

JAERI-Review

JP0450259

2003-043



H T T R (高温工学試験研究炉)の試験・運転と技術開発
(2002年度)

2004年2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, Ibarakiken 319-1195, Japan.

HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発
(2002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

(2003年12月8日受理)

日本原子力研究所（原研）の高温工学試験研究炉（HTTR）は、燃料として被覆粒子燃料、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 原子炉施設は、平成 13 年 12 月に熱出力 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。

本書は、平成 14 年度（2002 年）の設備の整備状況、運転保守管理、放射線管理及び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)
(FY2002)

(Ed.)Department of HTTR Project

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

(Received December 8, 2003)

The HTTR(High Temperature Engineering Test Reactor) with the thermal power of 30MW and the reactor outlet coolant temperature of 850/950°C is the first high temperature gas-cooled reactor(HTGR) in Japan ,which uses coated fuel particle, graphite for core components, and helium gas for primary coolant.

In December 2001, the thermal power of 30MW and the reactor outlet coolant temperature of 850 °C was attained.JAERI received the certificate of pre-operation test, that is, the commissioning licence for the HTTR in March 2002.

This report summarizes operation, tests, maintenance, radiation control, and construction of components and facilities for the HTTR as well as R&D on HTGRs for FY 2002.

Keywords: HTGR, HTTR, Operation, Test, Commissioning

目 次

1. 概要	1
1. 1 HTRの運転の状況	1
1. 2 工事の状況	2
2. 設備・機器の整備	3
2. 1 使用済燃料検査室（I）	3
2. 2 HTR第2次燃料	4
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管理	21
3. 1 原子炉の運転管理	21
3. 2 保守管理	21
3. 3 安全性実証試験の主要な結果	34
3. 4 出力分布測定実験	42
4. 高温試験運転実施に対する検討	48
4. 1 高温試験運転に係る安全性確認	48
4. 2 出力上昇試験時に摘出された課題とその対策	61
4. 3 高温試験運転の試験項目摘出の考え方	62
5. 放射線管理	64
5. 1 放射線作業時の管理	64
5. 2 個人被ばく管理	66
5. 3 排気及び排水の管理	67
6. 技術開発	69
6. 1 燃料の開発	69
6. 2 高温制御棒被覆管の開発	70
6. 3 第四紀層立地の検討	72
6. 4 高温ガス炉用燃料・材料の照射特性の研究	75
6. 5 1次冷却材漏えい率の測定方法の検討について	78

7. 高温ガス炉開発に関する国際協力	8 3
あとがき	8 3
付録 1 高温工学試験研究体制	8 4
付録 2 平成 14 年度高温工学試験研究関連研究発表	8 5
付録 3 平成 14 年度高温工学試験研究関係主要記事	9 1

Contents

1. Outline	1
1.1 HTTR Operation and Tests	1
1.2 Construction	2
2. Construction of Components and Facilities	3
2.1 Spent Fuel Inspection Cells (I)	3
2.2 Second Loading Fuel of HTTR	4
2.3 I-I Type Irradiation Equipment	6
2.4 Maintenance during the Periodical Inspection	8
3. Operation and Maintenance of the HTTR	21
3.1 Operation of HTTR	21
3.2 Maintenance of HTTR	21
3.3 Safety Demonstraion Test	34
3.4 Experiment of Power Distribution Measurement	42
4. Investigation for High Tempearuture Operation Mode	48
4.1 Safety Confirmation of High Tempearuture Operation Mode	48
4.2 Problems and Countermeasures Picked up in the Rise to Power Test	61
4.3 Principle of brought up Test Items in High Tempearuture Operation Mode	62
5. Radiation Monitoring and Control	64
5.1 Radiation Monitoring and Control	64
5.2 Control of Personal Exposure	66
5.3 Monitoring of Exhaust Gas and Drainage	67
6. Research and Development	69
6.1 Fuel	69
6.2 Heat Resistant Control Rod Sheath	70
6.3 Study of Building Nuclear Plant on the Quaternary Period Stratum	72
6.4 Research on Irradiation Characteristics of Fuel and Materials for HTGR	75

6.5 High Temperature Helium-leak Detection System	7 8
7. International Cooperation on HTGRs	8 3
Postscript	8 3
Appendix 1 Organization of High Temperature Engineering Research	8 4
Appendix 2 Publication and Presentation on High Temperature Engineering Research in 2002	8 5
Appendix 3 Major Events on High Temperature Engineering Research in 2002	9 1

1. 概要

HTTR（高温工学試験研究炉）は、燃料として被覆粒子燃料、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た日本初の高温ガス炉で、原子炉熱出力は 30MW、原子炉入口冷却材温度 395°C、原子炉出口冷却材温度（定格運転／高温試験運転）850/950°C である。平成 14 年 5 月から 7 月にかけて、原子炉出口冷却材温度（定格運転）850°C の使用前検査合格証を取得後の最初の運転（RP/RS-1*）を行った。運転の前半では、運転要領書の検証等のために定常運転、後半では、安全性実証試験の予備試験として原子炉出力 9 MW からの制御棒引抜き試験を行った。8 月から施設定期自主検査を開始し、平成 15 年 2 月からの施設定期検査運転（RS-2）を行い、冷却材飽和値確認検査等を受けて、第 1 回目の施設定期検査合格証を取得した。運転の前半では、原子炉出力 30MW の施設定期検査運転、後半では、安全性実証試験として、文部科学省からの受託研究として原子炉出力 15MW からの制御棒引抜き試験及び原子炉出力 9MW からのヘリウム循環機 1 台停止試験を実施した。

* 運転名称の略記号について

R は 1 次冷却材出口温度 850°Cまでの定格運転（Rated operation）、P は中間熱交換器及び 1 次加圧水冷却器で除熱を行う並列運転（Parallel loaded operation）モード、S は 1 次加圧水冷却器のみで除熱を行う単独運転（Single loaded operation）モードを表す。

また、数字は通し番号である。

従って、例えば RP/RS-1 とは、定格運転で、並列運転モード及び単独運転モードによる第 1 回目の運転ということを示している。

1.1 HTTR の運転の状況

使用前検査合格証取得後の最初の定常運転及び安全性実証試験を目的とした RP/RS-1 運転を 5 月 30 日から 7 月 1 日にかけて実施した。定常運転は、中間熱交換器と 1 次加圧水冷却器の両方で除熱を行う並列運転モードにより、運転技術の蓄積と施設定期自主検査を前に全機器を運転し、プラントの状態を把握することを目的に、原子炉出力 30MW で行った。さらに、高温ガス炉の安全性を定量的に確認する安全性実証試験の予備試験として、1 次加圧水冷却器を除熱に使用する単独運転モードで、9MW での制御棒引抜き試験を行った。試験結果からは、事前解析通り、制御棒引抜きによる反応度外乱を与えて、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、安定な状態に落ち着くことが確認された。

施設定期自主検査は 8 月 1 日から開始し、この施設定期自主検査期間中に、1 次ヘリウム循環機のフィルタ交換作業及び出力分布測定実験を実施した。

施設定期検査運転及び安全性実証試験のための RS-2 運転は、原子炉出力 30MW の単独運

転モードで平成 15 年 2 月 5 日から 3 月 14 にかけて行った。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 3 月 6 日に受検した後、原子炉出力を降下し、原子炉出力 15MW からの制御棒引抜き試験及び 9MW からのヘリウム循環機 1 台停止試験を行った。

1.2 工事の状況

使用済燃料体取扱う使用済燃料検査室（I）については、ITV 及びペリスcope 等の内装機器の設置を進めた。

HTTR の高温環境下における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は、平成 14 年 9 月に使用前検査合格証を取得した。

第 2 次燃料及びこれと同時に交換する下部可動反射体の製作を進めた。下部可動反射体については、平成 15 年 3 月に使用前検査合格証を取得し、HTTR 施設に搬入された。

2. 設備・機器の整備

2.1 使用済燃料検査室（I）

(1) ペリスコープの整備

ペリスコープはセル内の使用済燃料、サーベイランス試験片の表面状態の確認、写真撮影を目的として設置した。

ペリスコープの設計・製作は平成 12 年度から開始し、平成 14 年度に使用済燃料検査室（I）への据付を実施した。使用済燃料検査室（I）に設置したペリスコープの構造を第 2.1-1 図に示す。

ペリスコープの設計は、遮蔽性能を考慮して行い、ペリスコープの光路はクランク状に曲げて光路を避けて鉛、ポリエチレン及び真鍮を入れて使用済燃料等からの γ 線及び中性子線を遮蔽する構造とした。

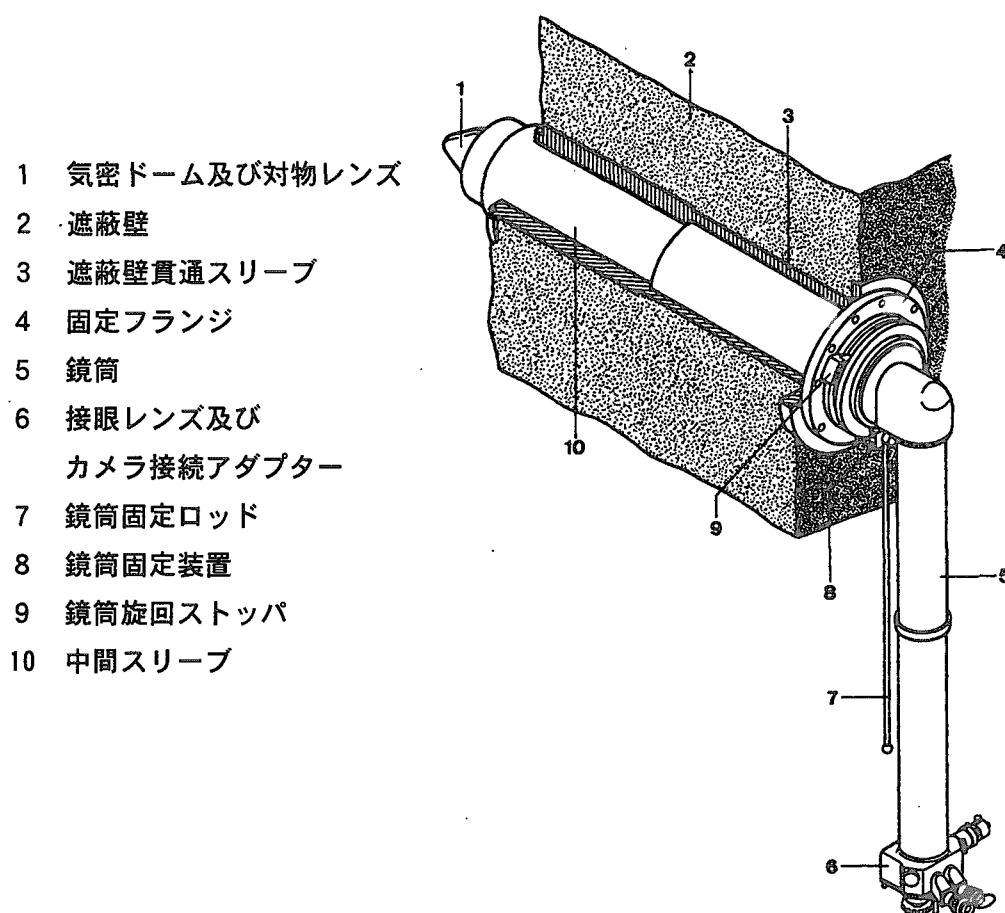
その他、本ペリスコープは、一眼レフカメラ、デジタルカメラが取り付けられる構造とし、写真撮影、パソコンへの画像取り込み、ビデオ録画が可能である。

