し弁	・作動検査 ・分解検査
		循環ポンプ	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
	炉容器冷却設備	サーボタンク	・漏えい検査
		水冷管パネル	・漏えい検査
		冷却器	・漏えい検査
		主配管	・漏えい検査
		バネ式安全弁	・作動検査
	1次ヘリウム純化設備 2次ヘリウム純化設備	ガス循環機	・作動検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
		入口／再生／戻り加熱器	・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査

第3.2-5表 施設定期自主検査 (3/5)

施設	系統又は設備	装置又は機器	検査項目	
本体施設	1次ヘリウム純化設備 2次ヘリウム純化設備	純化系／再生系冷却器	・漏えい検査	
		主要弁	・作動検査 ・漏えい検査	
		主配管	・漏えい検査	
		バネ式安全弁	・作動検査 ・分解検査	
		CuOT、MST、CCT	・漏えい検査	
	1次ヘリウム貯蔵供給設備 2次ヘリウム貯蔵供給設備	ヘリウム移送圧縮機	・作動検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査	
		主要弁	・作動検査 ・漏えい検査	
		主配管 貯蔵タンク 供給タンク	・漏えい検査	
		圧縮機	・作動検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査	
	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	主要弁	・作動検査 ・漏えい検査	
		主配管	・漏えい検査	
		計装設備	・スクラム検査 ・設定値確認検査 (安全保護回路及び別表第9の項目) ・警報検査 (安全保護回路及び別表第9の項目) ・作動検査 (制御棒引抜き阻止回路) ・絶縁抵抗検査 (中性子検出器、高温プレナム部計装の熱電対)	
		制御設備 (制御棒駆動装置)	・作動検査	
		非常用制御設備 (後備停止系駆動装置)	・作動検査	
	計測制御系統施設	燃料破損検出装置	ガス圧縮機	・作動検査
			検出器	・点検校正検査
気体廃棄物の廃棄施設	排風機 圧縮機 フィルタユニット 主要弁 減衰タンク 主配管 バッファタンク	排風機 圧縮機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査	
		フィルタユニット	・フィルタ捕集効率検査	
		主要弁	・作動検査	
		減衰タンク	・外観検査 ・漏えい検査	
		主配管 バッファタンク	・漏えい検査	
		排気筒	・外観検査	

第3.2-5表 施設定期自主検査 (4/5)

施設	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
本体施設	液体廃棄物の廃棄設備 (原子炉建家)	廃液移送ポンプ ドレンピットポンプ	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		廃液槽	・外観検査 ・漏えい検査
		ドレンピット	・漏えい検査
		主要弁	・作動検査 ・漏えい検査
		主配管	・漏えい検査
	液体廃棄物の廃棄設備 (使用済燃料貯蔵建家)	廃液移送ポンプ	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		廃液槽	・外観検査 ・漏えい検査
		主配管	・漏えい検査
	原子炉格納容器及び付属施設	原子炉格納容器	・漏えい率検査
		貫通配管 貫通ダクト 電線貫通部 予備貫通部	・外観検査
		隔離弁	・作動検査
		燃料交換ハッチ メンテナンスハッチ エアロック 熱電対交換ハッチ 非常用避難口	・外観検査
		扉 貫通配管 貫通ダクト	・外観検査
サービスエリア		ダンパ	・作動検査
		全体	・気密検査
非常用空気浄化設備		フィルタユニット	・絶縁抵抗検査 ・フィルタ捕集効率検査
		排風機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		主要弁 (主ダンバ)	・作動検査
		主ダクト	・外観検査
		排気管	・外観検査
特定施設	電気施設 (非常用電源設備)	非常用発電機	・外観検査 ・絶縁抵抗検査
		蓄電池 (蓄電池、充電器、安全保護系用交流無停電電源装置)	・絶縁抵抗検査 ・作動検査
	換気空調設備 (原子炉建家)	格納容器再循環冷却装置 送風機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査

第3.2-5表 施設定期自主検査（5/5）

施設	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
特定施設 換気空調設備 (原子炉建家)		格納容器減圧装置排風機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		格納容器減圧装置 フィルタユニット	・フィルタ捕集効率検査
		格納容器減圧装置 主ダンパ	・作動検査
		原子炉建家I系換気空調 装置排気A系統排風機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		原子炉建家I系換気空調 装置排気A系統フィルタ ユニット	・フィルタ捕集効率検査
		原子炉建家I系換気空調 装置排気B系統排風機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		原子炉建家I系換気空調 装置排気B系統フィルタ ユニット	・フィルタ捕集効率検査 *
		放射能測定室系 換気空調装置排風機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		放射能測定室系換気空調 装置フィルタユニット	・フィルタ捕集効率検査
		中央制御室系 換気空調装置循環送風機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		中央制御室系換気空調裝 置循環フィルタユニット	・フィルタ捕集効率検査
換気空調設備 (使用済燃料貯蔵建家)		管理区域換気空調装置 管理区域排気系統排風機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		管理区域換気空調装置 管理区域排気系統フィル タユニット	・フィルタ捕集効率検査 *
		管理区域換気空調装置 貯蔵セル排氣系統排風機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		管理区域換気空調装置 貯蔵セル排氣系統フィル タユニット	・フィルタ捕集効率検査 *
補機冷却水設備 一般冷却水設備		循環ポンプ 冷却塔ファン	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		主配管	・漏えい検査
		圧縮機	・作動検査 ・絶縁抵抗検査
制御用圧縮空気設備		空気貯槽 除湿器 空気ろ過器 主配管	・漏えい検査
		主要弁	・作動検査
窒素供給設備 (窒素ガス供給系)		主配管	・漏えい検査

*: 使用開始時に実施

4. 安全性実証試験の主な成果

4. 1 概要

安全性実証試験は、高温ガス炉の「固有の安全性」を実証する目的で、HTTRを用いて異常状態を模擬した試験を行うものである。試験は平成14年度から開始し、これまでに制御棒引抜き試験、循環機回転数低下試験及び循環機停止試験を実施してきた。平成17年度は、第4.1-1表に示す試験の実施を計画した。表中の試験Iは、平成16年度に計画していたが、後備停止系(RSS)の不具合の原因調査等のため実施できなかつたものである。以下に試験計画の概要を述べるが、表中の試験Iの試験計画については2004年度の報告書⁽¹⁾に記載されているので、ここでは説明を省略し、試験IIの試験計画の内容を述べる。

なお、平成17年度に計画した試験については、平成17年9月11日に発生した落雷に伴う停電により原子炉が自動停止した後に、広領域中性子検出器の動作不能が発生し、その交換作業等が必要となつたことから年度内に試験を実施することはできなかつた。

本章の内容は、文部科学省からの受託事業「高温ガス炉固有の安全性の定量的実証」の成果である。

第4.1-1表 平成17年度に計画した試験の原子炉初期出力

	試験I	試験II
制御棒引抜き試験	80%	30%
循環機回転数低下試験	80%	100%
循環機停止試験	80%	30%, 100%

4. 2 平成17年度の試験計画

(1) 制御棒引抜き試験

制御棒引抜き試験は、原子炉出力制御系を切り離し、炉心中央位置の制御棒(C制御棒)を引抜くことにより反応度投入事象を模擬する試験である。この試験により、原子炉出力制御系が作動しなくとも、炉心の負の反応度フィードバック特性のみにより原子炉出力の急激な上昇が抑制され、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間、冷却材温度、炉内構造物温度等の変化が緩慢であることを実証する。

試験では、炉心の全制御棒16対のうち最外周にあるR-3制御棒3対を全引抜きし、残りの制御棒13対の制御棒位置を揃えた状態で、炉心中心に挿入されているC制御棒1対のみを引抜き、反応度を添加する(第4.2-1図参照)。試験は、定格・単独運転モード、原子炉初期出力30%で実施し、制御棒の引抜き速度は高速(約5mm/sec)と低速(約1mm/sec)、制御棒引抜き速度は20mm、30mm、40mmとする。

試験を計画するにあたり、試験時の原子炉及びプラントの挙動を動特性解析コードにより解析した。試験時の原子炉出力の変化についての解析結果を第4.2-2図に示す。今回の試験は、炉心の燃焼日数275日の時点で実施するものであり、燃焼日数110日の時点で実施した試験結果と比較することにより、制御棒引抜き時の原子炉動特性に対する炉心燃焼の影響の

有無を確認する。

(2) 循環機回転数低下試験

循環機回転数低下試験は、原子炉制御設備を作動させた状態で、1次冷却材流量制御系を用いて1次冷却材流量を2%低下させ、炉心冷却材流量の部分喪失を生じさせる（第4.2-3図参照）。このとき、炉心の負の反応度フィードバック特性及び制御系の動作によって、原子炉は安定に所定の状態に落ち着くことを実証する。

試験は定格・単独運転モード、原子炉初期出力100%の状態から実施し、1次冷却材流量を低下させた後は、約4時間状態を保持する。

1次冷却材流量を2%低下させた場合の原子炉出力の挙動について、動特性解析コードにより解析した結果を第4.2-4図に示す。1次冷却材流量を低下させると炉心温度が上昇し、炉心の負の反応度フィードバック特性により原子炉出力は約0.5%低下するが、原子炉出力制御系の制御動作により制御棒が引抜かれ、原子炉出力は元の出力（約100%）に整定する。

(3) 循環機停止試験

循環機停止試験は、原子炉出力制御系を切り離し、1次ヘリウム循環機3台のうち1台ないし2台を停止し、炉心冷却材流量を減少させる（第4.2-5図参照）。この試験により、原子炉停止系が通常の流量設定値で作動しない場合でも、炉心の負の反応度フィードバック特性により原子炉出力が低下し、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間、冷却材温度、炉内構造物温度等の変化が緩慢であることを実証する。試験は、定格・単独運転モード、原子炉初期出力100%及び30%の状態で実施する。循環機停止後は、約4時間状態を保持した後、手動スクラムにより原子炉を停止させる。原子炉初期出力30%で実施する試験は、制御棒引抜き試験の場合と同様に、燃焼日数110日の時点で実施した試験結果と比較することにより、1次冷却材流量低下時の原子炉動特性に対する炉心燃焼の影響の有無を確認するためのものである。

原子炉出力100%からの循環機1台及び2台停止試験を実施した場合の原子炉出力の挙動について、動特性解析コードにより解析した結果を第4.2-6図に示す。循環機を停止させると1次冷却材流量が減少して除熱能力が低下するので、炉心温度が上昇し負の反応度フィードバック特性により原子炉出力は自然と低下してある値に整定する。原子炉出力の整定値は、循環機を1台停止させた場合は約74%、2台を停止させた場合は約40%である。

4. 3 安全性実証試験枠拡大に向けた準備

平成14年度より、試験を実施している安全性実証試験項目に加え、定常運転状態から1次ヘリウム循環機を3台全て停止して炉心の冷却材流量を喪失させる試験（循環機3台停止試験）、及び1次ヘリウム循環機3台の停止と同時に炉容器冷却設備を停止させる試験（炉容器冷却設備停止試験）の実施を計画している。これらの試験の実施に向けて原子炉施設の設置許可の変更申請を行い、行政庁の安全審査（1次審査）に対応した。

(1) 循環機 3 台停止試験の概要

循環機 3 台停止試験では、原子炉出力制御系を切離し、1 次ヘリウム循環機を 3 台停止して強制循環冷却機能の全喪失を生じさせる。この試験により、原子炉停止系が通常の流量設定値で作動しない場合でも、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力が低下し、原子炉が安定に所定の状態に落着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。また、これに伴う燃料温度及び減速材温度の低下、並びに Xe 濃度の低下により正の反応度添加が生じ、一時的に原子炉出力が上昇（再臨界）しても、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力は直ちに低下することを実証する。さらに、これらの状況において、原子炉が安定に所定の状態に落着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。

試験中、原子炉出力、温度、圧力等が通常運転（原子炉出力 30MW で、原子炉出口冷却材温度が 950°C となる運転）時の運転条件を超えない範囲であることを示すため、試験時の原子炉の挙動を動特性解析コード TAC/BLOOSTTM コードにより解析した。原子炉出力 30MW からの循環機 3 台停止試験の原子炉の挙動について、TAC/BLOOST コードにより解析した結果を第 4.3-1 図から第 4.3-3 図に示す。循環機 3 台が停止すると 1 次冷却材の強制循環が喪失し、1 次冷却材流量の低下に伴って原子炉出力は低下する。試験開始前（原子炉出力 30MW）の燃料最高温度は 1420°C であり、循環機停止直後、約 1475°C まで上昇するが燃料温度の制限値 1495°C を超えることはない。その後、炉内温度と均一になるまで低下した後は徐々に上昇し、試験開始から 17 時間（予め定められた試験継続時間）で約 1365°C まで上昇する。1 次冷却材の強制循環が喪失することにより、炉心から原子炉圧力容器への熱移動量が増加するが、原子炉圧力容器温度は約 411°C までの上昇に留まり、原子炉圧力容器の最高使用温度 440°C を超えることはない。試験中、制御棒は試験開始時の位置に保持されるので、原子炉出力は燃料と減速材の温度変化による反応度及び Xe 濃度変化による反応度の合計で決まる。第 4.3-3 図に示すように、各々の反応度変化を加算した全反応度は、試験開始から負の値となり、約 8 時間で最小値に至り、その後は Xe の崩壊に従って徐々に増加する。

(2) 炉容器冷却設備停止試験の概要

炉容器冷却設備停止試験では、原子炉出力制御系を切離し、1 次ヘリウム循環機を 3 台停止して強制循環冷却機能の全喪失を生じさせるとともに炉容器冷却設備を停止させ、原子炉圧力容器表面からの熱を強制的に除去する機能を部分喪失又は全喪失させる。

この試験により、原子炉停止系が通常の流量設定値で作動しない場合に重ねて炉容器冷却設備による冷却機能が部分喪失又は全喪失した場合でも、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力が低下し、原子炉が安定に所定の状態に落着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。また、これに伴う燃料温度及び減速材温度の低下、並びに Xe 濃度の低下により正の反応度添加が生じ、一時的に原子炉出力が上昇（再臨界）しても、負の反応度フィードバック特性により原子炉出力は直ちに低下することを実証する。さらに、これらの状況において、原子炉が安定に所定の状態に落着き、この間、燃料温度の変化が緩慢であることを実証する。

原子炉出力 9MW からの炉容器冷却設備停止試験の原子炉出力及び燃料最高温度の挙動に

ついて、TAC/BLOOST コードにより解析した結果を第 4.3-4 図及び第 4.3-5 図に示す。炉容器冷却設備停止試験では循環機 3 台を停止させるので、原子炉の挙動は循環機 3 台停止試験時とほぼ同様となる。図に示すように原子炉出力は、1 次冷却材流量の低下に伴って低下し、燃料最高温度は、初期値 446°C から約 551°C まで上昇するが、燃料温度の制限値 1495°C を超えることはない。原子炉圧力容器温度は、第 4.3-5 図に示すように初期値 173°C から約 186°C まで上昇するが、原子炉圧力容器温度の最高使用温度 440°C を超えることはない。1 次冷却材圧力は、初期値 29kg/cm² を上回らない。循環機の停止と同時に炉容器冷却設備の 2 系統を停止させてるので、原子炉圧力容器温度の上昇に伴い、周囲の 1 次側部遮へい体温度は、試験開始から 7 時間（予め定められた試験継続時間）で約 64°C まで上昇するが、制限値 65°C を超えることはない。

