



2005-010



H T T R (高温工学試験研究炉) の
試験・運転と技術開発 (2003年度)

2005年3月

(編) 高温工学試験研究炉開発部

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂
郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料セン
ター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をお
こなっております。

This report is issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2005

編集兼発行 日本原子力研究所

HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発
(2003年度)

日本原子力研究所大洗研究所
(編) 高温工学試験研究炉開発部

(2005年2月10日受理)

日本原子力研究所(原研)大洗研究所の HTTR(高温工学試験研究炉)は、熱出力 30MW の黒鉛減速型ヘリウムガス冷却炉で、我が国初の高温ガス炉である。冷却材であるヘリウムガスは圧力約 4Mpa で循環し、原子炉入口で 395℃、出口で最高 950℃に達する。HTTR は、燃料として被覆粒子燃料、炉心構造材に黒鉛を使用している。

平成 13 年 12 月に HTTR は熱出力 30MW を達成し、平成 14 年 3 月に使用前検査合格証を取得した。その後定常運転、安全性実証試験を行い、平成 16 年 4 月に 950℃の高温試験運転を実施した。

本報告書は、950℃の高温試験運転に先立って実施した平成 15 年度(2003 年)の HTTR の運転と保守及び安全性実証試験及び各種技術開発の状況を紹介する。

Operation ,Test, Research and Development of
the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)
(FY2003)

(Ed.)Department of HTTR Project

Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received February 10 , 2005)

The High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) constructed at the Oarai Research Establishment of The Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) 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.

Coolant of helium-gas circulates under the pressure of about 4Mpa, and the reactor inlet and outlet temperature are 395°C and 950°C (maximum), respectively coated particle fuel is used as fuel, and the HTTR core is composed of graphite prismatic blocks.

The full power operation of 30MW was attained in December , 2001, and then JAERI 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.

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 2003 before the high temperature test operation of 950°C.

Keywords: HTGR, HTTR, Operation, Test, Commissioning

目 次

1. 概要	1
1. 1 HTTR（高温工学試験研究炉）の運転の状況	1
1. 2 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. 設備・機器の整備	4
2. 1 使用済燃料検査室（I）	4
2. 2 HTTR 第2次燃料	5
2. 3 I-I型材料照射試験用設備	6
2. 4 施設定期自主検査中に実施した整備	8
3. 高温工学試験研究炉の運転・保守	21
3. 1 原子炉の運転管理	21
3. 2 保守管理	22
3. 3 HTTR スクラムの原因と対策	33
4. 安全性実証試験の主要な成果	45
4. 1 概要	45
4. 2 制御棒引抜き試験	45
4. 3 循環機停止試験	47
4. 4 流量部分喪失試験	49
5. 放射線管理	57
5. 1 放射線作業時の管理	57
5. 2 個人被ばく管理	58
5. 3 排気及び排水の管理	58
6. 技術開発	61
6. 1 燃料の開発	61
6. 2 高温ガス炉用セラミック材料の研究	63
6. 3 第四紀層立地の検討	64
6. 4 高温ガス炉用燃料・材料の照射特性の研究	67
6. 5 HTTR の臨界性に対する JENDL-3.3 の検証	72

7. 高温ガス炉開発に関する国際協力.....	75
謝 辞.....	75
付録1 高温工学試験研究体制.....	76
付録2 平成15年度高温工学試験研究関連研究発表.....	77
付録3 平成15年度高温工学試験研究関係主要記事.....	82

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 of Equipments and Facilities	4
2. 1 Spent Fuel Inspection Cells (I)	4
2. 2 Second Loading Fuel of HTTR	5
2. 3 I-I Type Irradiation Equipment	6
2. 4 Maintenance during the Periodical Inspection.....	8
3. Operation and Maintenance of HTTR	21
3. 1 Operation of HTTR	21
3. 2 Maintenance of HTTR	22
3. 3 Cause of HTTR Scram and Measure against Scram	33
4. Safety Demonstration Tests	45
4. 1 Outline of Safety Demonstration Tests.....	45
4. 2 Control Rod Withdrawal Test	45
4. 3 Gas Circulator Trip Test	47
4. 4 Partial Loss of Coolant Flow Test	49
5. Radiation Control	57
5. 1 Radiation Monitoring and Control	57
5. 2 Control of Personal Exposure	58
5. 3 Monitoring of Exhaust Gas and Drainage	58
6. Research and Development (R&D)	61
6. 1 R&D on Fuel	61
6. 2 Research of Ceramic Material for Gas Cooled Reactors	63
6. 3 Sitology of Nuclear Plant for Building on Quaternary Period Stratum.....	64
6. 4 Research of Irradiation Characteristics of Fuel and Material for HTGR.....	67
6. 5 Verification of JENDL-3.3 to Critical Characteristic of HTTR	72

7 . International Cooperation on HTGRs	75
Acknowledgement	75
Appendix 1 Organization of High Temperature Engineering Research	76
Appendix 2 Publication and Presentation on High Temperature Engineering Research in 2003	77
Appendix 3 Major Events on High Temperature Engineering Research in 2003	82

1. 概 要

HTTR（高温工学試験研究炉）は、高温ガス炉技術の技術基盤の確立と高度化及び高温工学に関する先端的基礎研究のための研究施設であり、燃料として被覆粒子燃料、主要な炉心構造材として黒鉛、1次冷却材としてヘリウムガスを用い、原子炉熱出力 30MW、原子炉出口冷却材温度（定格運転／高温試験運転）850℃／950℃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。平成14年3月6日には、原子炉出口冷却材温度 850℃、原子炉熱出力 30MWにおける使用前検査合格証を取得した。

平成15年度は、定常運転及び文部科学省の革新的原子力システム技術開発公募事業の採択課題「高温ガス炉固有の安全性の定量的実証」の技術開発の一環である安全性実証試験を進めた。また、原子炉出口温度 950℃の出力上昇試験に向けた検討及び準備を進め、平成16年3月31日から出力上昇試験を開始した。

1. 1 HTTR（高温工学試験研究炉）の運転の状況

(1) 原子炉の運転

HTTRは、平成15年5月16日に並列運転による運転技術の蓄積を目的とした定常運転を開始したが、出力上昇途中の5月21日に1次ヘリウム循環機の電気部品の誤作動により原子炉が自動停止した。このため、原因究明を進め、再発防止対策を講じた後、行政庁への最終的な報告を7月10日に行った。

8月8日から11日まで、文部科学省からの受託事業である安全性実証試験を目的とした運転（定格・単独運転）を行い、循環機2台停止試験を原子炉出力 9MW で実施した。本試験と平成14年度末に実施した循環機1台停止試験により、冷却材流量低下事象に対する高温ガス炉固有の安全性を初めて定量的に確認した。

施設定期検査受検及び安全性実証試験のための運転を平成16年1月27日から開始した。2月16日に最終の検査として冷却材飽和値確認検査等を受検し、第2回目の施設定期検査合格証を取得した。合格証の取得に引き続き、本年度第2回目の安全性実証試験として原子炉出力 18MW における制御棒引抜き試験、循環機回転数低下試験、循環機1台及び2台停止試験を実施し、反応度投入事象及び流量低下事象時の原子炉挙動について、炉出力依存性に関するデータを取得し、3月5日に原子炉を停止した。

(2) 平成15年度施設定期自主検査

施設定期自主検査を8月18日から開始し、施設定期自主検査実施計画に基づき、作業を進めた。平成16年2月16日に施設定期検査の最終検査として冷却材飽和値確認検査、放射性物質濃度測定検査等を受検し、検査に合格し、同日付で第2回目の施設定期検査合格証が交付された。

(3) 安全性実証試験

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」の安全性実証試験として、平成15年8月8日から8月11日の運転で、原子炉出力9MWからの循環機2台停止試験を行った。平成16年1月27日から3月5日までの運転では、施設定期検査終了後に、原子炉出力18MWからの制御棒引抜き試験、循環機回転数低下試験、循環機1台停止試験及び循環機2台停止試験を行った。

制御棒引抜き試験は、原子炉出力18MWから、原子炉出力制御系を切り離した状態で、炉心中央の制御棒（C制御棒）の引抜き速度（1mm/sと5mm/s）と引抜き量（20mm、30mm、40mm）をパラメータとして6ケースについて実施し他。その結果、制御棒の引き抜きによる反応度外乱を与えて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の急激な上昇が抑制され、安定な状態に収束することを確認した。

循環機回転数低下試験は、原子炉出力18MWで、原子炉制御設備を作動させた状態において、1次冷却材流量を2%低下させ、試験を行った。この試験の結果、炉心の負のフィードバック特性及び制御系の動作により、原子炉が安定に所定の状態に到達することを実証した。

ヘリウム循環機1台停止試験及び2台停止試験は、原子炉出力制御系を切り離した状態でヘリウム循環機を1台または2台停止させ、冷却材流量を定格流量の約67%または33%まで減少させて行った。その結果、炉心の負の反応度フィードバック特性により、冷却材流量の急速な減少に追随して原子炉出力も減少して静定した。この間の冷却材出口温度等の変化が緩やかであることを確認した。原子炉出力の変化は事前解析とほぼ一致した。

1. 2 工事等の状況

使用済燃料体を取り扱うために原子炉建家内に設置を進めてきた使用済燃料検査室（I）では、耐放射線ITV及びペリスコープ等の内装機器の設置を進めた。HTTRの高温環境下において照射クリープ試験を行うためのI-I型材料照射試験用設備では、試料取出装置の使用済燃料検査室への設置等をおこなった。第2次燃料の製作を引き続き進めるとともに、平成16年度に交換を予定している中性子源の製作準備を進めた。また、中性子源交換作業に係る手順等の検討、官庁手続の準備を行った。

1. 3 所内及び所外の専門部会等での審議

文部科学省の主催で、所外の専門家等による「HTTRの高温試験運転の安全性に関する検討会」が4月30日に開催された。

所外の専門家を中心とした「高温ガス炉技術開発研究委員会」に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」の計画、内容の妥当性等について審議す

るため、「第2回高温ガス炉安全性実証試験検討専門部会」を設け、平成16年1月9日にこれを開催し、高温ガス炉の安全性評価手法の高度化等について審議を行った。また、「第2回高温ガス炉技術開発研究委員会」を3月11日に開催し、所内外の専門家による高温ガス炉、核熱利用についての討議を行った。

2. 設備・機器の整備

2. 1 使用済燃料検査室（I）

使用済燃料検査室（I）は、HTTR の使用済燃料や照射後試料などを取扱い、検査等を行うためのホットセル設備である。概要を第 2.1-1 図に示す。

平成 15 年度は、密封検査設備の整備を実施した。

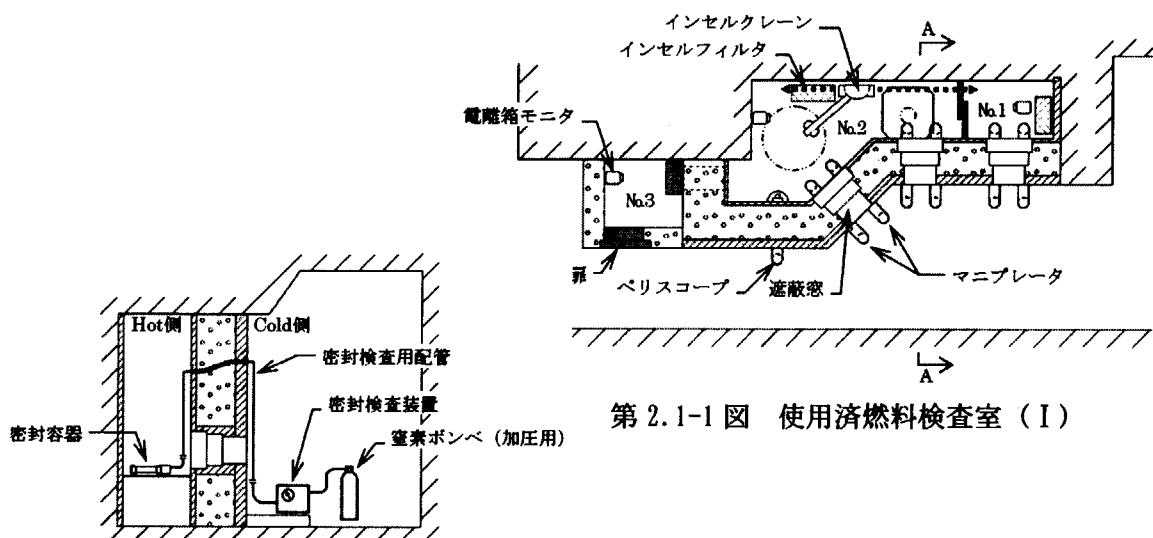
2.1.1 密封検査設備の整備

密封検査設備は、使用済燃料や照射後試料などを運搬する際に密封容器の密封性を検査する設備である。本設備は、製作済みの密封検査装置と密封容器及び平成 15 年度に施工した密封検査用配管から構成される（第 2.1-2 図参照）。密封検査用配管は、使用済燃料検査室（I）の Hot 側と Cold 側を繋ぐ配管で、Hot 側には密封検査の対象である密封容器を、Cold 側には密封検査装置及び窒素ボンベ（加圧用）を接続して検査を行う。

使用済燃料検査室（I）における密封検査の流れは概略次の通りである。

- ① 炉心から取出された燃料ブロックから燃料棒を取り出し、保護容器に入れた上で密封容器に収納する（最大 4 本収納可能）。
- ② 密封容器の蓋を閉じ、密封検査用配管を接続して容器内を加圧し、加圧放置法を用いて密封性を検査する。
- ③ 密封性が確認された密封容器は、核燃料輸送キャスクに収納して JMTR ホットラボ等へ運搬する。

密封検査用配管の施工を行ったことで、密封検査に必要な設備は揃った。今後は密封検査のコールドランを行い、使用済燃料の取扱いに備える。



第 2.1-1 図 使用済燃料検査室（I）

第 2.1-2 図 密封検査設備（断面 A-A'）

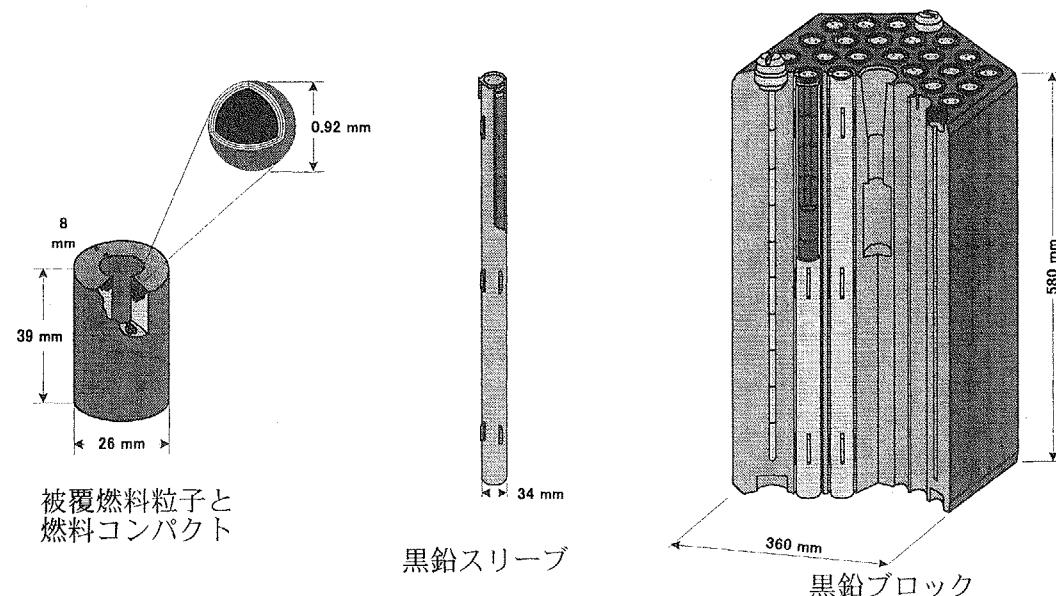
2. 2 HTTR 第2次燃料

HTTR 第2次燃料は平成12年度から第2.2-1図に示す黒鉛ブロック・黒鉛スリーブ等の黒鉛部材の製作を始めており、最終的には平成17年度に燃料体組立完了を予定している。

平成15年度の進捗状況としては平成13年度から開始された黒鉛ブロック・黒鉛スリーブ等の黒鉛部材に関する製作、検査（含む使用前検査）をすべて完了し、平成15年12月に納入された。また、反応度調整材についても同様に平成15年12月に納入された。

燃料製造については、平成14年10月下旬に製造を開始し、平成15年度中には全12濃縮度のうち、3.4、3.9、4.8、4.3、9.9、9.4%濃縮度の燃料コンパクトまで製造を完了した。また、使用前検査は8回受検し、全て合格した。

今後の予定としては、工程に従い第2次燃料の製造を着実に進めるとともに、使用前検査を受検する。その後、大洗研HTTRに燃料棒を輸送した後、HTTRにて黒鉛ブロックに燃料棒を挿入し、燃料体に組み立て、平成17年度中に燃料体としての使用前検査を受検する。



第2.2-1図 HTTR燃料の構造

2. 3 I - I 型材料照射試験用設備

HTTR 最初の設備である I - I 型材料照射試験用設備は HTTR の優れた照射環境を活かして標準試験片へ安定して大きな荷重を付加できるよう設計されており、原子炉内の高温環境下におけるクリープ速度や破断時間といったクリープ挙動を照射下で直接測定することができる。一方、これまでの一般的な照射下クリープ試験では、照射空間や引張荷重の制限により標準試験片の適用が困難なため小型試験片を使用せざるを得なかった。HTTR の照射結果は、特にクリープ破断延性などの試験片寸法効果のあるデータについて従来の評価法の根拠を補うことができる重要な試験データとなりうる。本設備は高速炉用構造材として開発されたステンレス鋼の照射下クリープ試験を行う計画で平成 11 年から製作を開始し、炉外において性能確認を行い、現在は開発の最終段階を迎えている。

I - I 型材料照射試験用設備の全体図を第 2.3-1 図示す。設備は原子炉圧力容器内の設備と圧力容器外の設備に大別される。圧力容器内の設備はスタンドパイプクロージャとその下に吊り下げられる構造物により構成される。スタンドパイプクロージャは HTTR のスタンドパイプのひとつに設置され、原子炉冷却材の圧力バウンダリを形成する。全長は約 8900mm で、下端部は直径 113mm、長さ約 2600mm の 3 本の管からなっており、そのうち 2 本は照射ユニットで残りの 1 本はガイド管である。照射ユニットとガイド管は炉心の可動反射体領域にある照射カラムの黒鉛ブロックに設けた 3 個の孔に各々挿入され、試験片の位置が燃料領域の燃料ブロックに相当するレベルとなるよう設置される。

圧力容器内に設置する試験設備は、TypeA として炉心の照射位置における照射条件を測定するのが主な目的で、照射下クリープ試験は行わず、HTTR の照射条件を直接測定するためのものと、TypeB として照射下クリープ試験を実施し、照射条件の測定も併せて行うものを製作した。この照射試験においては、各照射ユニットの 1 個の試験片は照射下クリープ試験に使用され、他の 2 個の試験片は照射後クリープ試験に使用される。TypeA, TypeB とともに検出器からの電気信号はスタンドパイプクロージャを貫通して炉外で監視される。

照射下クリープ試験のための試験条件及び炉内条件測定機器を第 2.3-1 図中の表に示す。炉心の照射設備の中性子束は SPND（自己出力型中性子検出器）で常時測定するもので SPND の検出部は $\phi 2 \times 70\text{mm}$ でエミッタにロジウムを使用している。また石英管に小さな金属ワイヤを納めて中性子束モニタも設けている。ワイヤとする金属は熱及び高速中性子の測定に使えるように選定している。照射温度は装置内に K 型熱電対を配置して常時測定することが可能である。また試験片のクリープ伸びは照射ユニット内に設置した差動トランスにより常時測定する。この差動トランスは本設備のために高温で作動するようコイルに MI ケーブルを使用したものを開発したものであり、事前に高温条件下で長期の安定性が実証されている。

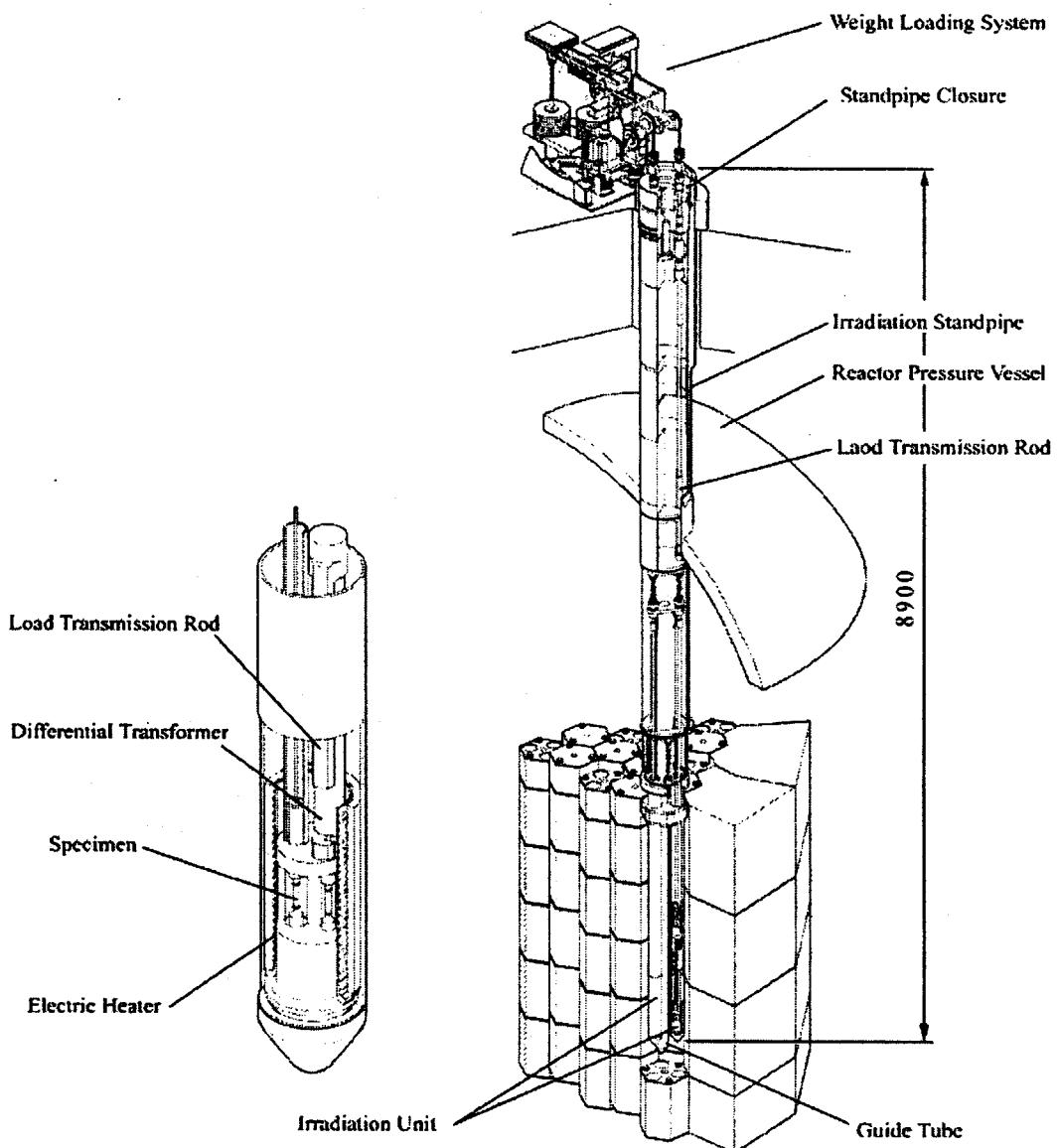
平成 15 年には、照射試験後の照射ユニットを遠隔で分解、解体して試験片を取出すための試料取出し装置の設計製作、据付を行なうとともに、未照射材、照射材のクリープ試験を実施できるホットセル用クリープ試験装置の整備を進めた。今後は、HTTR 運転計画に合わせて炉心の照射位置における照射条件の測定等を実施して行く計画である。