(2) 耐放射線性 ITV カメラの整備

耐放射線性 ITV カメラは、使用済燃料検査室（I）の遮蔽窓から死角となるエリアの監視、安全確保、作業効率の向上を目的として設置した。

耐放射線性 ITV カメラは平成 14 年度に設計・製作・据付を実施した。使用済燃料検査室（I）は、No.1 セル、No.2 セル、No.3 セルの 3 つのセルに区画されており、耐放射線性 ITV カメラは、使用済燃料検査室（I）の各セルに 1 台ずつ、遮蔽窓からの死角を監視できる位置に設置した。

一般に耐放射線性 ITV カメラには CCD タイプと撮像管タイプがあり、CCD タイプの方が低電力、低残像であり、小型で安価である。しかし、CCD タイプの耐放射線性 ITV カメラは、高レベルの放射線環境下では CCD、半導体が劣化し、動作不能になるため、使用済燃料等の高レベルの線源を扱う No.1 セル、No.2 セルに設置する耐放射線性 ITV カメラは撮像管タイプ、高レベルの線源の取り扱いを行わない No.3 セルに設置する耐放射線性 ITV カメラは CCD タイプとした。



第 2.1-1 図 ペリスコープ 構造図

2.2 HTTR 第 2 次燃料

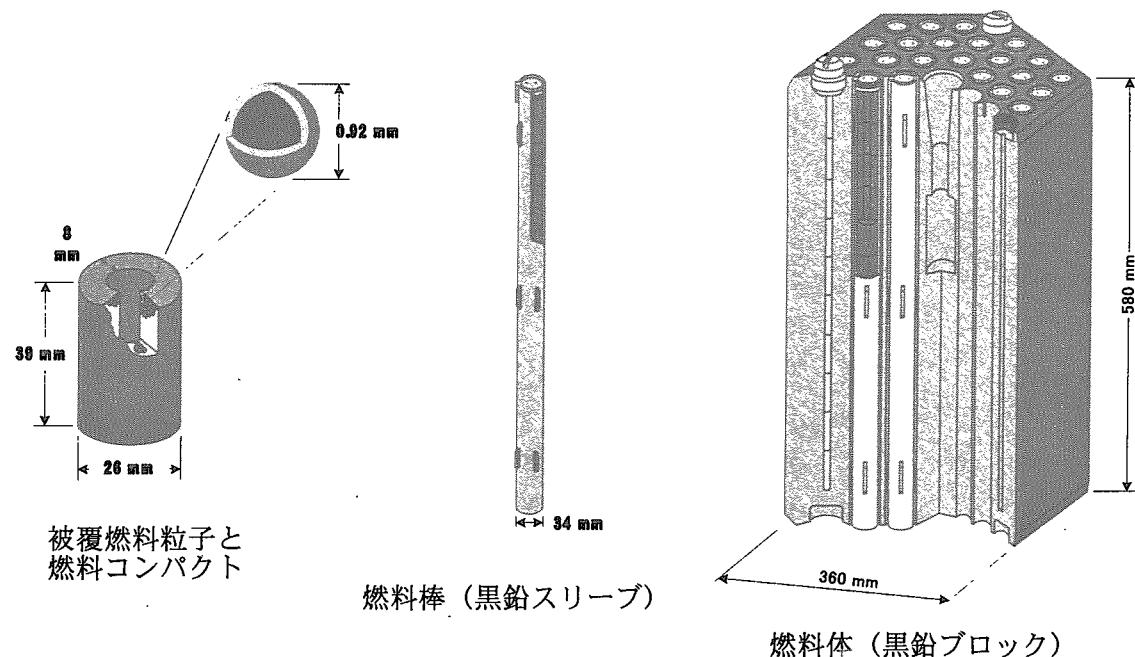
HTTR 第 2 次燃料は平成 12 年度から第 2.2-1 図に示す黒鉛ブロック・スリーブ等の黒鉛部材の製作を始めており、最終的には平成 17 年度に燃料体組立完了を予定している。

平成 14 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スリーブ・黒鉛ブロック等の黒鉛部材の製品加工を進めた。このうち黒鉛スリーブについては 3 回分納のうち、2 回目までの納品が完了した。3 回目納品については平成 15 年 9 月の予定である。また、反応度調整材については素材の製造を進めた。

原料ウランについては表 1 に示す量（約 1.2t-U）のうち、3.4wt% 及び 4.8wt% 粉末が平成 15 年 3 月 13 日に、9.9wt% 粉末については平成 15 年 4 月 25 日に燃料製造メーカに到着した。

燃料製造については、初装荷燃料製造時の残材を使用して、平成 14 年 10 月下旬に製造を開始した。

今後の予定としては黒鉛ブロックに関しては平成 15 年末を納期として製品加工を実施し、平成 15 年 10 月中旬に官庁の使用前検査を受検する。黒鉛スリーブに関しては 3 回分納のうちの第 3 回目納品日が平成 15 年 9 月初旬で、同 8 月上旬に官庁検査を受検し、合格した。また、反応度調整材に関しては平成 15 年末を納期として同 10 月初旬に官庁検査を受検した。燃料については平成 17 年初頭に製造を完了し、その後、燃料体に組み立てて平成 17 年半ばに使用前検査を受検する予定である。



第 2.2-1 図 HTTR 燃料

第 2.2-1 表 第 2 次燃料用原料ウラン粉末

濃縮度	調達量	濃縮国
3.4wt%	250kgU	英国
4.8wt%	640kgU	英国
9.9wt%	310kgU	仏国

2.3 I-I型材料照射試験用設備

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図に示す。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M1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14年9月には、本設備の現地で最終の使用前検査に合格した。平成14年からは、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も開始し、平成15年以降にホットセル内でのコールドランを予定している。今後、HTTR運転計画

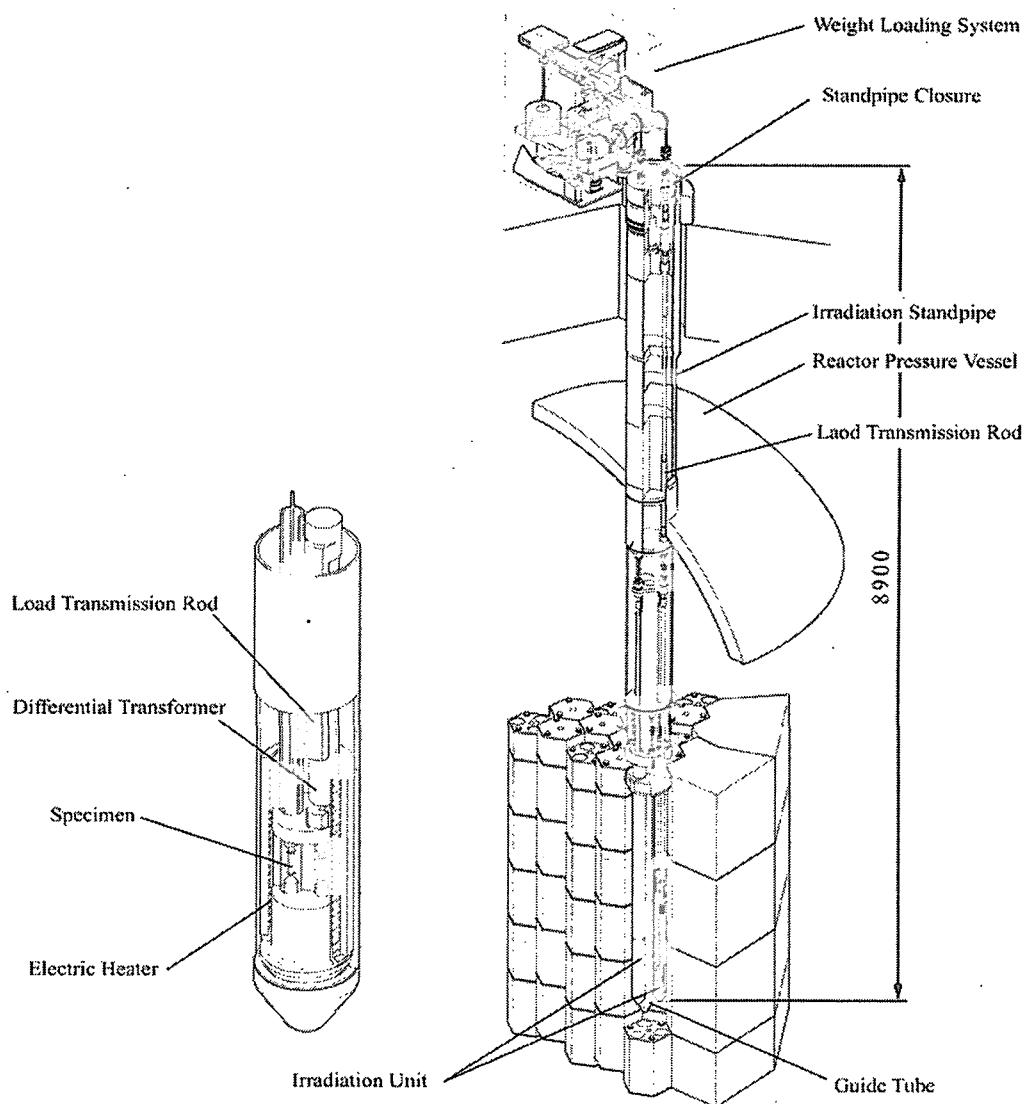
に合わせて炉心の照射位置における照射条件の測定等を実施して行く計画である。

Target conditions of in-pile creep test in HTTR

In-core instruments for I-I type irradiation equipment

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

Neutron Flux	SPND(Self-Powered Neutron Detector) Φ 2 × 70mm(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

H T T R の定常運転、安全性実証試験を安全かつ円滑に進めるため、平成 14 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) 非常用発電機タービンホイールの交換