(3) 試験中の異常事象に対する評価

循環機 3 台停止試験及び炉容器冷却設備停止試験では、1 次冷却材の強制循環を喪失させてるので、冷却材の流れに関係する「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」及び「炉心差圧低」の原子炉スクラム信号が試験中に発信しないように、タイマーにより発信動作を遅延させる設計としている。また、他の安全性実証試験と同様に、原子炉出力 30MW で原子炉出口冷却材温度が 850°C となる定格運転モードを初期状態として、試験中に原子炉出力 30MW で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の運転条件を超えないように試験を実施するように定められている^④ので、「原子炉出口冷却材温度高」原子炉スクラム信号の設定値を変更する設計としている。（設定値 869°C を 967°C に変更する）

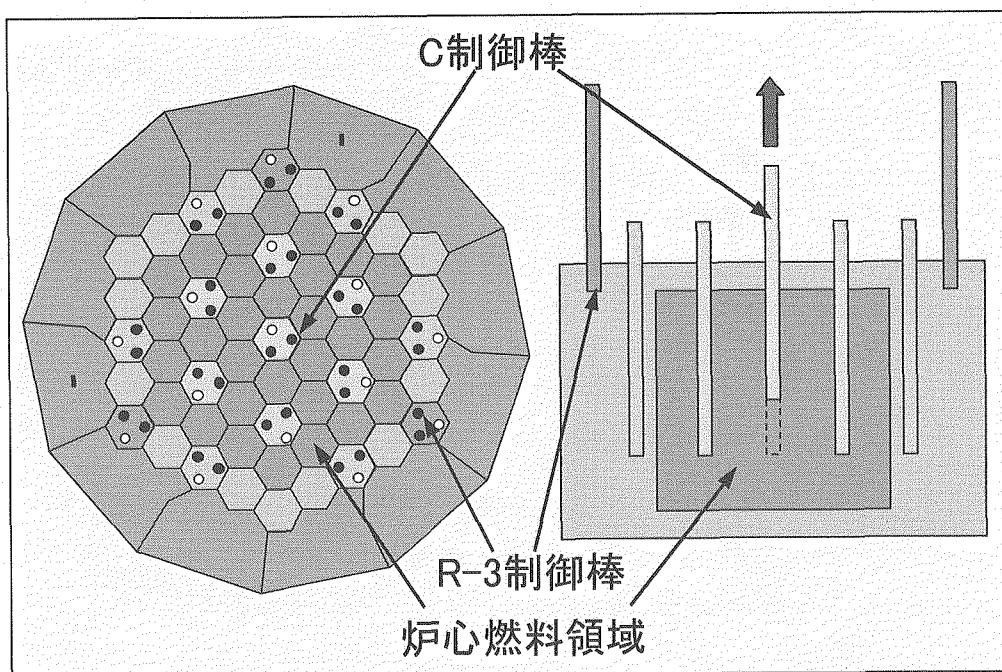
循環機 3 台停止試験時に想定される異常事象の選定については、前述の設備設計の内容を考慮し、既に許可を得ている 1 次系流量低下試験及び制御棒引抜き試験時の異常事象の選定^④と同様に、下記の 2 つの観点から検討を実施した。

- ① 原子炉スクラム信号の動作遅延若しくは設定値変更に起因するもの
- ② 循環機 3 台停止試験時の運転条件が、通常運転の運転条件と異なることに起因するもの

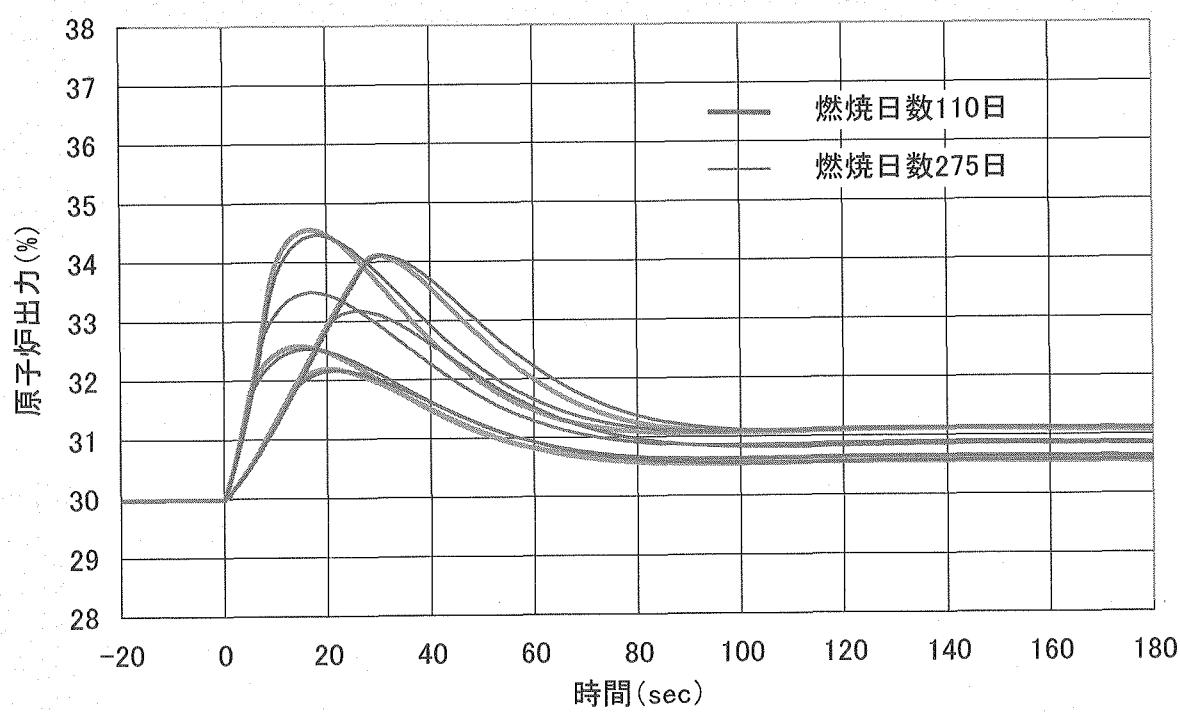
検討の結果、①の観点からは「動作遅延させた原子炉スクラム信号の動作」の事象が、②の観点からは運転時の異常な過渡変化については「補助冷却設備の誤起動」、事故については「1 次冷却設備二重管内管破損事故」の事象が選定された。これらの事象については、HTTR 建設時の設置許可申請における安全評価で実施したのと同様に、保守的な条件の下で安全解析を実施した。その結果、試験時に想定される異常事象の解析結果は、HTTR 建設時の安全評価の代表事象の解析結果を上回らないことを示し、申請書に記載する代表事象を変更する必要がないことを確認した。

参考文献

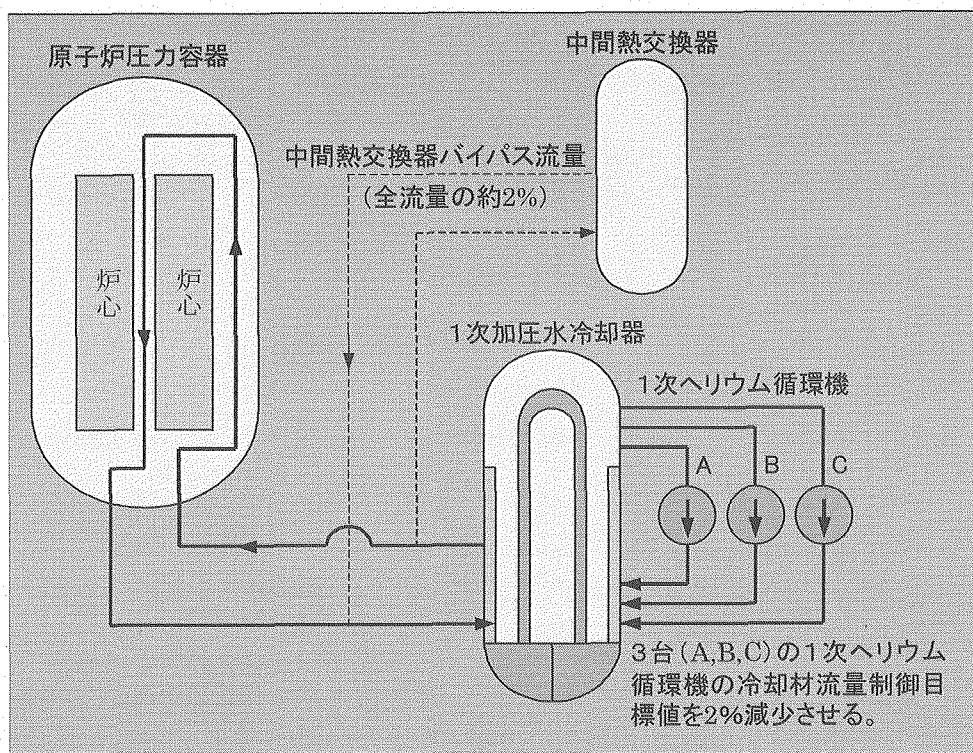
- (1) 高温工学試験研究炉部：“HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発（2004年度）”，JAEA-Review 2006-008 (2006).
- (2) 高松 他：“TAC/BLOOST コードの検証（受託研究）”, JAERI-Data/Code 2005-003 (2005).
- (3) 原子炉施設設置変更許可申請書〔HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の設置〕，平成元年（平成2年一部補正）
- (4) 国富 他：“高温工学試験研究炉（HTTR）の安全性実証試験計画および試験時の安全評価”, JAERI-M 90-070 (1990).