Target conditions of in-pile creep test in HTTR

Specimen	
Material	316FR Steel(FBR grade type 316ss)
Size(gauge)	$\phi 6 \times 30\text{mm}$
Irradiation Temperature	550 and 600°C
Tensile Stress/ Load	343Mpa/9.7KN at 550°C 248Mpa/7.0KN at 600°C
Neutron Fluence (E>0.18MeV)	$1.2 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$

In-core instruments for I-I type irradiation equipment

Neutron Flux	SPND(Self-Powered Neutron Detector) $\phi 2 \times 70\text{mm}(Sensor)$ Emitter: Rhodium Collector: Inconel600
Neutron Fluence	Fluence Monitor Wire: Al-0.41%Co, Fe, Cu, 86%Cu-12%Mn
Temperature	Thermocouple K-type
Creep Elongation	Differential Transformer Coil: Fine MI(Mineral Insulated) Cable



第 2.3-1 図 I - I 型材料照射試験用設備全体図

2. 4 施設定期自主検査中に実施した整備

HTTR の定常運転、安全性実証試験及び出力上昇試験(5)を安全かつ円滑に進めるため、平成 15 年度の施設定期自主検査期間中に、次に示す改善並びに整備作業を行った。

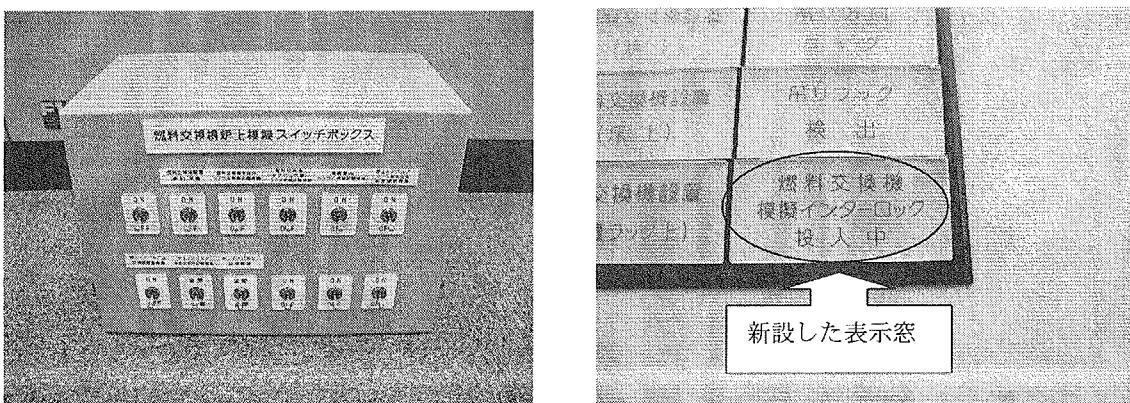
(1) 燃料交換機

これまで、燃料交換機をメンテナンスピット（以下「MP」という。）上でインターロック試験（自動運転試験）を実施する場合、炉上設置状態を模擬するために、下記の条件を模擬入力する必要があった。

- ・燃料交換機設置（炉上）
- ・炉上ドアバルブ上交換機設置
- ・炉上ドアバルブ全開（これまでクリップによる活線入力）
- ・炉上ドアバルブ全閉（これまでクリップによる活線入力）
- ・炉上ドアバルブ開閉トルク高
- ・燃料交換機内ヘリウム供給状態
- ・燃料交換機ドアバルブ間ヘリウム供給状態

これら模擬入力には活線作業が含まれるため、短絡・誤配線等による機器の破損や誤動作等が懸念されていた。

そこで、トグルスイッチ操作により、燃料交換機の炉上設置状態を簡単に模擬できるように、新たにスイッチボックスを設置した。併せて、スイッチボックスのスイッチのいずれかを ON とした場合、実状態が変更されていることを運転員が認知できるよう 2472CP2 の状態表示灯の予備窓に「燃料交換機 模擬インターロック投入中」の表示灯を設け、点灯させるようにした。（第 2.4-1 図参照）



新設したスイッチボックス

「燃料交換機模擬インターロック投入中」

新設表示窓

第 2.4-1 図 新設スイッチボックス等外観

(2) プール水冷却浄化設備

冷却器Aの開放点検を行った。その結果、前回開放点検時（平成13年度にA、B両冷却器を行った）に比べて管束にこびりつく汚れはなくなり、ウェスで拭き取ると落ちる程度の汚れであった。平成17年度に冷却器Bの開放点検を行うため、その結果も含めて、合理的な開放点検期間（現状は5定検に1回）の設定を検討することとした。

(3) 制御用圧縮空気設備

前年の施設定期自主検査において、圧縮機の1・2段シリンダ内面の硬質クロムメッキ層が $80\mu\text{m}$ まで減少し、使用限界（摩耗量： $100\mu\text{m}$ ）に達する恐れが生じたため、予備品と交換した。

また、除湿装置の冷却器からミストセパレータ間の配管内部の腐食が激しいため、配管材質をSTPG370からSUS304に更新した。

(4) 換気空調設備

空調用冷水装置IAの起動用変圧器焼損に伴うHTTR品質保証委員会の審議の中で出された「制御盤内のタイマーを4年毎に交換すること」という決定に従い、冷水装置I・II合計で31個のタイマー（起動準備待機用等）を交換し、接触抵抗値及び設定時間が正常であることを確認した。

(5) 補機／一般冷却水設備

前年の補機冷却水設備に引き続き、一般冷却水設備の冷却塔ファンブレード押さえをアルミ鋳物製からアルミ合金製に交換し、フィールドバランス及び振動等に異常のないことを確認した。これをもって、冷却塔ファンブレード押さえの交換を全て終了した。来年度以降は、冷却塔ファンに関する点検内容を見直していく。

(6) 気体廃棄物の廃棄施設

排風機（ルーツ形）について、機器設置後初の分解点検を行ない、ギア、ロータ、ケーシング等の摩耗については問題ないことを確認した。表面汚染状況も、除染前はA号機が最大 ${}^3\text{H}:64\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、B号機が最大 ${}^3\text{H}:32\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、（除染後汚染検出されず）と、低い値であった。

排風機Aの作動試験において、軸受温度が判定基準を超えたため、ベアリングカバー、ケース等を外し、グリース量を調整しようとしたところ、押ボルトを均等に締付けなかったために、ケース取付ボルト穴周辺に過大な応力が生じ、ひび割れを生じた。このため、当該部品交換後に改めて作動試験を行い、軸受温度、振動等に異常のないことを確認した。

また、排風機Bの作動試験中、流量調整のために排風機保護用の真空破壊弁を塞いでいたことが原因で、駆動軸ロータ側部とギア側サイドプレートがかじり、ロータに変色傷、サイドプレート及びロータ中心部に接触痕が生じた。再分解、清掃手入れ、寸法検査（ロータの巾寸法、サイドクリアランス、ロータ軸振れ）、液体浸透探傷試験（ロータ、サイドプレート、ケーシング内部）等を行なった後、作動試験を実施し、軸受温度、振動等に異常のないことを確認した。

排風機の次回分解点検を5年後に予定しているので、これらの教訓を反映させることとする。

(7) 非常用空気浄化設備(主ダンパ)

排気フィルタユニット入口側に設置されている主ダンパ 144V1A/144V1B の分解点検を実施した。主ダンパの分解点検は設置後初めてであり、シリンダー部、ハウジング部、ダンパ弁本体について異常な磨耗、腐食等の異常がないことを、外観検査、浸透探傷試験で確認し、消耗品等の交換を実施した。組立て完了後、弁単体での作動検査、弁座漏えい検査を実施し、健全性を確認した。

なお、今回の開放作業で、取り外した主ダンパそれぞれの弁箱及び接続配管底部に、約 500ml 程度の油性液の停留が確認された。本液は、微粒子フィルタの効率を確認する為のインプレステストで用いている DOP (アリ酸イソブチル) 液であることが、ガスクロマトグラフによる分析から、確認された。停留の要因を検討した結果、長年に渡る検査で、配管等に付着堆積した DOP 液が滴下蓄積したものと推定された。今後は、投入 DOP 濃度を、フォトメータの検出限界を考慮した値とし、定検毎にファイバースコープによる観察を実施し、停留が確認された場合は吸湿材等を用いて除去することとした。

(8) 燃料破損検出装置・電解コンデンサ等の交換

経年劣化による予防措置として、プレシピテータコントロールモジュール各 2 台の電解コンデンサ 184 個、タンタルコンデンサ 48 個、サムロータリスイッチ 8 個、リレー 6 個の部品交換を実施した。対象機器は、以下のとおりである。

- ・アンプ・ディスクリモジュール (N-2365A)
- ・高圧アラームモジュール (N-2801A)
- ・フォトマル高圧電源モジュール (N-2262A)
- ・パルス発生モジュール (N-2901A)
- ・プレシピテータコントロールユニット (CPU-04)
- ・ピン電源 (N-2200)

交換作業終了後、プレシピテータコントロールモジュールの作動試験、プラトー特性試験を実施し、その健全性を確認した。なお、交換作業の中でプレシピテータ A の高圧電源アラームモジュール内に内蔵されているロジック I C の不具合が確認された

ため、当該ロジック I Cを交換した。

(9) 燃料破損検出装置(ガス圧縮機)

ガス圧縮機の分解検査を実施し、ライダーリング、ピストンリング、フィルタ等を交換するとともに、RS-2 サイクル運転終了時の点検で、クラシクケース付近に少量の潤滑油漏れが確認されたことに起因するクラシクシャフトの交換を実施した。また、バックリングが発生した吸入弁及び吐出弁双方のバルブ押さえは、トルク管理の下で復旧した。なお、先に JRR-3 で問題になったクラシクピンメタルは、本ガス圧縮機では定検毎に交換している。分解検査終了後、ガス圧縮機の作動試験を実施し、異音、異常な振動等がなく、規定吐出圧力条件で規定昇圧値が得られることを確認した。

(10) S/P 固定装置

制御棒点検及びスタンドパイプ固定装置 4 体 (N4, N6, N10, N12) の分解検査のため、燃交ハッチを開放し、S/P 固定装置の分解検査として、以下の一連の作業を実施した。

- ・中間部遮へい体の取外しと、所定場所への移動
- ・対象 S/P 固定装置の機能監視用センサの指示値に異常のないことの確認と、機能監視用センサコネクタの取外し
- ・下部プラグ及びスナバの取出しと、所定場所への移動
- ・下部プラグ及びスナバに異常のないことを確認する外観検査
- ・スペーサプロックの据付位置の確認
- ・スペーサプロックの取出しと、所定場所への移動
- ・スペーサプロックに異常のないことを確認する外観検査
- ・S/P 固定装置の分解検査
- ・スペーサプロック、S/P 固定装置の復旧及び機能監視用センサの確認
- ・中間部遮へい体の取り付け

(11) 試料採取設備・液体窒素トラップの改造

1 次ヘリウムサンプリング設備の液体窒素トラップは、これまで、ガスクロマトグラフ質量分析計(GC/MS)の追設後も既設トラップを使用してきた。しかし、GC/MS の追設により、液体窒素トラップへの液体窒素の供給頻度が増加したため、供給の都度発生する蒸発ロスによる使用効率の低下を招いていた。そこで、今回、液体窒素トラップの容量を増やし、液体窒素の使用効率を上げるための改造を実施した。併せて、本設備の供給系から、技開室所掌設備である液化ガス容器に液体窒素を供給する液体窒素取出管も設置し、所定の機能が確保できることを確認した。

(12) 酸欠警報装置の点検校正

酸欠警報装置の検出部であるセンサを全て交換（全 9 台）するとともに、校正ガスを用いた実動作試験により、装置が正常に作動することを確認した。なお前回のセンサ交換以降、設備担当で定期的に全酸欠計の指示値を記録し、その推移を監視してきた。また、原子炉格納容器内センサについては、原子炉運転前にセンサを取り外し、原子炉停止後復旧する措置を実施してきた。今回作業に先立ち、検出器センサの性能を確認した結果、これまで見られたセンサの劣化は格段に改善されており、実施してきた措置が有効であることが確認できた。

(13) ヒートトレース装置

ヒートトレース装置 A の熱電対 133TE22AA の絶縁抵抗値が判定基準値 ($1M\Omega$ 以上) に対し、 $0.3M\Omega$ に低下していた。原因調査の結果、熱電対ヘッドのヘッドキャップ内側、内部端子部に水滴が付着していた。水滴をウエスでふき取った後、絶縁抵抗は $120M\Omega$ に回復した。

また、熱電対ケーブルは、ヒータケーブル被覆管表面のスプリングハンガ等に接触している部分が焼け焦げていた。応急対策としてスプリングハンガ周辺に布団型の保温材を巻いて措置した。恒久対策としてはケーブル敷設経路の変更を計画する。

(14) 1 次ヘリウム循環機 A 号機下部ケーシングボルトの非破壊検査

1 次ヘリウム循環機 A 号機の振動の発生源を特定するため下部ケーシングボルト（3 本）について非破壊検査を行った。検査はボルト表面及び表面近傍の欠陥の有無を確認するため 磁粉探傷検査（MT）を行った。検査対象ボルトは、昨年度の定検時に超音波探傷検査（UT）を行った結果、表面近傍に DAC 20% 以上のエコーが確認されたものである。MT を実施した結果、ボルトには振動の要因になるような欠陥がないことを確認した。

(15) 安全弁の分解

①炉容器冷却設備サージタンク本体に設置している 2 台の安全弁のうち 142VR1B の弁体に異物を咬み込んだと思われる傷が 2箇所見つかった。弁体についた傷が深く、摺合わせを行っても傷の除去が不可能と判断し、弁体を新品と交換した。また、他の 1 台 142VR1A の弁体は点検の結果、摺り代がなくなり吹き出し圧力の調整ができなくなったため、新品と交換した。

②気体廃棄物の廃棄施設の圧縮機 A、B 号機 2 段吐出スナバタンク安全弁は、作動確認した際に弁体の座りが不安定となって、許容値内ではあるが弁座漏洩が検出された。この原因は、安全弁の運転圧力が設定圧力の 90% と高く（他設備のものは約 80%）、また、常に脈動しているため構成部品に繰り返し応力が負荷され、変形及び劣化したも

のと考えられる。平成16年度の定期自主検査時に両弁の弁体、弁棒、バネの交換を行う計画である。

(16) 炉容器冷却設備

①冷却器A・Bの水室、伝熱管及び単管内部の汚れ状況をファイバースコープで観察した結果、観察範囲内では金属材料の著しい腐食はなかったが伝熱管内表面等には薄くスライム状のものが付着していた。このスライムの付着により伝熱管の汚れ係数が年々徐々に上昇し、冷却器の熱交換量低下要因になっているものと思われる。

なお、水室、単管等の金属表面の腐食が確認されていない状況から補機冷の防錆剤注入による防錆効果が良く効いていると判断される。

②循環ポンプBA号機モータの分解点検においてモータハウジングエンドプラケット（負荷側及び反負荷側とも）のボールベアリング装着部の寸法測定を行った結果、基準許容寸法を逸脱（拡大方向）していることが判明した。原因はポンプ起動時にボールベアリングとともにエンドプランケットが回転し、材質の軟らかいエンドプランケットが摩耗したためと考えられる。エンドプランケットとボールベアリングのクリアランスが大きくなると振動、騒音、発熱の要因となるため、エンドプランケットを交換した。

(17) 補助冷却設備

循環ポンプA、B号機の分解点検を行った結果、ペアリングケース水冷ジャケット部（補機冷側）及びメカニカルシール熱交換器（補機冷側）に腐食物が堆積していた。両方とも水洗を行い、乾燥後にペアリングケース水冷ジャケット部は亜鉛系塗料（アルゼン）で塗装した。メカニカルシール熱交換器はSUS製のため全体的にほとんど腐食していないことを確認した。堆積していた腐食物は配管及び他設備から流入したものと考えられる。

なお、循環ポンプB号機分解作業中においては、事前に取り外すべき部品を取り外さず強引にシャフトを引き抜いたため、シャフト及び水切り、油切り部品2個に引っ掻き傷が付いた。シャフトを目視、寸法検査した結果、傷は浅く、強度上及び機能（シール性）上問題ないことから傷部をサンドペーパ、オイルストーンで修正し再使用した。傷ついた2個の部品については新品と交換し、荷重が加わったと思われる他の2個の部品についても寸法検査を行い再使用上問題のないことを確認した。

(18) 1次・2次ヘリウム純化・貯供圧縮機類

①1次ヘリウム純化設備ガス循環機A号機を分解点検したところ以下の不具合等があった。

(a) ピストンリング全段（6段）が摩耗限界に達している。

- (b) ライダーリングは 0.1mm 摩耗しているが使用上問題なし。
- (c) グランドパッキン全段（4段）が摩耗限界に達している。
- (d) ピストンロッドはグランドパッキンとの摺動部分が約 2/3 周に渡り摩耗し、縦傷が付いている。
- (e) ディスタンスピース内部はグランドパッキンのものと思われる摺動粉（黒色）が堆積している。堆積物はオイルで濡れている。
- (f) シールオイルには黒色粉末が混入している。
- (g) バリシールは上段側のリップが溶けて変形している。また、上・下段とも茶色（初期は白色）に変色している。

現状、ピストンリング、グランドパッキンの異常摩耗の要因特定には至っていないが、本事象は何らかの原因でピストンリングが先に摩耗し、その摩耗粉の影響によりグランドパッキンが摩耗した。また、その摩耗粉がミスト状のオイルと付着してグランドパッキン部に凝集し、グランドパッキンの動きを阻害したことにより更に摩耗が促進されたものと考えられる。

バリシールの変形・変色については、シールオイル中に混入した摩耗粉が、バッファリングに凝集されその結果、バリシールへの供給油量が低下し、それにより潤滑不良となってバリシールが発熱し、変形・変色したものと考えられる。

②今後の対応

- (a) 圧縮機納入メーカの試験機を使用して、代替品を含めた摺動試験等を実施し、異常摩耗を起こさないための恒久対策を講じる。
- (b) バリシールについても変形・変色の原因を調査し、場合によっては代替品への交換を踏まえ上記と同様メーカの試験機を使用して実機への使用可否を判断する。

(19) 放射能計装設備サンプリング流量変動対策

放射能計装設備において、原子炉格納容器内放射能計装及びサービスエリア放射能計装のサンプリングラインは各々 2 系統 × 3 ラインあり毎月切替ながら運転しているが、フィルタ等の詰まりにより 3 ラインのバランスが崩れると、その停止系統にサンプリング流量が回り込み、流量が変動する事象が確認された。流量が変動すると放射線モニタの応答性に影響を与えることから、その対策として、各サンプリングラインに逆止弁を設置して停止系統への流量回り込みを抑制するよう対策を行った。（第 2.4-2 図参照）

逆止弁を設置後、通常のサンプリング流量（100 L/min）を 1 系統だけ流量低の設定値である 80L/min まで変化させて停止系統に回り込み流量が発生しないかを確認した。その結果、流量のバランスが崩れても停止系統への回り込み流量は無く適正な計測が行えるようになり、対策は有効であった。以下に確認試験時のデータを示す。

第 2.4-1 表 サンプリング流量変動対策確認試験データ

①流量が通常時（流量がバランスしているため回り込み流量無し）

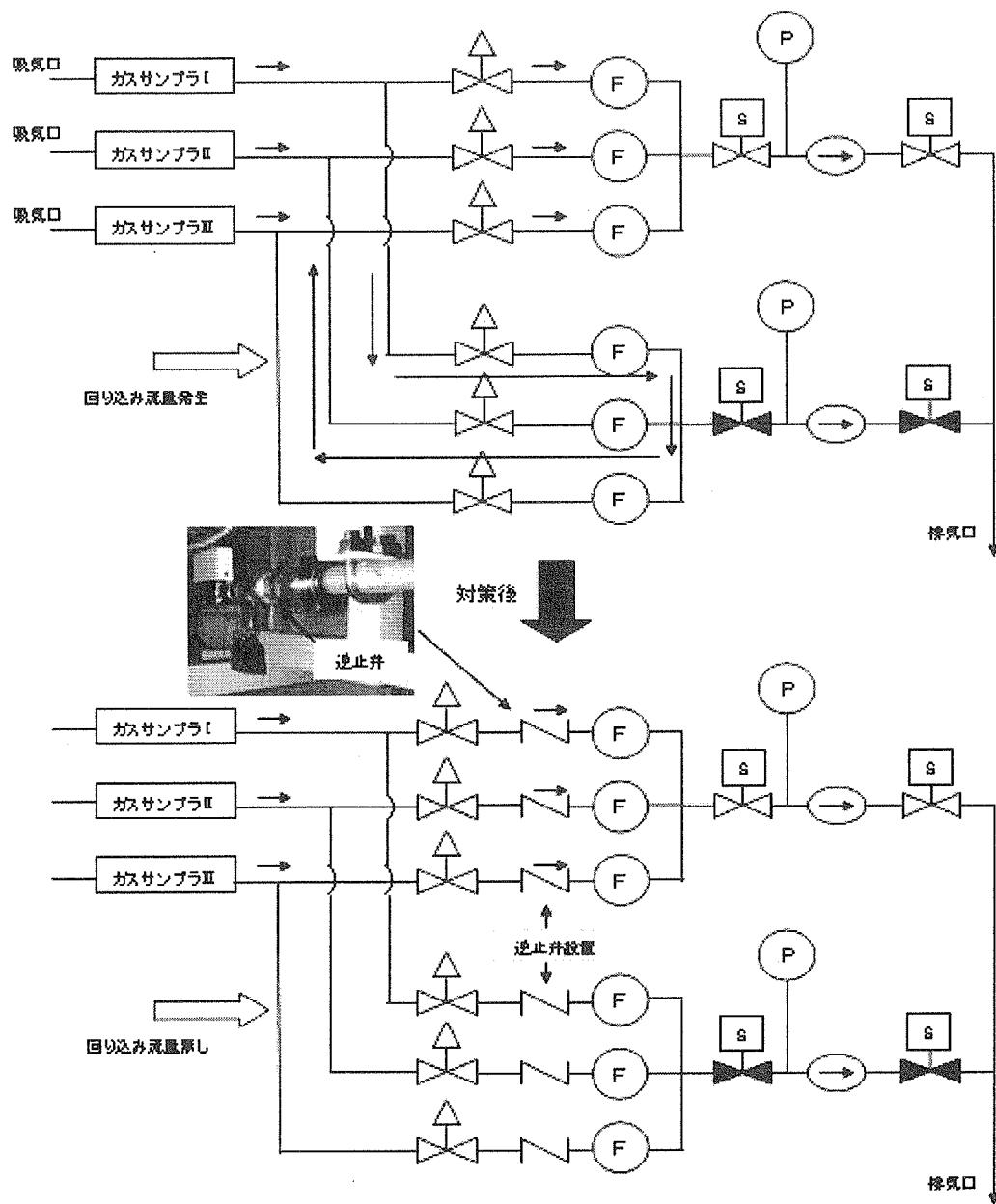
A系（運転系統）			B系（回り込み流量）	
サンプリングライン1	102.6	NL/min	0.0	NL/min
サンプリングライン2	100.7	NL/min	0.0	NL/min
サンプリングライン3	101.7	NL/min	0.0	NL/min

②流量がアンバランス時（回り込み流量発生）

A系（運転系統）			B系（回り込み流量）	
サンプリングライン1	100.3	NL/min	8.0	NL/min
サンプリングライン2	113.5	NL/min	0.0	NL/min
サンプリングライン3	112.5	NL/min	15.4	NL/min

③逆止弁設置後（逆止弁により回り込み流量抑制）

A系（運転系統）			B系（回り込み流量）	
サンプリングライン1	80.5	NL/min	0.0	NL/min
サンプリングライン2	117.0	NL/min	0.0	NL/min
サンプリングライン3	117.3	NL/min	0.0	NL/min