H T T R の非常用発電機製造メーカーから、H T T R と同型式のエアスター・モータを用いているタービンホイールに、機関の起動回数が約 300 回に達した場合（実機の起動回数 A 号機：261 回、B 号機：282 回）、希に損傷（ヘアクラック）が発生し起動渋滞を起こした事例の報告があった。原因は、タービンホイール自体の振動に起因して円盤部に生じた応力集中により、損傷を発生させたものである。

製造メーカーより、上記事象の原因調査結果を基に、H T T R の非常用発電機についてもタービンホイールの剛性を高めて振動しないよう形状を変更したものに交換したいとの申し出があった。

非常用発電機は、平成 14 年度の施設定期検査を 10 月 4 日に受検し、合格したものであるが、上記申し出を踏まえ、平成 14 年 11 月 29 日に改良したタービンホイールに交換後、試運転による自主検査を行い、非常用発電機電圧確立までの時間が平成 14 年度の施設定期検査時と同等であることを確認した。

(2) 補機冷却水設備冷却塔ファンブレード押えの交換

平成 11 年度の施設定期自主検査において判明した、補機冷却水設備冷却塔ファンのブレード押え外表面の亀裂は、亀裂の進展等の追跡調査を踏まえ、ブレード押えの締付けトルクが過大であったため、フランジ部分の曲げ応力が降伏強度を超え、延性破壊に至ったものと推定した。そのため、ブレード押えの材質をアルミニウム合金鋳物製 (AC7A-F) よりアルミニウム合金製 (A5083P-O) に変更し、耐食性及び耐力の向上を図ったブレード押えと交換（8 個 × 4 台）した。

また、一般冷却水設備冷却塔ファンのブレード押え（6 個 × 2 台）は、亀裂等は認められなかつたが、次回定期点検時に交換することとした。

(3) 制御用圧縮空気設備除湿装置の整備

除湿装置の冷却器入口デミスタが配管等の内部腐食で目詰まりし、除湿装置の圧損が上昇し、圧力「高」により再生循環している送風機がトリップするとともに安全弁が作動するという事象が発生した。このため、デミスタ及び冷却器内部の清掃を行うとともに、次回定期点検時に、除湿装置周り配管を炭素鋼管からステンレス鋼管へ交換することとした。さらに、再生圧力調整用減圧弁の特性調査を行った結果、減圧弁入口（1 次側圧力）が低下するに従い、減圧弁出口（2 次側圧力）が上昇する特性の弁が設置されていたため、再生工中の運転状態（加熱、冷却）によっては除湿装置の圧力が上昇することが判明した。こ

のため、減圧弁を1次側圧力が低下しても2次側圧力が上昇しない特性の減圧弁と交換した。

(4) 換気空調設備の防煙・防火ダンパ点検整備

平成14年度の施設定期自主検査において、換気空調設備設置後、初めて防煙ダンパ（37台）、防火ダンパ（80台）の作動検査を実施したが、設備に特に異常は認められなかつた。また、整備作業として、火災時にダンパ内部の温度上昇時にダンパを閉鎖するための温度ヒューズ（20本）及び形状記憶合金ヒューズ（97本）が装備されているが、温度ヒューズは経年劣化を考慮して全数交換するとともに、形状記憶合金ヒューズについては、腐食及び動作不良の9本を交換した。

今後、点検するダンパを装置ごとに選定し、数年で一巡するよう点検整備計画を見直した。

(5) HTR酸欠警報装置と運用方法の改善

HTRの酸欠警報装置は、ヘリウム漏えい等により酸欠状態の発生する恐れがある施設内の7箇所に酸欠計を設置し、中央制御室で集中監視している。酸欠状態が発生した場合、現場酸欠警報盤及び各ブロックの酸欠警報監視盤のパトライトが発光するとともに音響により現場作業員や運転員等に退避警告する。

(a) 設置場所

設置エリアは大きく3箇所に分かれており、各エリアにおける設置の目的は以下のとおりである。

- ・設置場所Ⅰ：格納容器内（G-193/293/294の各エリア）

施設定期自主検査期間等の格納容器内作業期間中に、1次及び2次冷却材等のヘリウムガス漏洩による酸素濃度の低下を監視する。なお、原子炉運転時は格納容器の閉鎖に伴い、酸素濃度が低下するため、警報装置は停止する。

- ・設置場所Ⅱ：B3F管理区域（K-120/121/122/179/180の各室）

原子炉運転・停止に係わらず、常時運転員等が巡回点検に立ち入る場所であり、1次及び2次ヘリウム貯蔵供給設備の機器や貯蔵タンクが設置されているため、ヘリウム漏洩による酸素濃度の低下を監視する。なお、K-180(124)室に作業員、運転員に対しては、警報発生場所に応じた退避行動を表示灯により指示する。

- ・設置場所Ⅲ：B3F管理区域（N-110室）

同室内には、ガスクロマトグラフ質量分析計用の液体窒素トラップが設置されており、液体窒素が定期的に自動で補給されている。特に、初期充填時における液体窒素の気化による酸素濃度の低下を監視する。

(b) 酸欠警報装置の機能及び酸欠計の仕様

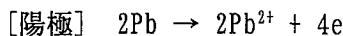
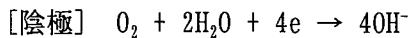
酸欠警報装置は、警報発報時刻、復帰時刻並びに過去150分間の酸素濃度履歴が保存

されており、タッチパネル上でグラフにより確認でき、酸欠状態の発生原因を推察できる。また、警報音の停止は、酸欠状態を正確に把握し、安全が確保された後に、運転員等が酸欠警報監視盤のタッチパネルでパスワードを入力し、停止を行うよう設定されており、外部作業者等による操作は出来ないように設計されている。

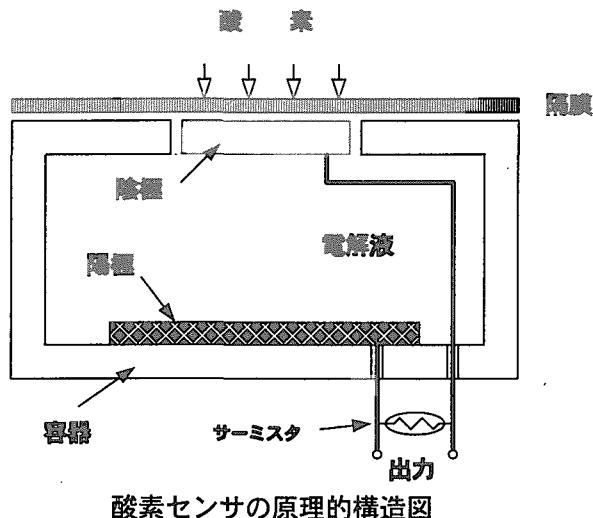
本装置で使用している酸欠計の主要仕様とセンサの動作原理は以下のとおりである。

・検知対象ガス：空気中の酸素	検知原理：隔膜ガルバニ電池式
・検知方式：自然拡散式	測定範囲：0～25 VOL%
・応答時間：30 秒以内	使用温度：-10～40°C
・使用湿度：90%RH 以下	指示方式：LED バーメーター
・警報設定値：18%±0.7%	警報動作：自己保持・リセット後自動復帰

H T T R に設置されている酸欠計のセンサは、一部が開放され、電解液で満たされて樹脂製の容器の中に、貴金属電極（陰極）と鉛電極（陽極）が配置されている。この開放された部分には酸素を透過する隔膜が張られ、陰極は隔膜に接して配置されている。この隔膜より一定の割合で酸素が電解液中に溶解すると、陰極と陽極で次のような反応が起こり、電極間に電流が発生する。



なお電解液がアルカリ性であることから、鉛は次のように反応して電解液中に溶解する。



前述のように、電極間に発生した電流は、隔膜を透過する酸素量に比例することから、この電流を測定することで酸素濃度を知ることができる。なお、隔膜の酸素透過率は大きな温度依存性を持つため、出力端のサーミスタにより、温度補償を行っている。また、同じ酸素濃度でも隔膜を透過する酸素量は、酸素分圧に比例するため、気圧が大きく変動した場合などは、その影響を受けることに注意が必要である。

(c) 運用方法の改善

H T T R に設置されている酸欠装置は、一年周期の定期点検で全酸欠計のセンサを

交換とともに、基準ガスを用いたガス校正を実施し、測定の信頼性を維持している。しかしへンサは、先に述べたとおり電池の一種であることから、使用環境により劣化を早める恐れがある。これまで格納容器内酸欠装置は、原子炉運転中の発報を阻止するために、原子炉運転中は電源を「断」としていた。しかし原子炉運転後、格納容器内酸欠装置の酸素濃度は、格納容器内上部エリア、中央部エリア、下部エリアの順に、実際の酸素濃度より低い値を示す傾向にあった。これは原子炉運転中の格納容器内温度分布が、上部エリアほど高いことと傾向が一致している。実際原子炉運転中の格納容器内は、セルの通常使用温度である40°Cを越えることがある。

以上の調査結果と過去の運用実績から、原子炉運転中の格納容器内雰囲気温度の上昇によるセルの劣化が疑われるため、今後、原子炉運転中はセルを取り外すことで劣化を防止するよう、運用方法の改善を図った。

(6) 反応度制御設備の点検

反応度制御設備の非分解点検（以下「点検」という。）を以下の4体について行った。

(a) 点検対象CRDM（制御棒駆動装置）

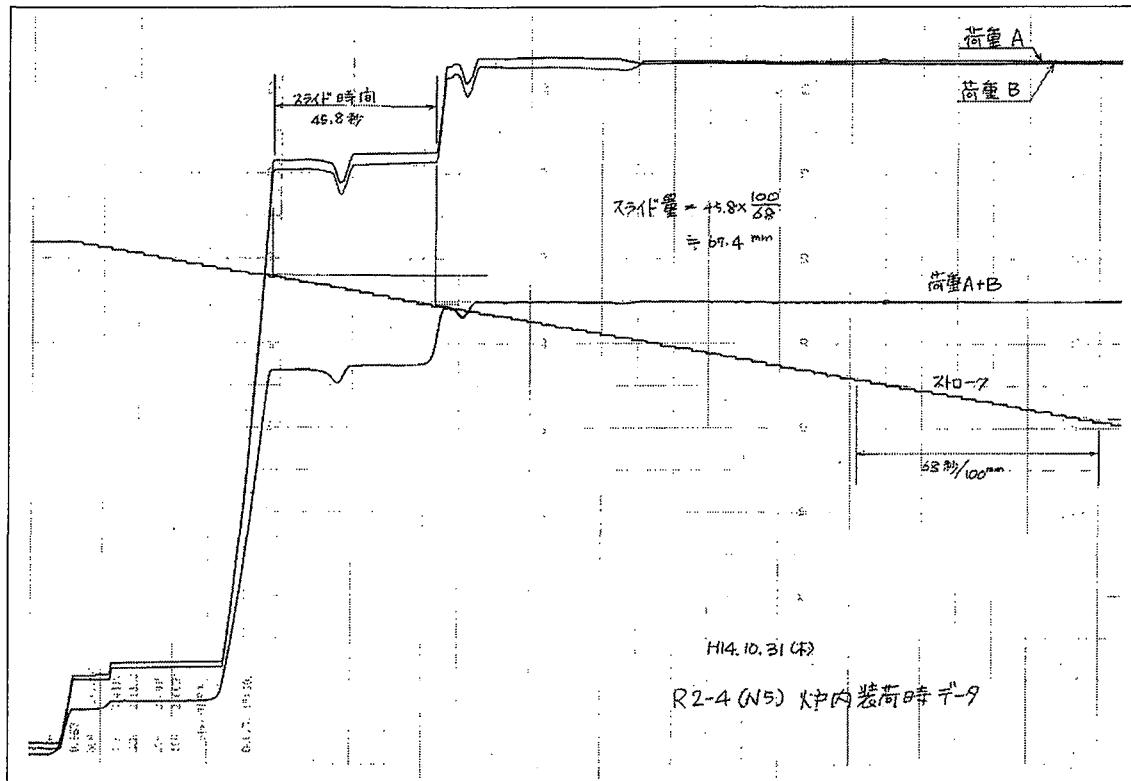
- ・ N1 CRDM (C制御棒)
- ・ N8 CRDM (R1-1制御棒)
- ・ N2 CRDM (R2-1制御棒)
- ・ N5 CRDM (R2-4制御棒)