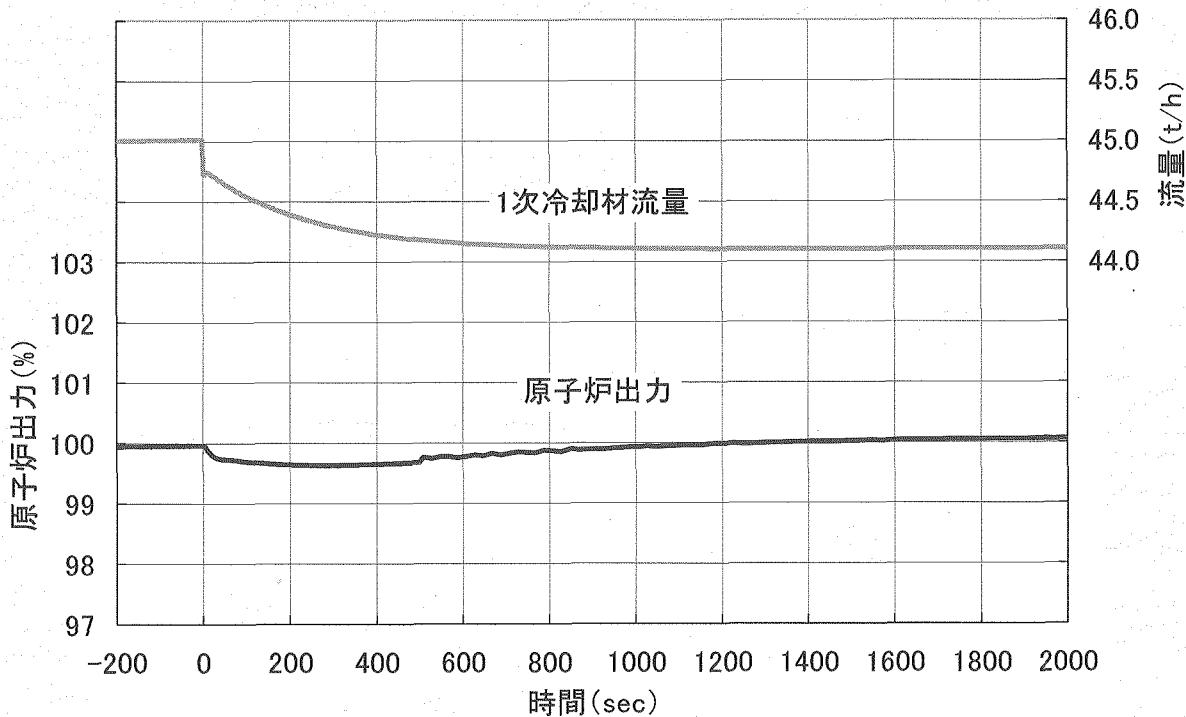
第 4.2-1 図 制御棒引抜き試験の説明図



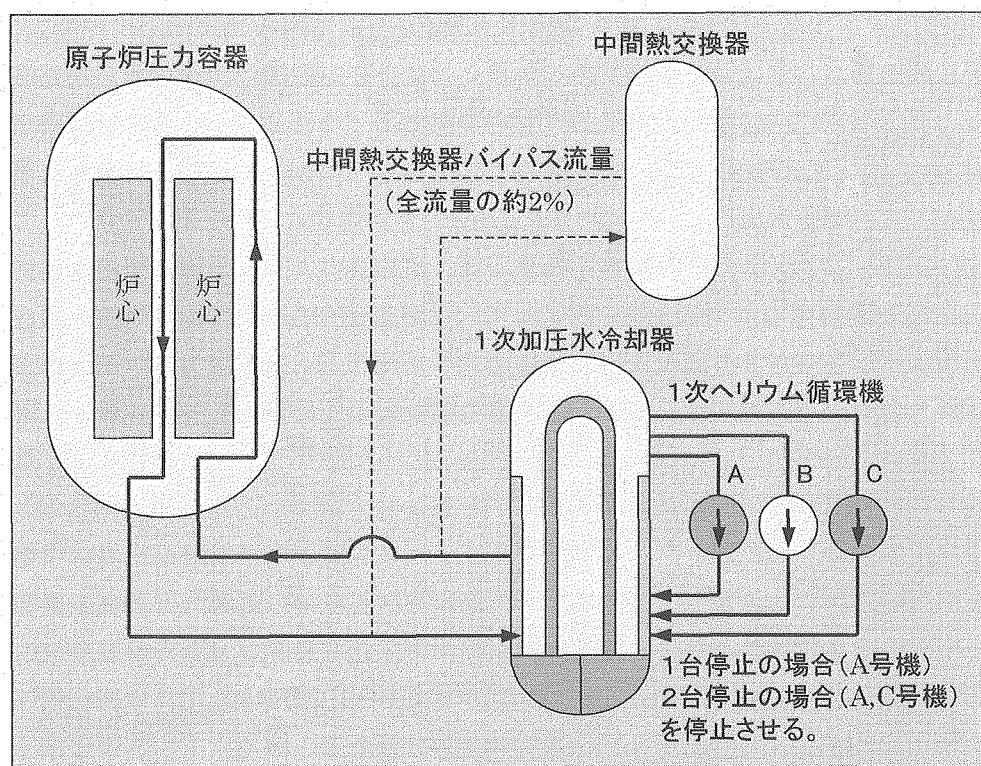
第 4.2-2 図 原子炉出力 9MW からの制御棒引抜き試験



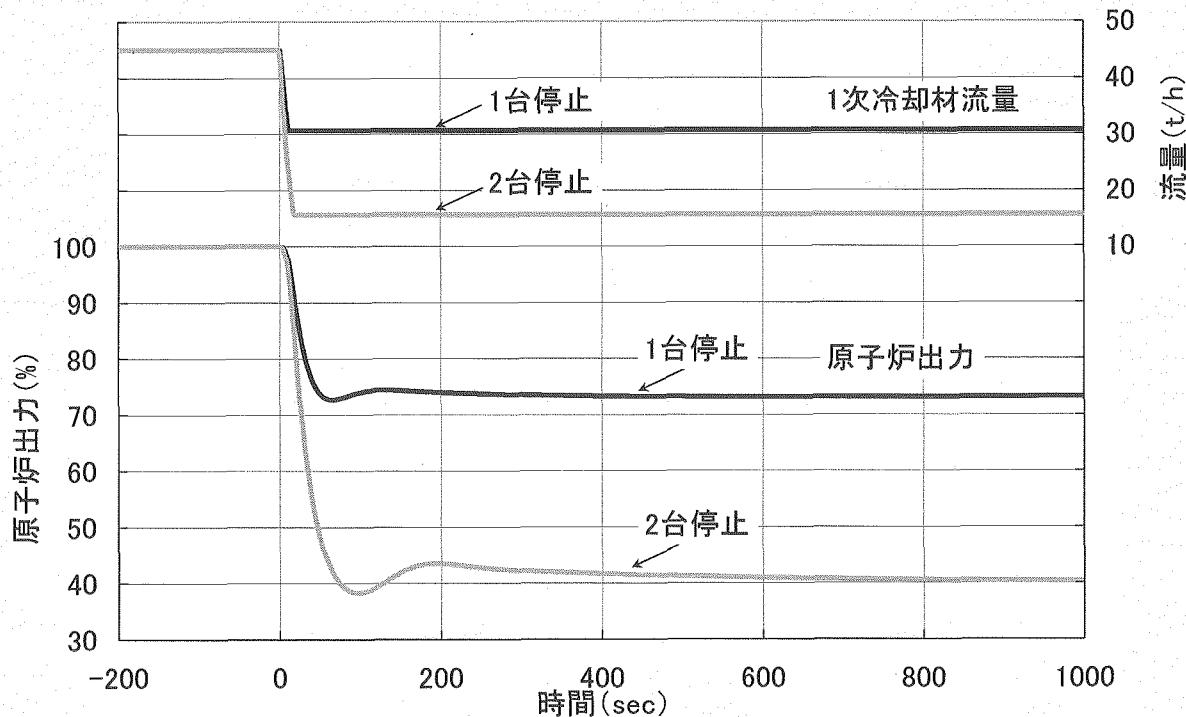
第 4.2-3 図 循環機回転数低下試験の説明図



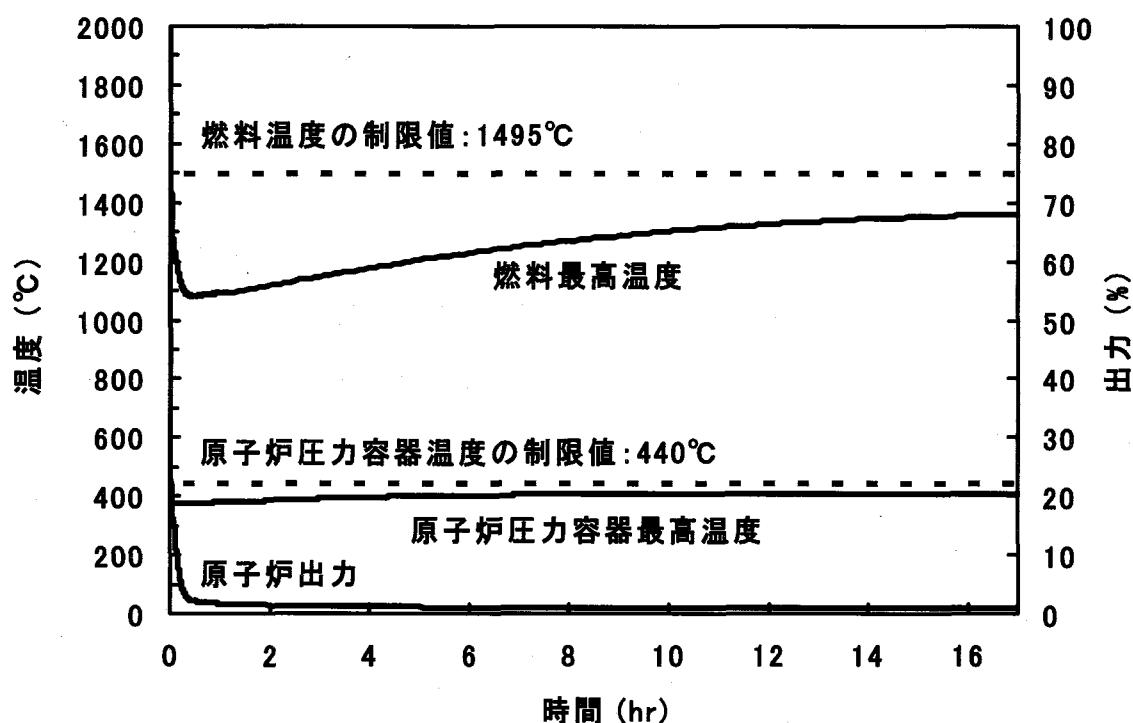
第 4.2-4 図 原子炉出力 30MW からの循環機回転数低下試験



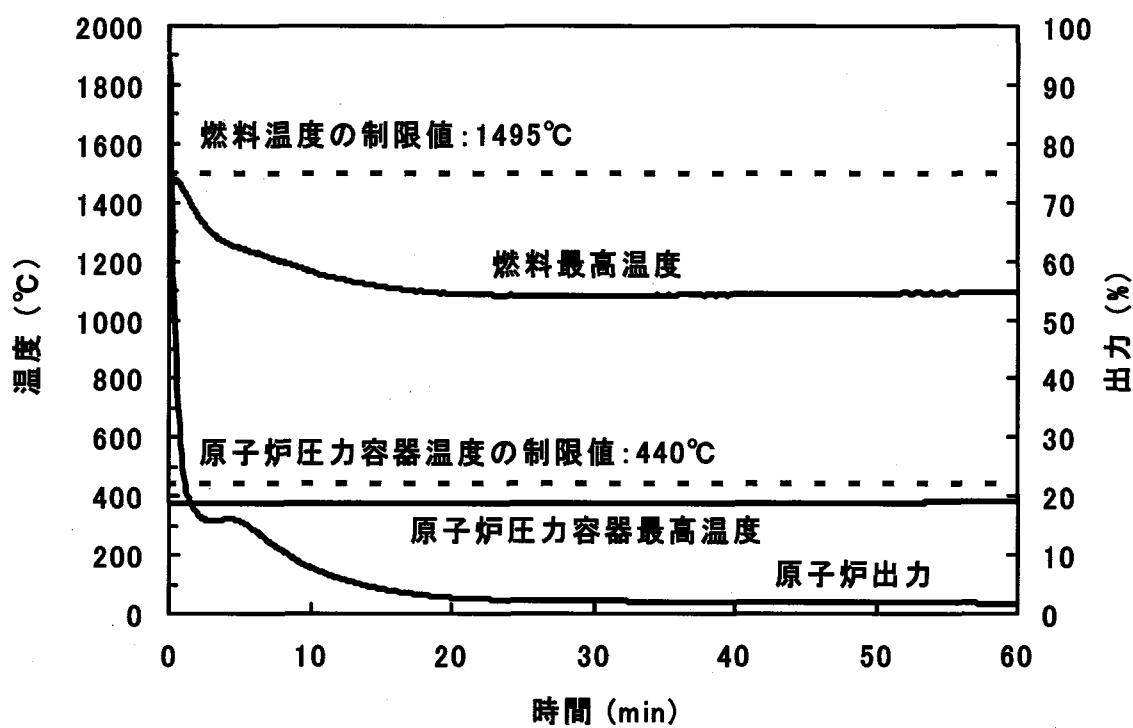
第4.2-5図 循環機停止試験の説明図



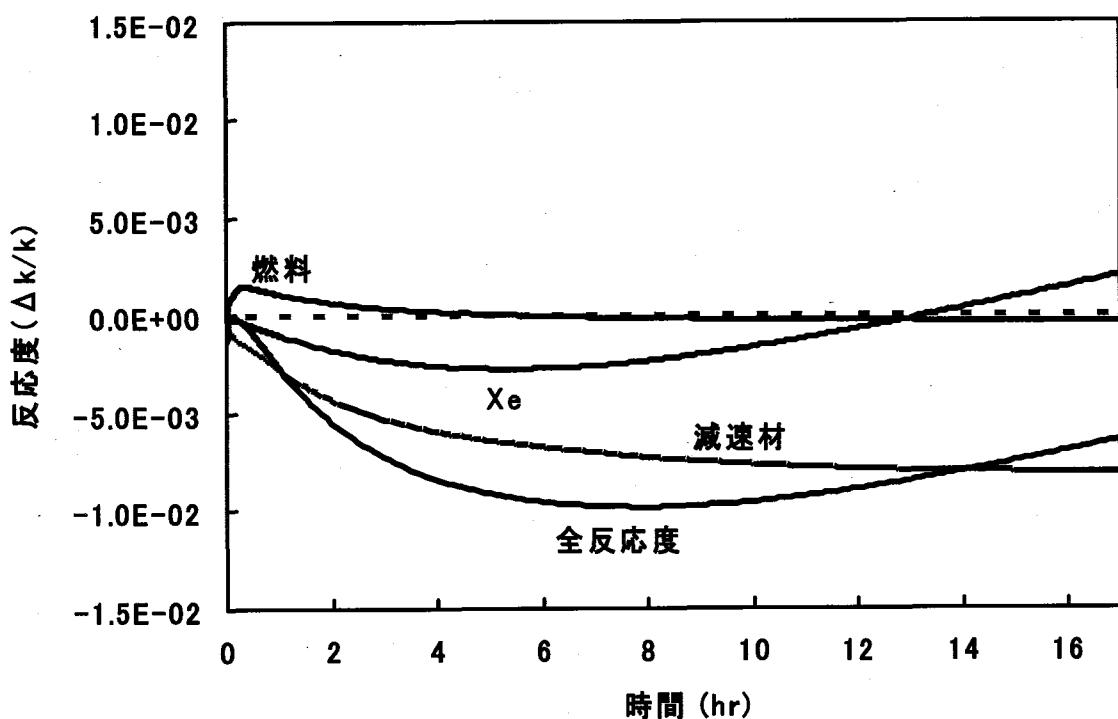
第4.2-6図 原子炉出力 30MW からの循環機 1台又は 2台停止試験



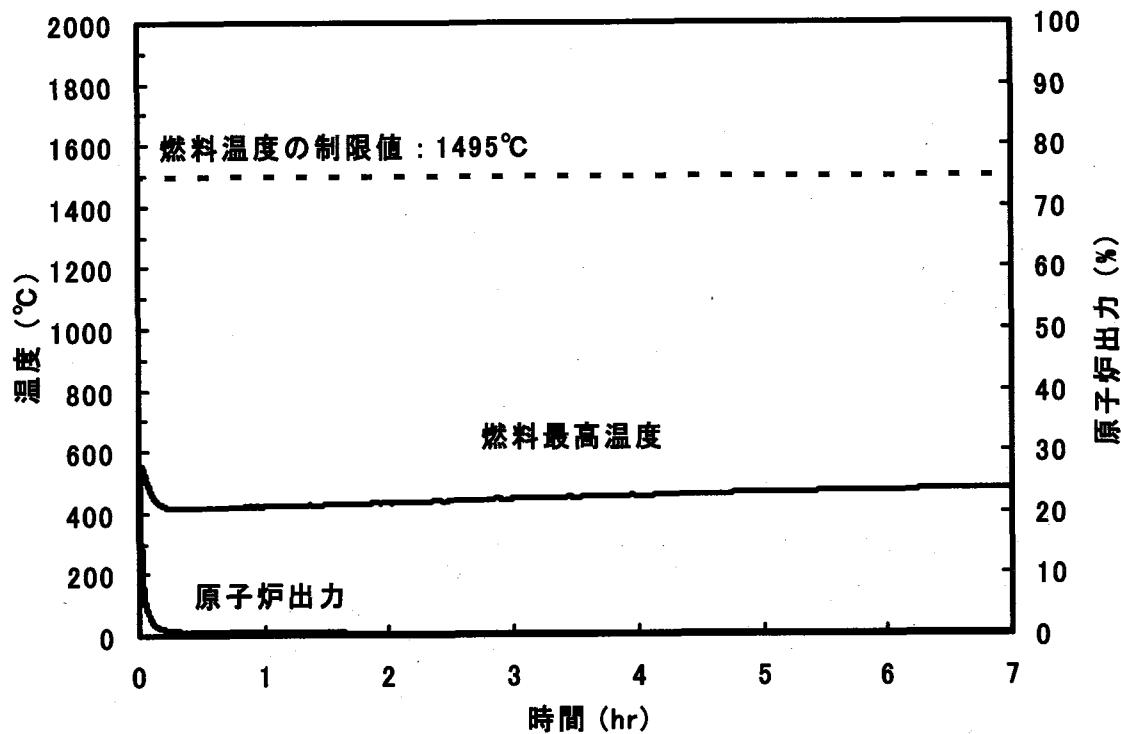
第 4.3-1 図 循環機 3 台停止試験時の原子炉の挙動(1)



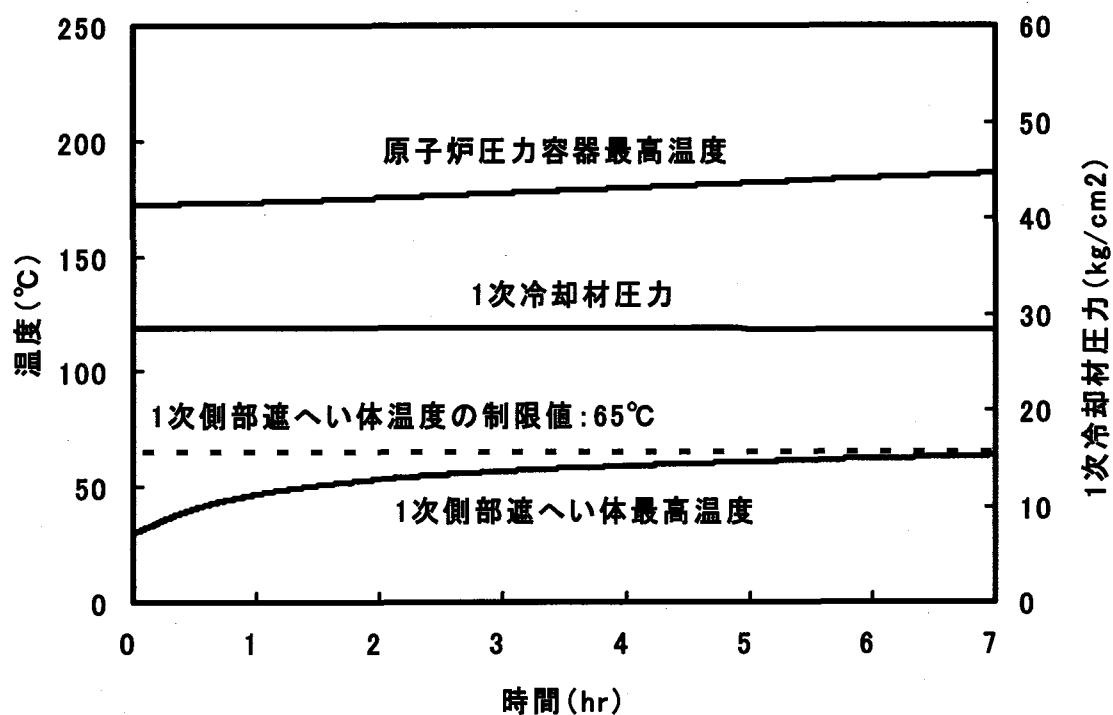
第 4.3-2 図 循環機 3 台停止試験時の原子炉の挙動(2)