第 2.4-2 図 放射能計装設備サンプリング流量変動対策

(20) プラント計算機のソフトウェア改造

原子炉運転中における各種プロセス値を印字出力するプラント計算機において、運転日誌の運転データ項目の追加、計算方法の変更及び新機能の追加等、ソフトウェアの改造を行った。

① 運転日誌ログの出力方法変更

各運転日誌ログの出力方法を自動出力から手動出力へと変更し、運転員が任意のタイミングでデータを出力できるようにした(第 2.4-2 表参照)。これにより記録保存の上で、重複したデータの蓄積が解消された。

第 2.4-2 表 運転日誌ログの出力方法

	改造前（自動出力）	改造後	備考
毎定時ログ	1 時間毎	自動印字出力の削除、任意出力へ変更	
当直ログ	8:00, 16:00, 22:00	従来通り	
定時ログ	24:00	自動印字出力の削除、任意出力へ変更	
月報ログ	毎月末	機能削除	※③項

② 当直ログの運転データ変更

当直ログに現状の運転データに加えて、有用と考えられる運転データ項目を新たに追加した(第 2.4-3 表参照)。また、以下の項目については計算式の構成要素、計算方法の変更を行い適切なデータ表記にした。

(a) 1 次冷却材放射能濃度：構成要素の変更

1 次冷却材放射能について、線量当量率 [mSv/h] で表記していたものを保安規定の表記で用いられている放射能濃度 [MBq/cm³] へと変更した。

(b) 1 次冷却材不純物濃度 H₂O (原子炉入口)：構成要素の変更

1 次冷却材不純物濃度 H₂O (原子炉入口)

(c) 中間熱交換器 2 次出口不純物濃度 H₂O：構成要素の変更

中間熱交換器 2 次出口不純物濃度 H₂O については露点温度 [CDP] から、保安規定の表記で用いられている不純物濃度 [ppm] へと変更した。

(d) 原子炉入口温度変化率：計算式の変更

原子炉入口温度変化率 [°C/h],

(e) 原子炉出口温度変化率：計算式の変更

原子炉出口温度変化率 [°C/h] については、従来は 30 秒間 (6 点分) のデータの最小 2 乗法により求めた値を 1 時間に換算した理論値を用いていたが、参照点が少なく変動が大きかった。そこで、計算方法を実測値である 1 時間前と現在との差を求める差動処理へと変更し、瞬時値による影響を小さくした。

第 2.4-3 表 当直ログに追加した運転データ項目

項目	PID	表示
中間熱交換器バイパス流量	13A083	0.00 t/h
中間熱交換器出口 2 次He温度	13A312	000°C
加圧水加圧器水位	13A359	0.000 m
1 次加圧水冷却器出口He流量 A	13A403	00.00 t/h
1 次加圧水冷却器出口He流量 B	13A404	00.00 t/h
1 次加圧水冷却器出口He流量 C	13A405	00.00 t/h
補助冷却水圧力	14C000	0.00 MPa
補助冷却水加圧器圧力	14C018	0.00 MPa
補助冷却水加圧器水位	14A060	0.00 m
補助冷却水循環ポンプ A 冷却水流量	14A052	0.00 t/h
補助冷却水循環ポンプ B 冷却水流量	14A053	0.00 t/h
炉容器冷却水 A サージタンク水位	14A096	0.00 m
炉容器冷却水 A サージタンク水位	14A096	0.00 m
補機冷却水 A 冷却塔プール水位	17A028	000.0 cm
補機冷却水 B 冷却塔プール水位	17A029	000.0 cm
一般冷却水冷却塔プール水位	17A053	000.0 cm
貯蔵プール水位	21A000	±000 mm
貯蔵プール水温度	21A001	00.0°C
気廃施設減衰タンク A 圧力	20A003	0.00 MPa
気廃施設減衰タンク B 圧力	20A004	0.00 MPa
液体窒素タンク液位	17A071	000.0cm
原子炉入口He温度変化率	13C065	±00°C/h
原子炉出口He温度変化率	13C066	±00°C/h

③運転実績ログの追加

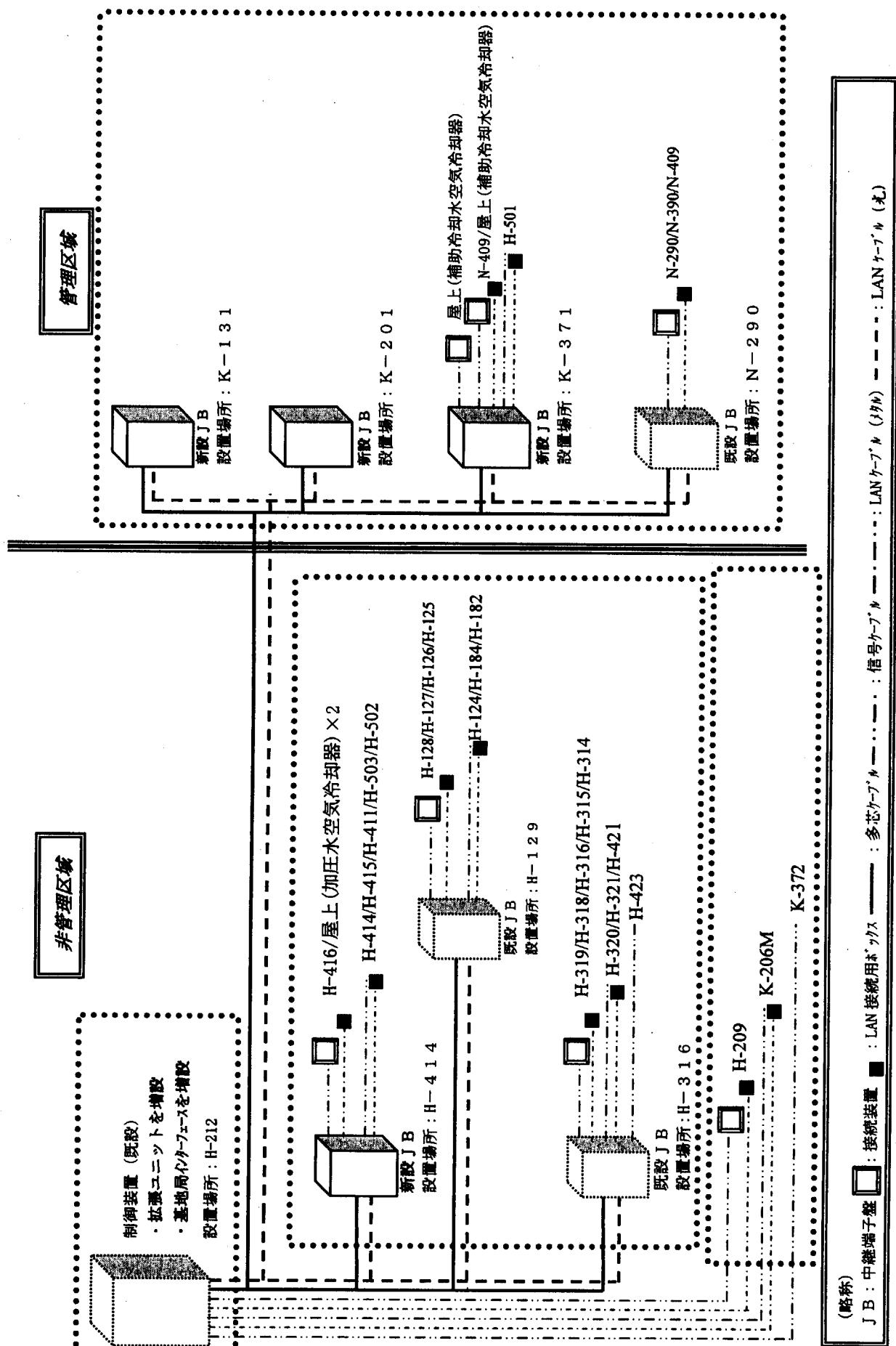
毎月末に自動出力されていた月報ログを排除し、運転実績ログを運転日誌に新たに追加した。この運転実績ログは月報ログと同じ項目の運転データを積算するものであるが、積算するタイミングを運転員が任意に設定できるように改造したものである。任意に設定を行うことで、運転サイクル毎、機器の動作試験毎にデータを積算することができる。

(21) 無線通信連絡システム等の増設

無線通信連絡システムは、機器の試運転、点検等を行うとき、機器近傍と中央制御室との連絡、多岐に渡る作業の連絡等に有効な設備である。平成13年度から14年度にPHSシステムを応用した本システムを原子炉建家内の一部に導入し、効率的な作業環境及び運転、保守時の通信連絡設備を整備してきた。

整備最終年度となる平成15年度は、管理区域、サービスエリアを通話エリアに加えるための整備及び制御装置と現場中継端子盤間にLANケーブルを敷設し、LAN網の構築を行った(第2.4-3図参照)

整備を行ったことにより、循環機、圧縮機等の試運転及びバルブの操作時に機器近傍での監視、操作が行え、中央制御室との密接な連絡が可能となった。また、LAN網の構築により、居室や中央制御室からネットワークカメラを使用してITVでは確認できない場所にある指示計の監視、現場に設置している計測器からのデータ取得が可能となった。



第2.4-3図 無線通信連絡システム等の増設範囲図

3. 高温工学試験研究炉の運転・保守

3.1 原子炉の運転管理

平成15年度は、RP/RS-3（定格／並列・単独）、RS-4（定格／単独）、RS-5（定格／単独）及びPT-5（高温／単独）の運転を実施した。

RP/RS-3では定格／並列モードで原子炉出力20MW（66.6%）の定常運転を実施した。さらに、運転モードを定格／単独モードに切替えた後、安全性実証試験として原子炉出力18MW（60%）での循環機1台停止試験及び原子炉出力9MW（30%）での循環機2台停止試験を行うこととしていたが、5月21日に「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」により原子炉が自動停止した。原因の調査及び対策を実施した後、RS-4として原子炉出力9MW（30%）での循環機2台停止試験を定格／単独モードで実施した。

RS-5では施設定期検査（第2回）として、原子炉出力30kWにおける制御棒反応度価値測定、原子炉出力30MW（100%）での冷却材飽和値確認検査等を定格／単独モードで受検し合格した。また、施設定期検査合格証の取得後に、安全性実証試験として、原子炉出力18MW（60%）での制御棒引抜き試験、循環機回転数低下試験及び循環機1台並びに2台停止試験を実施した。

PT-5(HS)では、高温／単独試験運転に係る使用前検査として、原子炉出力30MW（100%）での冷却材飽和値確認検査を受検するための運転を開始した。

なお、HTTRの累積運転時間及び累積積算出力は、平成16年3月末現在で、8,023時間57分及び5,413.39MWD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 RP/RS-3 定常運転 (定格／並列) 安全性実証試験 (定格／単独)	2003.5.16	2003.5.21	72.39	118:12	2003.5.21 計画外停止
HTTR RS-4 安全性実証試験 (定格／単独)	2003.8.8	2003.8.11	24.86	76:54	
HTTR RS-5 定検受検・使用前運転 安全性実証試験 (定格／単独)	2004.1.27 2004.2.29	2004.2.25 2004.3.5	548.53	826:50	2004.2.16 施設定期検査 合格証取得
HTTR PT-5(HS) 出力上昇試験(5) (高温／単独)	2004.3.31	-	-	-	2004.5.1 原子炉停止

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15年度の原子炉施設の施設定期検査（第2回）を7月17日付けで申請した。検査は、平成15年8月18日から平成16年2月16日の期間で8回に分けて受検し、平成16年2月16日付けで合格証が交付された。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15年9月5日	第5回：平成16年1月8日
第2回：平成15年10月9日及び10日	第6回：平成16年1月22日
第3回：平成15年12月5日	第7回：平成16年2月2日
第4回：平成15年12月16日、17日及び18日	第8回：平成16年2月16日

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)	○
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・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・排気ガスマ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・主ダンパー	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

(2) 施設定期自主検査等

保安規定（原子炉施設及び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15年8月18日から平成16年2月16日において実施し、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。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3.2-4表に示す。

第3.2-2表 施設定期自主検査

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3.2-3表 定期的な検査(1/7)

施設	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
本体施設	原子炉本体	全体	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・漏えい検査
		スタンドパイプ	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査
		防振支持梁	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査
		1次上部遮へい体	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査
		上部生体遮へい体	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査
		上部リング遮へい体	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査
	核燃料物質取扱設備	燃料交換機 燃料出入機	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 ・作動検査
	新燃料貯蔵設備	貯蔵ラック	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査
原子炉建家内 使用済燃料貯蔵設備	貯蔵ラック	貯蔵ラック	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査
		貯蔵プール	<ul style="list-style-type: none"> ・漏えい検査
		プール水冷却浄化設備	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 ・作動検査 ・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	貯蔵ラック	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査
	燃料交換機メンテナンスポート	しゃへい扉	<ul style="list-style-type: none"> ・作動検査
核燃料物質取扱設備附属機器	照射物貯蔵ピット	上蓋	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査
	床下ドアバルブ	床下ドアバルブ	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 ・作動検査
	炉体補助設備	制御棒交換機	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 ・作動検査
	使用済燃料検査室(I)	しゃへい扉	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査

第3.2-3表 定期的な検査(2/7)

施設	系 統 又 は 設 傷	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	・外観検査 ・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	・外観検査 ・漏えい検査
		主要弁	・外観検査 ・作動検査 ・漏えい検査
		主配管	・外観検査 ・漏えい検査
		バネ式安全弁	・外観検査 ・作動検査 ・分解検査
		ラブチャディスク	(交換)
	2次ヘリウム冷却設備	ヘリウム循環機	・外観検査 ・作動検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
		2次加圧水冷却器	・外観検査 ・漏えい検査
		主配管	・外観検査 ・漏えい検査
		バネ式安全弁	・外観検査 ・作動検査 ・分解検査
補助ヘリウム冷却系	補助ヘリウム冷却系	ヘリウム循環機	・外観検査 ・作動検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
		補助冷却器	・外観検査 ・漏えい検査
		主要弁	・外観検査 ・作動検査 ・漏えい検査
		主配管	・外観検査 ・漏えい検査
	加圧水冷却設備 補助冷却水系	循環ポンプ	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		加圧器	・外観検査 ・漏えい検査

第3.2-3表 定期的な検査(3/7)

施設	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
本体施設	加圧水冷却設備 補助冷却水系	空気冷却器	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		主要弁	・外観検査 ・作動検査 ・漏えい検査
		主配管	・外観検査 ・漏えい検査
		バネ式安全弁／逃し弁	・外観検査 ・作動検査 ・分解検査
	炉容器冷却設備	循環ポンプ	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		サージタンク	・外観検査 ・漏えい検査
		水冷管パネル	・漏えい検査
		冷却器	・外観検査 ・漏えい検査
		主配管	・外観検査 ・漏えい検査
		バネ式安全弁	・外観検査 ・作動検査 ・分解検査
	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	・外観検査 ・作動検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
		入口／再生／戻り加熱器	・外観検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
		純化系／再生系冷却器	・外観検査 ・漏えい検査
		主要弁	・外観検査 ・作動検査 ・漏えい検査
		主配管	・外観検査 ・漏えい検査
		真空ポンプ	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		バネ式安全弁	・外観検査 ・作動検査 ・分解検査

第3.2-3表 定期的な検査(4/7)

施設	系 統 又 は 設 傷	装 置 又 は 機 器	検 査 項 目
本体施設	1次ヘリウム貯蔵供給設備 2次ヘリウム貯蔵供給設備	CuOT、MST、CCT	・外観検査(CuOT) ・漏えい検査
		ヘリウム移送圧縮機	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		主要弁	・外観検査 ・作動検査 ・漏えい検査
		主配管 貯蔵タンク 供給タンク	・外観検査 ・漏えい検査
	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	圧縮機	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		主要弁	・外観検査 ・作動検査
		主配管	・外観検査
		全体	・漏えい検査
	計測制御系統施設	計装設備	・外観検査 ・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（反応度抑制効果検査）
		燃料破損 検出装置	ガス圧縮機 ・外観検査 ・作動検査
			検出器 ・外観検査 ・点検校正検査
本体施設	気体廃棄物の廃棄施設	排風機 圧縮機	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		フィルタユニット	・外観検査 ・フィルタ捕集効率検査
		主要弁	・外観検査 ・作動検査

第3.2・3表 定期的な検査(5/7)

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)	主配管 減衰タンク バッファタンク	・外観検査 ・漏えい検査
		排気筒	・外観検査
		廃液移送ポンプ ドレンピットポンプ	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		廃液槽 ドレンピット	・外観検査 ・漏えい検査
		主要弁	・外観検査 ・作動検査 ・漏えい検査
	液体廃棄物の廃棄設備 (使用済燃料貯蔵建家)	主配管	・外観検査 ・漏えい検査
		廃液移送ポンプ	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		廃液槽	・外観検査 ・漏えい検査
	原子炉格納容器及び付属施設	主配管	・外観検査 ・漏えい検査
		原子炉格納容器	・外観検査 ・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	・外観検査 ・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
サービスエリア	扉 貫通配管 貫通ダクト		・外観検査
		ダンパ	・外観検査 ・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	・外観検査 ・絶縁抵抗検査 ・フィルタ捕集効率検査

第3.2-3表 定期的な検査(6/7)

施設	系 統 又 は 設 備	装 置 又 は 機 器	検 査 項 目
本体施設		排風機	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		主要弁（主ダンパ）	・外観検査 ・作動検査
		主ダクト、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 (始動用空気槽、主燃料槽、燃料小出槽、主配管を含む) ・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）	・外観検査 ・絶縁抵抗検査
	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	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		格納容器減圧装置排風機	・外観検査 ・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	・外観検査 ・フィルタ捕集効率検査
		格納容器減圧装置主ダンパ	・外観検査 ・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	・外観検査 ・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	・外観検査 ・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	・外観検査 ・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	・外観検査
		放射能測定室系換気空調装置排風機	・外観検査 ・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	・外観検査 ・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	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		中央制御室系換気空調装置循環フィルタユニット	・外観検査 ・フィルタ捕集効率検査

第3.2・3表 定期的な検査(7/7)

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 (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	・外観検査 ・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	・外観検査
		管理区域換気空調装置 貯蔵セル排気系統排風機	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		管理区域換気空調装置 貯蔵セル排気系統フィルタユニット	・外観検査
	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	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		主配管	・外観検査 ・漏えい検査
	制御用圧縮空気設備	圧縮機	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		空気貯槽 除湿器 空気ろ過器 主配管	・外観検査 ・漏えい検査
	窒素供給設備 (窒素ガス供給系)	主要弁	・外観検査 ・作動検査
		主配管	・外観検査 ・漏えい検査

第3.2-4表 定期的な検査（数年ごとに実施する検査）

施設	系 統 又 は 設 傷	装 置 又 は 機 器	検 査 項 目
本体施設	補助冷却水系	循環ポンプ	分解検査
	炉容器冷却設備	循環ポンプ	分解検査
	1次ヘリウム純化設備	ガス循環機	分解検査
	2次ヘリウム純化設備	ガス循環機	分解検査
	1次ヘリウム貯蔵供給設備	ヘリウム移送圧縮機	分解検査
	2次ヘリウム貯蔵供給設備	ヘリウム移送圧縮機	分解検査
	計測制御系統施設	制御設備 (制御棒駆動装置)	外観検査 絶縁抵抗検査
		非常用制御設備 (後備停止系駆動装置)	外観検査 絶縁抵抗検査
		燃料破損検出装置 ガス圧縮機	分解検査
	気体廃棄物の廃棄施設	排風機 圧縮機	分解検査
	液体廃棄物の廃棄設備 (原子炉建家)	ドレンピットポンプ	分解検査
特定施設	換気空調設備 (原子炉建家)	放射能測定室系換気空調 装置排風機	分解検査
	補機冷却水設備	循環ポンプ 冷却塔ファン	分解検査
	一般冷却水設備	循環ポンプ 冷却塔ファン	分解検査
	制御用圧縮空気設備	圧縮機	分解検査

(3) 修理及び改造

平成16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。

3. 3 HTTR スクラムの原因と対策

3. 3. 1 経緯

HTTR は、並列運転により、原子炉出力約 60%（約 18MW）で運転していたところ、5 月 21 日 7 時 12 分頃「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」スクラム信号により原子炉が自動停止した。HTTR の冷却系統を第 3.3-1 図に示す。

原子炉が自動停止した後、運転データにて、「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」スクラム信号の発信前から 1 次加圧水冷却器用ヘリウム循環機 A の回転数が低下していることを確認した（第 3.3-2 図）。また、警報メッセージ履歴にて「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」スクラム信号の直前の警報を確認したところ、1 次ヘリウム循環機 A への動力電源が遮断されたことを意味する「1 次 HGC(A) ブレーカパネル(A) 異常」及び「1 次 HGC(A) トリップ遮断器(A) 開」が記録されていることを確認した。

3. 3. 2 原因調査

今回の原子炉の自動停止は、1 次ヘリウム循環機 A がトリップし、その結果、1 次加圧水冷却器ヘリウム流量が低下して、「1 次加圧水冷却器ヘリウム流量低」スクラム信号が発信されたものであるので、1 次ヘリウム循環機 A のトリップの原因について以下の調査を実施するものとした。

(1) 1 次ヘリウム循環機 A のトリップに係る要因調査

1 次ヘリウム循環機 A のトリップに係る要因調査の実施に当たっては、

1) 盤の点検、2) 運転データの確認、3) 機器本体等の点検に分類した調査フロー（第 3.3-3 図）を作成し、1 次ヘリウム循環機 A の点検結果と他のヘリウム循環機のものを比較しながら実施することとした。

1) 盤の点検

1 次ヘリウム循環機 A、B、C、中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機及び 2 次ヘリウム循環機（以下、「5 台のヘリウム循環機」という。）への動力電源、制御電源を供給する盤（第 3.3-4 図）について、以下の点検を行った。

a. 切替遮断器盤

原子炉スクラム時にヘリウム循環機をトリップさせ、急速制動させる切替遮断器盤については、警報メッセージ履歴に「1 次 HGC(A) ブレーカパネル(A) 異常」及び「1 次 HGC(A) トリップ遮断器(A) 開」が記録されている。この警報を発信した 1 次ヘリウム循環機 A の切替遮断器盤（第 3.3-5 図）、及び他のヘリウム循環機の切替遮断器盤について、以下の点検を行った。

i) 目視点検

5台のヘリウム循環機のそれぞれの切替遮断器盤について目視点検を行った結果、交流側トリップ遮断器、直流側遮断器及び補助リレー等の外観には焼損等の異常は認められなかった。

ii) 補助リレー接点の接触抵抗測定

5台の切替遮断器盤内の補助リレー接点の接触抵抗を測定した結果、1次ヘリウム循環機Aの交流側トリップ遮断器AとBの制御電圧監視を行う補助リレー（以下、「制御電圧監視リレー」という。）接点の接触抵抗が、他のものの値より若干高かった。

そこで、1次ヘリウム循環機Aの交流側トリップ遮断器Aの制御電圧監視リレー（FV111）とBの制御電圧監視リレー（FV161）の接点の接触抵抗を連続測定し、制御電圧監視リレーFV111の接触抵抗に誤動作による急激な増加が認められた。また、「1次HGC(A)ブレーカパネル(A)異常」の警報が発信されたことを警報メッセージ履歴にて確認した。さらに、交流側トリップ遮断器Aを「開」とする信号が発信される誤動作を確認した。一方、制御電圧監視リレーFV161については、誤動作は認められなかった。

iii) 遮断器の動作試験

1次ヘリウム循環機Aの交流側トリップ遮断器Aが、機械的故障等によって「開」となったことも考えられるので、模擬のトリップ信号を与えて動作確認を行ったが、遮断器の開閉動作に異常は認められなかった。他の遮断器については、スクラン信号の発信前に動作は認められないこと及びスクラン信号の発信後に正常に動作していることを、警報メッセージ履歴にて確認した。