(b) 案内管装着検出装置リミットスイッチ（以下「LS」という。）について

N5及びN2 CRDMの案内管装着検出装置 LS の動作試験において、そのままの状態では模擬流路管を案内管下部に付着（炉内への装荷状態の模擬）させても作動しないという事象が発生した。原因を調査した結果、組立時の LS 位置調整を深い位置にセットしたため、LS の作動誤差を吸収しきれずに不作動が発生したものと推定した。このため新たにスペーサ（板厚 0.6t±0.1mm）を製作し案内管と模擬流路管の間にはさみ、感知ロッドの動作範囲を深くし LS が作動することを確認した。

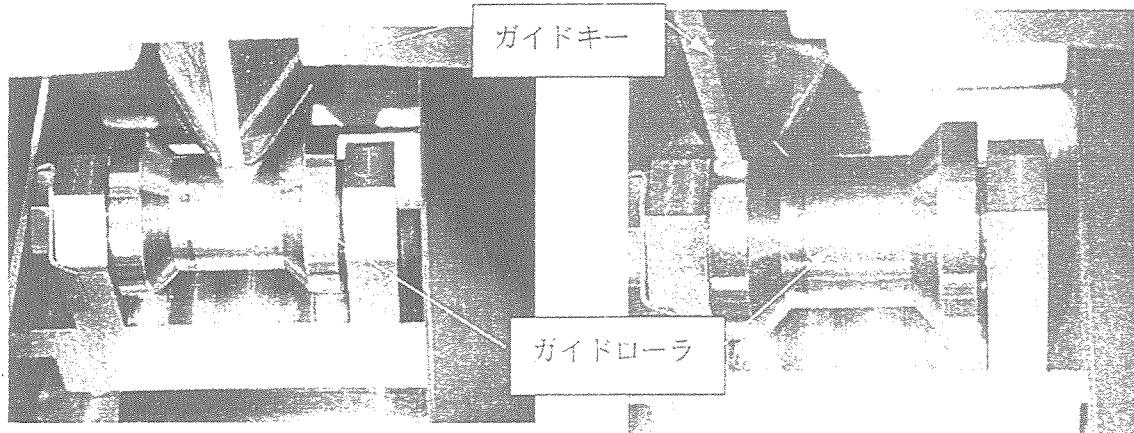
(c) 今後の点検時における LS 不作動時の処置について

LS 不作動時の案内管の着座確認については、CRDM炉内装荷時の制御棒交換機グリッパ荷重 vs ストローク特性から案内管のスライド量を求めることにより確認出来ることがわかり、今回その特性測定を行った。以下に R2-4 制御棒の炉内設置時の制御棒交換機グリッパ荷重 vs ストローク曲線及びスライド量を示す。



(7) 制御棒交換機 (CRHM) グリッパガイドローラの補修

出力分布測定の準備作業でN1CRDMをCRHMで炉内から取り出し、照射物貯蔵ピット(1)に仮置後、グリッパのみ上昇中に（ストローク 10270mm）「グリッパ昇降荷重大」警報が発生した。CRHMをメンテナンスピットに移設後点検した結果、グリッパのガイドローラ（片側 11 個あるうちの下から 5 段目）のローラ鍔部がガイドキーに乗り上げたためと判明した。



ガイドローラとガイドキーの正常位置

ガイドキーへの乗り上げ

ガイドローラ等の点検を行い、ガイドローラ取付部のバネ機構がステイックして動かない物 1 力所のガイドローラ軸を交換し、ガイドローラ軸固定ナットの回り止めの不完全なものについて正しい施工を行った。

(8) 補助冷却設備の供用期間中検査

(a) 目的

補助冷却設備の供用期間中検査は、検査対象機器の溶接継ぎ手部について超音波探傷法による非破壊検査を実施した。

供用期間中における超音波探傷試験は、設備の供用中に発生する欠陥を検出するために行われることから、供用前検査時に用いた対比試験片で基準感度を調整し、同一方法で試験して、その結果を比較することにより、供用前検査で検出したインディケーションの進展状況の確認と新たなインディケーションの有無の確認を行った。

検査は、電気技術規定 JEAC4205-2000「軽水型原子力発電所機器の供用期間中検査」、電気技術指針 JEAG4207-2000 「軽水型原子力発電所機器の供用期間中検査における超音波探傷試験指針」に準拠して実施した。

(b) 検査範囲

補助冷却設備の補助ヘリウム冷却系機器のうち、補助冷却器胴部溶接継手の長手、周継手及び管台溶接継手並びに補助ヘリウム配管（二重管部分）溶接継手の長手及び周継手について、超音波探傷試験を実施した。

(c) 検査方法

超音波探傷試験方法は、JIS Z 2344 「金属材料のパルス反射法による超音波探傷試験方法通則」に基づいて行った。超音波探傷器はパルス反射式のものを使用し、その性能は JIS Z 2352「超音波探傷装置の性能測定方法」に従って確認し、増幅直線性は±3 % の範囲、時間軸の直線性は±1 % の範囲になるように調節した。時間軸及び基準感度の調整は試験開始時に行い、試験終了時に所定の値を超えてずれていないことを確認した。

探触子は、垂直探触子には 5C10N、斜角探触子には 5C10×10A45 及び 5C10×10A60 を使用し、その性能は JIS Z 2350 「超音波探触子の性能測定方法」に従って確認し、入射点の測定は標準試験片(STB-A1)を用いて±1 mm の精度を有し、屈折角は同試験片を用いて 0.5° の単位まで読みとることとした。入射点と屈折角は探傷部と超音波特性(減衰)が同等の材料(SF440A)で、探傷部と類似の形状と寸法で製作した対比試験片を用いて試験開始時及び試験終了時に確認した。

探触子の走査は、各バス間で振動子が 10 % 以上重なるようにし、走査速度は 1.5 mm/s 以下で行った。また、走査は反射波を認識し易いようにするため基準感度の 2 倍以上で行い、記録は基準感度で行った。接触媒質には超音波の伝ば性(音速及び減衰)が良く粘性が高く、かつ、たれにくく母材に対して無害なソニコートを使用した。

(d) 検査結果

- ・補助冷却器の探傷結果

供用前検査で検出したインディケーションの進展はなかった。また、今回新たに有意（D A C 20%以上）なインディケーションは検出されなかった。

- ・補助ヘリウム配管（二重管）

供用前検査で検出したインディケーションの進展はなかった。また、今回新たに有意（D A C 20%以上）なインディケーションは検出されなかった。

(9) 1次ヘリウム循環機フィルタ交換

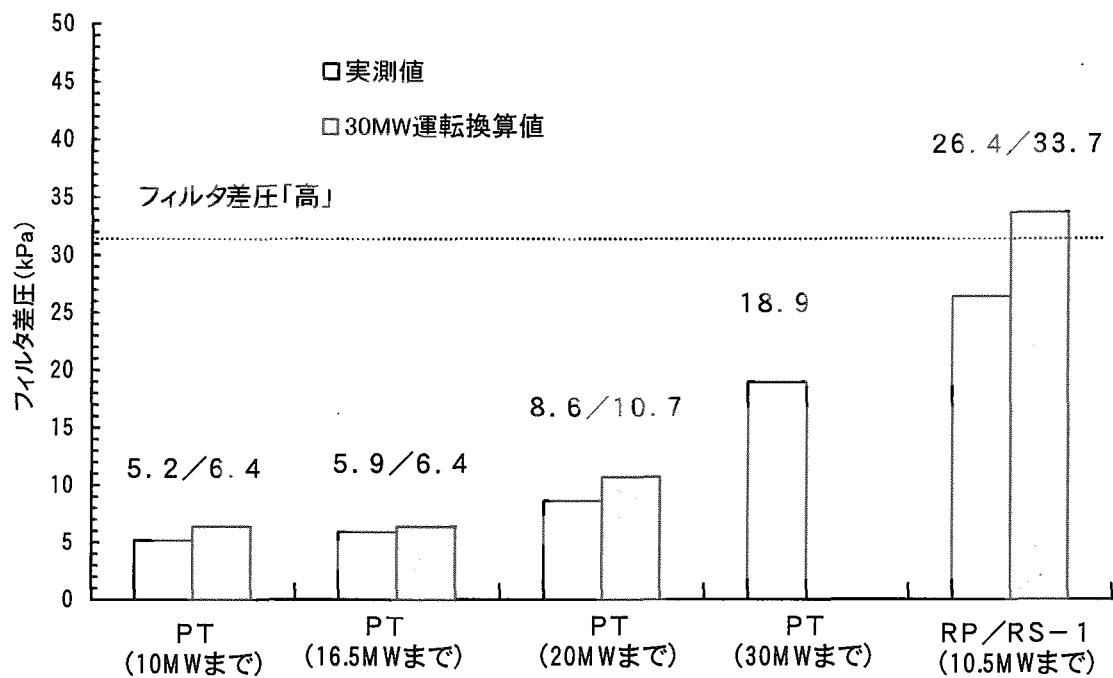
1次ヘリウム循環機は、H T T R の原子炉冷却材であるヘリウムガスを循環させるための機器であり、主軸を支持する軸受に冷却材中の微粒子等が混入するのを抑制するために、ヘリウム循環機上部ケーシング内にフィルタを設置している。このフィルタは、SUS316 製の焼結金網を円筒状に成形し、キャップとボスをその上下にそれぞれ溶接で取り付けた構造のフィルタエレメント 60 本で構成しており、ろ過精度は $5 \mu\text{m}$ である。