第 4.3-3 図 循環機 3 台停止試験時の原子炉の挙動(3)



第 4.3-4 図 炉容器冷却設備停止試験時の原子炉の挙動(1)



第 4.3-5 図 炉容器冷却設備停止試験時の原子炉の挙動(2)

5. 放射線管理

5. 1 放射線作業時の管理

平成 17 年度において実施された主な放射線作業は、原子炉の定検運転、施設定期自主検査及び反応度制御設備等の分解点検作業等である。この期間、管理区域内及び放出放射性物質の定期的な放射線モニタリングを実施したほか、上記の放射線作業については、隨時、放射線モニタリングを実施して放射線管理を行った。

(1) 定検運転中の管理

RS-7 (施設定期検査運転 : 30MW 定格・単独運転) が実施されたが、落雷による商用電源喪失のため原子炉出力 28MW にて自動停止した。運転中及びスクラム停止後の放射線モニタリング結果は異常なかった。

(2) 施設定期自主検査作業中の管理

1 次冷却設備、気体廃棄物処理設備等の施設定期自主検査作業が実施された。特に 1 次冷却系統に関連する設備等の開放作業時には、局所排気装置による換気を行いながらグリーンハウス内で作業を実施した。なお本作業における作業者の被ばくはなかった。

(3) その他の作業

反応度制御設備等の分解点検作業が実施されたが、放射線管理上特に問題はなかった。

5. 2 個人被ばく管理

平成 17 年度における放射線業務従事者の被ばく結果について第 5.2-1 表に示す。平成 17 年度は、職員等及び請負業者合わせて 0.1mSv を超える被ばくはなく、放射線業務従事者に係る線量限度を十分下回っていた。また、内部被ばくについては、定期確認検査（四半期ごとに全身計測、³H）を実施した結果、全て検出下限値未満で異常な被ばくはなかった。

5. 3 排気及び排水の管理

HTTR 排気筒から放出した放射性気体廃棄物及び HTTR の廃液貯槽から一般排水溝へ放出した放射性液体廃棄物は、放出管理目標値に比べて十分低い値であり異常な放出はなかった。

(1) 排気中の放射性塵埃及び放射性ガスの管理

HTTR 排気筒から放出された放射性ダスト及び放射性ガスの測定結果を第 5.3-1 表に示す。放射性ダスト及び放射性ガスの最大濃度及び年間放出量は全て検出下限値未満であった。

(2) 放射性廃液の管理

HTTR の放射性廃液貯槽から放出された放射性廃液の最大濃度及び年間放出量を第 5.3-2 表に示す。³H のみが検出され、それ以外の核種は、年間を通して全て検出下限濃度未満であった。³H の最大濃度は、 2.2×10^1 Bq/cm³、年間放出量は、 1.6×10^8 Bq/年であった。³H の年間放出量は、大洗研究開発センターの放出管理目標値に比べて十分低い値であった。

第 5.2-1 表 放射線業務従事者の実効線量の状況

作業者区分	放射線業務従事者 (人)	実効線量分布(人)					平均線量 (mSv)	最大線量 (mSv)	集団線量 (人・mSv)
		検出下限 線量未満	0.1mSv以上 1.0mSv以下	1.0mSv超え 5.0mSv以下	5.0mSv超え 15mSv以下	15mSvを超える者			
職員等	81	81	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
外来研究員	0	0	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	253	253	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	334	334	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0

(注) 職員等：職員、出向職員をいう。

外来研究員等：外来研究員、共同利用研究者をいう。

第 5.3-1 表 HTTR から放出された気体廃棄物

種類	測定線種 及び核種	最大濃度 (Bq/cm ³)	年間放出量*1 (Bq/年)
放射性ダスト	全α	<3.2×10 ⁻¹¹	—
	全β	<8.6×10 ⁻¹¹	—
	¹³⁷ Cs	<2.3×10 ⁻¹⁰	0
	¹³¹ I	<1.5×10 ⁻⁹	0
放射性ガス	³ H	<2.1×10 ⁻⁵	0
	⁸⁸ Kr、 ¹³⁸ Xe 等	<1.5×10 ⁻³	0

(注) 年間放出量は、検出下限濃度未満を放出量”0”として集計した。

*1 : HTTR の放出管理目標値 (気体廃棄物)

種類	核種	放出管理目標値 (Bq/年)
放射性希ガス	⁸⁸ Kr、 ¹³⁸ Xe 等	3.7×10 ¹³
放射性ヨウ素	¹³¹ I 等	3.2×10 ⁹
トリチウム	³ H	1.1×10 ¹³

第 5.3-2 表 HTTR から放出された液体廃棄物

主な核種	最大濃度 (Bq/cm ³)	年間放出量*2 (Bq/年)	廃液量 (m ³)
³ H	2.2×10^1	1.6×10^8	6.2×10^1
⁶⁰ Co	$< 2.6 \times 10^{-3}$	0	
¹³⁷ Cs	$< 2.4 \times 10^{-3}$	0	
その他	$< 1.7 \times 10^{-2}$	0	

(注) 年間放出量は、検出下限濃度未満を放出量”0”として集計した。

*2：大洗研究開発センターの放出管理目標値（液体廃棄物）

核種	放出管理目標値(Bq/年)
³ H	3.7×10^{12}
³ H 以外	総量
	2.2×10^9
	⁶⁰ Co
	2.2×10^8
	¹³⁷ Cs
	1.8×10^9

6. 技術開発

6. 1 環状炉心の特性評価

(1) はじめに

高温ガス炉 (High Temperature Gas-cooled Reactor : HTGR) は 700°C~950°C の高温のヘリウムガスを原子炉から取り出すことにより発電以外の核熱の幅広い利用が可能である。現在、高温のヘリウムガスを利用した水素製造やガスタービン発電を目的にした実用型高温ガス炉の研究が進められている^{1,2)}。実用型高温ガス炉の開発では高温ガス炉の特徴のひとつである高い固有安全性に重点を置いており、炉心は燃料集合体を円環状に配置した環状炉心を構成することにより固有安全性を向上させている^{3,4,5)}。環状炉心は、炉心中心部に燃料がないため燃料温度を抑えることができ、さらに、燃料領域の体積に対する表面積の割合が大きくなることにより受動的な安全設備である炉容器冷却設備による除熱を効果的にすることができる。このため、冷却材喪失事故（減圧事故）時において受動的安全設備のみで安全性を確保することが可能になる点で、環状炉心の採用は実用型高温ガス炉の安全設計にとって有利である。

環状炉心は上記のような優位な点があるが、実際に環状炉心が構成された例は少ない。高温工学試験研究炉 (HTTR) の臨界試験において、環状炉心を一時的に構成し、最小臨界カラム数等の核特性値の測定を実施した⁶⁾。拡散計算法による解析の結果では、環状炉心の過剰反応度の解析値と実験値の差異が約 3~4%Δk/k あり、他の原子炉や臨界実験装置による両者の差異に比べて大きくなつた⁷⁾。拡散計算法に比べ計算時間は膨大になるが、計算上の近似が少なくより正確な解析が可能なモンテカルロコードを用いた過剰反応度の解析結果^{8,9,10)}は環状炉心及び中実炉心共に 1%Δk/k の範囲で実験値と一致していることから、拡散計算法による解析は環状炉心の過剰反応度を過大評価する特定の原因があると考えられる。そこで、環状炉心の拡散計算モデルに関するパラメータサーベイを実施し、過剰反応度の計算精度向上の方法について検討した。過剰反応度への効果を検討するパラメータとして、少数群定数のエネルギー群数、核データライブラリ、格子計算の共鳴吸収計算オプション、拡散係数計算オプション、燃料体格子モデルの黒鉛領域メッシュ詳細化、炉心拡散計算モデルのメッシュ効果及び炉心計算モデルの反応度調整材の領域分離効果を選定した。これらのパラメータサーベイは環状炉心と中実炉心それぞれについて行い、環状炉心体系において特異な傾向又は特に影響の大きい効果がないかを検討した。また、これらの結果を基に修正した計算モデルの計算値を実験値と比較し、モデル修正の効果について検討した。なお、本研究は武藏工業大学との協力研究として行われたものである¹¹⁾。

(2) 解析方法

今回の環状炉心に関するパラメータの比較に使用した計算コードは、多くの計算オプションを有し様々なタイプの炉心解析により柔軟に対応できる汎用核計算コードシステム SRAC である¹²⁾。衝突確率法モジュール PIJ の 2 次元格子計算により燃料体、制御棒案内ブロック等について少数群定数セットを作成し、3 次元拡散計算モジュール CITATION の炉心計算により PIJ で作成した少数群定数セットを用いて炉心の実効増倍率を算出した。パラメータサーベイ計算を行う際の基準となる計算モデルについて以下に示す。基準モデルの 2 次元格子計算 (PIJ) は、六角集合体を基本格子として燃料体を含む各ブロックのモデルを作成した。第 6.1-1 表に基準モデル

の2次元格子計算のパラメータを示す。基準モデルの3次元拡散計算(CITATION)は固定反射体を含む全炉心を対象として3次元三角柱格子によりモデル化を行った。第6.1-2表に基準モデルの3次元拡散計算のパラメータを示す。第6.1-1図に3次元拡散計算の炉心モデル図を示す。炉心モデルのメッシュ構造は1ブロックあたり水平方向6メッシュ、軸方向14メッシュを基本としており、軸方向に燃料領域と燃料・反応度調整材領域を区別することにより軸方向の反応度調整材の非均質性をモデル化した。

(3) 解析結果

少数群定数のエネルギー群数、核データライブラリ、格子計算の共鳴吸収計算オプション、拡散係数計算オプション、燃料体格子モデルの黒鉛領域メッシュ詳細化、炉心拡散計算モデルのメッシュ効果及び炉心計算モデルの反応度調整材の領域分離効果のパラメータサーベイ結果、最もよいと判断したパラメータの組み合わせを第6.1-3表に示す。この組み合わせによる過剰反応度計算の結果、基準としたモデルに比べ、環状炉心では $-1.26\%\Delta k/k$ 、中実炉心では $-1.91\%\Delta k/k$ の過剰反応度への効果があった。実験値との差は環状炉心で $+2.9\%\Delta k/k$ から $1.6\%\Delta k/k$ に、中実炉心で $-0.1\%\Delta k/k$ から $-2.0\%\Delta k/k$ となり、修正後の環状炉心の実験値との差は低減されたが、中実炉心では修正前よりも実験値との差が大きくなる結果となった。中実炉心で実験値との差がより大きくなった原因是拡散計算オプションにおいてBenoistモデル非等方拡散係数の過剰反応度を低下させる効果が他のパラメータの効果より著しく大きいためである。環状炉心では過剰反応度に大きな影響を与えるパラメータとしてBenoistモデル非等方拡散係数以外に炉心計算モデルのメッシュ詳細化及び燃料体格子モデルの黒鉛領域メッシュ詳細化があり、中実炉心の場合よりこれらのメッシュ設定により注意を払う必要がある。環状炉心で実験値との差が低減された原因是主にこれら3つのパラメータにより過剰反応度を低下させる方向に働いたためである。

各パラメータの効果を整理したものを第6.1-2図に示す。各パラメータに対する環状炉心と中実炉心の効果を比較すると以下のようにまとめられる。

- (a) 燃料体格子モデルの黒鉛領域メッシュ詳細化については、過剰反応度を減少させる方向に働き、環状炉心の方がその影響が大きい($-1.1\%\Delta k/k$)。このことは燃料体の格子計算の影響は中実炉心よりも環状炉心の方が大きいことを意味する。一方、格子計算は燃料体が無限配列されている条件で行われているため、群定数に環状炉心特有の燃料体周辺部の黒鉛の影響は考慮することができない。よって、燃料体の2次元格子計算における不規則配列の影響を考慮した群定数改良により環状炉心の過剰反応度の計算誤差の改善が期待される。
- (b) 少数群定数のエネルギー群数、核データライブラリ、共鳴吸収計算オプション及び炉心計算モデルの反応度調整材の領域分離効果については、環状炉心と中実炉心共に $\pm 0.5\%\Delta k/k$ 以内であり、効果の大きさは同等程度である。
- (c) 拡散係数の算出オプションについては、Benoistモデル非等方の拡散係数を使用する場合、過剰反応度を大きく減少させる方向に働き、環状炉心と中実炉心への影響はともに同じ程度である($-1.7\%\Delta k/k$)。Benoistモデル非等方の拡散係数の効果は環状炉心特有の効果ではなく、中実炉心の過剰反応度の実験値との差が大きくなった原因是Benoist非等方モデルによるところが大きい。VHTRCにおけるパルス中性子実験においても見られた中性子ストリーミングの過大評価が今後の課題として残される。

- (d) 炉心拡散計算モデルのメッシュ詳細化については、中実炉心と環状炉心ともに過剰反応度を増加させる方向に働く。ただし、その影響は中実炉心では過剰反応度の違いが $0.3\%\Delta k/k$ 程度と小さいが、環状炉心では約 $1.0\%\Delta k/k$ と大きい。今回対象とした炉心配置で過剰反応度がメッシュ詳細化に依存しない値を得るためにには、メッシュ間距離を 10 cm 以下にしなければならないことが明らかになった。中実炉心をもつ高温ガス炉では輸送平均自由行程に比べてメッシュ間距離をかなり大きくして解析しても妥当な結果が得られるが、環状炉心ではメッシュ分割の設定に注意を払う必要があることがわかった。

参考文献

- 1) Generation IV International Form, *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems*, GIF-002-00, (2002).
- 2) 国富一彦, 片西昌司, 高田昌二, 他, “高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) の設計研究,” 原子力和文論文誌, 1[4], 352 (2002).
- 3) 中田哲夫, 片西昌司, 高田昌二, 他, “高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) の核熱流動設計,” 原子力和文論文誌, 2[4], 478 (2003).
- 4) R.F. Turner, A.M. Baxter, et al., “Annular core for the modular high-temperature gas-cooled reactor (MHTGR),” *Nucl. Eng. Des.*, 109, 227 (1988).
- 5) 山下清信, 神座圭介, JAERI-M 90-153, (1990).
- 6) 藤本 望, 中野正明, 竹内光男, 他, “高温工学試験研究炉 (HTTR) の臨界試験、(II) 環状型燃料装荷による初臨界達成とその予測法,” 原子力和文論文誌, 42[5], 458 (2000).
- 7) 山下清信, 新藤隆一, 村田 黙, 他, JAERI-M 88-245, (1988).
- 8) IAEA Technical Document, 2003. *Evaluation of high temperature gas cooled reactor performance: Benchmark analysis related to initial testing of the HTTR and HTR-10*, IAEA-TECDOC-1382 (2003).
- 9) M. Goto, N. Nojiri, et.al., “Validation of JENDL-3.3 for the HTTR Criticality, JAERI-Conf 2004-005,” p.225(2004).
- 10) N. Fujimoto, K. Yamashita, et.al., “Annular Core Experiments in HTTR’s Startup-Core-Physics Tests,” *Nucl. Sci. Eng.*, (to be published).
- 11) 野尻直喜, 半田雄一, 島川聰司, 他, “HTTR 環状炉心の炉心解析モデルの検討,” 原子力和文論文誌, (投稿中)
- 12) 奥村啓介, 金子邦男, 土橋敬一郎, JAERI-Data/Code 96-015, (1996).