これらのことから、1次ヘリウム循環機Aの制御電圧監視リレーFV111の誤動作が、1次ヘリウム循環機Aのトリップの要因であると考えられる。

b. 回転数制御装置盤

回転数制御装置盤の異常により1次ヘリウム循環機Aがトリップしたこととも考えられるため、5台のヘリウム循環機へ動力電源を供給するそれぞれの回転数制御装置盤を点検し、全ての盤内の故障表示部に「Motor Overvoltage or Emergency Stop」の表示ランプが点灯していることを確認した。また、動力電源の過電圧を示す警報メッセージは記録されていないことから、表示ランプは、スクラン信号によって点灯したものであることを確認した。

これらのことから、1次ヘリウム循環機Aを含む全てのヘリウム循環機は、回転数制御装置盤の異常によって停止したものではないと判断できる。

c. 回転機回転数・振動計装盤

5台のヘリウム循環機の回転数、振動を指示する回転機回転数・振動計装盤には、回転数異常や振動異常を示す表示ランプは点灯しておらず、1次ヘリウム循環機Aを含む

全てのヘリウム循環機に回転数や振動の異常がなかったことを確認した。

このことから、1次ヘリウム循環機Aを含む全てのヘリウム循環機は、回転数や振動の異常によって停止したものではないと判断できる。

d. 切替遮断器盤用直流分電盤

5台の切替遮断器盤に制御電源を供給する切替遮断器盤用直流分電盤を開放して目視点検を行った結果、配線用遮断器の外観には焼損等の異常は認められず、また、制御電圧の測定結果にも異常は認められなかった。

このことから、1次ヘリウム循環機Aを含む全てのヘリウム循環機は、切替遮断器盤用直流分電盤の異常によって停止したものではないと判断できる。

2) 運転データの確認

H T T Rの運転データを高速収集する装置に保存されている運転データの調査及び制御室内に設置されたプリンタからの警報メッセージ履歴を確認した。

a. ヘリウム循環機の運転データ

ヘリウム循環機の振動、軸受温度、回転数、モータ巻線温度が異常の場合には、機器保護のためヘリウム循環機を停止する設計となっていることから、5台のヘリウム循環機について、振動、軸受温度、回転数、モータ巻線温度の運転データを確認した結果、1次ヘリウム循環機Aを含む全てのヘリウム循環機に異常は認められなかった。また、流量について、トリップ前において異常は認められず、トリップ後の流量の低下の状況にも異常は認められなかった。さらに、警報メッセージ履歴には、上記の異常を示す警報記録は認められなかった。

b. ヘリウム循環機以外の運転データ

1次ヘリウム循環機Aのトリップの要因になり得る1次冷却材流路の閉塞、1次冷却材圧力の異常な低下及び安全保護回路の異常について、運転データ及び警報メッセージ履歴の確認並びに安全保護回路の確認試験を行った結果、異常は認められなかった。

これらのことから、1次ヘリウム循環機Aを含む全てのヘリウム循環機は、運転状態の異常によって停止したものではないと判断できる。

3) 機器本体等の点検

原子炉停止後に原子炉格納容器内に立ち入り、1次ヘリウム循環機Aを含む全てのヘリウム循環機の外観点検を行った結果、保温材及びケーシングのフランジを締付けているボルトの脱落等の異常は認められなかった。また、1次ヘリウム循環機A、B、Cそれぞれの入口弁の開閉状態及び外観点検を行った結果、異常は認められなかった。

さらに、1次ヘリウム循環機Aを含む全てのヘリウム循環機について作動試験を行った

結果、振動、軸受温度、回転数、モータ巻線温度の運転データに、有意な上昇等は認められず、正常に作動することを確認した。

のことから、1次ヘリウム循環機Aを含む全てのヘリウム循環機は、機器本体等の異常によって停止したものではないと判断できる。

以上の要因調査の結果、1次ヘリウム循環機Aがトリップした原因是、1次ヘリウム循環機Aの制御電圧監視リレーFV111の誤動作であると判断できる。

(2) 1次ヘリウム循環機Aの切替遮断器盤の詳細調査

1次ヘリウム循環機Aのトリップに係る要因調査の結果、1次ヘリウム循環機Aの制御電圧監視リレーFV111の誤動作が原因であると判断できることから、制御電圧監視リレーについて、設置状況、温度変化試験等の詳細な調査を行った。

1) 制御電圧監視リレーの設置状況調査

5台のヘリウム循環機の交流側トリップ遮断器及び直流側遮断器の制御電圧監視リレーについて、盤内の設置状況の調査を行った。

a. 取り付け位置

1次ヘリウム循環機Aの交流側トリップ遮断器の制御電圧監視リレーFV111とFV161は、常時励磁され発熱している補助リレーに接近して設置されていた。

一方、1次ヘリウム循環機Aの直流側遮断器の制御電圧監視リレー及び1次ヘリウム循環機A以外のヘリウム循環機の制御電圧監視リレーは、常時励磁され発熱している補助リレーからは離れた位置に設置されていた。

b. 制御電圧監視リレーの表面温度

5台のヘリウム循環機の切替遮断器盤内の温度は、全閉にした状態でいずれも室温とほぼ同じ約20°Cであり、異常は認められなかった。

次に、1次ヘリウム循環機Aの制御電圧監視リレーFV111とFV161の表面（常時励磁され発熱している補助リレーに隣接する面）の温度を測定したところ、同制御電圧監視リレーの使用温度の上限である70°Cに近い約67°Cであることが分かった。また、これらを取り外して、表面を観察したところ、制御電圧監視リレーFV111には変色と亀裂が認められ、制御電圧監視リレーFV161には僅かな変色が認められた。（第3.3-6図）

一方、1次ヘリウム循環機A以外の交流側トリップ遮断器の制御電圧監視リレーの表面温度は、約30°C～35°Cであり、変色等の異常は認められなかった。

2) 制御電圧監視リレーの温度変化試験

1次ヘリウム循環機Aの制御電圧監視リレーFV111が、使用温度の上限に近い条件下で使

用されてきたことによって、誤動作が発生した可能性があるため、その温度条件を模擬した温度変化試験を行った。

1次ヘリウム循環機Aの制御電圧監視リレーFV111は、室温では誤動作は確認されなかつたが、約60°Cの条件では5時間の間に3回、また、約65°Cの条件では3時間の間に5回の誤動作の発生が確認された。

一方、異常が認められていない2次ヘリウム循環機の交流側トリップ遮断器Aの制御電圧監視リレーについての温度変化試験では、同一の温度条件では誤動作は確認されず、さらに、使用温度の上限の70°Cで連続半日程度保持しても誤動作は確認されなかった。

以上の詳細調査の結果、1次ヘリウム循環機Aの制御電圧監視リレーFV111は、使用温度の上限に近い条件下で使用されてきたことによる性能の劣化等によって、誤動作を引き起こしたものと推定した。

3. 3. 3 原因

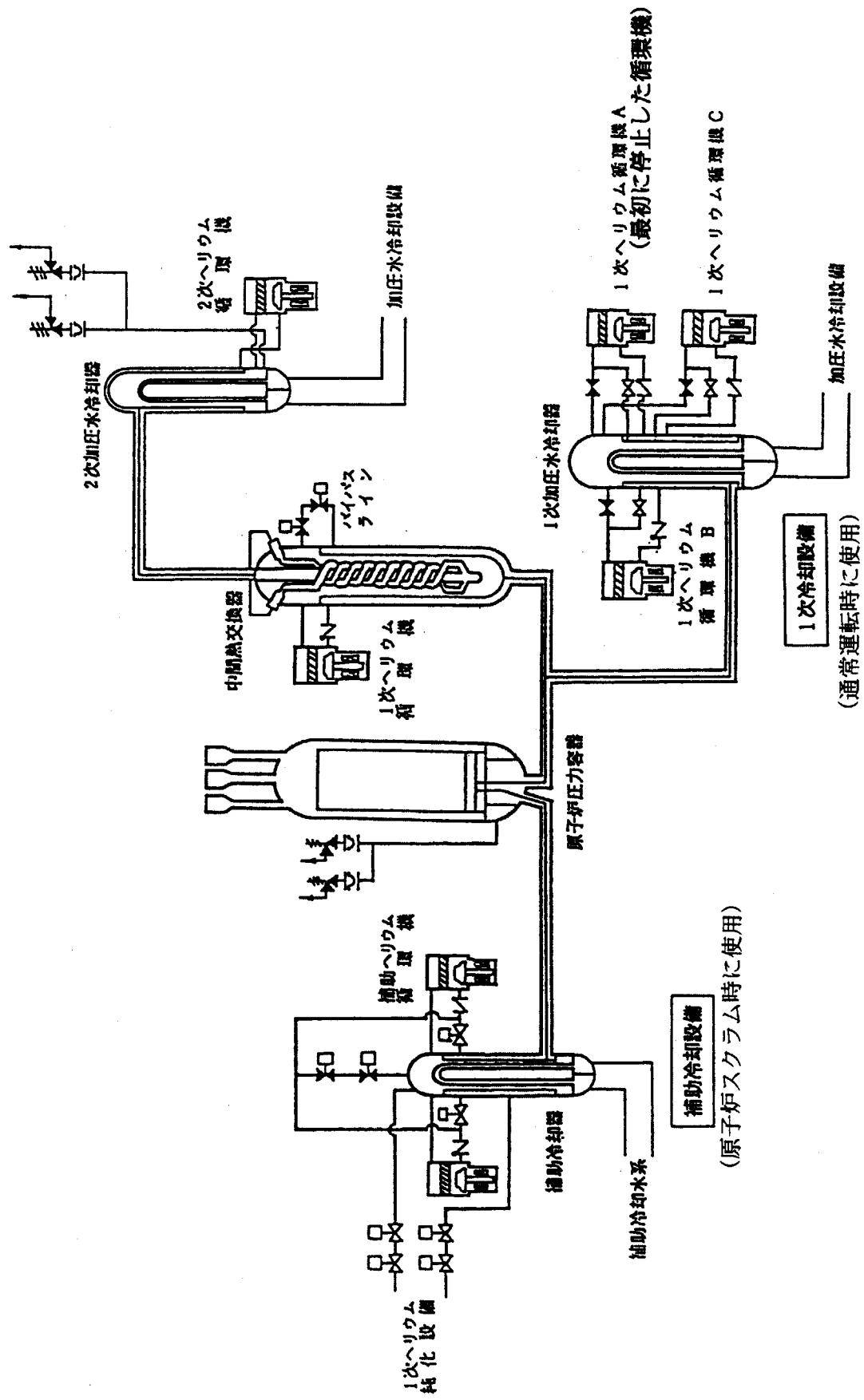
1次ヘリウム循環機Aのトリップの原因是、使用温度の上限に近い温度条件下で使用されてきた制御電圧監視リレーFV111の誤動作によって、1次ヘリウム循環機Aの交流側トリップ遮断器Aが「開」となったことによると判断できる。また、1次ヘリウム循環機Aがトリップした結果、1次加圧水冷却器ヘリウム流量の低下とともに「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」スクラム信号によって原子炉が自動停止したと判断できる。

3. 3. 4 対策

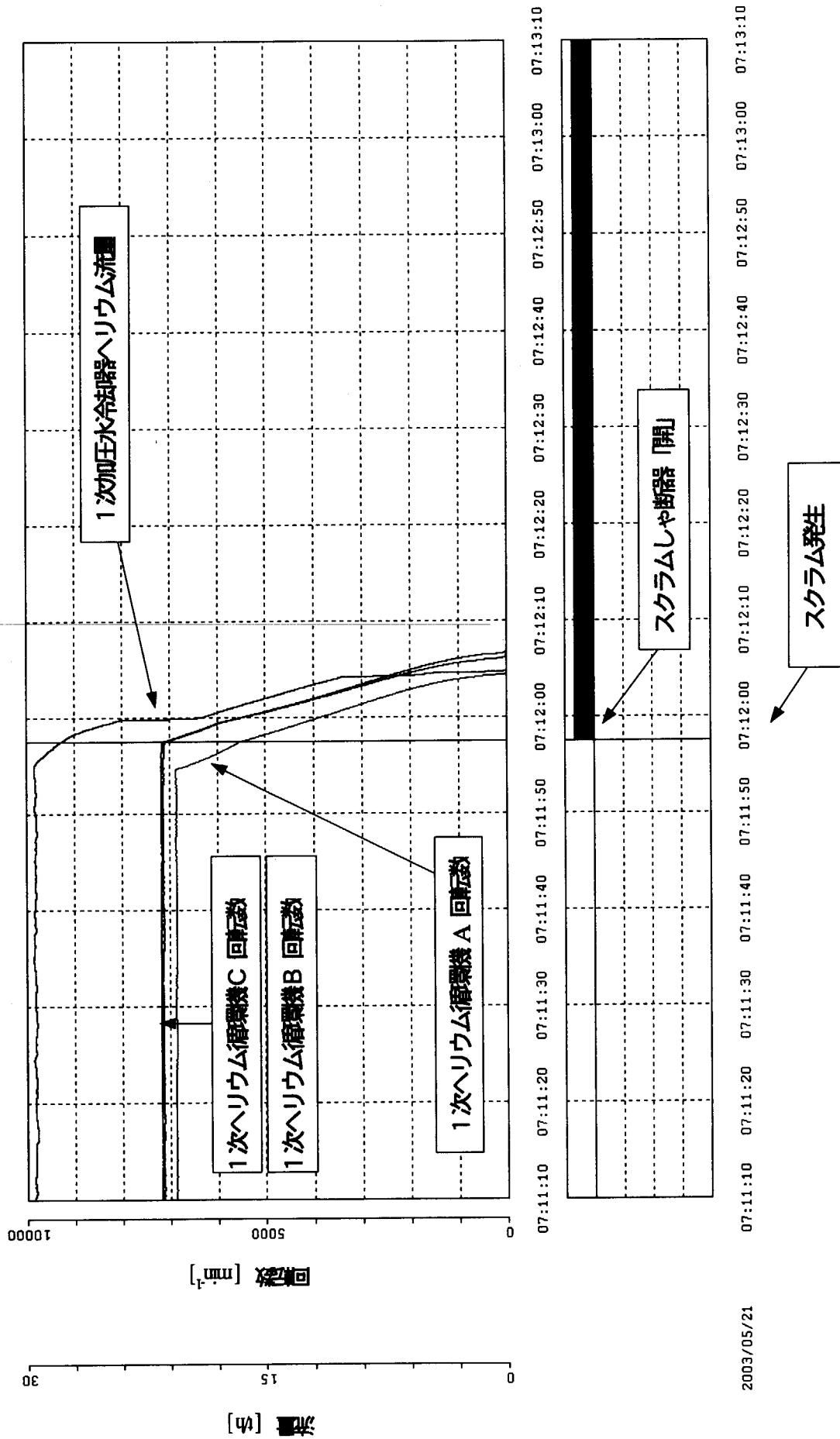
5台の切替遮断器盤内の交流側トリップ遮断器及び直流側遮断器の制御電圧監視リレーの全てについて、以下の再発防止対策を講じる。

- (1) 制御電圧監視リレーについては、全数交換する。
- (2) 1次ヘリウム循環機Aの制御電圧監視リレーFV111は、常時励磁され発熱している補助リレーに接近して設置され、使用温度の上限に近い温度条件下で使用されてきたことによる性能の劣化等によって誤動作を引き起こしたと推定できるので、制御電圧監視リレーの交換に当たっては、熱的影響を受け難い場所に設置する。

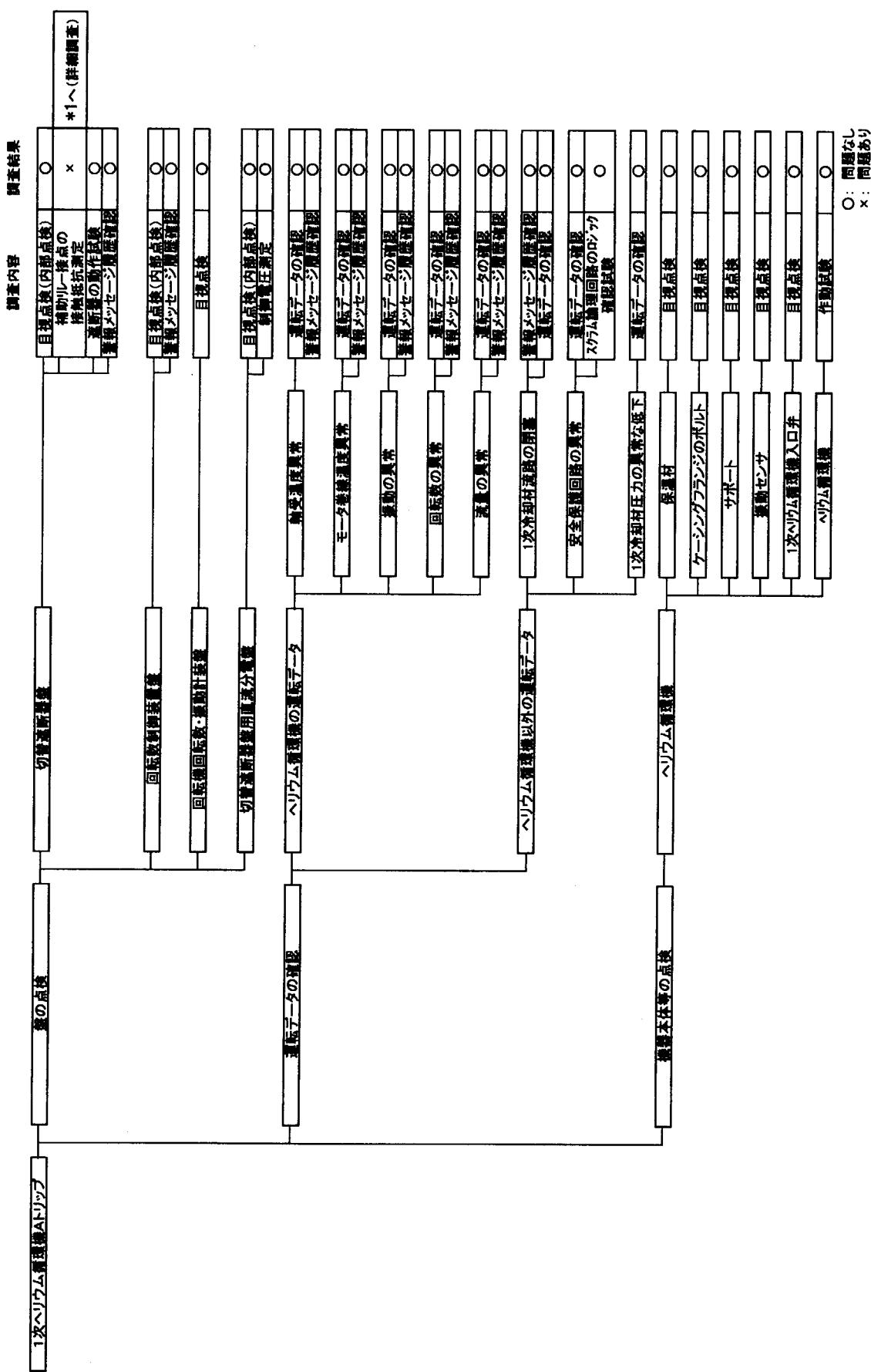
さらに、原子炉施設内の動力電源、制御電源を供給する盤等について、補助リレーが熱的影響を受け難い配置となっていることを点検するとともに、今後、盤を改造、増設するに当たっては、補助リレー等が相互に熱的影響を及ぼさない配置となるように設計する。