平成 11 年 9 月から開始した H T T R 出力上昇試験（Power up Test : PT）を実施していくのに伴い、第 2.4-1 図に示すようにフィルタの差圧が次第に上昇してきた。PT 後の定格での並列及び単独運転（R P / R S - 1）では、出力 9MW (30%) におけるフィルタ差圧が、最高 26.4kPa まで上昇し、このまま定格出力まで上昇させた場合にはフィルタ差圧「高」警報が発報するなど今後の原子炉運転に支障をきたすことが予想された。また、原子炉格納容器内のフィルタを設置しているヘリウム循環機上部ケーシング付近の線量率が高くなってしまっており、原子炉格納容器内の機器等を点検するのにも支障があるため、本フィルタを平成 14 年度の施設定期検査期間中に交換することとした。

フィルタ交換作業を行う前に、新規フィルタ及び交換するフィルタを保管しておく専用の容器の製作、原子炉格納容器内の作業エリアの線量率を測定し計画被ばく線量の算出、詳細なフィルタ交換作業手順の作成、フィルタ収納手順確認モックアップ試験等を行った。

フィルタの交換は、1 次加圧水冷却器用ヘリウム循環機の 3 基について C、B、A の順に行った。フィルタ交換の主要な作業工程は、①グリーンハウスの設置、②H G C 上蓋の取り外し、③補助遮へい体及び保管容器の設置、④フィルタを取り出し保管容器へ収納、⑤保管容器の移動、⑥新規フィルタの取り付け、⑦H G C 上蓋の取り付け、⑧グリーンハウスの解体である。一番初めに C のフィルタを取り出し、保管容器内に吊り上げた状態でフィルタ表面の外観確認及び付着物の採取を行った。フィルタ表面の外観及び採取した付着物を写真第 2.4-1 及び写真第 2.4-2 に示す。フィルタ表面の付着物は少なく、採取した試料を核種分析したところ、コバルト（Co-60）、アンチモン（Sb-124）等の腐食生成物であった。さらに、フィルタ差圧上昇の原因を特定するため、フィルタエレメントの一部を切り取り、さらに分析を進めているところである。

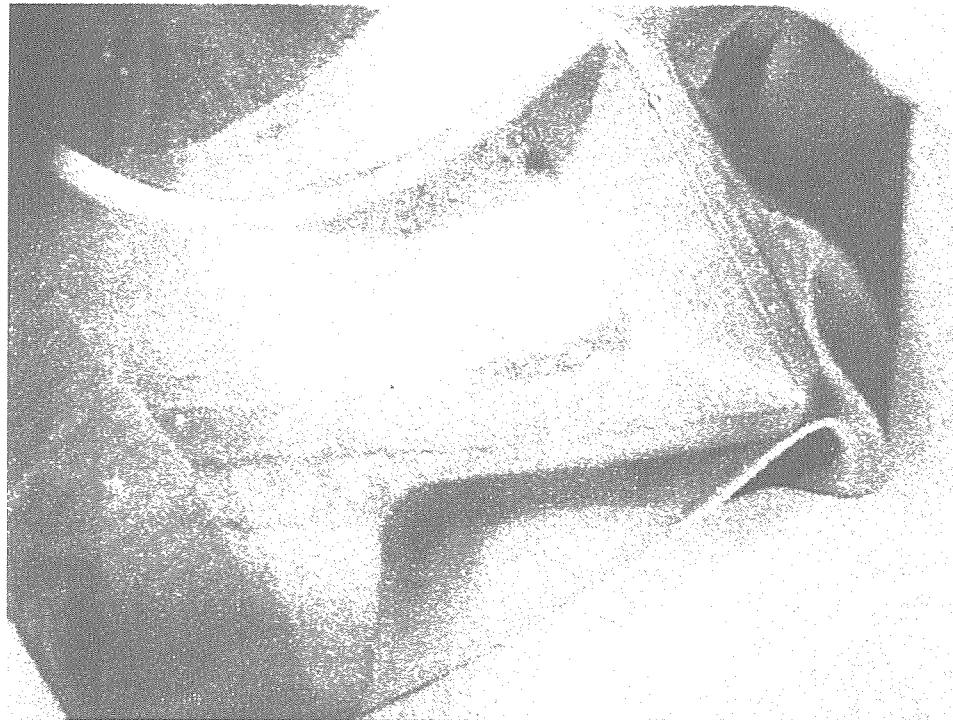
フィルタ交換は 3 基とも順調に進み、算出した計画被ばく線量（1.8mSv）よりも低い被ばく線量（個人の最高でも 0.42mSv）で、1 次系を開放する作業であったが汚染を拡大することなく作業を終了することが出来た。



第2.4-1図 PT及びRP/RS-1時におけるフィルタ差圧上昇の経緯



写真第2.4-1 フィルタ表面



写真第 2.4-2 フィルタ表面付着物

(10) プラント制御装置オペレーターズステーション（C R T表示装置）の整備

プラント制御装置オペレーターズステーションのC R T表示装置は、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、気体廃棄物処理設備等の監視・操作を行う重要な装置である。このC R T表示装置内に使用している部品は、有寿命部品（ブラウン管、固定ディスク装置、電源モジュール等）の劣化により交換周期を5年としている。また、このC R T表示装置はメーカーにおいて製造中止となっている。このため、有寿命部品の交換を実施し、使用期間の延長を図ることを目的として、14年度はO P S 1を行い15年度にO P S 2についてオーバーホールを行うことで、使用期間の延長を図る計画で整備を進めている。

(11) プラント制御装置の警報回路の改造

原子炉運転中に、プラント運転に異常がない状態で中央制御盤に瞬時的な警報が発生する事象があった。原因は、計測制御系統施設のプラント制御装置の計測回路に侵入するノイズに起因するもので、警報の判定を行っているプラント制御装置の警報回路改造について、ノイズにより瞬時に発信する警報の抑制を目的として改造を行った。

警報抑制は、これまでの運転の経験から主要制御系、1次ヘリウム純化設備、気体廃棄物処理設備等の該当計測ラインについて行い、方法としては警報出力部に2秒のオンディレイ

ータイマーを設けた。

改造後は、ノイズが起因となる警報が抑制され運転員の負担軽減となった。

(12) デジタルデータ伝送網の評価試験

H T T R では、固定式 I T V カメラで原子炉建家内の非管理区域、管理区域の監視を行っているが、固定式 I T V カメラでは画像を写す範囲が狭いため、緊急時の現場把握に必要な場所の画像を見ることが出来ない。そこで、現在整備中の無線通信連絡システム（P H S 方式）を始め、各伝送媒体（無線／有線L A N, A D S L）を使用した画像・音声を伝送し、初動活動時の現場状況把握を行う手段の検討を行っている。

その検討に当たって、初動活動支援は次の 3 段階を想定し、必要な検証を行い、初動活動支援システム（仮称）の構築をするまでの評価・検討を行うデータの取得を目的として行った。

- (a) 初動活動
- (b) 初動活動後の継続監視
- (c) 原子炉格納容器内からのデータ伝送等の評価（(a),(b)を原子炉格納容器内から行うため）

試験を行うに当たっては、画像をデジタル圧縮処理（ビデオ信号から M P E G 4 に）及び音声も同期をとりながらデジタル圧縮処理を行い、各種デジタル伝送方式（P H S, 無線／有線 L A N）をパッケージとして一体化している可搬型装置（バッテリーでの駆動可能）を使用した。

評価試験を行った結果について以下のことが得られた。

(a) 初動活動に必要な伝送方式

机上検討の結果、P H S, 無線 L A N の方式で評価試験を行った。

- ① P H S 伝送方式は、P H S アンテナを設置している場所で初動活動時に適用する方式として有効であることが確認できた。
- ② 無線 L A N 伝送方式は、無線 L A N のアクセスポイントを設置する必要はあるが、高画質・音声の同期性に期待でき、適用する方式として有効であることが確認できた。但し、適用にあたっては、他の設置機器への影響評価を行う必要がある。

(b) 初動活動後の継続監視に必要な伝送方式

机上検討の結果、無線 L A N, 有線 L A N, A D S L の方式で評価試験を行った。

- ① 無線 L A N 伝送方式は、(a)の②と同じ結果が得られた。
- ② 有線 L A N 伝送方式は、有線 L A N 用 H U B およびポートを設置している場所で初動活動後の継続監視時に適用する方式として有効であることが確認できた。
- ③ A D S L 伝送方式は、ページングラインを使用して試験を行った。新たに各部屋に向けてケーブルを敷設する必要なく、デジタル伝送が行えるメリットがあることは確認できたが、組合せるページング装置の使用モードでの信号周波数

が ADSL 装置の周波数と競合することがあるため、適用に際しては更なる検証が必要であることが判った。

(c) 原子炉格納容器からのデータ伝送等の評価

現在、原子炉格納容器ケーブルペネトレーションに光ファイバ等のデジタル伝送に向いたケーブルペネトレーションがない。原子炉格納容器内に設置した PHS および既設の信号線を利用して、デジタル伝送が行えるかを確認した。

机上検討の結果、3重同軸、同軸、多芯ケーブルを利用した伝送および PHS、ADSL によるデータ伝送方式で確認を行った。

- ① 3重同軸ケーブル、同軸ケーブルを利用した伝送共に、原子炉格納容器内からのデータ取得方法(10BASE)として有効であることが確認できた。
- ② 多芯ケーブルを利用した伝送は、原子炉格納容器内からのデータ取得方法(10BASE)として有効であることが確認できた。また、今後の検討により 100BASE-T でのデータ取得も可能と考えている。
- ③ PHS 伝送方式は、(a)の①と同じ結果が得られた。
- ④ ADSL 伝送方式は、(b)の③と同じ結果が得られた。

以上により、各ケースにおいてデジタル伝送網が構築できることが確認できた。

(13) ヘリウム循環機急速制動用遮断器の改造

平成11年度の施設定期自主検査時に、2次ヘリウム循環機急速制動用直流遮断器（2台のうち1台）の動作不良が発生した。動作不良は、遮断器内の電動機軸に取り付けられたプラスティック製歯車が破損し、電動機の動力を遮断器の動作部に伝達できなかつたことが原因であった。このため、平成11年度に、2次ヘリウム循環機の急速制動用直流遮断器（2台）を、金属製の歯車を使用している国産の遮断器に交換している。

平成14年度は、2次ヘリウム循環機の急速制動用直流遮断器（2台）を除く全ての急速制動用遮断器（交流トリップ遮断器10台、直流制動遮断器8台）について、金属製の歯車を使用している国産の遮断器と交換し、正常に動作することを確認した。