第6.1-1表 基準モデルの2次元格子計算パラメータ

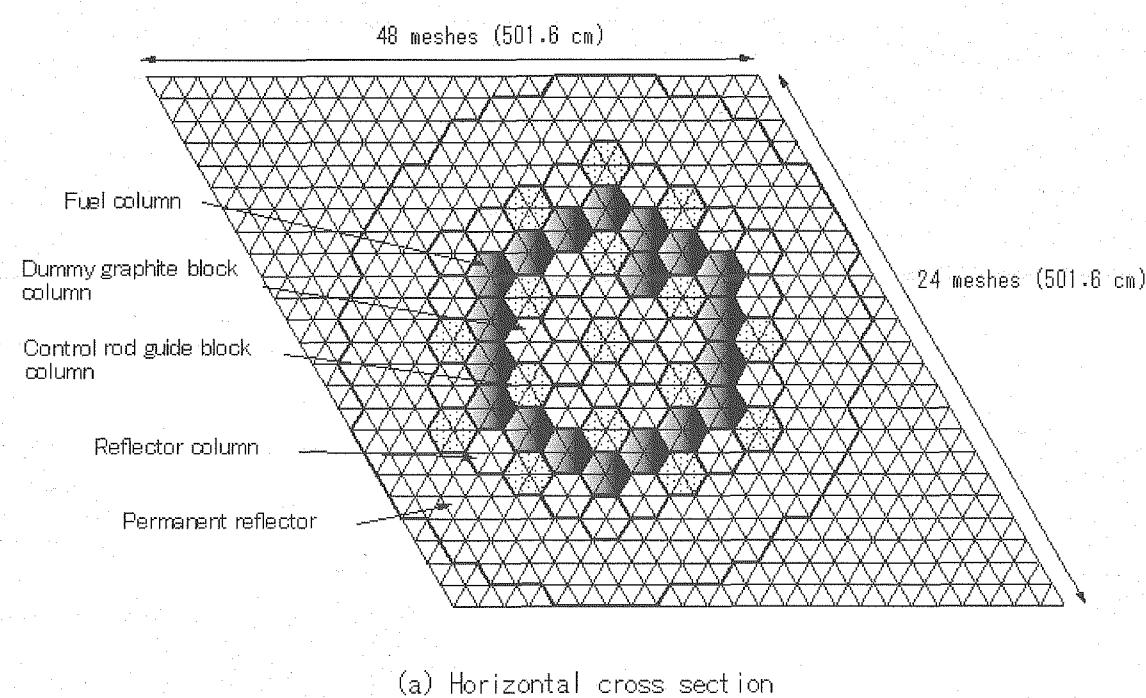
Calculation module	PIJ (Collision probability method)
Nuclear data library	JENDL-3.2
Number of energy groups	8
Resonance absorption option	NR
Figure type	Hexagonal assembly with asymmetric pin rods
Number of radial meshes in a fuel block cell	1

第6.1-2表 基準モデルの2次元拡散計算パラメータ

Calculation module	CITATION(Multi-dimension diffusion calculation)	
Figure type	Three-dimensional triangular prisi	
Boundary condition	(Top and bottom) (Outside)	Extrapolated Extrapolated
Diffusion coefficient option	$1/3\Sigma tr$	
Treatment of fuel and BP zone (Axial)	Separated	
	(Horizontal) Mixedture	
Number of meshes in a block	6	
Mesh interval (cm)	20.8	
Number of total meshes	48×24×55	

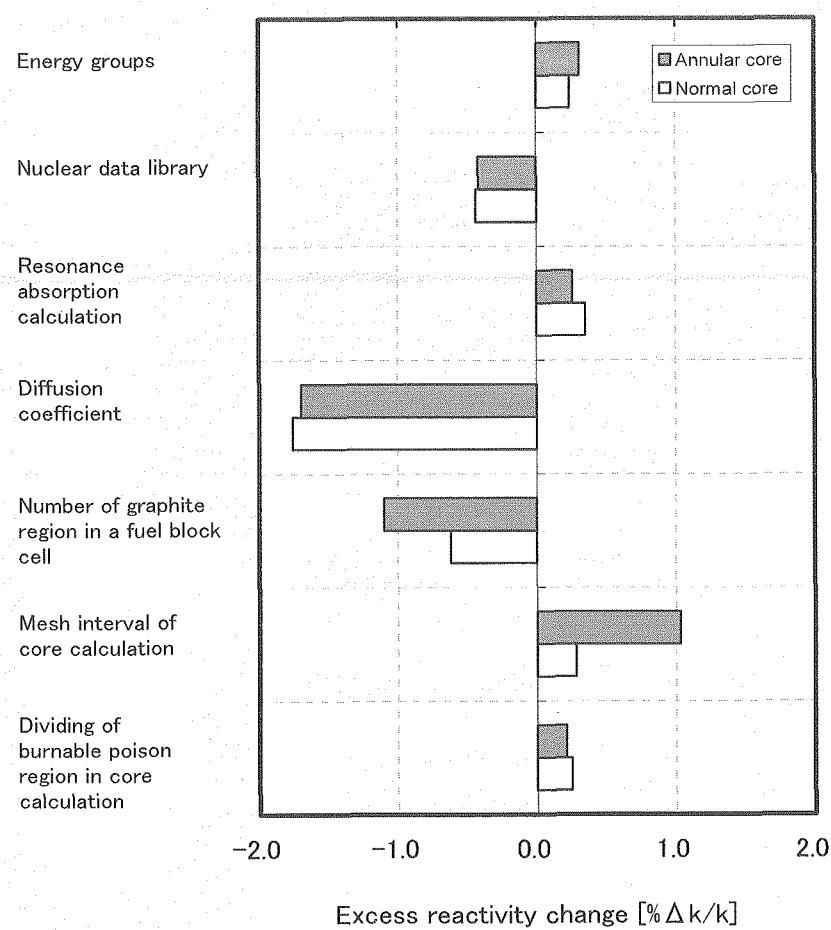
第6.1-3表 最適パラメータの組合せ

Number of energy groups	16
Nuclear data library	JENDL-3.3
Resonance absorption option	NR
Diffusion coefficient option	Benoist anisotropic
Number of radial meshes in a fuel block cell	5
Number of meshes in a block	24
Mesh interval (cm)	10.4
Treatment of fuel and BP zone	Separated



(a) Horizontal cross section

第 6.1-1 図 3 次元拡散計算の炉心モデル図



第 6.1-2 図 環状炉心と中実炉心におけるパラメータの効果の比較

6. 2 燃料温度評価モデルの開発

HTTR では、ウラン燃料核を熱分解炭素、炭化ケイ素等で 4 重に被覆した被覆燃料粒子が用いられており、これらを成形して燃料コンパクトを製作している。この燃料コンパクトを燃料スリーブに装荷し、その燃料スリーブを燃料ブロックに装荷することで燃料体を形成している。この燃料体を並べて積み上げることにより炉心を形成させている。第 6.2-1 図に HTTR の燃料の概要を示す。

過去の照射実験より、被覆燃料粒子が 1800°C 以上となった場合に、被覆層の破損が始まることが知られている。この照射実験に基づいて、HTTR では、被覆燃料粒子の FP の閉じ込め機能を確実に維持するために、燃料温度を 1600°C 以下とすること、としている。そのため、HTTR では、異常な過渡変化時の燃料の熱的制限値として 1600°C を定めており、その条件を満足する条件として通常運転時の燃料最高温度を 1495°C と定めている。

HTTR は 2004 年 4 月に世界最高となる原子炉出口冷却材温度 950°C を達成したが、その事前解析における燃料最高温度は約 1463°C と評価されていた。第 6.2-2 図に従来の燃料温度評価の流れを示す。初めに、燃料、制御棒、炉心構成要素、炉内構造物等の寸法や仕様に基づいて核特性計算を行い、出力分布及び中性子束分布を算出する。これらを用いて、炉内熱流動解析コード FLOWNET により炉心冷却材流量配分を算出する。最終的に、出力分布、中性子束分布及び炉心冷却材流量配分を用いて燃料温度評価コード TEMDIM により燃料温度の算出を行っている。

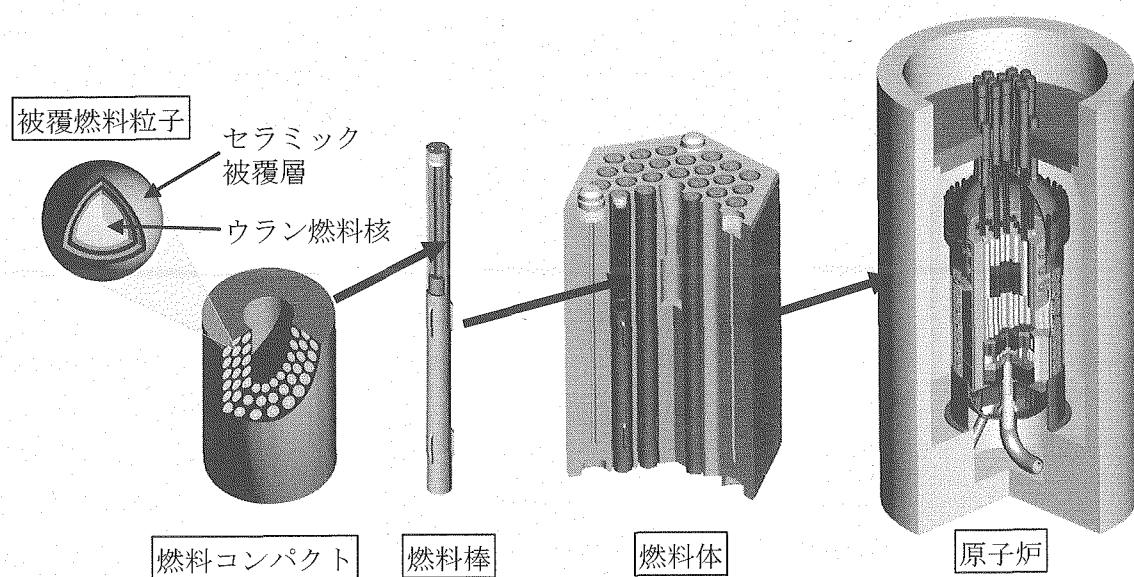
従来の燃料温度評価では燃料の健全性を確実に担保するために、十分な安全裕度を見込んでいた。しかしながら、詳細な核分裂生成物 (FP) 挙動の評価を行うためには、より現実的かつ詳細な燃料温度分布が必要とされていた。そこで、今回、より現実的かつ詳細な燃料温度を得るために、新たに HTTR の燃料温度評価モデルの開発を行った。

第 6.2-3 図に燃料温度評価モデルの改良点を示す。従来のモデルでは 1 燃料体を 6 分割した 1/6 メッシュモデルを用いており、その中で最も温度が高くなる燃料棒を工学的安全因子を用いて代表させ、燃料温度を評価していた。新たに開発した改良モデルでは、炉心全体に配置されている燃料棒を 1 本ごとに表現しており、燃料棒全ての温度評価を行うことが可能となった。このことにより、従来モデルでは 6 分割したメッシュ内の代表的な燃料棒を表現する工学的安全係数を考慮していたが、改良モデルでは燃料体を分割することなく各燃料棒を表現しているため、各燃料棒の温度を得ることができ、この工学的安全係数を考慮する必要がなくなった。

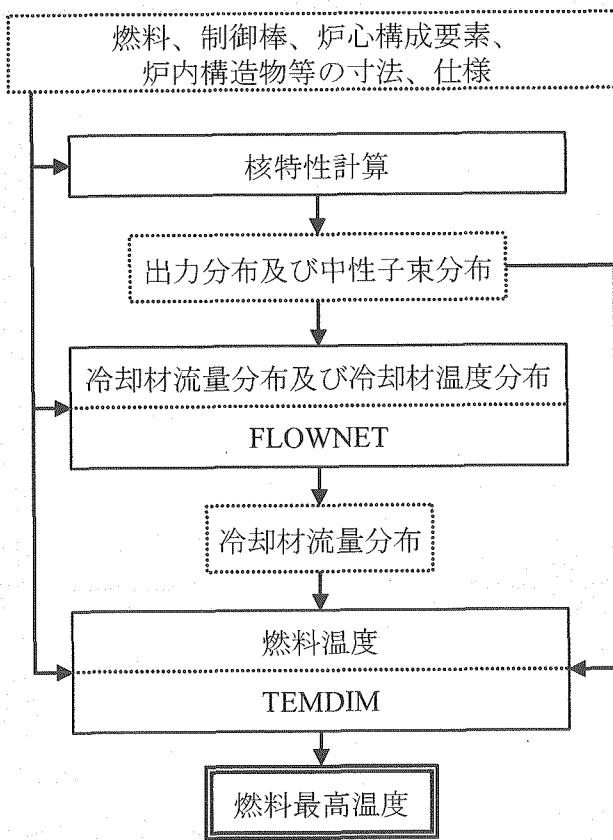
また、燃料温度の評価手順についても改良を行った。第 6.2-4 図に改良モデルを用いた場合の燃料温度評価の流れを示す。従来の燃料温度評価手順では、各 1/6 メッシュごとの出力分布は算出できるが、各燃料ピンの出力分布は算出できない。そこで、改良モデルではモンテカルロ法計算コード MVP を用いて各燃料ピンの出力分布を算出し、それを燃料温度評価に反映させたとした。

この改良モデルを用いて各カラムにおける燃料最高温度の評価を行った結果を第 6.2-5 図に示す。新たに開発した改良モデルでは燃料最高温度は約 1428°C と評価された。これは、従来の燃料温度評価モデルで評価されていた燃料最高温度 1463°C より約 35°C 低くなる結果となった。

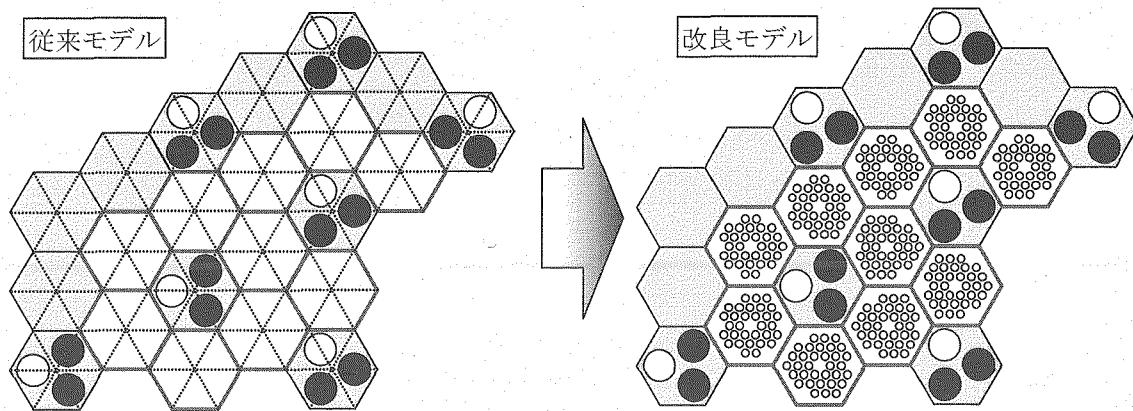
今後は更なる高精度化を行い、将来の高温ガス炉の高性能化に資する燃料温度評価手法の開発を行っていく予定である。