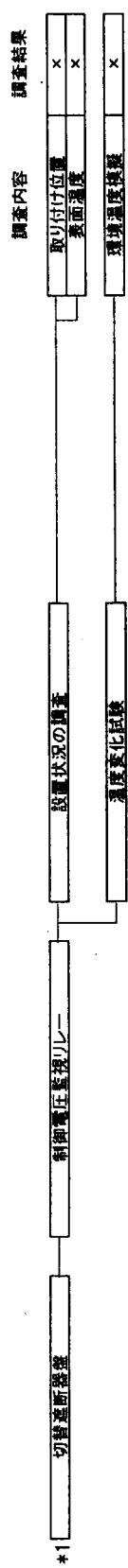
第3.3-1図 冷却系統説明図



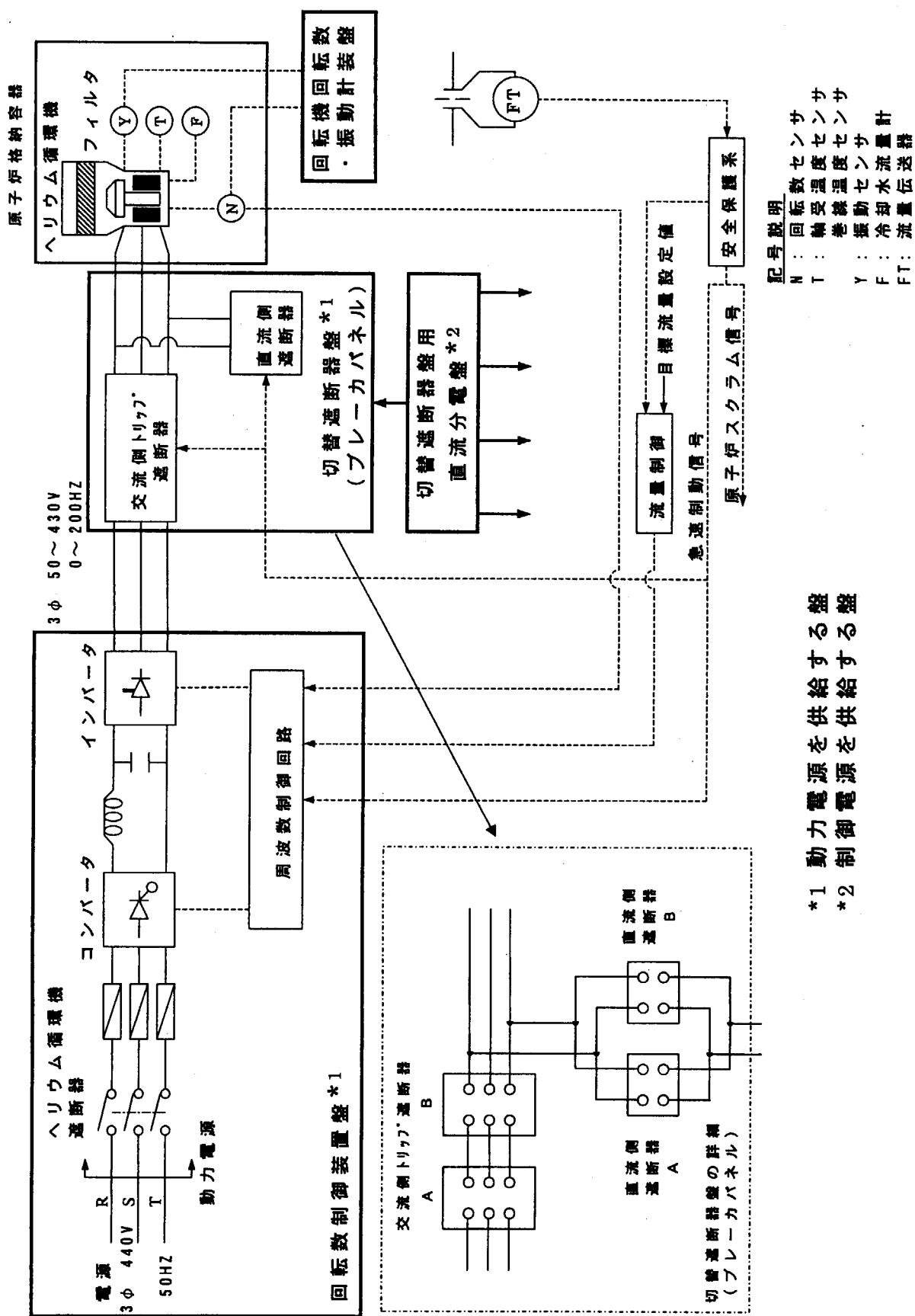
第3.3-2図 原子炉自動停止の推移



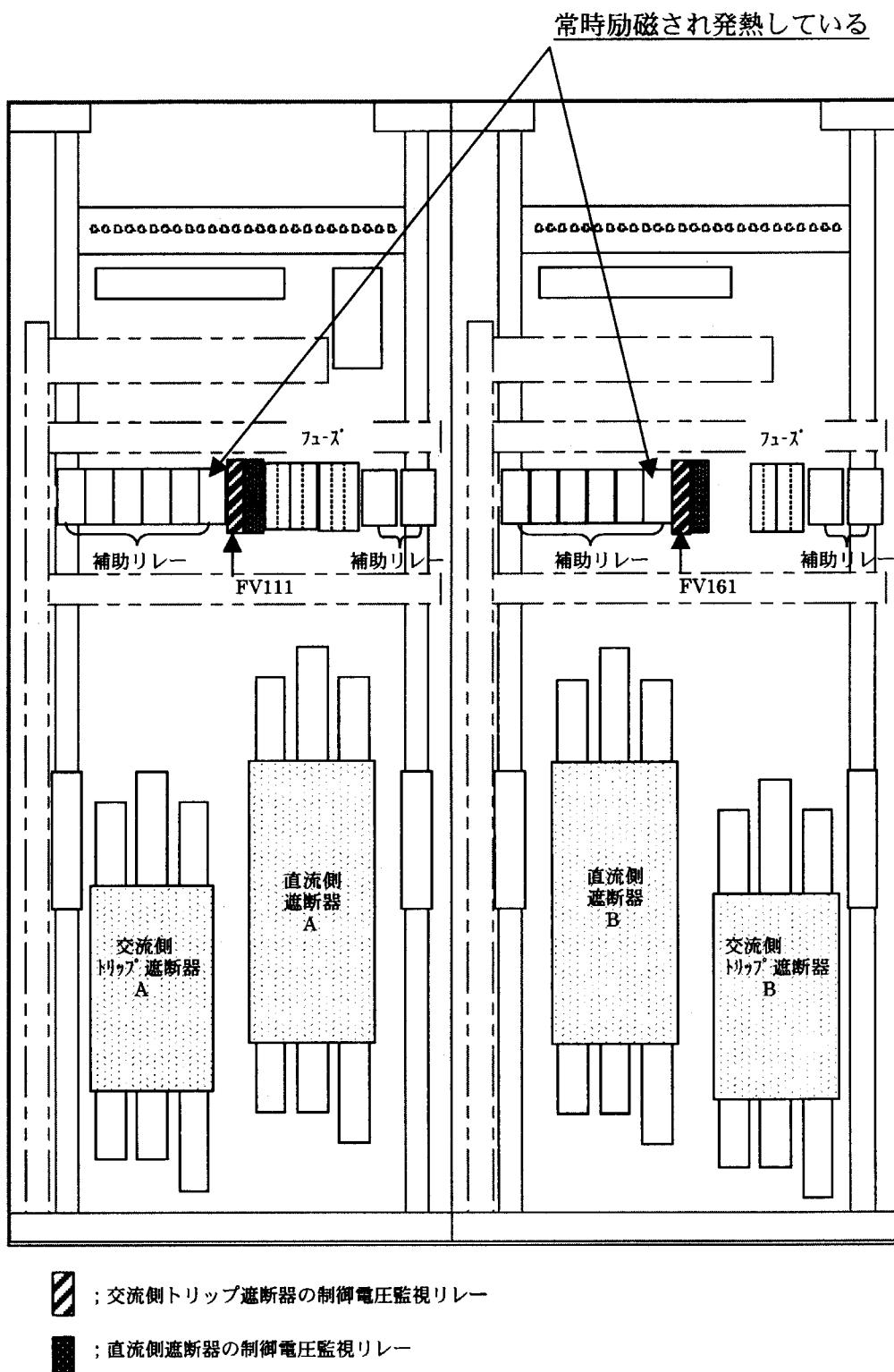
第3.3-3図 1次ヘリウム循環機Aのトリップに係る要因調査のフロー図 (1/2)



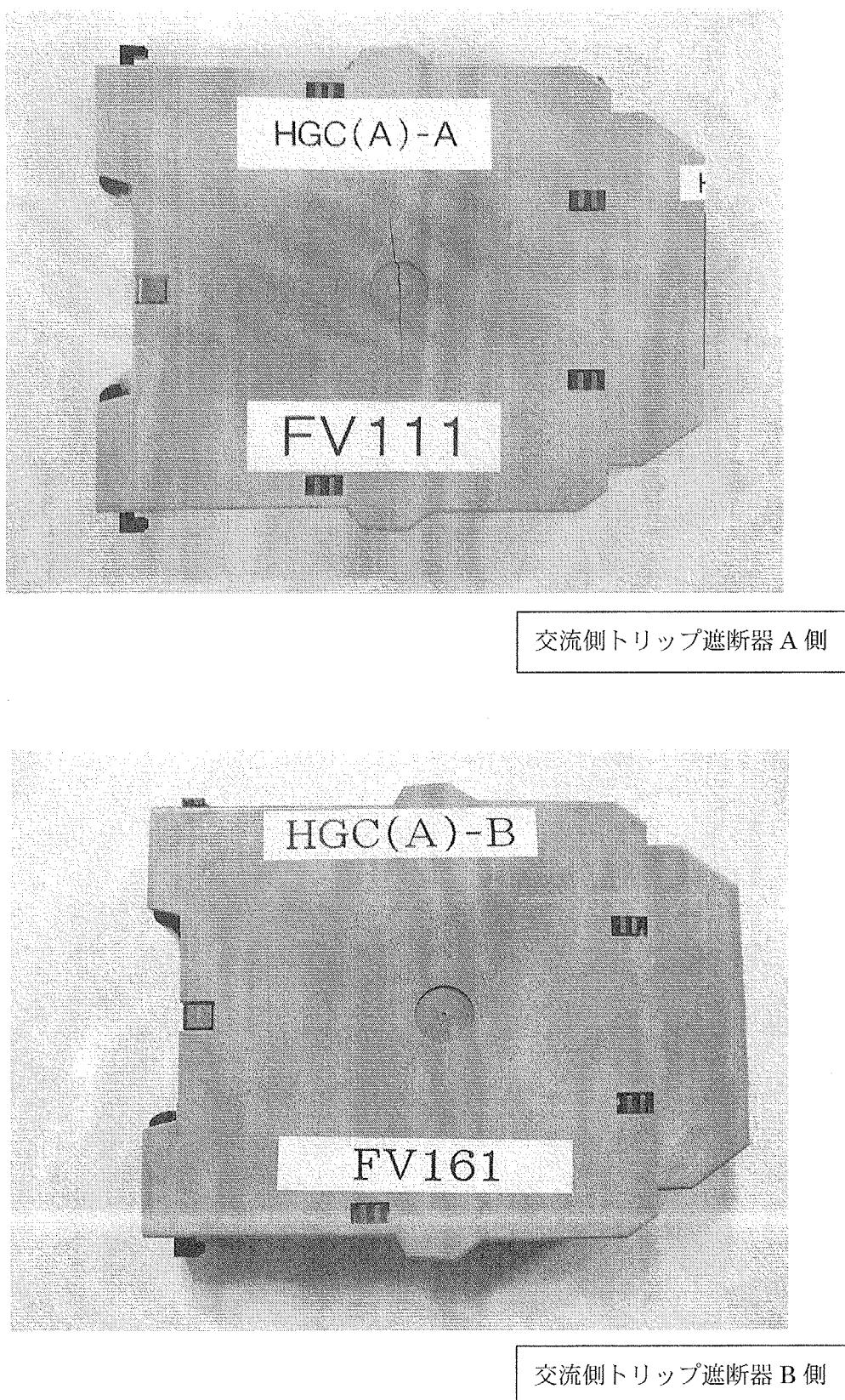
第3.3-3図 1次ヘリウム循環機Aのトリップに係る要因調査のフロー図 (2/2)



第3.3-4 図 ヘリウム循環機の動力電源及び制御系の概要



第 3.3-5 図 1 次ヘリウム循環機Aの切替遮断器盤内の配置



第3.3-6図 1次ヘリウム循環機Aの制御電圧監視リレーの表面観察
(常時励磁され発熱している補助リレーに接している面)

4. 安全性実証試験の主要な成果

4. 1 概要

安全性実証試験は、異常状態を模擬した試験を行なうもので、本試験により高温ガス炉の固有の安全性を示すとともに、試験時の原子炉挙動データを取得し、安全解析コードの予測精度を向上させ、高温ガス炉の安全設計・安全評価技術を高度化することを目的としている。

試験項目については、異常な過渡変化を模擬した試験と事故を模擬した試験があるが、平成17年度までは異常な過渡変化を模擬した試験として、制御棒引抜き試験と1次冷却材流量部分喪失試験を行なう。1次冷却材流量部分喪失試験は、原子炉出力制御系を切り離し、1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機を、全3台中1台又は2台停止させる「循環機停止試験」と、原子炉自動制御設備を作動させた状態で、1次冷却材流量制御系により流量の部分喪失を生じさせる「流量部分喪失試験」に分類される。

平成15年度は、下記の試験を実施した。

① 制御棒引抜き試験

原子炉出力 18MW からの制御棒引抜き試験	平成 16 年 2 月 22 日、23 日
------------------------	-----------------------

② 循環機停止試験

原子炉出力 9MW からの循環機 2 台停止試験	平成 15 年 8 月 11 日
--------------------------	------------------

原子炉出力 18MW からの循環機 1 台停止試験	平成 16 年 2 月 25 日
---------------------------	------------------

原子炉出力 18MW からの循環機 2 台停止試験	平成 16 年 3 月 5 日
---------------------------	-----------------

③ 流量部分喪失試験

原子炉出力 18MW からの 2 % 流量部分喪失試験	平成 16 年 2 月 24 日
-----------------------------	------------------

また、平成14年度に実施した原子炉出力 15MW からの制御棒引抜き試験について、実測値と解析値を比較し、両者に差が生じる要因について検討した。

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。

4. 2 制御棒引抜き試験

(1) 試験計画^[1]

1) 目的

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して実施する。この試験により、原子炉出力制御系が作動しなくとも、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到達するとともに、この間、冷却材温度、炉内構造物温度等の変化が緩やかであることを実証する。

2) 試験の内容

原子炉出力制御系を切り離した状態で、C 制御棒を引抜くことにより試験を実施し、原子炉出力等の評価に必要なデータを取得する。試験を実施するにあたっては、制御棒の引抜き量及び引抜き速度を変えてデータを取得する。

3) 試験条件及び試験ケース

試験条件を以下に示す。

- ・ 運転モード：定格・単独運転
- ・ 原子炉出力：18MW（定格出力の 60%）（試験の初期出力）
- ・ 制御棒引抜き速度：高速（約 5mm/s）、低速（約 1mm/s）、

試験ケースを以下に示す。

試験 ケース	原子炉出力 初期値	制御棒引抜き 速度（公称値）	制御棒引抜き量
18MWL20	60% (18 MW)	1 mm/s	20 mm
18MWL30			30 mm
18MWL40			40 mm
18MWH20		5 mm/s	20 mm
18MWH30			30 mm
18MWH40			40 mm

4) 計測項目

原子炉出力（出力領域中性子束）、反応度、制御棒位置、炉心入口温度（制御棒案内管表面温度）、高温プレナム部冷却材温度、固定反射体ブロック温度、高温プレナムブロック温度

5) 計測方法

プラント計算機、反応度測定装置及び高速データ収集システム（TETRIS）により計測する。

6) 試験手順

試験手順を第 4.1-1 図に示す。

(2) 試験結果及び解析評価

(1) 3)項に示した試験ケースのうち、制御棒引抜き速度 1mm/s、制御棒引抜き量 40mm の

ものについて、原子炉出力と引き抜いた C 制御棒位置の測定結果を第 4.1-2 図^[1]に示す。図中には、原子炉出力の解析結果を併せて図示した。試験結果から、制御棒を引き抜くことによる反応度外乱が生じても、炉心の負の反応度フィードバック特性により、原子炉出力の上昇が抑制され、原子炉が安定な状態に収束することがわかる。また、全ての試験ケースにおいて、冷却材、構造材の温度変化は緩慢であることを確認した。

解析結果については、制御棒引抜き時の添加反応度について、制御棒の中性子吸収材を収納する制御棒要素間の隙間の効果、試験実施時における炉心燃焼状態の効果を考慮すること等^[1]により、H14 年度に実施した解析結果^[2]より、実測値との差を低減できることを確認した。

(3) 解析モデルの高度化の検討

H14 年度に実施した原子炉出力 15MW からの制御棒引抜き試験について、原子炉の熱的及び核的パラメータが解析結果に与える影響（感度）を明らかにした。また、実測値と解析値との差を分析し、高温ガス炉の特徴を踏まえた最適な解析を行なうための動特性解析モデルの改良について提案した^[3]。そのうちの主要なものを以下に示す。

- ① 高温ガス炉は、原子炉出入口の冷却材温度差が大きくなる（HTTR の場合、入口冷却材温度約 400°C に対して、出口冷却材温度は定格運転の場合 850°C となる）ことから、炉心軸方向の温度分布に対応した温度係数を考慮する必要がある。具体的には、炉心軸方向を 5 領域に分割し、領域毎の温度係数を核計算により求めて動特性解析に適用する。従来の解析では、炉心軸方向を 1 領域とした温度係数により動特性解析を実施していた。
- ② 半径方向の出力分布、冷却材流量配分を考慮できるように、従来の解析で 1 チャンネル（単チャンネル）としていた炉心モデルを多チャンネルのものにする。具体的には HTTR を例にすると、30 カラムある燃料領域は、カラム毎の濃縮度により半径方向に 4 領域に分割できるので、4 チャンネルの炉心モデルを適用する。

原子炉出力 15MW からの制御棒引抜き試験の解析について、上記の①及び②を考慮した場合の結果を、実測値及び従来の単チャンネル、1 温度係数の解析結果と比較して第 4.1-3 図に示す。炉心モデルを 4 チャンネルとし、炉心軸方向の温度分布に対応した領域毎の温度係数を動特性解析に採用する（4 チャンネル、20 温度係数を適用する）ことにより、(2) 項で示した従来解析から更に実測値との差を低減でき、解析が実際の原子炉出力の挙動をほぼ再現できていることがわかる。

4. 3 循環機停止試験

(1) 試験計画^{[1], [4]}

1) 目的

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 台又

は 2 台を停止し、炉心冷却材流量を減少させる。本試験を実施するに当たっては、高温ガス炉固有の安全性を利用して ATWS (Anticipated Transient Without Scram) とする。この試験により、原子炉停止系が通常運転時の流量低の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、原子炉出力が安定に所定の状態に到達し、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。

2) 試験の内容

原子炉出力制御系を切り離した状態で、中央制御室にある停止スイッチにより 1 次ヘリウム循環機 3 台 (A～C 号機) のうちの 1 台 (A 号機) 又は 2 台 (A 号機と C 号機) を停止させることにより試験を実施し、評価に必要なデータを取得する。

3) 試験条件及び試験ケース

試験条件及び試験ケースを以下に示す。

試験ケース	9MW2HGC	18MW1HGC	18MW2HGC
運転モード	定格・単独運転	定格・単独運転	定格・単独運転
原子炉出力	30%(9MW)	60%(18MW)	60%(18MW)
循環機停止台数	2 台(A,C 号機)	1 台(A 号機)	2 台(A,C 号機)

4) 計測項目

原子炉出力 (出力領域中性子束)、原子炉出入口冷却材温度、反応度、炉心差圧、冷却材流量、炉心入口温度 (制御棒案内管表面温度)、高温プレナム部冷却材温度、固定反射体ブロック温度、高温プレナムブロック温度

5) 計測方法

プラント計算機、反応度測定装置及び高速データ収集システム (TETRIS) により計測する。

6) 試験手順

試験手順を第 4.2-1 図に示す。循環機停止後は、数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。

(2) 試験結果及び解析評価

原子炉出力 9MW 及び 18MW からの循環機 1 台及び 2 台停止試験の結果を解析結果とともに第 4.2-2 図に示す。なお、図中の原子炉出力 9MW からの循環機 1 台停止試験は、平成 14 年度 (平成 15 年 3 月 14 日) に実施したものである。

各試験の実測値と解析値の比較から下記のことが明らかとなった。

- 各ケース共に、1次冷却材流量減少後の原子炉出力の変化幅は解析値の方が実測値より大きい。このことから、解析モデルは流量減少時の負のフィードバック効果を過大に評価していると推測される。
- 原子炉出力 9MW からの試験と原子炉出力 18MW からの試験を比較すると、より高出力である原子炉出力 18MW からの試験において、解析値と実測値の差が拡大する傾向にある。このことは高出力状態における試験の方が、流量減少に伴う温度変化が大きく温度係数の温度依存性の影響が現れている結果と推測される。図に示した解析結果は、単チャンネル、1 温度係数を考慮した解析モデルにおいて、試験の炉心初期温度に対応した温度係数を使用しており、その温度依存性は考慮していない。
- 原子炉出力 18MW からの試験について 1 台停止試験と 2 台停止試験を比較すると、流量減少幅が大きい 2 台停止試験において、解析値と実測値の差が拡大する傾向がある。これは、前述したように温度係数に温度依存性を考慮していないからと推測される。

今後は、上記の考察結果を踏まえて領域別温度係数の適用すると共に、それぞれの係数に温度依存性を考慮した解析モデルによる動特性解析について検討を進める予定である。

4. 4 流量部分喪失試験

(1) 試験計画^[4]

1) 目的

流量部分喪失試験は、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により流量の部分喪失を生じさせる。この試験により、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り、原子炉は安定に所定の状態に到達することを実証する。

2) 試験の内容

定格運転時の制御系作動状態のまま、1次冷却材流量制御系の制御目標を変更することにより、1次冷却材流量を 2% 低下させ、データを取得する。

3) 試験条件

試験条件を以下に示す。

- 運転モード：定格・単独運転
- 原子炉出力：60%（初期出力）
- 1次冷却材流量の制御目標値：
15.07t/h（流量低下前）
14.77t/h（流量低下後）

4) 計測項目

原子炉出力（出力領域中性子束）、反応度、炉心差圧、冷却材流量、炉心入口温度（制御棒案内管表面温度）、高温プレナム部冷却材温度、固定反射体ブロック温度、高温プレナムブロック温度

5) 計測方法

プラント計算機、反応度測定装置及び高速データ収集システム（TETRIS）により計測する。

6) 試験手順

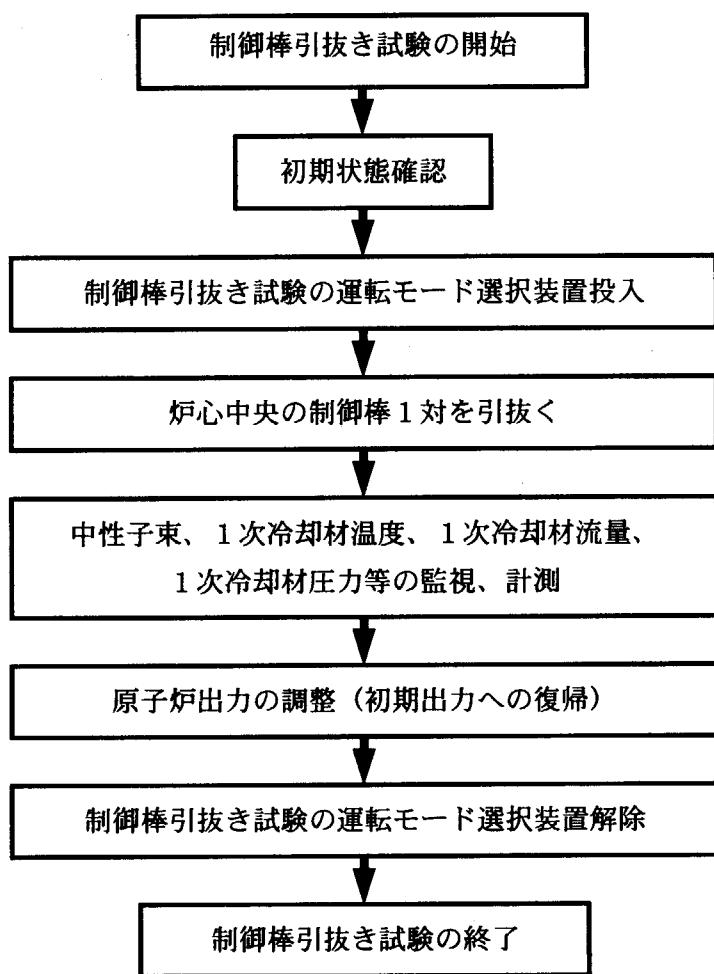
試験手順を第 4.3-1 図に示す。冷却材流量を低下させた後は、約 4 時間状態を保持する。試験終了後は、1 次冷却材流量制御系の制御目標値をもとの値に戻すことにより、試験前の状態に復帰させる。

(2) 試験結果及び解析評価

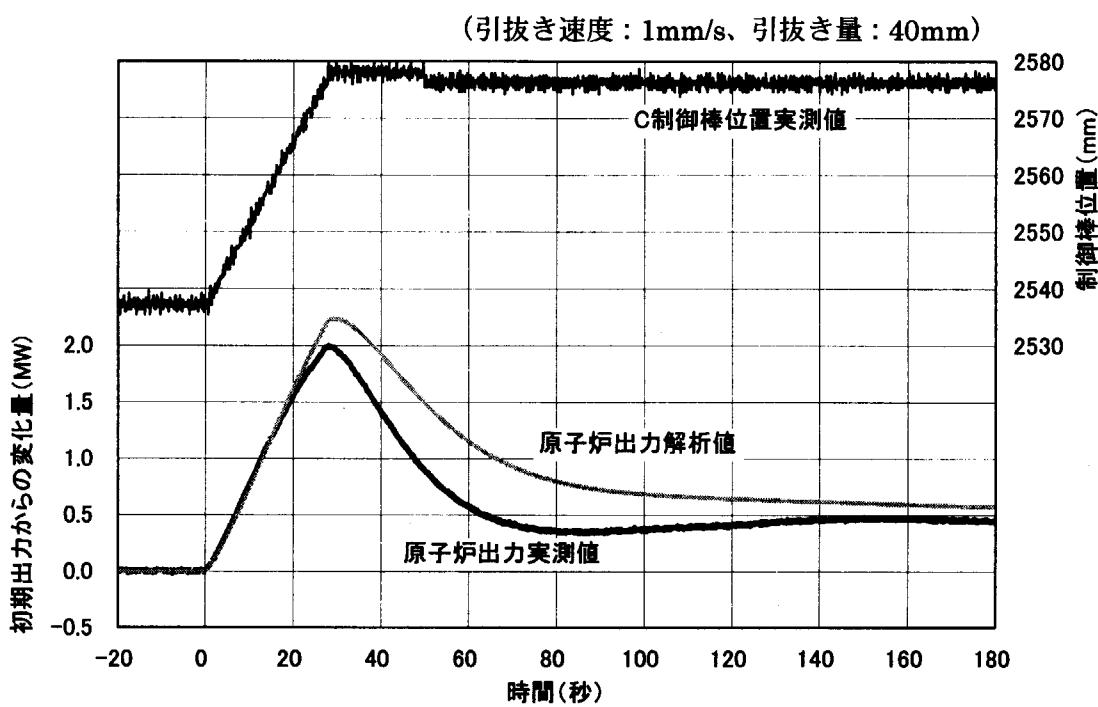
試験結果を第 4.3-2 図に示す。同図には、事前解析での原子炉出力および 1 次冷却材流量をプロットしている。1 次冷却材流量を 2% 低下させると、原子炉出力は 60% から 59.7% へ減少するが、その後徐々に上昇し 59.9% で整定する。事前解析の原子炉出力の変化は、実測値とほぼ一致しており、冷却材流量の急速な減少に追隨して原子炉出力も減少するが、原子炉出力制御系の制御操作により元の出力（約 60%）に整定する。

参考文献

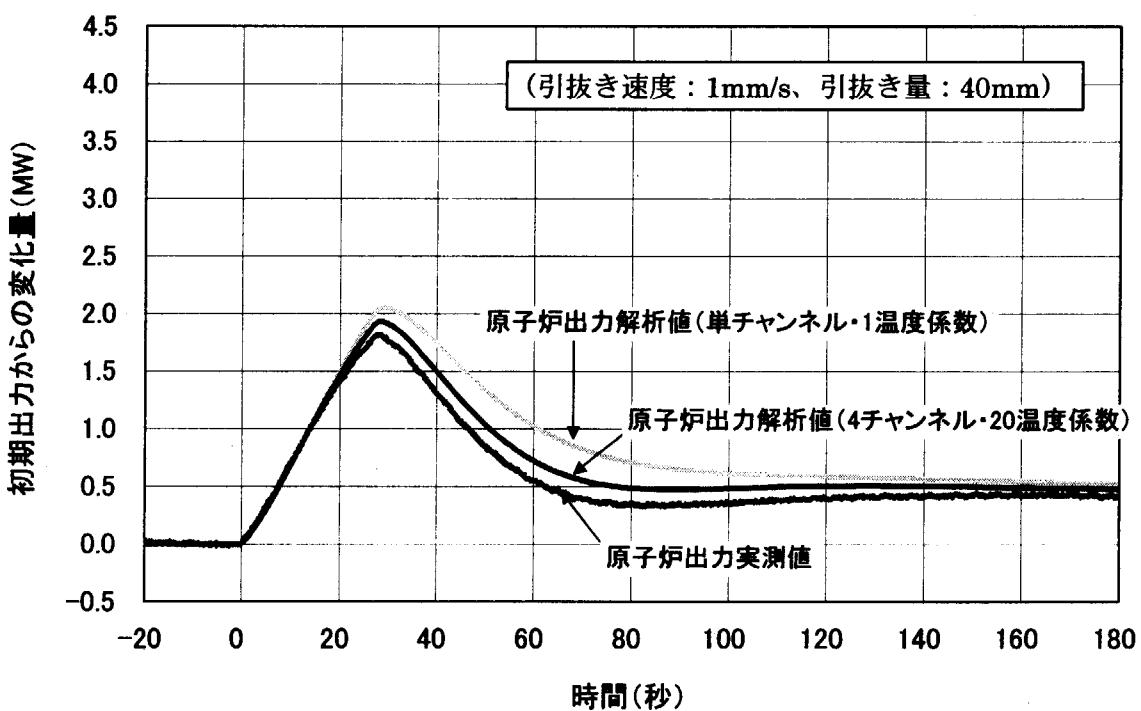
- [1] N. Sakaba, et al : JAERI-Tech 2003-074, "Safety Demonstration Test (S1C-2/S2C-1) Plan Using the HTTR (Contract Research)" (2003).
- [2] 高温工学試験研究炉開発部編 : JAERI-Review 2003-043, "HTTR (高温工学試験研究炉) の試験・運転と技術開発 (2002 年度)" (2003).
- [3] 高田英治他 : JAERI-Tech 2004-048, "HTTR 制御棒引抜き試験の動特性解析 (受託調査)" (2004).
- [4] N. Sakaba, et al : JAERI-Tech 2004-014, "Safety Demonstration Test (SR-2/S2C-2/SF-1) Plan Using the HTTR (Contract Research)" (2004).