(14) 制御棒駆動ACサーボアンプ速度調整回路の改造

制御棒は、原子炉出力制御装置からの指令により、AC サーボアンプで電動機を駆動し、制御される。AC サーボアンプは、原子炉運転中、制御棒位置を制御または保持するために常に稼働しており、微少な制御棒位置の制御を行っている。微少な制御を行うためには、精度の良い速度指令信号が要求される。精度の良い速度指令信号を作るためには、AC サーボアンプでの速度指令信号の調整が必要であり、従来の調整では、基板（制御プリント基板）を引き出し、延長基板を接続しないと速度指令信号の調整ができず、温度変化等で微調整が難しい状況にあった。このため、延長基板なしで速度指令信号の微調整ができるように AC サーボアンプ基板の改造を行った。

改造の結果、基板を引き出さず容易に速度指令信号の調整ができるようになり、短時間で精度良く調整が行えるようになった。

(15) 制御棒引抜/挿入要求判定ソフトロジック回路（原子炉出力制御装置）の改造

平成 14 年 6 月に実施した安全性実証試験の制御棒引抜試験後に運転モードを「リモート」から「手動」に切替え、制御棒を手動操作した後、再度、「リモート」切替えた際に、瞬時であったが、2 本の制御棒が同時に選択されたので、「リモート」モード選択の際に、制御棒選択信号をリセットするよう制御棒引抜/挿入要求判定ソフトロジックを追加する改造を実施した。

(16) 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原子炉熱出力は、中性子計装の原子炉出力一定の自動制御にも拘らず、加圧水冷却器の加圧水出入口温度の揺らぎにより、変動を生じていた。このため、運転中の原子炉熱出力の変動幅を低減させること及び原子炉熱出力をより正確に計算する目的で、下記内容のソフトウェアの改造を行った。

(a) 加圧水温度の同期化

加圧水冷却設備の除熱量計算式に使用している入口加圧水温度及び出口加圧水温度の測定について、揺らぎの影響を小さくするように、60 秒の時間遅れを考慮して算出するソフトウェアの改造を行った。これにより原子炉熱出力の変動幅は減少した。また、ソフトによるスイッチを設けることで、運転員が任意に出入口加圧水温度測定の同期を「とる／とらない」の選択を出来るものとした。

(b) 加圧水流量の密度補正

加圧水冷却設備の除熱量計算式に用いられている加圧水流量の密度補正の値は、加圧水温度に依存しない定数であった。このため、より適切なデータを得るために現状の補正係数を温度に依存する補正係数に変更した。

(c) 加圧水温度の計算式の変更

現状の 1 次加圧水冷却器加圧水出口温度及び 2 次加圧水冷却器加圧水温度出口温度の計算式（平均計算）に用いられている構成要素には、精度が異なるセンサが含まれており加圧水出口温度の平均計算されていた。このため、4 点ある加圧水温度の構成要素のうち精度が異なるセンサを平均計算から削除し、精度が同一の 3 点へと変更した。

(17) 安全保護計装盤模擬抵抗ユニットの製作

計測制御系統施設の施設定期検査において、警報・インターロック検査等を行う時、プラント運転状態を模擬しスクラム設定器が動作していない状態を作るために、約 100 個の模擬抵抗を安全保護計装盤内カード前面のテストポイントに取り付け、個々に調整が必要であり、取り付けに時間を要し調整が難しかった。

今回、模擬抵抗ユニットを製作し、安全保護計装盤内に取り付けを常設化し、自動設定値確認試験装置用コネクタに接続し、模擬入力ができるように改造を行った。

このことにより、警報・インターロック検査の準備作業が簡素化し作業時間が短縮され、円滑な検査が行えるようになった。

(18) 無線通信連絡システムの増設

無線通信連絡システムは、機器の試運転等を実施するとき、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年度は、PHSシステムを応用した無線通信連絡システムを、原子炉格納容器内と中央制御室間に導入した。導入にあては、中性子計装等の微少電流回路、安全保護回路及びプラント制御装置等のデジタル回路への影響を評価して、問題ないことを確認した。

平成14年度は、本システムを原子炉建家内の一部及び使用済燃料貯蔵建家に増設した。増設したことにより、圧縮機等が多数あるエリアの通話が可能となり、効率的な点検及び試運転が実現できた。また、巡回点検においても、巡回点検者と中央制御室間との連絡が容易に行えるようになった。

3. 高温工学試験研究炉の運転管理

3.1 原子炉の運転管理

平成14年度は、RP/RS-1（並列運転と単独運転）とRS-2（単独運転）の運転を行った。RP/RS-1では、安全性実証試験の予備試験として原子炉出力30%からの制御棒引き抜き試験を行い、RS-2では、安全性実証試験として原子炉出力50%からの制御棒引き抜き試験及び原子炉出力30%からの循環機1台停止試験を行った。施設定期検査は10回に分けて行われ、RS-2に行われた線量当量率測定検査、放射性物質濃度測定検査、総合検査及び冷却材飽和値確認検査をもって合格となった。

H T T R の累積運転時間及び累積熱算出力は、平成15年3月現在で、6,987時間41分及び4,765.55MWDである。運転実績の詳細を第3.1-1表に示す。

第3.1-1表 H T T R 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-1 定常運転 (定格／並列)	2002.5.30	2002.6.17	369.83	441:39	
HTTR RP/RS-1 安全性実証試験 (定格／単独)	2002.6.21	2002.7.1	92.42	249:31	
HTTR RS-2 定検受検運転安全性実証試験 (定格／単独)	2003.2.5	2003.3.14	658.44	891:47	2003.3.6 施設定期検査合格証取得

3.2 保守管理

H T T R の安全を確保し、安定な供用運転を維持するため、H T T R 本体施設及び特定施設に係る保守業務を行った。

(1) 施設定期検査

平成14年度の原子炉施設の施設定期検査（第1回）は、7月5日付で申請し、10回（9月27日、10月3、4日、10月10日、10月24日、12月9、10、17、18日、1月16、17日、1月20、21日、1月31日、2月12日、3月6日）に分けて受検した。H T T R の場合初めての施設定期検査であることから、工場で行う安全弁の作動検査を除き全て立会により実施され、平成15年3月6日付で合格証が交付された。これらの各立会検査に先立って所要の点検整備を実施した。

なお、H T T R 施設定期検査における検査項目については、原子力規制室主催で開かれ

た施設定期検査等検討会合（原子力安全に係る技術専門家会合）で確認された。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3.2-1表 HTTR施設定期検査項目及び立会区分(1/2)

(a) 性能検査 I

対象設備・機器	検査項目	立会区分
制御設備・制御棒駆動装置	スクラム検査	○
補助冷却設備	作動検査	◎
非常用電源設備・非常用発電機	作動検査	○
原子炉格納容器・配管貫通部隔離弁	作動検査	◎
非常用空气净化設備	作動検査	○
計測制御系統施設 (原子炉スクラム回路、工学的安全施設作動回路)	インタロック検査	○
計測制御系統施設 (原子炉スクラム回路、工学的安全施設作動回路)	設定値確認検査	○
計測制御系統施設 (原子炉スクラム回路、工学的安全施設作動回路)	警報検査	○
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	○
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	○
プール水冷却浄化設備	冷却能力確認検査	○
燃料交換機	作動検査 (インタロック)	◎
燃料出入機	作動検査 (インタロック)	◎
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 H T T R 施設定期検査項目及び立会区分(2/2)

(b) 性能検査Ⅱ

対象設備・機器	検査項目	立会区分
原子炉圧力容器、1次冷却設備、補助ヘリウム冷却系、1次ヘリウム純化設備、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	◎
一次冷却設備・1次ヘリウム循環機	作動検査	○
一次冷却設備・主要弁	作動検査	○
2次ヘリウム冷却設備・2次ヘリウム循環機	作動検査	○
2次ヘリウム冷却設備・主要弁	作動検査	△
加圧水冷却設備・加圧水循環ポンプ	作動検査	○
加圧水冷却設備・主要弁	作動検査	○
補助ヘリウム冷却系・主要弁	作動検査	○
補助冷却水系・補助冷却水空気冷却器ファン	作動検査	○
補助冷却水系・主要弁	作動検査	○
補助冷却水系・全体	漏えい検査	○
炉容器冷却設備・循環ポンプ	作動検査	○
炉容器冷却設備・主要弁	作動検査	△
炉容器冷却設備・全体	漏えい検査	○
1次ヘリウム純化設備・ガス循環機	作動検査	○
1次ヘリウム純化設備・主要弁	作動検査	○
1次ヘリウムサンプリング設備・圧縮機	作動検査	○
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(制御棒引抜阻止回路)	作動検査	○
制御設備・制御棒駆動装置	作動検査	○
燃料破損検出装置・ガス圧縮機	作動検査	◎
気体廃棄物の廃棄施設・圧縮機	作動検査	○
気体廃棄物の廃棄施設・減衰タンク	漏えい検査	○
液体廃棄物の廃棄設備・廃液槽	漏えい検査	○
排気モニタリング設備 ・排気ガス及び排気ダストモニタ	警報検査	○
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	○
サービスエリア	気密検査	○
非常用空気浄化設備・主ダンパ	作動検査	○
非常用電源設備 ・蓄電池及び安全保護系用無停電電源装置	作動検査	○
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14年8月1日から平成15年3月5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
			緊急遮断検査 (インターロック検査)
		計装設備	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(1/8)

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	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 ・作動検査 								
		新燃料貯蔵設備	<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	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="padding: 2px;">貯蔵ラック</td> <td style="padding: 2px;">・外観検査</td> </tr> <tr> <td style="padding: 2px;">貯蔵プール (ライニング)</td> <td style="padding: 2px;">・漏えい検査</td> </tr> <tr> <td style="padding: 2px;"> </td> <td style="padding: 2px;"> </td> </tr> <tr> <td style="padding: 2px;"> </td> <td style="padding: 2px;"> </td> </tr> <tr> <td style="padding: 2px;"> </td> <td style="padding: 2px;"> </td> </tr> </table>	貯蔵ラック	・外観検査	貯蔵プール (ライニング)	・漏えい検査				
貯蔵ラック	・外観検査										
貯蔵プール (ライニング)	・漏えい検査										
本体施設	原子炉建家内 使用済燃料貯蔵設備	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	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 								
		使用済燃料検査室(I)	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 								
		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(2/8)

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
	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
	2次ヘリウム冷却設備	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	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(3/8)

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／逃し弁	・外観検査 ・作動検査 ・分解検査
1次ヘリウム純化設備	ガス循環機	ガス循環機	・外観検査 ・作動検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
		加熱器	・外観検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
		冷却器	・外観検査 ・漏えい検査
	主要弁	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
	コールドチャコールトラップ(CCT) モレキュラーシーブトラップ(MST)	コールドチャコールトラップ(CCT) モレキュラーシーブトラップ(MST)	・漏えい検査