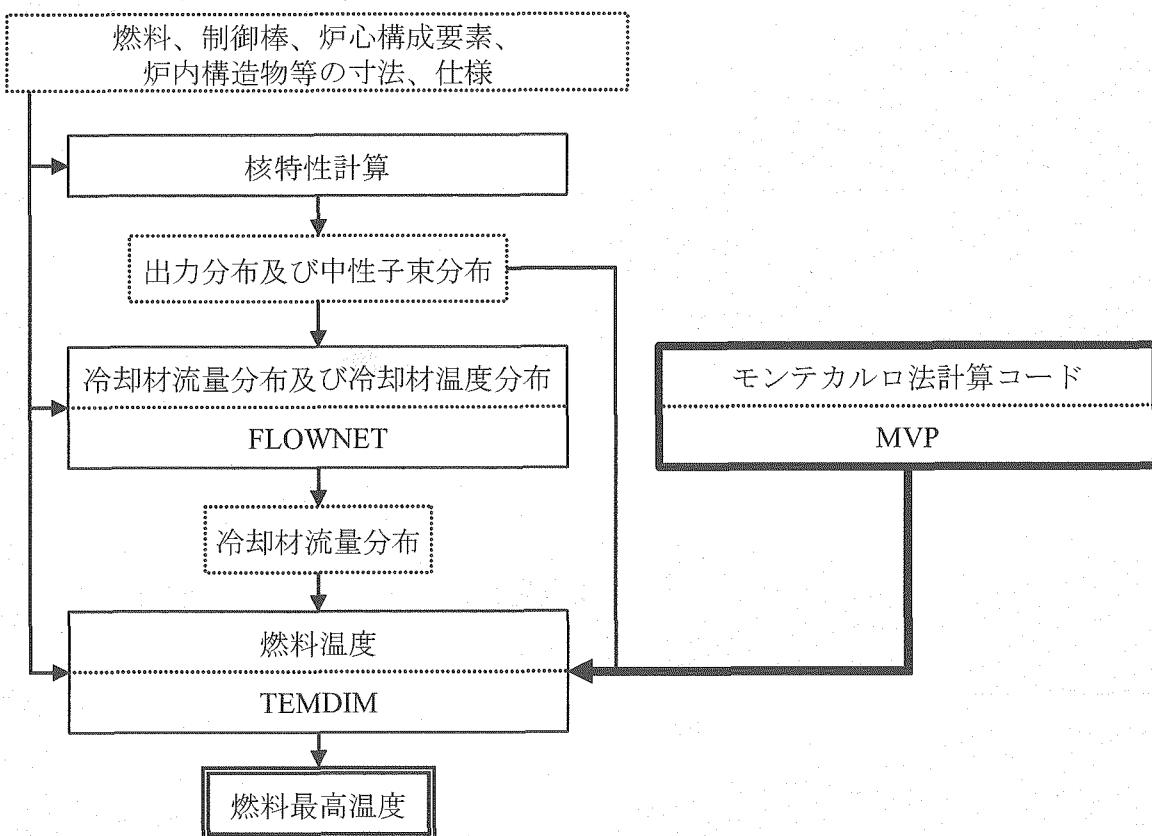
第 6.2-1 図 HTTR の燃料



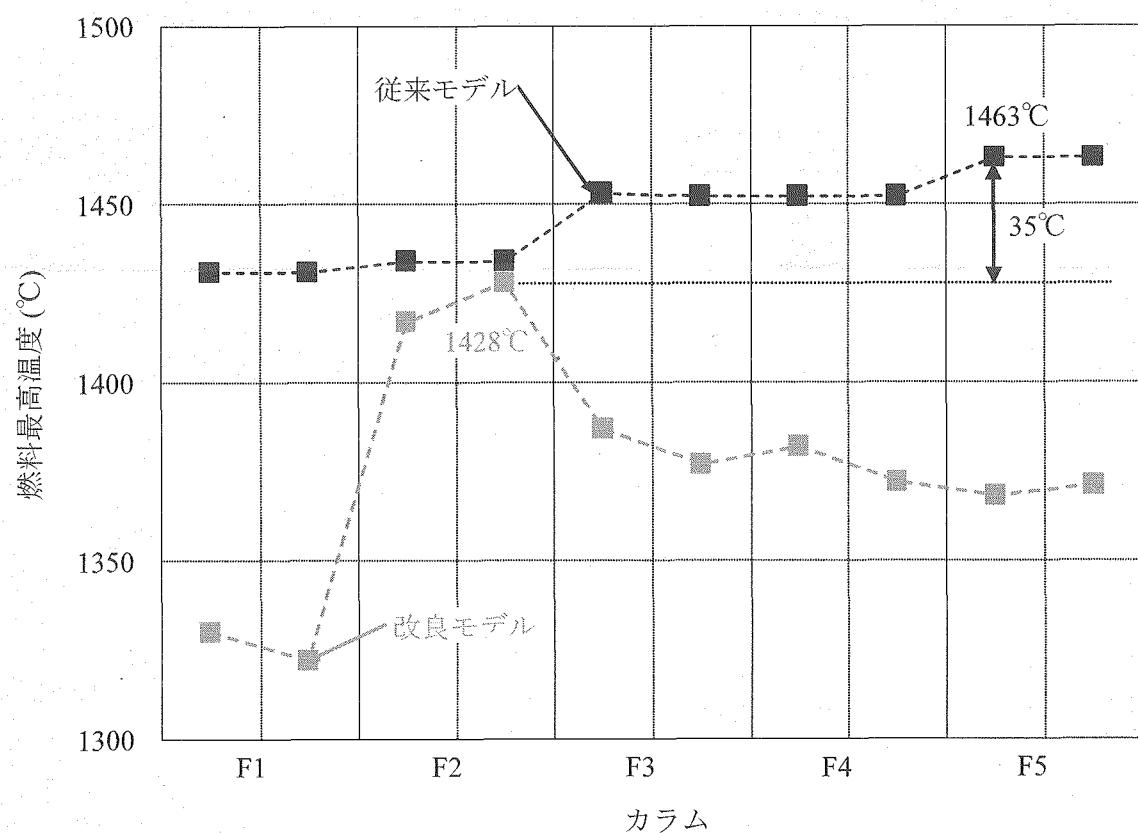
第 6.2-2 図 燃料温度評価の流れ



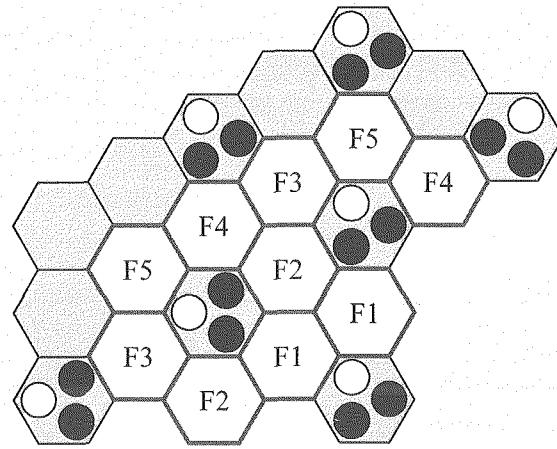
第 6.2-3 図 HTTR 燃料温度評価モデルの改良



第 6.2-4 図 改良モデルにおける燃料温度評価の流れ



カラム



第 6.2-5 図 燃料温度評価結果

6. 3 PPWC 及び SPWC の性能評価

(1) 概要

HTTR の主冷却系に設置されている熱交換器は、原子炉で発生した 30MW の熱を除熱しつつ原子炉出口冷却材温度 850°C / 950°C を達成する伝熱性能を有していなければならない。すなわち、HTTR の熱交換器は設計時に想定された範囲内の伝熱性能が確保されていなければならぬ。そこで、これまでに行われた試験運転及び供用運転で得られたデータを用いて主冷却系に設置されている熱交換器のうち 1 次加圧水冷却器 (PPWC : Primary pressurized water cooler) 及び 2 次加圧水冷却器 (SPWC : Secondary pressurized water cooler) について伝熱性能を評価した。また、設計時における PPWC 及び SPWC の伝熱性能との比較を行い、設計時に想定された伝熱性能が確保されていることの確認を行った。

(2) PPWC の伝熱性能の評価

PPWC の伝熱性能として、熱交換器の伝熱性能を表す (熱通過率) × (伝熱面積) (以下、 U_{APPWC} と表記する) について評価を行った。第 6.3-1 図～第 6.3-4 図に U_{APPWC} の評価結果を示す。

どの運転モードについても U_{APPWC} と原子炉入口冷却材温度の間には比例関係があることが示された。また、僅かながらではあるが、運転日数を重ねるにつれて U_{APPWC} が低下していくことが示された。

次に、設計時に想定した伝熱性能と実測より得られた伝熱性能の比較を行った。第 6.3-1 表～第 6.3-4 表に比較の結果を示す。各運転に対する設計値と評価値の差を見ると、10% 程度設計時の性能より低くなっている。設計時に想定された出力 30MW における伝熱性能の許容範囲はプラント成立性の評価より算出された +10% ~ -10% であり、本報において算出された伝熱性能は設計時の範囲内に概ね入っているとみなせる。以上のことより、PPWC の伝熱性能は設計時に想定された範囲内の伝熱性能を有していることを確認した。

(3) SPWC の伝熱性能の評価

次に、SPWC の伝熱性能である (熱通過率) × (伝熱面積) (以下、 U_{SPWC} と表記する) の評価を行った。第 6.3-5 図、第 6.3-6 図に U_{SPWC} の評価結果を示す。どちらの運転モードについても U_{SPWC} と原子炉入口冷却材温度の間には比例関係があることが示された。また、各運転時に対する U_{SPWC} を比較すると、定格／高温試験運転では U_{SPWC} が異なっているが、これは各運転によって SPWC に流入する流体の流速および温度が異なるためである。

次に、設計時に想定した伝熱性能と実測より得られた伝熱性能の比較を行った。第 6.3-5 表、第 6.3-6 表に比較の結果を示す。

本結果より、SPWC は原子炉で発生した熱を除熱する能力は有しているものの、伝熱性能については 13% 程度設計時の性能より低くなってしまっており、加圧水温度は設計時に比べて 20~30°C 程度低くなっている。設計時に想定された原子炉出力 30MW における伝熱性能の許容範囲は、プラントの成立条件より +10% ~ -10% と定められているが、本報において算出された伝熱性能は設計時の範囲内から 3% 程度低くなっていることが示された。設計値と比較して小さくなった要因として、

- ・ IHX の設計時と実機の伝熱性能の差による 2 次冷却材温度の高温側温度の設計値との差

・2次冷却材の流量の測定値と実際に流れている流量の差

等が考えられる。2次ヘリウム流量の差については、SPWCにおける2次ヘリウムの温度上昇にもその傾向が現れている。

これらの理由により SPWC の伝熱性能が設計値より低くなっていると考えられ、2次冷却材の高温側温度を設計温度まで上げて評価を行うと、実機と設計値との差が 10%程度となることから設計範囲内に入ると考えられる。以上のことより、SPWC の伝熱性能は設計時に想定された伝熱性能を有していることを確認した。

(4) まとめ

本評価では、HTTR の主冷却系統に設置されている PPWC 及び SPWC について、熱交換器の性能である伝熱性能を評価した。また、設計時における PPWC 及び SPWC の伝熱性能との比較を行い、設計時に想定された伝熱性能が確保されていることの確認を行った。その結果、両熱交換器は設計時における伝熱性能を有していることを確認した。今後も更なる監視を行い、伝熱性能の経時変化等を評価する予定である。

第 6.3-1 表 PPWC の UA の設計値と評価値の比較（定格 \ 単独）

		Designed	Evaluated (RS-5, 2004.2.16)
交換熱量		30,028kW	28,740kW
PPWC1 次冷却材温度	入口	843°C	838°C
	出口	384°C	389°C
1 次冷却材流量		45.2t/h	45.2t/h
PPWC 加圧水温度	入口	135°C	107°C
	出口	175°C	145°C
加圧水流量		625t/h	626t/h
UA _{PPWC}		70.72kW/K	62.85kW/K
差		-	-11.1%

第 6.3-2 表 PPWC の UA の設計値と評価値の比較（定格 \ 並列）

		Designed	Evaluated (RP-1, 2002.6.10)
交換熱量		19,842kW	18,986kW
PPWC1 次冷却材温度	入口	850°C	820°C
	出口	388°C	388°C
1 次冷却材流量		29.7t/h	29.7t/h
PPWC 加圧水温度	入口	135°C	118°C
	出口	175°C	156°C
加圧水流量		413t/h	415t/h
UA _{PPWC}		46.14kW/K	43.40kW/K
差		-	-5.9%

第 6.3・3 表 PPWC の UA の設計値と評価値の比較（高温\単独）

		Designed	Evaluated (PT-5S, 2004.4.23)
交換熱量		29,671kW	28,605kW
PPWC1 次冷却材温度	入口	942°C	934°C
	出口	387°C	391°C
1 次冷却材流量		37.0t/h	37.0t/h
PPWC 加圧水温度	入口	134°C	101°C
	出口	174°C	140°C
加圧水流量		618t/h	618t/h
UA ^{PPWC}		63.97kW/K	57.15kW/K
差		-	10.7%

第 6.3・4 表 PPWC の UA の設計値と評価値の比較（高温\並列）

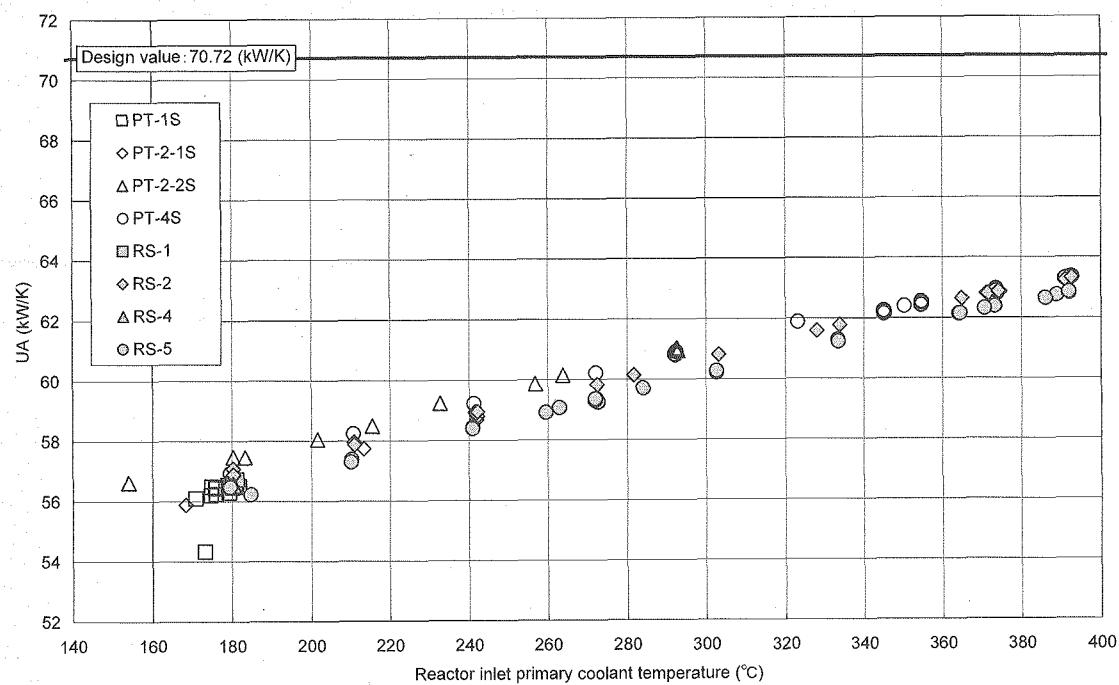
		Designed	Evaluated (PT-5P, 2004.6.22)
交換熱量		19,671kW	19,058kW
PPWC 1 次冷却材温度	入口	950°C	940°C
	出口	390°C	389°C
1 次冷却材流量		24.3t/h	24.1t/h
PPWC 加圧水温度	入口	133°C	104°C
	出口	173°C	143°C
加圧水流量		410t/h	410t/h
UA ^{PPWC}		41.85kW/K	38.32kW/k
差		-	8.4%