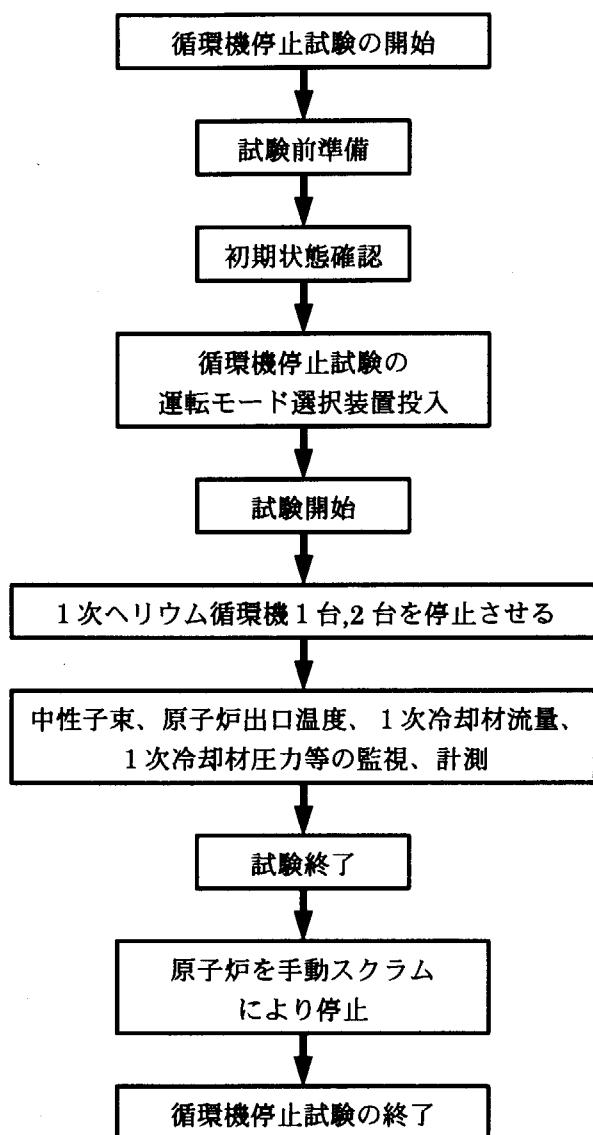
第 4.1-1 図 制御棒引抜き試験の試験手順



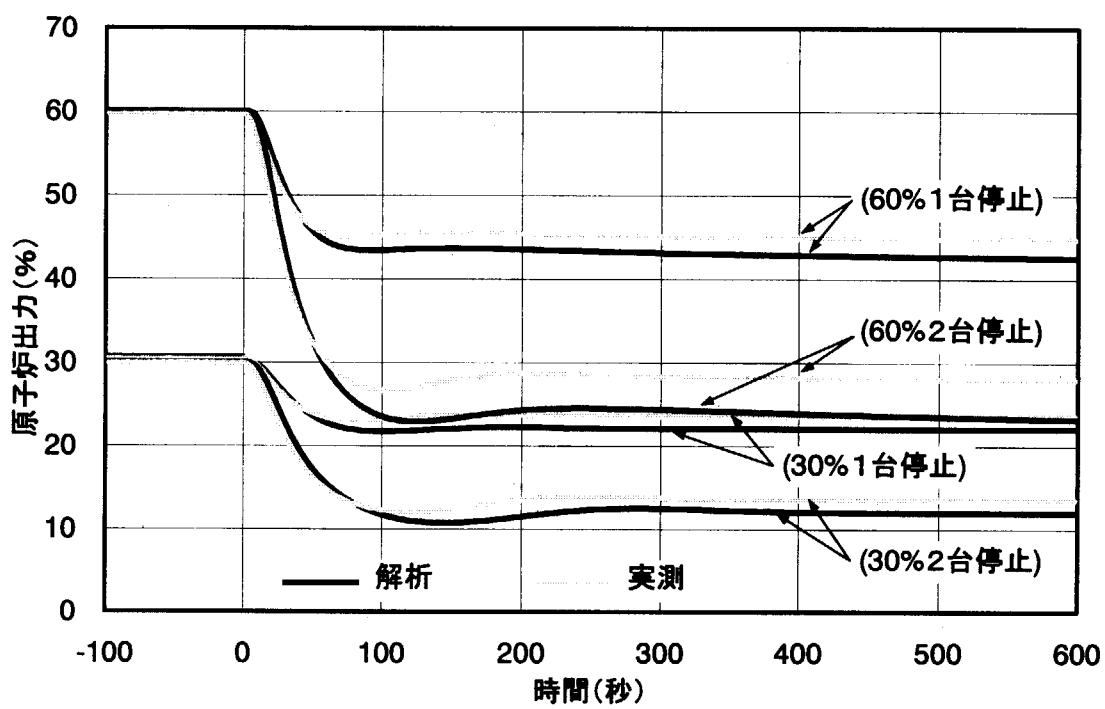
第 4.1-2 図 原子炉出力 18MW からの制御棒引抜き試験の結果



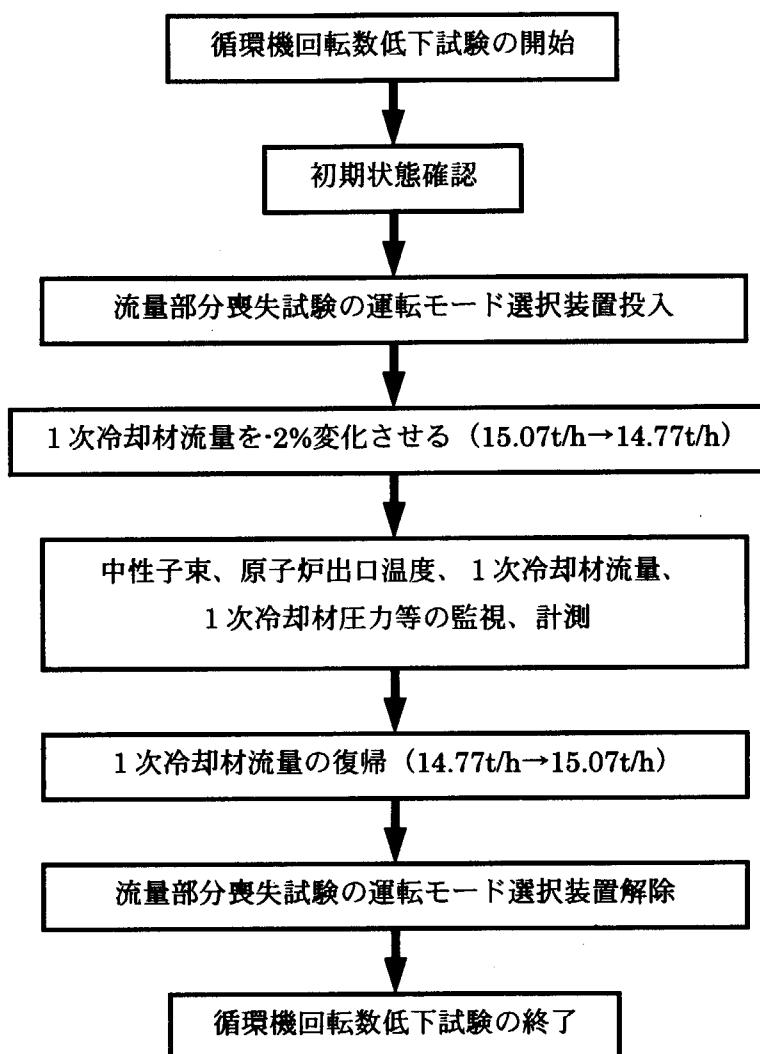
第 4.1-3 図 原子炉出力 15MW からの制御棒引抜き試験の解析結果の比較



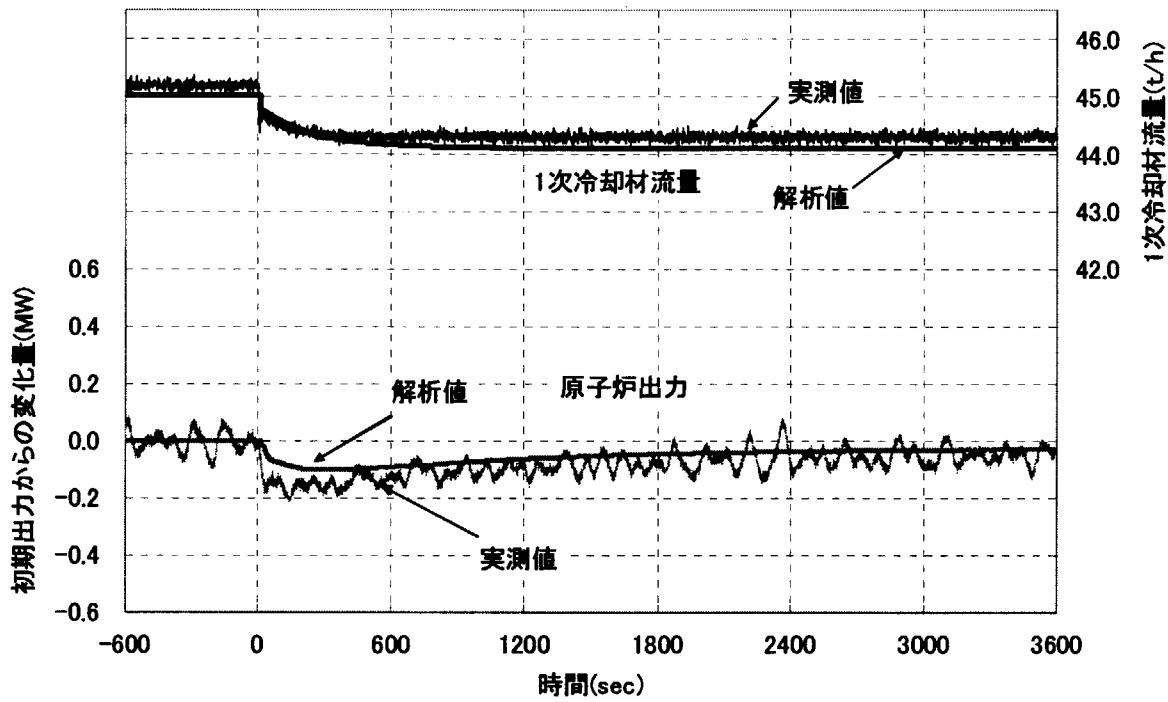
第 4.2-1 図 循環機停止試験の試験手順



第 4.2-2 図 原子炉出力 9MW 及び 18MW からの循環機停止試験の結果



第 4.3-1 図 流量部分喪失試験の試験手順



第 4.3-2 図 原子炉出力 18MW からの流量部分喪失試験の結果

5. 放射線管理

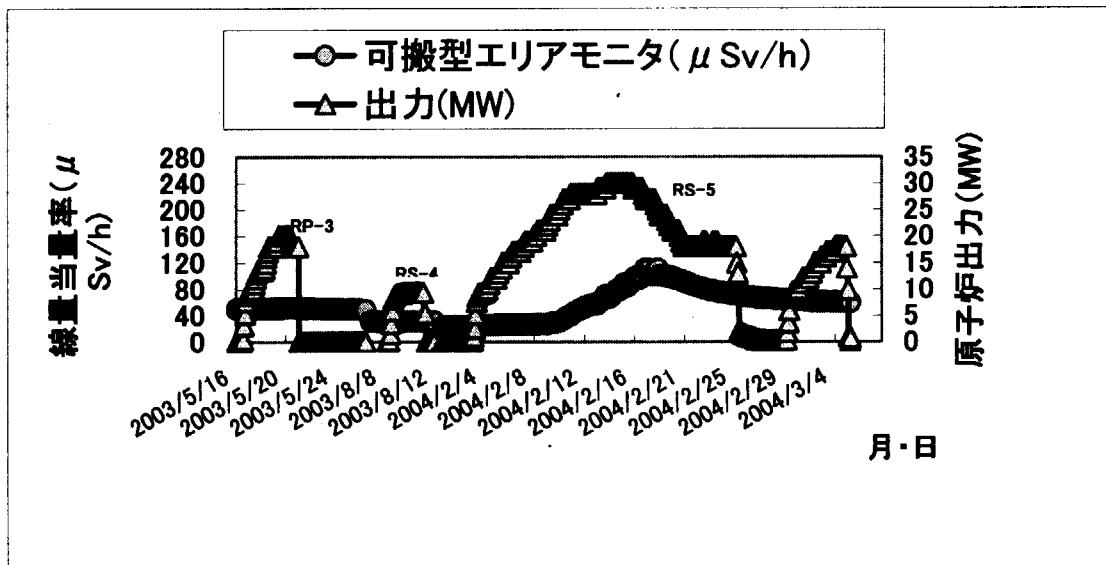
5. 1 放射線作業時の管理

平成 15 年度において実施された主な放射線作業は、原子炉の安定運転、安全性実証試験、施設定期自主検査等である。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) 原子炉運転中の管理

RP-3（安定運転：20MW 定格・並列運転）及び RS-4（安全性実証試験：9MW 定格・単独運転）、RS-5（安定運転：30MW 定格・単独運転、安全性実証試験：18MW 定格・単独運転）における原子炉運転中に人が立ち入る場所の放射性物質濃度、線量当量率及び表面密度、排気及び排水中の放射性物質濃度、管理区域境界の線量当量率の測定を行った結果、全て異常はなく放射線管理上の問題はなかった。C/V 内の可搬型ガンマ線エリアモニタ（PPWC ガス循環機のフィルタ付近に設置）の指示は RP-3 から RS-5 運転時に最大で $110 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 迄上昇した。（第 5-1-1 図参照）

原子炉停止後に人が立ち入る場所の線量当量率は、原子炉建家内においては中性子線及びガンマ線とともにバックグラウンドであったが、原子炉格納容器内は PPWC ガス循環機のフィルタ付近等の線量当量率が前年度と同様に上昇し、RS-5 運転停止後の地下中 3 階グレーティング床面で最大 $\gamma : 100 \mu\text{Sv}/\text{h}$ となり同エリア付近を立入制限区域とした。なお原子炉運転中における作業者の被ばくはなかった。



第 5.1-1 図 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

(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。

5. 2 個人被ばく管理

平成15年度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15年度年度の実効線量は全て検出下限線量未満であった。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。

第5.2-1表 放射線業務従事者の実行線量の状況

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(person·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	83	83	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	430	430	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
全作業者	513	513	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。

同一人が異なる作業区分で放射線作業登録を行っている場合があるので、全作業者数は一致しないことがある。

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。

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	$<3.2 \times 10^{-11}$	—
	全 β	$<8.6 \times 10^{-11}$	—
	^{137}Cs	$<3.0 \times 10^{-10}$	0
	^{131}I	$<1.5 \times 10^{-9}$	0
放射性ガス	^3H	$<1.9 \times 10^{-5}$	0
	^{88}Kr 、 ^{138}Xe 等	$<2.0 \times 10^{-3}$	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	^3H	1.1×10^{13}

(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、 $4.4 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3$ 、年間放出量は、 $4.1 \times 10^8 \text{ Bq/年}$ であった。 ^3H の年間放出量は、大洗研究所の放出管理目標値に比べて十分低い値であった。

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)
^3H	4.4×10^1	4.1×10^8	9.0×10^1
^{60}Co	$<3.1 \times 10^{-3}$	0	
^{137}Cs	$<3.3 \times 10^{-3}$	0	
その他	$<3.2 \times 10^{-2}$	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：大洗研究所の放出管理目標値（液体廃棄物）**

核種	放出管理目標値(Bq/年)	
³ H		3.7×10^{12}
トリチウム 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 燃料の開発

(1) 燃料温度測定用温度モニタの開発

HTTR 運転中の燃料集合体の温度の測定を目的とした温度モニタの開発を行っている。温度モニタは、融点の異なる合金製ワイヤを石英管に封入した直径 1.5 ミリ、長さ 10 ミリのものであり、22 種類の温度モニタにより温度 600~1400°C を測定範囲としている。温度モニタの照射健全性を調べるために、JMTR キャプセル照射試験 (99M-38A 及び 99M-39A) を平成 13 年度までに行い、照射後試験として平成 14 年度までに X 線ラジオグラフ及び外観検査を実施した。平成 15 年度は、破損したモニタからの合金の分布や黒鉛スリーブ外部への漏洩の有無を調べるために、39A 試料についてモニタ及び黒鉛スリーブの EPMA 観察を行った。39A 試料はモニタの融点に対して照射温度が最大で 300°C 高めに設定されたことにより、全てのモニタの溶融又は一部ワイヤの喪失が観察されている。

99M-39A は 3 本の黒鉛スリーブ中に各 20 個の温度モニタ（種類は 3 本とも同一）を装荷している。そこで、装荷された全ての合金成分及びアルミナ、石英の成分元素を EPMA の対象とした。測定試料は黒鉛スリーブの内表面及び断面とし、外部へ漏洩する可能性が高い端栓部についても測定した。測定対象を第 6.1-1 表に示す。

その結果、いずれの試料でもアルミナ及び石英のものとみられる Al 及び Si が観察された。合金が喪失した 39A-3-18 については、黒鉛スリーブ内側表面においてその成分である Cu が顕著に観察された。また、39A-3 黒鉛スリーブの上側端栓のネジ部表面では、堆積物と混在して Cu が顕著に観察された。Cu は主にアルミナ(Al)や石英(Si)の堆積物と共に検出されていることから、堆積物に付着したものが移動したものと考えられる。一方、39A-3-18 の半径方向の断面では Cu が観察されなかったことから、黒鉛内部への Cu の顕著な拡散は起こっていないものと考えられる。さらに、39A-2-10 周辺部の黒鉛スリーブについては、内側表面に極僅かであるが Ag、Cu 及び Ge がスポット状に観察された。これらも、破損したモニターから黒鉛粉等に付着し落下したものと推測される。また、Pd 及び Au は、X 線ラジオグラフ結果よりアルミナスリーブ中に有効に保持されており、39A-1-10,11 間でアルミナ同士が癒着した部分において観察された。

以上より、破損したモニタの合金は黒鉛やアルミナ微粉末等に付着して移動した可能性が高いことが分かった。また、融点以上の温度においても黒鉛スリーブの内側に概ね保持されたと考えられる。温度モニタの合金は蒸気圧が低いものを選定しているが、1400°C の照射温度においても Cu の蒸気圧で 10^{-2} Pa、Ag で 100Pa のオーダーと考えられ、一部は蒸発分が含まれると考えられる。また、モニタの破損原因について、温度による内圧の変化は照射温度における蒸気圧の上昇分程度と考えられるため、内圧破損とは考えにくい。一方、照射後試験において温度 1000°C より上では石英の失透及び粒界中への合金の浸透が観察されており、失透による粒界の析出により石英が著しく強度低下したことが破損の直

接の原因と考えられる。さらに、石英とアルミナの接触部では共に材質が劣化していることが分かった。石英 (SiO_2) の融点は 1400°C より高いが、少量のアルミナ (Al_2O_3) と反応すると液相生成温度が急激に低下してしまう特性があり、 SiO_2 と $3\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot 2\text{SiO}_2$ (ムライト) が混ざったような組成となる。すなわち、アルミナと石英との両立性に問題があり、強度低下を促進した可能性がある。

本照射試験の結果より、温度 1100°C 以下なら 90 日程度、50 日以下であれば温度 1300 ~ 1350°C 程度までは使用可能とみている。しかしながら、使用温度に対して石英は材質的に適しているとは言えず、さらに緩衝材としてアルミナ以外の材質を選定する必要がある。

第 6.1-1 表 EPMA 観察を実施した温度モニタ照射試料 (99M-39A)

試料	黒鉛スリーブ No.	モニタ番号 (照射温度)	対象元素	備考
黒鉛スリーブ	39A-2	39A-2-10 (約 1420°C)	Al (アルミナ) Si (石英) Pd } Au } Cu } (合金成分) Ag } Ge }	最高温度部 (約 1420°C) 近傍 39A-2-10(Pd/Au=2/98), 39A-2-9 (Cu) 近傍 39A-2-5(Ag) : 破損による合金喪失
	39A-1	39A-1-14 (約 1400°C)		39A-1-14(Pd/Au=7.5/92.5) 合金喪失のモニタなし
	39A-3	39A-3-18 (約 1380°C)		39A-3-18 (Ag/Cu=87.5/12.5) : 破損による合金喪失
	39A-3	39A-3top 端栓 (約 1260°C)		39A-3-18 (Ag/Cu=87.5/12.5) : 破損による合金喪失
アルミナホルダー	39A-1	39A-1-10, 11 間 (約 1420°C)	Al (アルミナ) Si (石英) Pd } Au } (合金成分) Cu }	39A-1-10(Pd/Au=2/98) 及び 39A-1-11(Pd/Au=3/97) が癒着 合金喪失のモニタなし