第3.2-3表 定期的な検査(4/8)

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	酸化銅反応筒(CuOT)	・外観検査 ・漏えい検査
		ガス循環機	・外観検査 ・作動検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
		加熱器	・外観検査 ・漏えい検査 ・絶縁抵抗検査
		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
	2次ヘリウム純化設備	コールドチャコールトラップ(CCT) モレキュラーシーブトラップ(MST) 酸化銅反応筒(CuOT)	・外観検査 ・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	1次ヘリウム貯蔵供給設備	圧縮機	・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗検査 ・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
	2次ヘリウムサンプリング設備		

第3.2-3表 定期的な検査(5/8)

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	計装設備	<ul style="list-style-type: none"> ・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
		燃料破損 検出装置	<ul style="list-style-type: none"> ガス圧縮機 ・外観検査 ・作動検査
		検出器	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 ・点検校正検査
	気体廃棄物の廃棄施設	排風機 圧縮機	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		フィルタユニット	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 ・フィルタ捕集効率検査
		主要弁	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 ・作動検査
		主配管 減衰タンク バッファタンク	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 ・漏えい検査
		排気筒	・外観検査
	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	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 ・作動検査 ・絶縁抵抗検査
		廃液槽 ドレンピット	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 ・漏えい検査
		主要弁	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 ・作動検査 ・漏えい検査
		主配管	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査 ・漏えい検査

第3.2-3表 定期的な検査(6/8)

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 (使用済燃料貯蔵建家)	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
		主配管	・外観検査 ・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	・外観検査 ・漏えい率検査 (JEAC4203による。)
		貫通配管 貫通ダクト 電線貫通部 予備貫通部	・外観検査
		隔壁弁	・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
		扉 貫通配管 貫通ダクト	・外観検査
	サービスエリア	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	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
		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	・外観検査
		排気管	・外観検査

第3.2-3表 定期的な検査(7/8)

施設	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
特定施設	電気施設 (非常用電源設備)	非常用発電機	<ul style="list-style-type: none"> ・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)	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・外観検査
		放射能測定室系換気空調装置排風機	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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(8/8)

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	系統又は設備	装置又は機器	検査項目
本体施設	原子炉本体	スタンドパイプクロージャ	・外観検査
		スタンドパイプ固定装置 (一部)	・外観検査
	1次ヘリウム純化設備	ガス循環機A、B	・分解検査
	2次ヘリウム純化設備	ガス循環機B	・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A	・分解検査
	1次ヘリウムサンプリング設備	圧縮機B	・分解検査
	2次ヘリウムサンプリング設備	圧縮機B	・分解検査
	計測制御系統施設	制御設備 (制御棒駆動装置)	・絶縁抵抗検査
		非常用制御設備 (後備停止系駆動装置)	・絶縁抵抗検査
特定施設	補機冷却水設備	循環ポンプAA、BA	・分解検査
		冷却塔ファンAA、BA	・分解検査
	一般冷却水設備	循環ポンプA	・分解検査
		冷却塔ファンA	・分解検査
	制御用圧縮空気設備	圧縮機A、B	・分解検査

(3) 修理及び改造

平成14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 安全性実証試験の主要な結果

安全性実証試験は、異常状態を模擬した試験を行うもので、本試験ではHTTRを用いて高温ガス炉の安全性を示すとともに、異常時の原子炉挙動データを取得し、安全解析コードの精度を向上させ、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する。

試験は小さな異常状態の模擬から段階的に実施していく計画である。平成14年度から平成17年度は、制御棒引抜き試験と1次冷却材流量部分喪失試験を行う。1次冷却材流量部分喪失試験は、原子炉出口温度制御系を切り離さない状態で、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」と、原子炉出力制御系を切り離し、1次加圧水冷却器（PPWC）用ヘリウム循環機を、全3台中1台又は2台停止して強制循環冷却機能の部分喪失を生じさせる「循環機停止試験」に分類される。

平成14年度は、原子炉出力50%（15MW）からの制御棒引抜き試験と原子炉出力30%（9MW）からの循環機停止試験を実施した。制御棒引抜き試験については、平成15年3月10～11日に、原子炉出力約50%の状態で、制御棒の引抜き速度及び引抜き量を変えて6ケースを実施した。また、循環機停止試験については、平成15年3月14日に原子炉出力約30%の状態からヘリウム循環機1台を停止する試験を実施した。

3.3.1 制御棒引抜き試験

(1) 試験計画

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ても、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。

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、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：50%（初期出力）
- ・ 制御棒引抜き速度：高速（約5mm/s）、低速（約1mm/s）
- ・ 制御棒引抜き量：最大50mm

試験ケースを以下に示す。

原子炉出力 初期値	制御棒 引抜き速度	制御棒引抜き量
50% (15 MW)	1 mm/s	20 mm
		30 mm
		40 mm
	5 mm/s	10 mm
		20 mm
		30 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3.3-1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1 mm/s、制御棒引抜き量20mm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3.3-2図に示す。同図には、原子炉出力の解析結果を併せて図示してある。試験の測定結果から、制御棒を引き抜くことによる反応度外乱を与えて、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、原子炉が安定な状態に落ち着くことが分かる。また、全ての試験において、冷却材、構造材等の温度変化は緩慢であり、高温プレナム部（冷却材）温度については、最も大きく変化したケースに対し10分程度の時定数で変化幅は5°C程度あった。

全ての試験ケースにおいて、事前解析結果の原子炉出力は、試験結果より過大に評価されている（第3.3-2図参照）。安全解析上は保守的評価になっていることが確認できたが、解析精度の向上を目指すには、この実測値と解析値とのずれの原因を明らかにする必要がある。このため、今後、解析に使用した投入制御棒反応度、燃料温度係数、減速材温度係数、燃料・減速材の物性値、また、動特性解析モデル（ACCORDコードの解析モデル）等について詳細な検討を行う。

3.3.2 1次冷却材流量部分喪失試験

(1) 試験計画

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。

2) 試験の内容

原子炉出力制御系を切り離した状態で、1次ヘリウム循環機1台（A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