第 6.3-5 表 SPWC の UA の設計値と評価値の比較（定格 \ 並列）

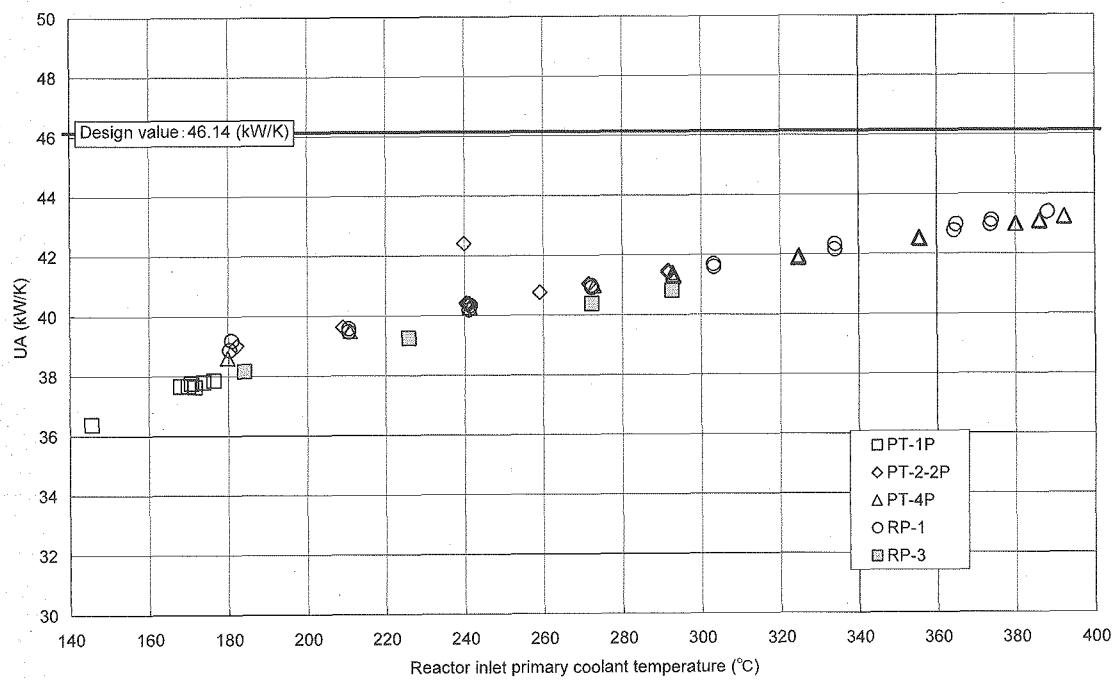
		設計	評価 (PT-4P, 2002/2/27)
交換熱量		10,144kW	9,641kW
SPWC 2 次冷却材温度	入口	782°C	751°C
	出口	234°C	243°C
2 次冷却材流量		12.8t/h	12.8t/h
SPWC 加圧水温度	入口	135°C	120°C
	出口	174°C	158°C
加圧水流量		216t/h	217t/h
UA _{SPWC}		36.17kW/K	32.27kW/K
差		-	-10.8%

第 6.3-6 表 SPWC の UA の設計値と評価値の比較(高温 \ 並列)

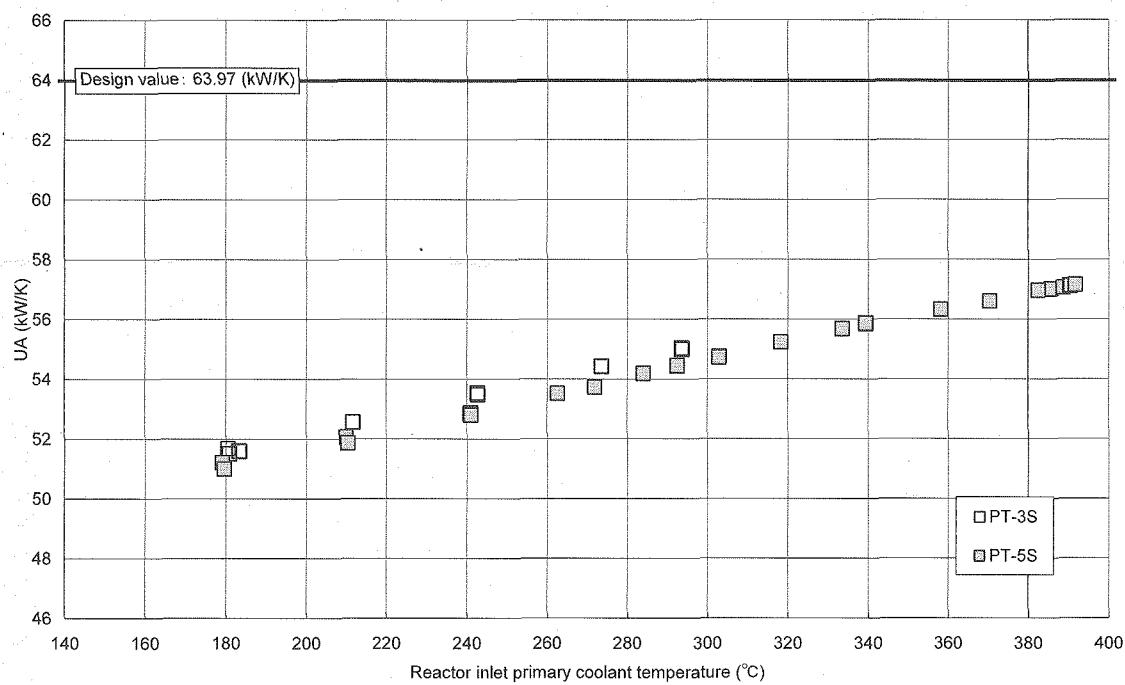
		設計	評価 (PT-5P, 2004.6.22)
交換熱量		9,983kW	9,760kW
SPWC 2 次冷却材温度	入口	869°C	859°C
	出口	229°C	232°C
2 次冷却材流量		10.9t/h	10.8t/h
SPWC 加圧水温度	入口	133°C	104°C
	出口	173°C	143°C
加圧水流量		208t/h	213t/h
UA _{SPWC}		33.27kW/K	28.58kW/K
差		-	-13.3%



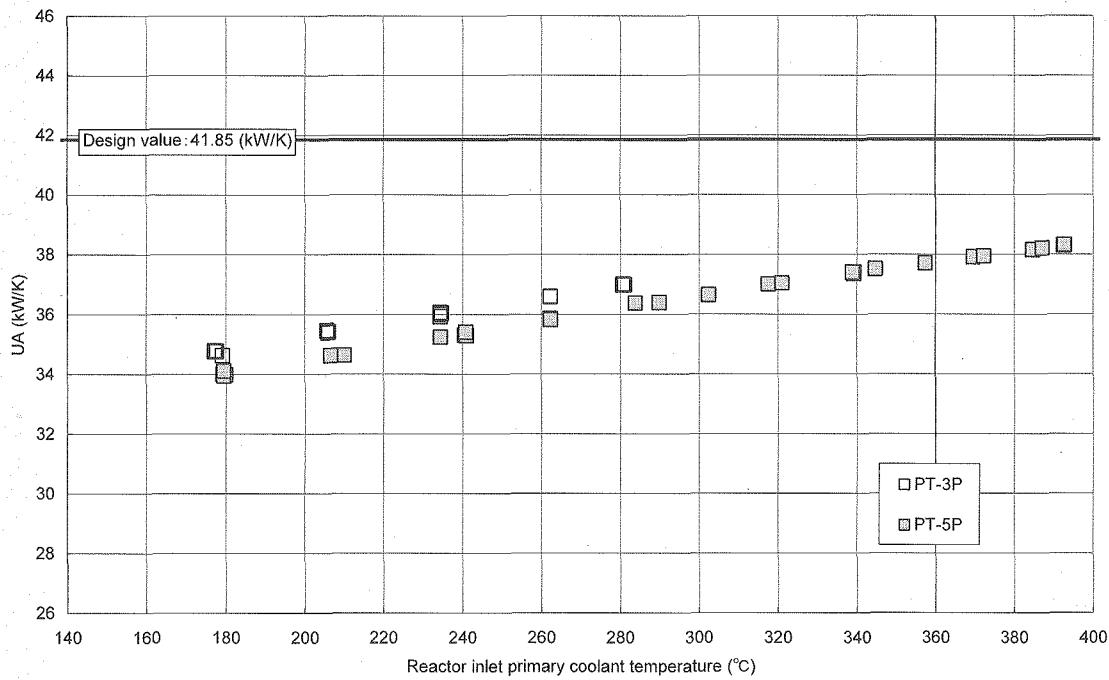
第 6.3-1 図 原子炉入口冷却材温度と PPWC の UA の関係（定格＼単独）



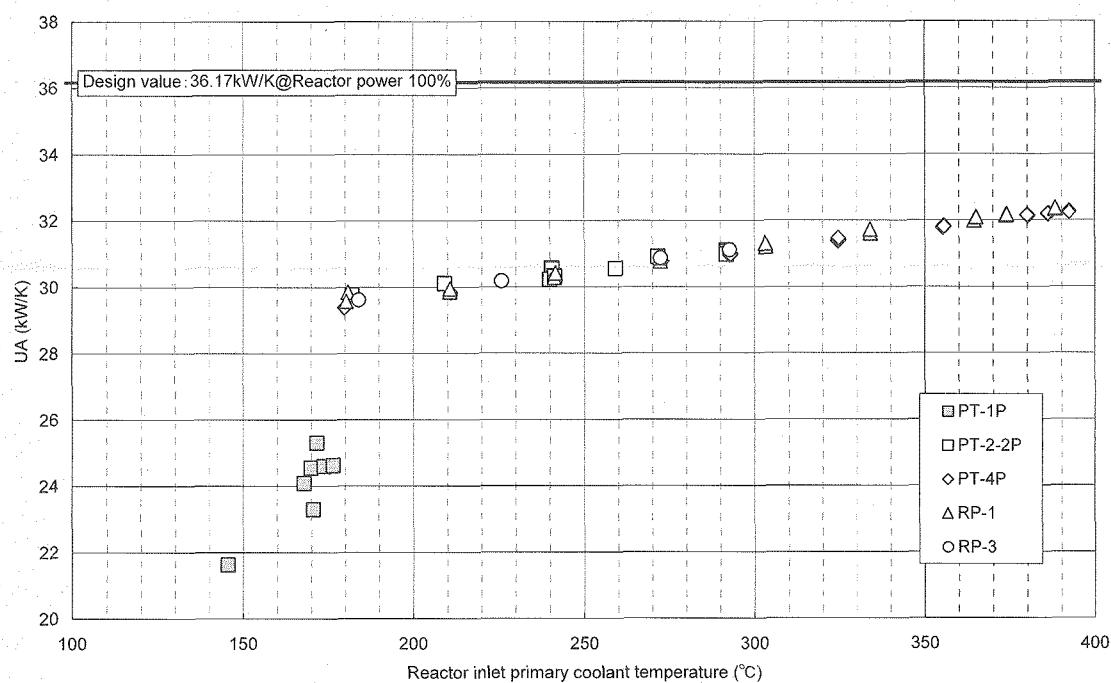
第 6.3-2 図 原子炉入口冷却材温度と PPWC の UA の関係（定格＼並列）



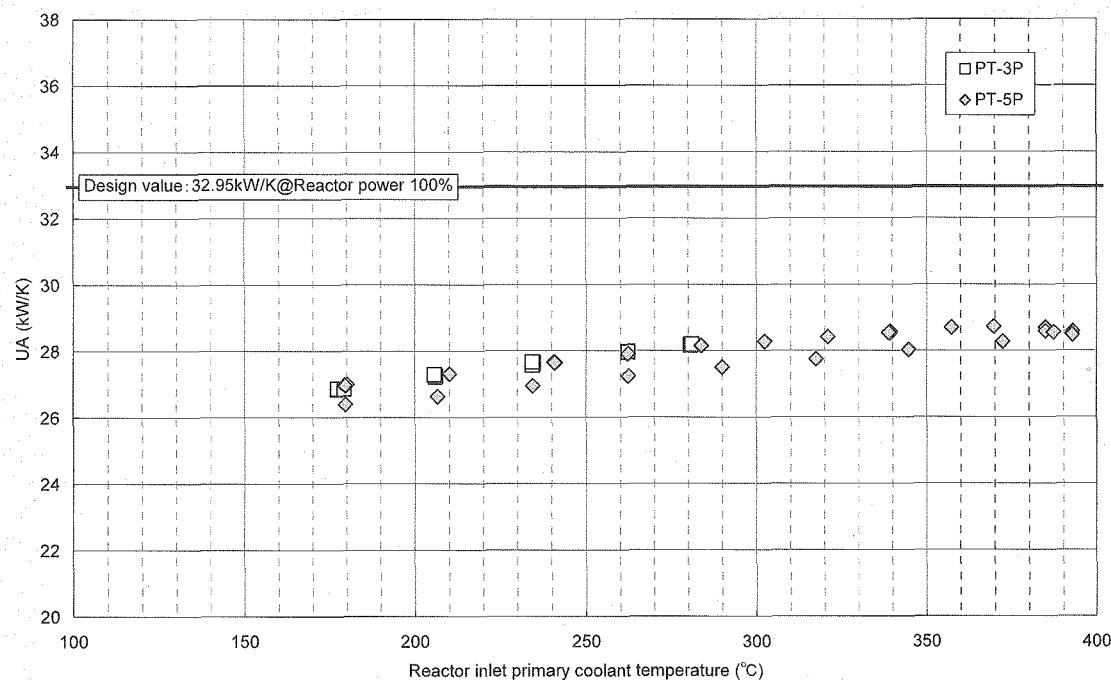
第 6.3-3 図 原子炉入口冷却材温度と PPWC の UA の関係（高温単独）



第 6.3-4 図 原子炉入口冷却材温度と PPWC の UA の関係（高温並列）



第 6.3-5 図 原子炉入口冷却材温度と SPWC の UA の関係（定格 \ 並列）



第 6.3-6 図 原子炉入口冷却材温度と SPWC の UA の関係（高温 \ 並列）

7. 高温ガス炉開発に関する国際協力

高温ガス炉開発に関する国際協力では、第4世代原子力システム国際フォーラムの超高温ガス炉システムにおける国際共同プロジェクトに参加するための準備を進めた。

国際原子力機関（IAEA）との協力では、高温ガス炉技術ワーキンググループ（TWGGCR）、協力研究計画（CRP）、黒鉛データベース会議等に参加し、高温ガス炉及び核熱利用に関する技術研究開発分野での情報交換等の国際協力を実施した。

中国との協力では、情報交換に関する覚書に基づき、中国・清華大学核能及新能源技術研究院（INET）との情報交換会議を清華大学で行い、情報交換等の研究協力を進めた。

米国とは、米国エネルギー省（DOE）との原子力研究分野における包括取決めに基づき、水素製造技術、先進燃料技術等に関し情報交換を行った。また、米国原子力規制委員会（NRC）と原子力安全研究分野における情報交換を実施した。