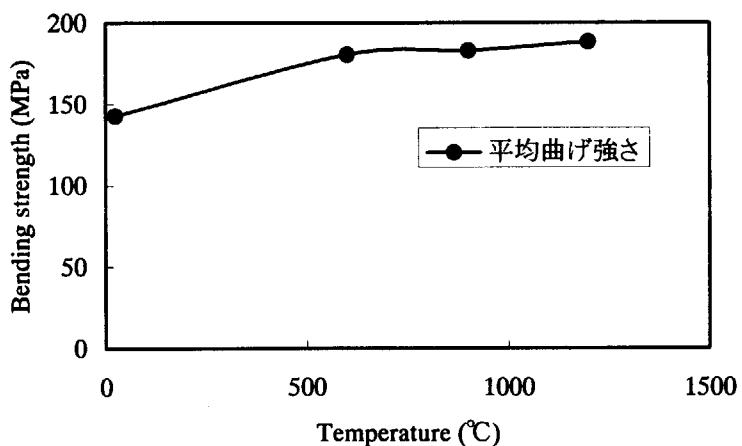
6. 2 高温ガス炉用セラミック材料の研究

HTTRにおいては制御棒被覆管用材料として900°C(スクラム時)まで使用できる耐熱性合金アロイ800Hを採用している。スクラム時の炉心内への制御棒挿入は、アロイ800Hの耐熱性によって制限され、反射体領域(低温部)と燃料体領域(高温部)の二段階に分けて行われる。耐熱性に優れた材料を制御棒被覆管に用いることにより、耐熱性によるスクラム時の制御棒の挿入の制限を受けることがなくなり、高温ガス炉の制御系を簡略化させることができる。1000°C以上の高温で使用可能な材料として、炭素繊維強化複合材料(C/Cコンポジット)が挙げられる。

C/Cコンポジットは近年、素材及びその加工技術、信頼性が向上し、高温機器や航空宇宙分野などで利用が拡大しているが、繊維とマトリックスからなる非均質材料であるという複合材料の特性上、異方性を考慮することが重要である。高温ガス炉の制御棒被覆管や炉内構造物等に利用する場合は、これらの機械的性質、熱物性等の現状の知見に加えて、寸法変化や物性変化等の照射特性を踏まえた上で設計指針を確立する必要がある。

平成15年度は、前年度に引き続きCX-270G(東洋炭素製C/Cコンポジット)の強度データの取得を行った。一例として、室温及び高温における繊維積層方向の曲げ強さの結果を第6.2-1図に示す。各温度ともに100MPa以上の強度が得られた。1200°Cまでの温度範囲では、室温状態から強度の増加傾向が見られたが、高温においては著しい温度依存性は観測できなかった。また、高温で荷重をかけての長時間の変形挙動の確認試験、異方性を考慮することのできる解析コードの整備、異方性を有する材料のための設計基準の検討等を進めた。今後は材料データベースを構築し、設計用曲線の検討を行うとともに、破壊靭性データの取得、疲労試験準備及び照射試験の準備等を行う予定である。

さらに、高温ガス炉の炉内構造物の健全性を評価するため、照射に伴う黒鉛の熱伝導率がアニールによって回復する効果を検討し、それを確認するための実験準備を進めた。また、新たな炉内構造材として有望な超塑性セラミックス(ジルコニア系)について、強度データを取得し、設計基準の検討を進めた。



第6.2-1図 曲げ強さに及ぼす温度の影響

6. 3 第四紀層立地の検討

(1) 概要

発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針によれば、原子炉施設の重要な建物・構築物は岩盤（第三紀地盤）に支持させなければならないとされているが、HTTR の原子炉建家は岩盤ではない第四紀地盤に建設されている。本研究では、原子炉施設の第四紀地盤への立地拡大を図るため、HTTR の周辺地盤、原子炉建家及び一次系機器に地震加速度計を設置し、その地震時の挙動を確認し、解析等を行ってきた。今年度は、観測地震波の分析を行うことにより、地盤・建家の動的特性の検討を行った。

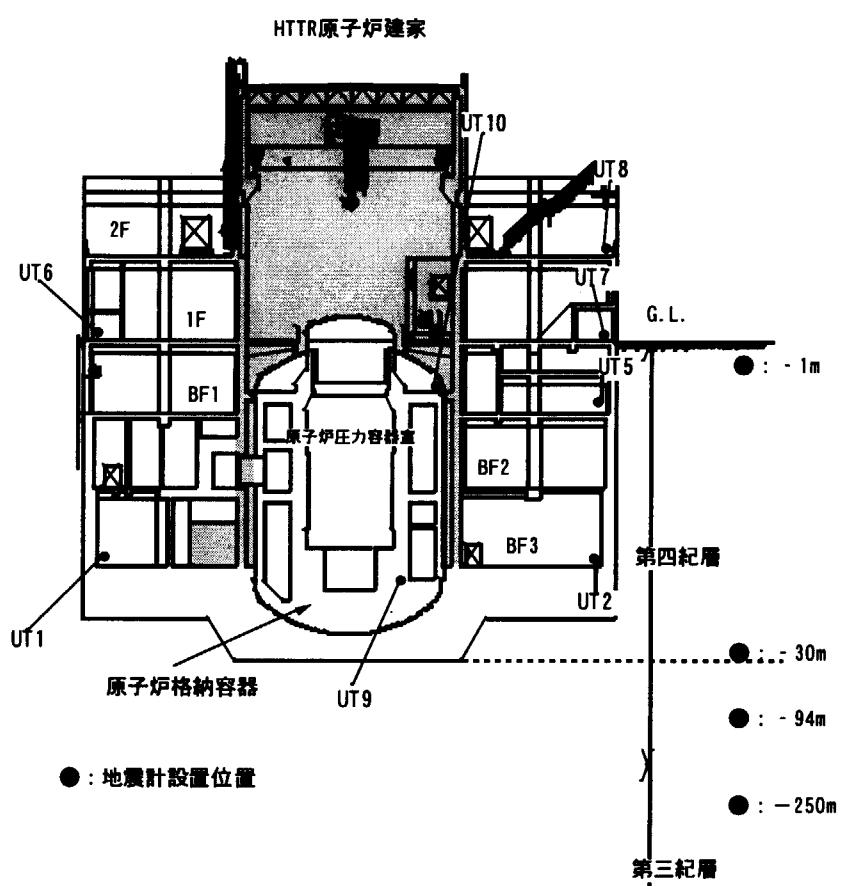
(2) 地震観測波の整理

地震計設置位置の概略を第 6.3-1 図に示す。過去 1 年間で観測された観測地震波は 26 個であり、このうち、地表面での加速度が最大のものは 85.8Gal であった。これらの地震観測記録から得られる加速度最大分布をもとに、地盤・建家の增幅特性を確認した。

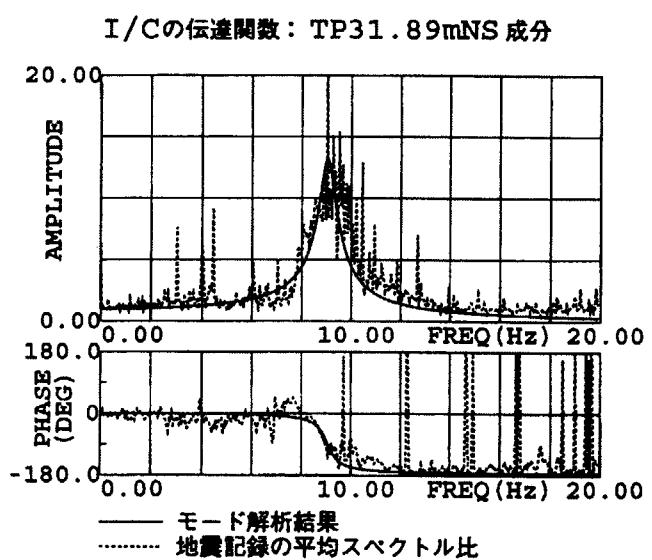
(3) 動的特性の評価

動的特性の評価は、今までに行ってきましたモード解析で用いた観測地震波に、過去 1 年間で得られた地表面加速度が 60Gal 以上の地震観測波 2 個を加えてモード解析を行い、モード定数（固有値および固有ベクトル）を求めることによって、その評価を行った。

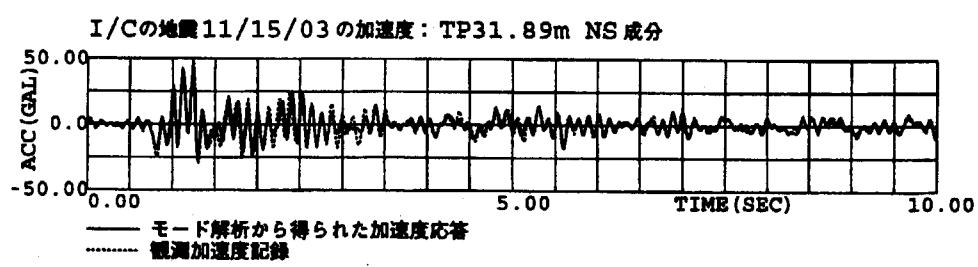
モード解析の一例として原子炉格納容器インナーコンクリート (I/C) (NS 成分) の結果を以下に示す。I/C は、基礎の TP12.0m と TP31.89m の 2 点で地震観測が行われており、基礎上の TP12.0m の加速度記録を入力波、TP31.89m の加速度記録をその応答と仮定して 2 点間の動的特性を検討した。第 6.3-2 図に伝達関数を示す。実線がモード解析結果、点線が地震記録の平均スペクトル比である。この結果より、I/C では 1 個の卓越したモード (9.07Hz) が得られ、従来の値とほぼ同様であった。また、時刻歴の加速度応答は第 6.3-3 図に示すように、実線で示すモード解析から得られた加速度応答と点線で示す地震観測波は概ね一致しており、その再現性を確認した。なお、モード解析は、解析に使用するデータ量が多いほど結果の精度は高くなる。今回求められたモード定数は、従来の結果と比べてより真値に近づいていると考えられる。



第 6.3-1 図 地震計設置位置の概略



第 6.3-2 図 伝達関数



第 6.3-3 図 加速度応答波形

6. 4 高温ガス炉用燃料・材料の照射特性の研究

本研究は、HTTR で照射を行った燃料、サーベイランス試験片（黒鉛、金属）について照射後試験により、燃料健全性、照射によるサーベイランス試験片の物性値変化等の照射特性を把握し、高温ガス炉の実用化に資することを目的としている。平成 15 年度は、照射後試験に必要な設備の整備及び平成 14 年度に設置した熱伝導率測定装置の機能試験並びに平成 14 年度に引き続き、照射後試験の予備試験を実施した。

(1) 热膨張率測定装置の整備

HTTR で照射したサーベイランス試験片は、照射による熱膨張率の変化を確認するため、JMTR ホットラボのセル内で熱膨張率測定を実施することとしている。平成 15 年度は、遠隔操作型熱膨張率測定装置の設計・製作を実施し、JMTR ホットラボに設置した。第 6.4-1 図に熱膨張率測定装置の外観を示す。

(2) ヤング率測定装置の整備

HTTR で照射したサーベイランス試験片は、照射によるヤング率の変化を確認するため、JMTR ホットラボのセル内でヤング率測定を実施することとしている。平成 15 年度は、遠隔操作型ヤング率測定装置の設計・製作を実施し、JMTR ホットラボに設置した。第 6.4-2 図にヤング率測定装置の外観を示す。

(3) 高温金属材料試験装置の整備

HTTR では原子炉圧力容器材料の材料試験を実施することとしている。高温金属材料試験装置は、金属の機械的特性評価のために金属サーベイランス試験片の磁気特性データを取得する目的で、設計・製作した。第 6.4-3 図に高温金属材料試験装置の外観を示す。

(4) 热伝導率測定装置の機能試験

本試験は、HTTR で照射した燃料、黒鉛等の照射後試験のために整備した熱伝導率測定装置の動作確認をするものである。本試験を行う前に、熱伝導率測定装置の操作手順書を作成した。また本試験では、黒鉛材料として HTTR 黒鉛構造物である IG-110 を用いた。第 6.4-4 図に、HTTR の炉心黒鉛構造設計に用いた熱伝導率の設計曲線と本装置で測定した熱伝導率の値を示す。この図より、本装置で測定した熱伝導率の値は妥当であり、本装置の動作が正常であることを確認した。

(5) 照射後試験（予備試験）

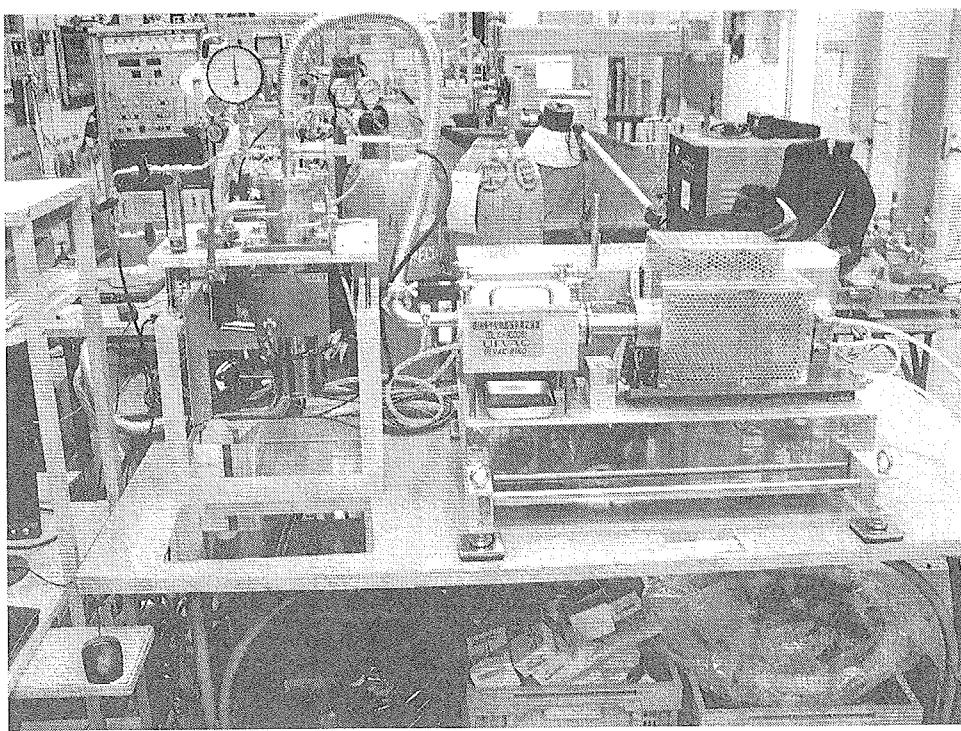
本試験は、HTTR で照射した燃料、黒鉛等の照射後試験の予備試験として、JMTR ガススワイープキャップセルにて HTTR に先行して照射された HTTR 初装荷燃料と同じ被覆燃料粒子を含む燃料コンパクト試料の外観、寸法、重量及び被覆燃料粒子の破損率、X 線ラジ

オグラフ、金相等の測定を平成 14 年度から 16 年度にかけて実施するものである。平成 14 年度に燃料コンパクト試料の外観、寸法、重量の測定を終了し、平成 15 年度は、ガンマ線スペクトロスコピ及び被覆燃料粒子破損率測定を引き続き実施した。

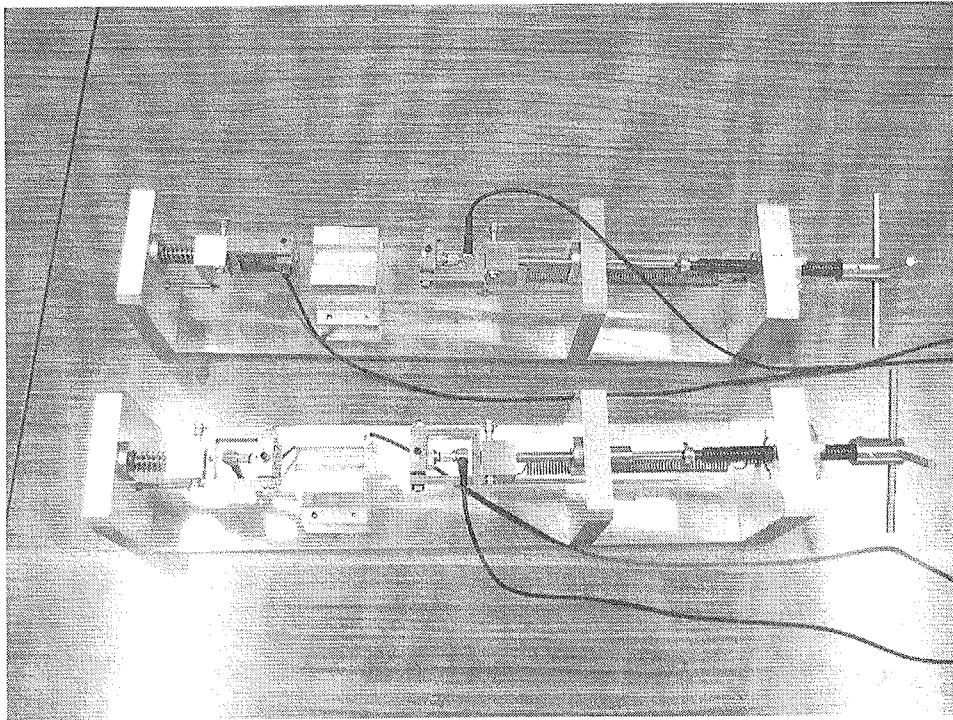
ガンマ線スペクトロスコピでは、燃料コンパクトの燃焼分布等の情報を得るため、燃料コンパクト軸方向のガンマ線スキャニングを行い、核分裂生成物 (FP) である Cs-137 を対象核種としたガンマ線強度分布を取得した。また、燃料コンパクトの電気解碎で得た被覆燃料粒子中の Cs-137 を定量し、燃料コンパクトの平均燃焼度を求めた。その結果として、第 6.4・5 図にキャップセル下段試料 (94FP2-7) の燃焼度分布を示す。キャップセル下段での平均燃焼度は約 6%FIMA と評価され、過去の JMTR ガススイープキャップセル照射試験の傾向と合うことが分かった。

燃料コンパクト中の破損粒子の有無を詳細に評価するため、破損率測定を行った。まず、ホットセル内に設置した電気解碎装置（第 6.4・6 図）を用いて燃料コンパクトを硝酸中で電気解碎し、その後、解碎後の粒子を含む混合液を長時間加熱（酸浸出）した。試料中に破損粒子を含む場合、被覆層の破損部分から浸入した硝酸により UO₂ 燃料核及び燃料核中の FP 核種が浸出される。この浸出液中の FP 核種量を定量し、燃料コンパクト 1 個当たりの FP 核種生成量に対する割合として破損率を求めた。その結果、キャップセル下段試料 (94FP2-9) の破損率は約 5×10^{-4} となり、燃料コンパクト中に 3 個の破損粒子が含まれると評価された。これは、照射試験中の希ガス放出率評価結果の傾向と一致した。

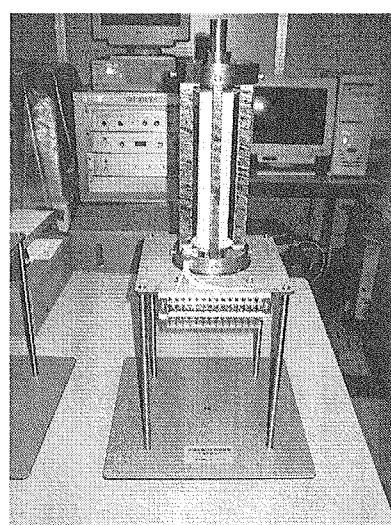
今後の予定として、照射後試験(X 線ラジオグラフ等)を平成 16 年度以降、引き続き実施する予定である。



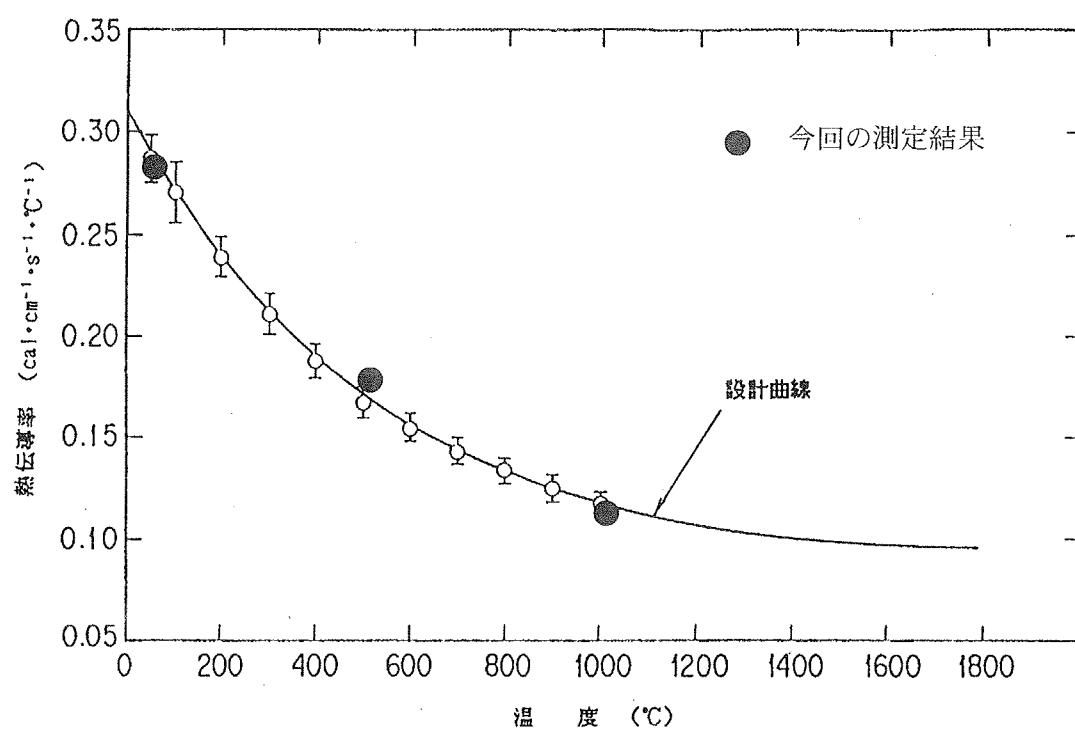
第 6.4-1 図 热膨張率測定装置 外観図



第 6.4-2 図 ヤング率測定装置 外観図



第 6.4-3 図 高温金属材料試験装置



第 6.4-4 図 IG-110 黒鉛の熱伝導率の設計値との比較

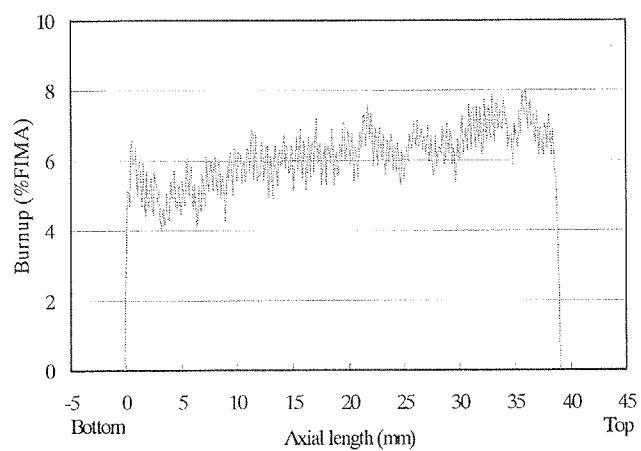
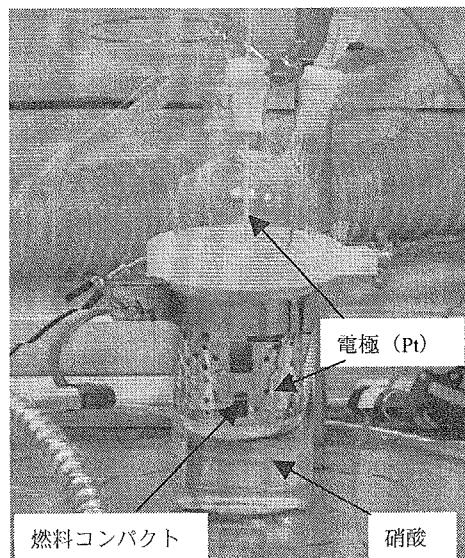


Fig. Burnup distribution of 94FP2-7 compact.