また、文部科学省と DOEとの間で、国際原子力エネルギー研究イニシアチブ（I-NERI）に関する実施取決めが平成17年2月に締結され、高温ガス炉研究開発分野において、革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発（ZrC被覆燃料粒子の開発）の共同研究が開始された。

仏国とは、平成14年度にフランス原子力庁（CEA）との間で締結した「原子炉研究の分野における協力実施取決め」に基づき、高温ガス炉の概念・システム、燃料、材料、水素製造技術などの高温ガス炉システムについて、情報交換等の研究協力を実施した。

韓国とは、韓国原子力研究所との原子力平和利用分野における研究協力実施取り決めに基づき、高温ガス炉及び核熱水素製造技術に関する情報交換等の研究協力を進めた。

あとがき

本報告書は、高温工学試験研究炉部の HTTR 運転管理課、HTTR 技術課、HTTR 計画課及び安全管理部・放射線管理第 2 課の関係者が、平成 17 年度の HTTR における試験・運転と技術開発の実績について分担して執筆し、HTTR 計画課において編集したものです。

本報告書を、平成 17 年度の高温工学試験研究炉部の業務全般を理解していただく上で、ご活用いただければ幸いです。なお、本報告書の作成に際しましては、関係各位からご助言・ご指導をいただきましたことに感謝し、ここに謝意を表します。

平成 17 年度高温工学試験研究関連研究発表（所内）

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR 技術開発室	17・3	Safety demonstration test (SR-3/S1C-3/S2C-3/SF-2) plan using the HTTR (Contract research)	中川繁昭	JAERI-Tech 2005-015
同上	17・5	高温ガス炉における原子炉出口冷却材温度の評価手法の提案	高松邦吉	JAERI-Tech 2005-030
同上	17・6	TAC/BLOOST コードの検証 (受託研究)	中川繁昭	JAERI-Data/Cod e 2005-003
同上	17・7	HTTR の中間熱交換器の伝熱性能に関する評価	柄尾大輔	JAERI-Tech 2005-040
同上	17・7	HTTR の加圧水空気冷却器の伝熱性能に関する評価	同上	JAERI-Tech 2005-041
HTTR 試験室	17・7	炉容器冷却設備冷却器の伝熱性能の変化とその回復作業について	濱本真平	JAERI-Tech 2005-035
HTTR 技術課	18・1	HTTR の 1 次加圧水冷却器の伝熱性能に関する評価	柄尾大輔	JAEA-Technolo gy 2005-006
高温工学 試験研究炉部	18・1	HTTR の反応度調整材の燃焼挙動と炉心特性の評価	藤本 望	JAEA-Technolog y 2005-008
HTTR 技術課	18・2	HTTR の 2 次加圧水冷却器の伝熱性能に関する評価	柄尾大輔	JAEA-Technolog y 2006-005
HTTR 計画課	18・3	HTTR (高温工学試験研究炉) の試験・運転と技術開発 (2004 年度)	萩原正紀	JAEA-Review 2006-008
HTTR 運転管理課	18・3	HTTR 後備停止系不具合の調査報告書	濱本真平	JAEA-Technolog y 2006-030
HTTR 技術課	18・3	高温工学試験研究炉の第 2 次燃料製造データベース (その 1) -燃料核, 被覆燃料粒子及び燃料コンパクト-	植田祥平	JAEA-Data/Code 2006-009

平成17年度高温工学試験研究関連研究発表（外部発表）

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR技術開発室	17・3	高温ガス炉(HTGR)の炉心拘束機構に用いるC/C複合材の構造健全性に関する研究	柴田大受	FAPIG
同上	同上	The Modeling of Central Control Rod (C-CR) Withdrawal of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) using Neural Networks	高松邦吉	日本原子力学会英文論文誌
同上	17・4	Irradiation Experiences and the Future Plan in the HTTR project	沢 和弘	International Symposium on Research Reactor and Neutron Science Daejeon (Korea)
同上	17・5	高温ガス炉における制御棒引抜き事象解析の高度化	高松邦吉	日本原子力学会和文論文誌
同上	同上	Achievement of Coolant Temperature of 950°C in HTTR	後藤 実	ICONE-13 北京 (中国)
同上	同上	Numerical Simulation of Three-dimensional thermal-hydraulic Behavior for High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)	柄尾大輔	ICAPP '05 Seoul (Korea)
同上	同上	Evaluation of Permeated Hydrogen through Heat transfer Pipes of the Intermediate Heat Exchanger during the Initial 950°C Operation of the HTTR	坂場成昭	同上
同上	17・6	Japan's HTTR and its Hydrogen Production	同上	Nuclear Engineering International
同上	同上	Tensile Strength of Two-dimensional C/C Composite with its Microstructure for Nuclear Application	柴田大受	M&P 2005 シアトル (米国)
同上	同上	DNS of Turbulent Channel Flow at Very Low Reynolds Number	柄尾大輔	4 th International Symposium on Turbulence Shear Flow Phenomena ヴァージニア (米国)
同上	17・7	HTTR環状炉心の炉心解析モデルの検討	野尻直喜	日本原子力学会和文論文誌

平成17年度高温工学試験研究開発研究発表（外部発表）

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR技術開発室	17・7	Technologies Development Plan of the Innovative High Temperature Gas-Cooled Reactor Fuel	沢 和弘	Workshop on Post Irradiation Examinations and Material Properties for Fuel Cadarache (仏国)
同上	17・8	Structural Integrity Assessments of Helium Components in the Primary Cooling System during the Safety Demonstration Test using the HTTR	坂場成昭	SMiRT 18 北京(中国)
同上	同上	Stress Analysis of Two-dimensional C/C Components for HTGR's Core Restraint Mechanism	角田淳弥	同上
同上	同上	Temperature Evaluation of Core Components of HTGR at Depressurization Accident Considering Annealing Recovery on Thermal Conductivity of Graphite	同上	同上
同上	同上	Nuclear Data Sensitivity in the HTGR Design	後藤 実	12 th International Conference on Emerging Nuclear Energy System Brussels (Belgium)
同上	17・9	Development of Non-destructive evaluation methods for Mechanical Properties of Graphite Components in HTGR/VHTR	塙 悟史	EUROMAT2005 プラハ(チェコ)
同上	同上	R&D Plan on Structural Integrity Evaluation for Core Graphite Components in HTGR/VHTR	角田淳弥	同上
同上	同上	Present Status of Research on Mechanical Property Evaluation for Nuclear Graphite	柴田大受	INGS-6 Chamonix (フランス)
同上	同上	黒鉛熱伝導率のアニーリングモデルを用いた高温ガス炉減圧事故時の炉心温度解析	角田淳弥	日本原子力学会2005年秋の年会 八戸(日本)
同上	同上	高温工学試験研究炉(HTTR)の炉内3次元非定常熱流動解析	柄尾大輔	同上
同上	同上	ZrC被覆燃料粒子用被覆実験装置の改造計画	植田祥平	同上

平成17年度高温工学試験研究関連研究発表（外部発表）

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR試験室	17・9	HTTRの1次加圧水冷却器伝熱管の供用期間中検査	七種明雄	日本原子力学会2005年秋の年会 八戸（日本）
HTTR技術開発室	17・10	Analytical Results of Coolant Flow Reduction Test in the HTTR	高松邦吉	NURETH-11 Avignon (France)
同上	同上	Spatial-time-dependent of Thermal Feedback Reactivity during Control-rod Withdrawal Test using the HTTR	野尻直喜	GLOBAL 2005 Tsukuba (Japan)
同上	同上	Non-destructive evaluation on Mechanical Properties of Nuclear Graphite with Porous Structure	柴田大受	同上
HTTR試験室	同上	Vessel Cooling System Performance of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)	七種明雄	同上
HTTR計画課	同上	高温ガス炉HTTRの高温試験運転における燃料温度の評価	柄尾大輔	日本原子力学会和文論文誌
HTTR運転管理課	17・11	高温工学試験研究炉（HTTR）の概要	飯垣和彦	高温学会誌
HTTR計画課	同上	格子ガスオートマン法を用いた蒸気膜の崩壊挙動に関する解析	柄尾大輔	日本機械学会 第18回計算力学講演会 つくば市（日本）
高温工学 試験研究炉部	同上	「異常記録管理表」の運用による職員の安全意識の向上	川崎幸三	第78回NSネット安全キャラバン
HTTR運転管理課	18・1	高温機器の研究開発	濱本真平	高温学会誌
HTTR技術課	18・3	燃焼によるHTTR制御棒価値の変化が過剰反応度に与える影響	野尻直喜	日本原子力学会2006年春の年会 大洗（日本）
同上	同上	HTTRの燃料温度評価モデルの高度化	柄尾大輔	同上
HTTR運転管理課	同上	高温ガス炉における化学的不純物挙動 -HTTRの2次ヘリウム冷却材における不純物挙動評価	濱本真平	同上
同上	同上	HTTR後備停止系装置の分解整備	清水厚志	平成17年度弥生研究会 「研究炉等の運転・管理及び改良に関する研究会」

付録2 平成17年度 高温工学試験研究関係主要記事（課室名は、発表当時のもので示す。）

年・月	工事・試験等	主要事項
17・4		
17・5		
17・6		
17・7	施設定期検査の第8回を受検した。（29日）	
17・8	施設定期検査の第9回を受検した。（9日） 安全性実証試験の枠拡大に伴う原子炉設置変更許可申請を行った。（15日） 施設定期検査の第10回を受検した。（26日） RS-7運転のため、原子炉を起動した。（30日） 施設定期検査の第11回を受検した。（31日）	清華大学INETとの情報交換会議を北京で行った。（23-24日）
17・9	落雷による商用電源喪失により、原子炉が自動停止した（11日）	
17・10	旧日本原子力研究所と旧核燃料サイクル開発機構が解散し、独立行政法人 日本原子力研究開発機構が発足した。（1日）	第2回HTTRワークショップを原子力基礎工学部門と共に催した。（5~7日）
17・11	施設定期検査の第12回を受検した。（31日）	

年・月	工事・試験等	主要事項
17・12		仏 CEAとの情報交換会議を行った（13～14日パリ） 第9回将来世代の原子炉等の研究開発に関する日仏専門家会合に参加した。（15日パリ）
18・1	安全性実証試験の枠拡大に伴う原子炉設置変更許可申請の補正申請を行った。（25日）	
18・2		革新的高温ガス炉用燃料・黒鉛技術開発検討専門部会を開催した。（23日）
18・3	安全性実証試験の枠拡大に伴う原子炉設置変更許可申請の一部補正申請を行った。（29日）	高温ガス炉安全性実証試験検討専門部会を開催した。（9日） 第1回高温ガス炉システム研究委員会を開催した。（13日）

国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

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

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

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

表5. SI 接頭語

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

表3. 固有の名称とその独自の記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(a)	rad	$m \cdot m^{-1} = 1^{(b)}$	$m \cdot m^{-1}$
立体角	ステラジアン ^(a)	sr ^(c)	$m^2 \cdot m^{-2} = 1^{(b)}$	$m^2 \cdot m^{-2}$
周波数	ヘルツ	Hz	s^{-1}	s^{-1}
压力	ニュートン	N	$m \cdot kg \cdot s^{-2}$	$m \cdot kg \cdot s^{-2}$
エンギー、仕事、熱量	パスカル	Pa	N/m^2	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-2}$
工作效率、放射束	ジュール	J	$N \cdot m$	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2}$
電荷、電気量	アコント	C	J/s	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-3}$
電位差(電圧)、起電力	ボルト	V	W/A	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^{-1}$
静電容量	フアラード	F	C/V	$m^2 \cdot kg^{-1} \cdot s^3 \cdot A^2$
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^2$
コンダクタンス	ジemens	S	A/V	$m^2 \cdot kg^{-1} \cdot s^3 \cdot A^2$
磁束密度	テスラ	T	$V \cdot s$	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-1}$
インダクタンス	ヘンリ	H	Wb/m^2	$kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-1}$
セルシウス温度	セルシウス度 ^(d)	°C	Wb/A	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-2}$
光束度	ルーメン	lm	K	$s \cdot A$
(放射性核種)放射能	ベクレル	Bq	$cd \cdot sr(c)$	$m^2 \cdot m^{-2} \cdot cd = cd$
吸収線量、質量エネルギー	グレイ	Gy	$1m$	lm/m^2
線量当量、周辺線量当量	カーマ		$cd \cdot sr(c)$	$m^2 \cdot m^{-4} \cdot cd = m^{-2} \cdot cd$
方向性線量当量、個人線量当量、組織線量当量	シーベルト	Sv	s^{-1}	s^{-1}
			J/Kg	$m^2 \cdot s^{-2}$
			J/kg	$m^2 \cdot s^{-2}$

表6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h =60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86400 s
度	°	$1^\circ = (\pi/180) \text{ rad}$
分	'	$1' = (1/60)^\circ = (\pi/10800) \text{ rad}$
秒	"	$1'' = (1/60)' = (\pi/648000) \text{ rad}$
リットル	L	$1l = 1 \text{ dm}^3 = 10^{-3} \text{ m}^3$
トン	t	$1t = 10^3 \text{ kg}$
ネーパ	Np	$1Np = 1$
ベル	B	$1B = (1/2) \ln 10 (Np)$

表7. 国際単位系と併用されこれに属さない単位でSI単位で表される數値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位であらわされる數値
電子ボルト	eV	$1 \text{ eV} = 1.60217733(49) \times 10^{-19} \text{ J}$
統一原子質量単位	u	$1u = 1.6605402(10) \times 10^{-27} \text{ kg}$
天文単位	ua	$1ua = 1.49597870691(30) \times 10^{11} \text{ m}$

表8. 国際単位系に属さないが国際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる數値
海里	里	1 海里=1852m
ノット	ト	1 ノット=1 海里毎時=(1852/3600)m/s
アール	a	$1a = 1 \text{ dam}^2 = 10^4 \text{ m}^2$
ヘクタール	ha	$1 ha = 1 \text{ hm}^2 = 10^4 \text{ m}^2$
バル	bar	$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 100 \text{ kPa} = 1000 \text{ hPa} = 10^5 \text{ Pa}$
オンストローム	Å	$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$
バイン	b	$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$

表9. 固有の名称を含むCGS組立単位

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

表10. 国際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリー	Ci	$1 Ci = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$
レンツ	R	$1 R = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$
ラド	rad	$1 rad = 1 cGy = 10^{-2} \text{ Gy}$
レム	rem	$1 rem = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$
X線単位		$1 X \text{ unit} = 1.002 \times 10^{-7} \text{ nm}$
ガンマ	γ	$1 \gamma = 1 nT = 10^{-9} \text{ T}$
ジャニスキー	Jy	$1 Jy = 10^{-26} \text{ W} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{Hz}^{-1}$
フェルミ	fm	$1 fermi = 1 \text{ fm} = 10^{-15} \text{ m}$
メートル系カラット		$1 metric \text{ carat} = 200 \text{ mg} = 2 \times 10^{-4} \text{ kg}$
トル	Torr	$1 Torr = (101.325/760) \text{ Pa}$
標準大気圧	atm	$1 atm = 101.325 \text{ Pa}$
カリヨン	cal	$1 cal = 1 \text{ J} = 1 \text{ coul} \cdot \text{V} = 10^{-4} \text{ J}$
ミクロ	μ	$1 \mu = 1 \text{ m} = 10^{-6} \text{ m}$