第 6.4-5 図 キャップセル下段試料（94FP2-7）の軸方向燃焼度分布



第 6.4-6 図 電気解砕装置

6. 5 HTTR の臨界性に対する JENDL-3.3 の検証

国産核データ JENDL の最新版である JENDL-3.3 を用い、いくつかの軽水減速炉を対象としたベンチマーク計算が行われ、前バージョンの JENDL-3.2 に比べ、より試験結果に近い k_{eff} 値が得られている。高温ガス炉についても、軽水減速炉の場合と同様に、JENDL-3.3 は良好な結果を与えることが期待される。HTTR の臨界計算の精度向上を目的として、JENDL-3.3 の HTTR 臨界性に対する検証を行った。

(1) 計算方法

HTTR の臨界計算を、連続エネルギーモンテカルロコード MVP を用いて行った。中性子断面積セットには、JENDL-3.3 及び比較対象として JENDL-3.2 に基づくものを用い、以下の検討項目について計算を行った。

- i) 臨界近接試験における、 k_{eff} 計算値と実験値の差異
- ii) k_{eff} の差異に対する、核データの寄与
- iii) JENDL-3.3 及び JENDL-3.2 に基づく k_{inf} の差異の温度依存性

(2) 計算結果と考察

第 6.5・1 図に示す臨界近接の計算結果より、計算では 18 カラムの燃料装荷により初臨界に到達すると予測されたが、実際の試験では 19 カラムで到達した。JENDL-3.3 の k_{eff} 曲線は、JENDL-3.2 のものより下方に位置し、

その差異は $0.2\text{--}0.4\%\Delta k$ である。これらから、JENDL-3.3 は JENDL-3.2 に比べ僅かに良い k_{eff} を与えるが、試験結果に対して約 $0.8\%\Delta k$ の過大評価が残ることが分かった。

JENDL のバージョンの違いに起因する上述の差異と、それに対する核データの違いの寄与を第 6.5・2 図に示す。燃料体を 18 及び 30 カラム装荷した場合、JENDL-3.3 は JENDL-3.2 に比べ、それぞれ 0.30 及び $0.40\%\Delta k$ 小さい k_{eff} を与える (total)。ここで核種別の影響を調べると、JENDL-3.3 の U-235 のデータは、JENDL-3.2 に比べ、それぞれ 0.35 及び $0.45\%\Delta k$ 小さい k_{eff} を与え、他の核種については、 k_{eff} の差異は $0.10\%\Delta k$ 以下である。以上より、JENDL のバージョンの違いに起因する k_{eff} の差異は、U-235 のデータの違いが支配的であることが分かった。

温度依存性については、まず温度の影響を受けやすい中性子散乱マトリックス $S(\alpha, \beta)$ の効果を調べた。JENDL-3.3 及び JENDL-3.2 に基づく MVP の中性子断面積セットは、それぞれ、ENDF/B-VI 及び ENDF/B-III の $S(\alpha, \beta)$ データを引用している。ENDF/B-III から ENDF/B-VI への改訂に伴い、黒鉛の $S(\alpha, \beta)$ データのエネルギー上限値が拡張された。しかしながら、これによる k_{eff} の違いに与える影響は無視できる程度であることが分かった。

JENDL-3.3 及び JENDL-3.2 が与える k_{inf} の温度依存性を第 6.5・3 図に示す。温度の上昇に伴い、JENDL-3.3 が与える k_{inf} の JENDL-3.2 に対する比は低下し、差異は増加する。

4 因子公式を用い、各因子の温度依存性を調べた結果を第 6.5.4 図に示す。前述の k_{inf} の差

異は、室温条件においては p 及び η に、そしてその温度依存性は η にのみ支配される。また、 η の差異は、その定義式より、U-235 の核分裂データの違いによるものであることが分かった。第 6.5-5 図は、温度の上昇により中性子スペクトルが高エネルギー側に移動し、それが核データの違いによる η の比を低下させ、更に k_{inf} の差異を増加させることを示す。これは、高温運転における温度係数を正確に取り扱う上で重要である。

(3) まとめ

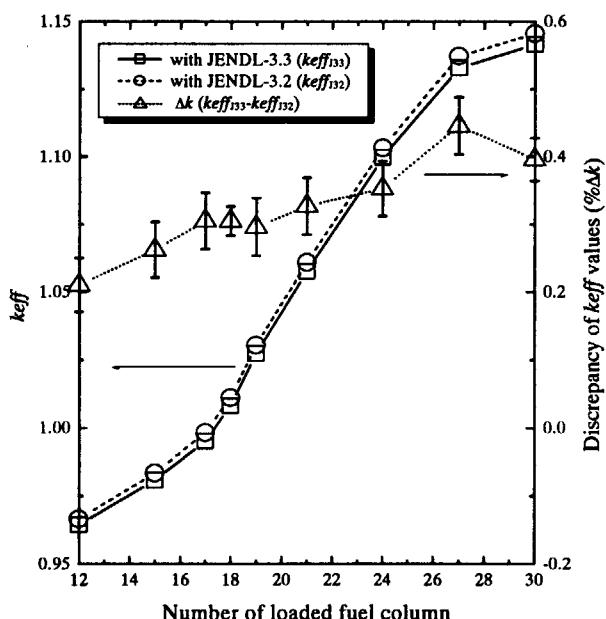
室温条件では、

- (a) JENDL-3.3 が与える k_{eff} は、JENDL-3.2 に比べ $0.4\% \Delta k$ 改善されるが、実験値に対して $0.8\% \Delta k$ の差異が残る。
- (b) k_{eff} の差異の原因は、主に U-235 データの p 及び η の違いに起因する。
- (c) $S(\alpha, \beta)$ データの違いが k_{eff} に与える影響は無視できる。

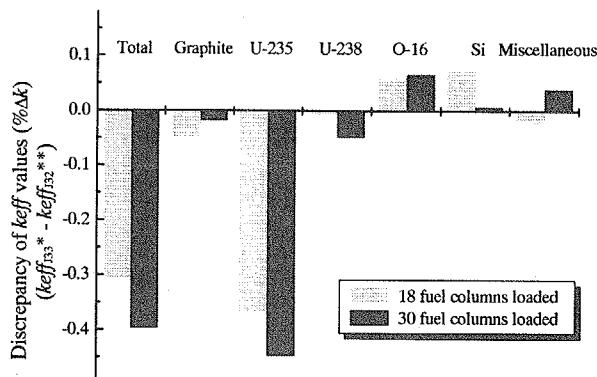
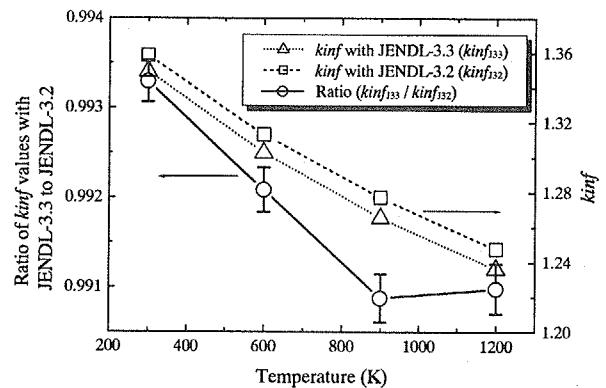
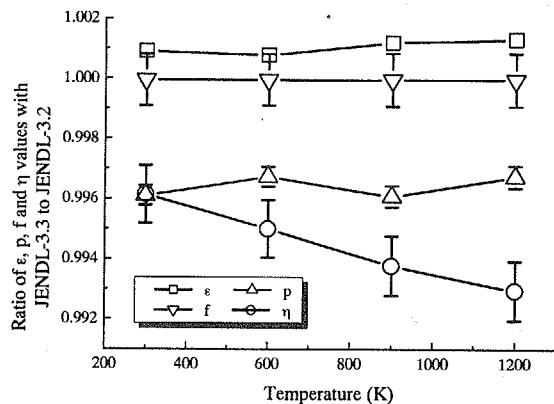
高温条件では、

- (d) JENDL-3.3 及び JENDL-3.2 が与える k_{inf} の差異は、温度の上昇に伴い増加する。
- (e) これは、JENDL-3.3 が与える k_{inf} の温度依存性が強いためであり、
- (f) その温度依存性は、熱領域における U-235 の η の違いに起因する。

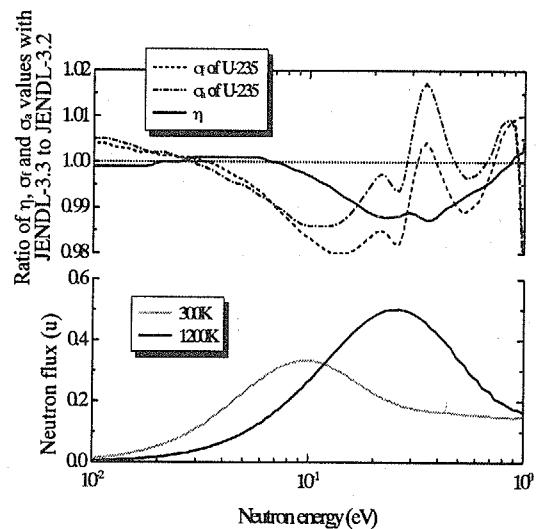
以上から、JENDL-3.3 を適用することにより、HTTR の臨界計算の精度が大きく向上するものが期待される。



第 6.5-1 図 JENDL-3.3 及び JENDL-3.2 が与える k_{eff}

第 6.5.2 図 k_{eff} の差異に対する核データの違いの寄与第 6.5.3 図 k_{inf} の温度依存性

第 6.5.4 図 4 因子の温度依存性

第 6.5.5 図 η 及び中性子スペクトルの温度依存性

7. 高温ガス炉開発に関する国際協力

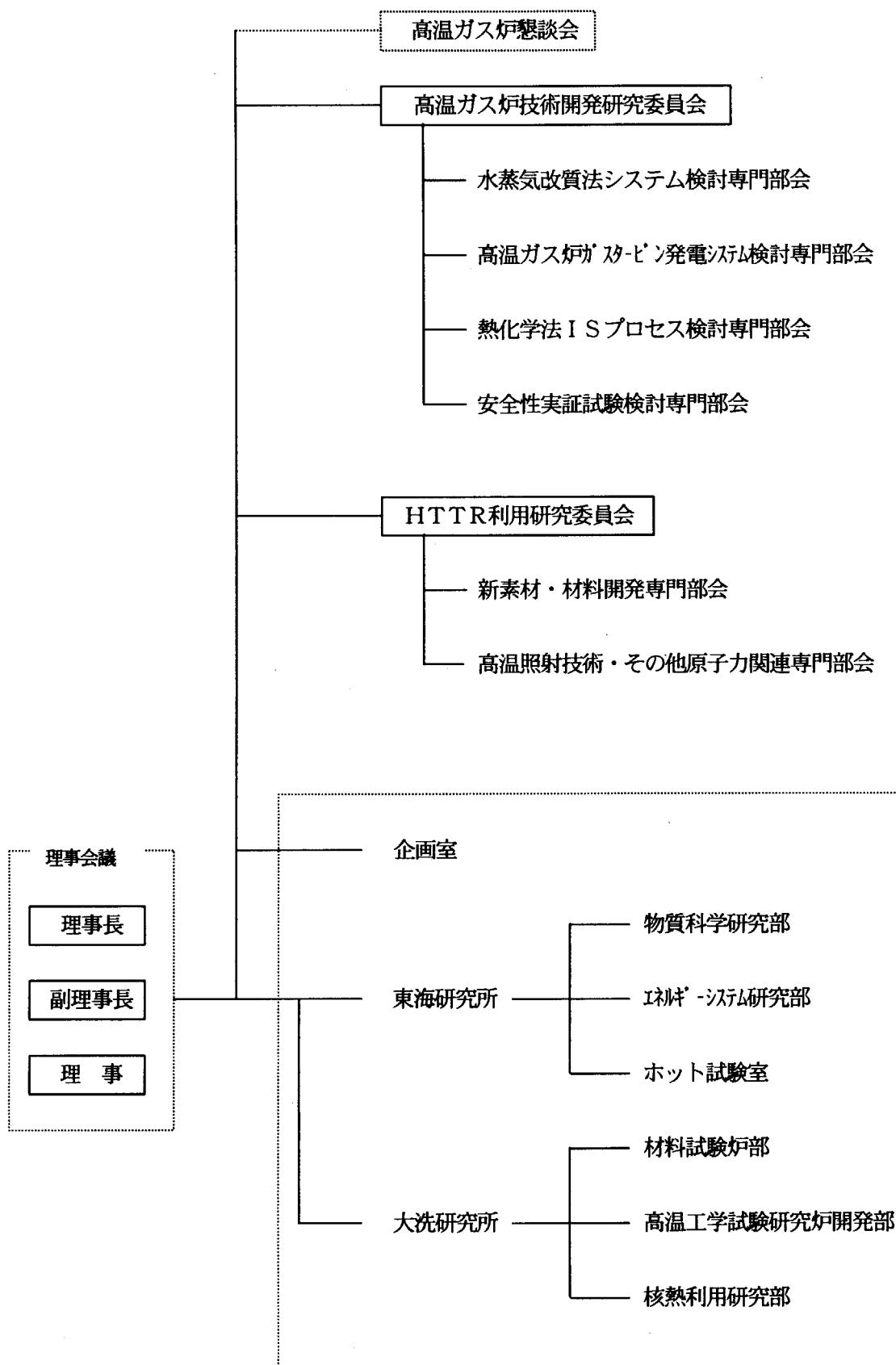
高温ガス炉技術の研究開発を効果的かつ効率的に進めるため、海外の研究機関との間で情報交換、共同研究等の国際協力を実施した。高温ガス炉技術の開発に関する国際協力では、第4世代原子力システム国際フォーラムの超高温ガス炉システムにおける国際共同プロジェクトに参加するための準備を進めてきた。国際原子力機関（IAEA）との協力では、協力研究計画、黒鉛データベース会議等に参加し、情報交換等を行った。米国とは、米国エネルギー省（DOE）と原研との原子力研究開発分野における包括取決めに基づき、水素製造技術、先進燃料技術等に関し情報交換を行った。また、平成15年9月から、米国原子力規制委員会（NRC）と原子炉安全研究分野における情報交換を開始した。仏国とは、フランス原子力庁（CEA）との「原子力研究の分野における協力実施取り決め」（平成14年に締結）に基づき、高温ガス炉の概念・システム、燃料、水素製造技術などの高温ガス炉のシステムに関し情報交換を行った。さらに、中国とは、情報交換に関する覚書きに基づき、中国・清華大学核能技術研究所（INET）との情報交換等の研究協力を進めた。

謝 辞

本報告書の編集にあたって、執筆していただいた HTTR 技術開発室、HTTR 試験室、HTTR 計画室並びに保安管理室放射線管理課の方々と、貴重な助言等を頂いた関係者各位に深く感謝いたします。

今後とも、HTTR の試験、運転等について、さらなるご指導、ご協力をお願ひいたします。

[付録 1] 高温工学試験研究体制



〔付録2〕 平成15年度高温工学試験研究関連研究発表

平成15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試験室	15・4	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	高松邦吉	JAERI-Tech 2003-062
HTTR技術開発室	15・7	Safety Demonstration Test(S1C-2/S2C-1) Plan using the HTTR (Contract Research)	坂場成昭	JAERI-Tech 2003-074
HTTR技術開発室	15・8	HTTR出力密度分布評価における拡散計算モデルの検討	高松邦吉	JAERI-Tech 2003-081
HTTR技術開発室	15・9	HTTR出力上昇試験における燃料及び核分裂生成物挙動の検討（その2:30MWまでの結果）	植田祥平	JAERI-Research 2003-025
"	"	燃料体からのグロスガンマ線計測によるHTTR炉心出力分布評価	野尻直喜	JAERI-Tech 2003-086
HTTR計画室	15・12	HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発（2002年度）	橋幸男	JAERI-Review 2003-043
HTTR技術開発室	"	HTTRの加圧水空気冷却器の除熱性能評価	柄尾大輔	JAERI-Tech 2003-097
HTTR技術開発室	16・1	Safety Demonstration Test (SR-2/S2C-2/SF-1) Plan using the HTTR (Contract Research)	坂場成昭	JAERI-Tech 2004-014
HTTR試験室	"	HTTRの1次ヘリウム循環機フィルタ交換	古澤孝之	JAERI-Tech 2004-024

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR試験室	16・2	HTTR自動停止（2003年5月21日発生）の原因調査結果	平戸洋次	JAERI-Tech 2004-037
		HTTRの原子炉入口温度制御系の試験結果	斎藤賢司	JAERI-Tech 2004-042
HTTR技術開発室		HTTRを用いた安全性実証試験におけるヘリウム系機器の健全性評価(1)（受託調査）	坂場成昭	JAERI-Tech 2004-045
HTTR技術開発室	16・3	HTTR出力上昇試験における遮へい性能検査結果	植田祥平	JAERI-Tech 2004-047
		HTTR制御棒引抜き試験の動特性解析（受託調査）	高田英治	JAERI-Tech 2004-048

平成15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	15・4	Safety Demonstration Test of HTGRs	中川繁昭	ICONE-11 (東京)
"	"	モンテカルロコードMVPによるHTTR出力上昇試験の核特性評価	野尻直喜	日本原子力学会「モンテカルロ計算法高度化」研究専門委員会 (東京)
HTTR計画室	15・6	高温ガス炉	橘 幸男	原子力年鑑 2003年版
高温工学試験研究炉開発部	"	Annular Core Experiments in HTTR's Startup-Core-Physics Tests	藤本 望	Nuclear Science and Engineering
HTTR技術開発室	15・7	Fuel and Fission Gas Behavior during Rise-to-Power Test of the High Temperature Engineering Test Reactor	植田祥平	Journal of Nuclear Science and Technology
HTTR技術開発室	15・8	HTTR安全性実証試験の試験計画	坂場成昭	日本機械学会 2003年度年次大会（徳島）
"	"	高温ガス炉用ガスタービン発電システム動特性解析モデルConan-GTHTRの開発 (I) HTTR試験結果を用いた検証	高松邦吉	日本原子力学会誌

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR計画室	15・9	Safety Demonstration Tests using High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)	橋 幸男	GENES4/ ANP2003 (京都)
"		蒸気爆発現象のトリガリング過程における蒸気膜崩壊現象に関する研究	柄尾大輔	日本原子力学 会2003年秋の 大会熱流動部 会 Dr. フォ ーラム(静岡)
"		Present Status and Future Plan of HTTR Project	伊与久達夫	GENES4/ ANP2003 (京都)
"		The High Temperature Gas Cooled Reactor Fuel	植田祥平	"
"		リカレントニューラルネットワークを用いたHTTR制御パラメータモデリング手法の開発	高松邦吉	日本原子力学 会2003年秋の 大会(静岡)
"		HTTR固有安全性実証のための動特性解析コードの開発	"	"
"		高温ガス炉燃料の再処理技術の検討	角田淳弥	日本原子力学 会和文論文誌
HTTR技術開発室	15・11	Safety Demonstration Test Plan of HTTR -Overall Program and Result of Coolant Flow Reduction Test- Validation of JENDL-3.3 for the HTTR Criticality	坂場成昭 後藤 実	GLOBAL 2003 (米国 New Orleans) 2003年核デ タ研究会(東 海)

平成15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
高温工学試験研究 炉開発部	16・1	HTTRにおける安全性実証試験の概要	林 秀行	日本原子力産業会議 原動研・高速炉・将来炉グループ（東京）
HTTR技術開発室	16・3	HTTRの臨界性の解析	野尻直喜	日本原子力学 会 2004年春 の年会 (岡山)
HTTR試験室 " "	"	HTTR原子炉施設の自動停止について	水島俊彦	研究炉等の運 転・管理及び 改良に関する 研究会 (東海)
HTTR技術開発室	"	Zr-ion Irradiation Effects on Microstructure and Superplastic Behavior of 3Y-TZP	柴田大受	Journal of Nuclear Materials
	"	Nondestructive Evaluation Method on Mechanical Property Change of Graphite Components in the HTGR by Ultrasonic Wave Propagation with Grain /Pore Microstructure	"	Nuclear Engineering and Design

〔付録3〕平成15年度 高温工学試験研究関係主要記事

(その1)

年・月	工事・試験等	主要事項
15・04	・RP/RS-3運転説明会(17~18日)	<ul style="list-style-type: none"> ・核熱部と共にICONE-11サテライト会議を開催した。(22日) ・文部科学省主催「HTTRの高温試験運転の安全性に関する検討会」が開催された。(30日大洗研)
15・05	<ul style="list-style-type: none"> ・RP/RS-3運転として、6日から直勤務を開始し、16日に原子炉を起動した。 ・原子炉出力18MWで運転中、原子炉スクラムが発生した。(21日 7:12) 	
15・06		<ul style="list-style-type: none"> ・平成15年度前期部長安全パトロール。(25日)
15・07		<ul style="list-style-type: none"> ・5月21日の原子炉自動停止について、法令等に基づく報告を行った。(10日)
15・08	<ul style="list-style-type: none"> ・RS-4運転として、8日に原子炉を起動し、11日にヘリウム循環機2台停止試験を行い、原子炉を停止した。 ・施設定期自主検査開始。(18日) 	<ul style="list-style-type: none"> ・第2回安全性実証試験検討グループ検討会。(28日)
15・09	<ul style="list-style-type: none"> ・施設定期検査の第1回立会検査を受検した。(5日) ・I-I型材料照射試験用設備に係る最終の使用前検査を受検し、使用前検査合格証を取得した。(27日) 	

(その2)

年・月	工事・試験等	主要事項
15・10	・施設定期検査の第2回目(9、10日)を受検した。	
15・11		
15・12	・施設定期検査の第3回、第4回立会検査を受検した。(5日及び16~18日)	・RS-2運転の運転説明会を開催した。(19、20日)
16・01	・RS-5運転として、1月11日から直勤務を開始し、27日に原子炉を起動した。 ・施設定期検査の第5回(8日)、第6回(22日)立会検査を受検した。	
16・02	・施設定期検査の第7回(2日)を受検した。 ・16日に施設定期検査の第8回(最終回)を受検し、施設定期検査合格証を取得した。 ・原子炉出力60%での安全性実証試験として、制御棒引抜き試験(22、23日)及び循環機1台停止試験を実施し、循環機1台停止試験の後原子炉を停止した。(25日) ・循環機2台停止試験を行い、原子炉を起動した。(29日)	・安全性実証試験検討グループ(所内専門家による)の第1回検討会を開催した。(14日)
16・03	・原子炉出力60%からの循環機2台停止試験を実施し、原子炉を停止した。崩壊熱除去運転、停止後点検等の後、10日に直勤務態勢を解除してRS-2運転を終了した。 ・高温試験運転による出力上昇試験のため、21日から直勤務を開始し、31日に原子炉を起動した。	・HTTR安全性実証試験検討専門部会(所内及び所外専門家による)の第1回目を東京で開催した。

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 ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m ²
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 ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

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

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

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-25} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10^{18}	エクサ	E
10^{15}	ペタ	P
10^{12}	テラ	T
10^9	ギガ	G
10^6	メガ	M
10^3	キロ	k
10^2	ヘクト	h
10^1	デカ	da
10^{-1}	デシ	d
10^{-2}	センチ	c
10^{-3}	ミリ	m
10^{-6}	マイクロ	μ
10^{-9}	ナノ	n
10^{-12}	ピコ	p
10^{-15}	フェムト	f
10^{-18}	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す場合に限り表2のカテゴリに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリに入れている。

換 算 表

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

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

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

圧力	MPa(=10bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
1	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.01325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

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

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹			
	3.7 × 10 ¹⁰	1	0.01	1	

照射線量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
	1	3876			
	2.58 × 10 ⁻⁴	1			

(86年12月26日現在)

H T T R (高温力学試験研究室) の試験・運転と技術開発 (2003年度)

R100
古紙配合率100%再生紙を使用しています