試験条件を以下に示す。

- ・ 運転モード：定格・単独運転
- ・ 原子炉出力：30%（初期出力）
- ・ 循環機停止台数：1台

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TETRISにより計測する。

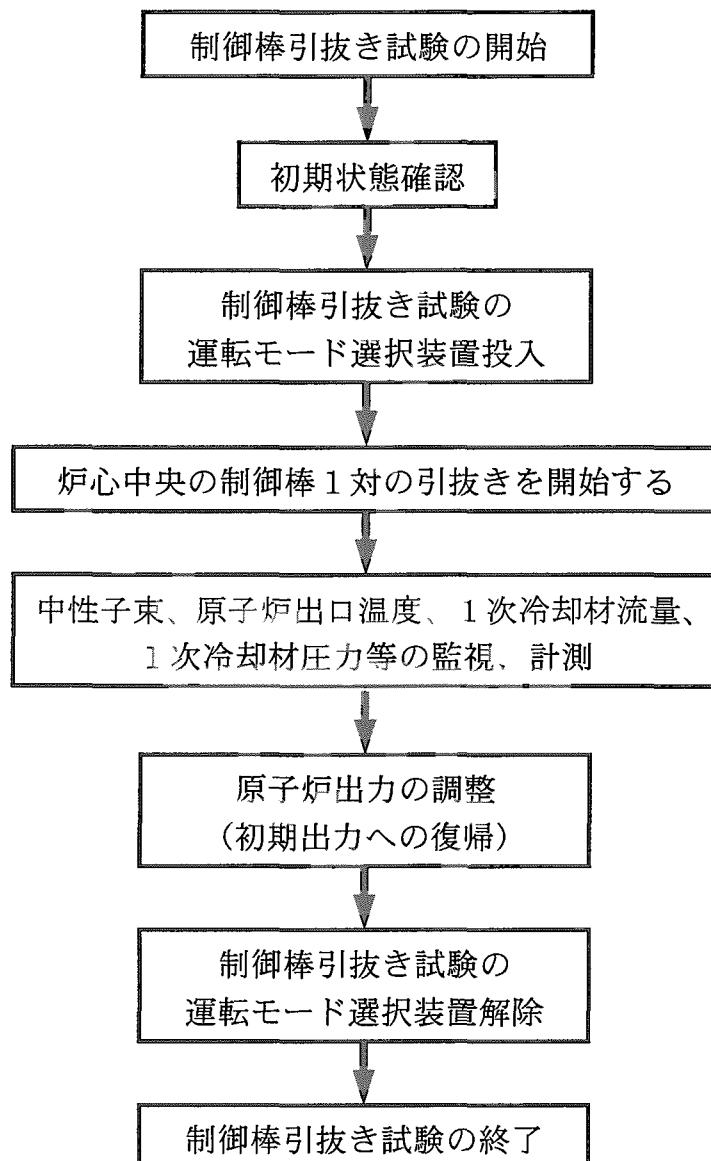
6) 試験手順

試験手順を第3.3-3図に示す。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。

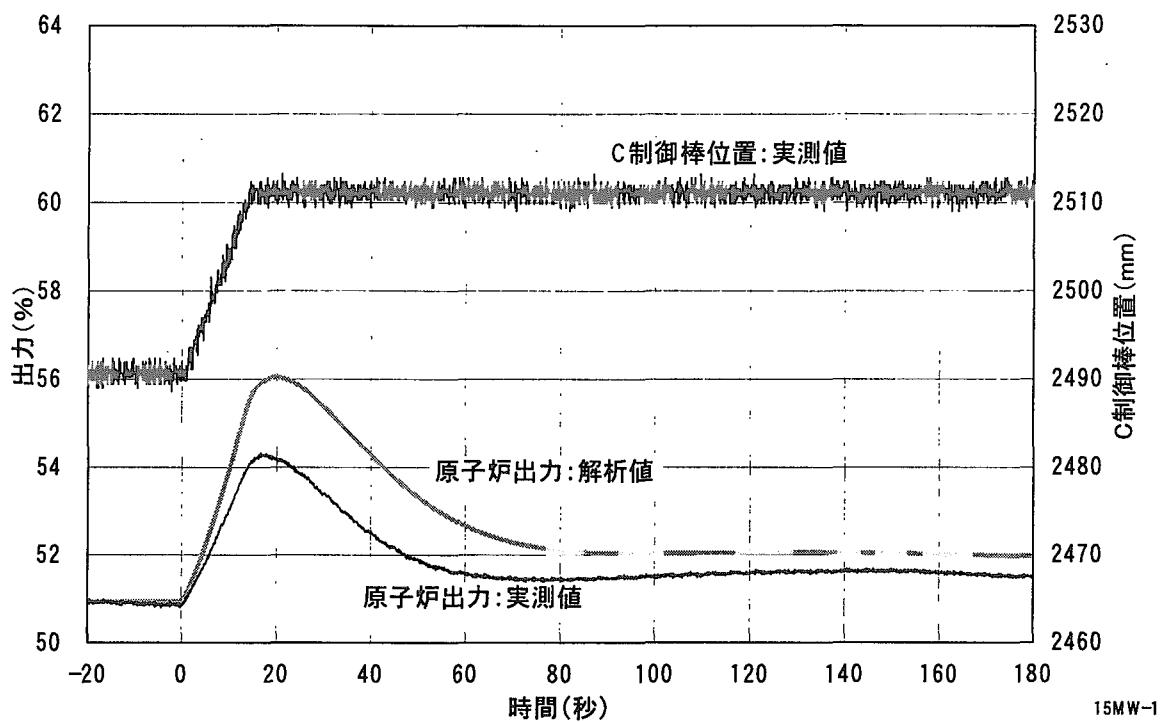
(2) 試験結果及び解析評価

原子炉出力30% (9MW) の状態で、原子炉出力制御系を手動とし、ヘリウム循環機1台（A号機）を停止させ、その時測定した原子炉出力と1次冷却材流量の変化を第3.3-4図に、原子炉出入口冷却材温度の変化を第3.3.5図に、それぞれ示す。両図とも、事前解析での原子炉出力、原子炉出入口冷却材温度の変化を併せて図示してある。図から、ヘリウム循環機を停止させて、1次冷却材流量を定格流量の68%まで減少させる外乱を与えた結果、炉心の負の反応度フィードバック特性により、原子炉出力が安定な状態に落ち着き、この間の原子炉出口冷却材温度等の変化は緩慢であった。

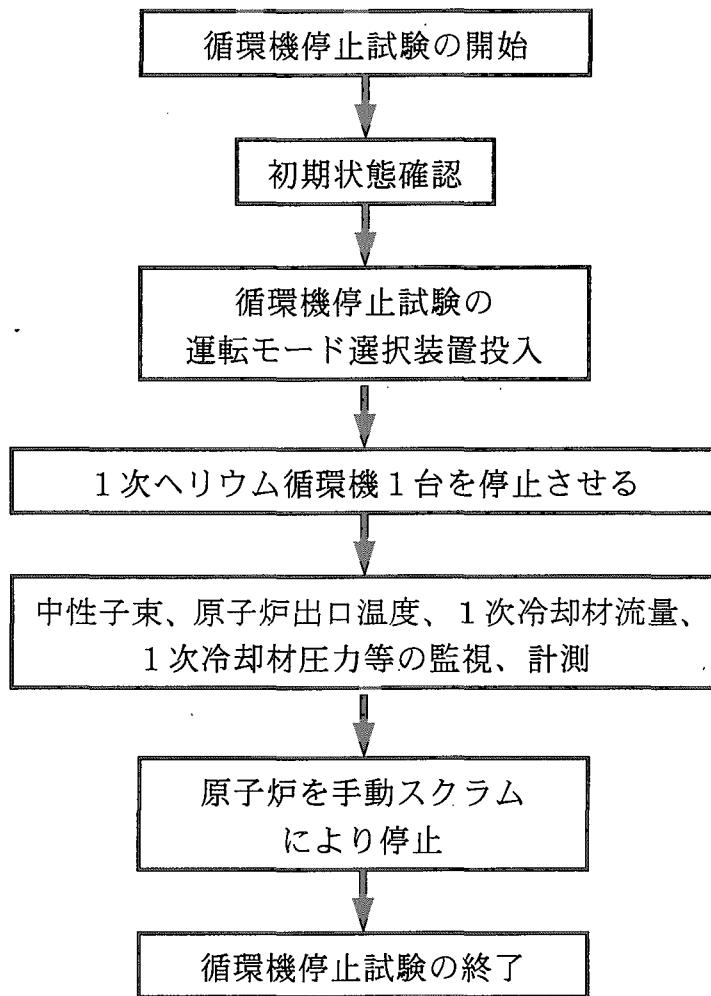
第3.3-4図に示すように、事前解析の原子炉出力は、冷却材流量の減少に追随して初期原子炉出力30%から約23%出力まで減少して整定しているが、その挙動は実測値とは若干異なっている。これは、図からも明らかなように、冷却材流量が解析では300秒程度で変化しているのに対し、実際にはヘリウム循環機の停止後10秒程度で急速に変化していると考えられる。また、第3.3-5図に示すように、原子炉入口冷却材温度の事前解析値は、実測値と大きく異なり、冷却材流量の急速な減少に追随して原子炉入口冷却材温度も急激に低下している。これは、初期条件となる試験実施時の加圧水系の温度条件等が異なることや、熱交換器部等の伝熱モデル等に起因していると想定されるので、今後、詳細な検討を行う。



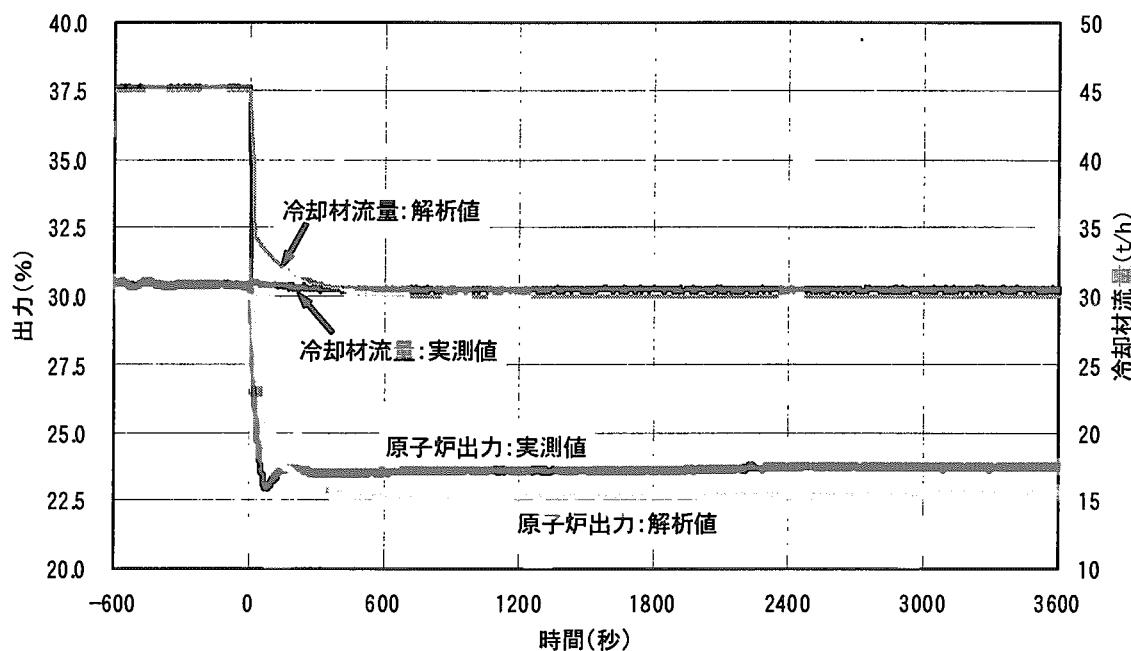
第3.3-1図 制御棒引抜き試験の試験手順



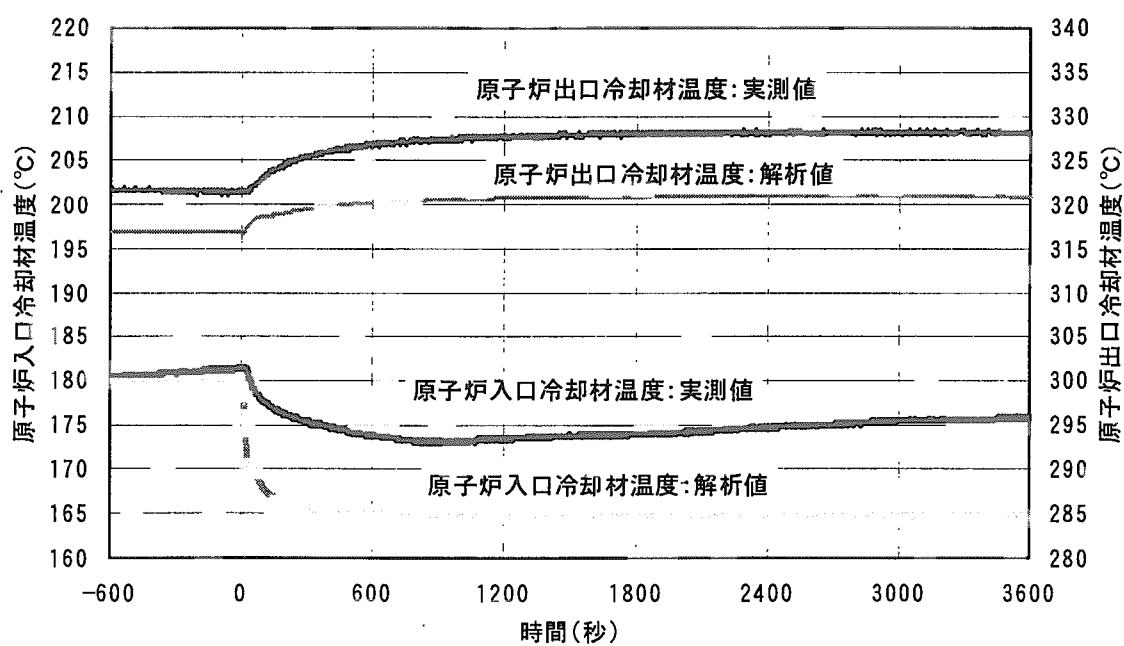
第3.3-2図 制御棒引抜き試験（引抜き速度：1mm/s、引抜き量：20mm）の結果



第3.3-3図 循環機停止試験の試験手順



第3.3.4図 循環機停止試験結果：原子炉出力、1次冷却材流量の変化



第3.3.5図 循環機停止試験結果：原子炉出入口冷却材温度の変化

3.4 出力分布測定実験

H T T Rの運転にとって、出力分布の評価は重要な課題の一つである。出力分布は燃料最高温度をできる限り低く抑えるために12種類の濃縮ウラン燃料を用いることにより最適な形状になるように調整を行うとともに、運転期間中にわたる制御棒挿入位置を浅くするために可燃性の反応度調整材を採用して調整した形状が著しく乱れないように配慮している。

燃料交換前にH T T Rの出力分布を測定する手段として、運転停止後、燃料交換機により燃料体を炉心から一時的に取り出すことができることに着目し、燃料体の移動経路に設置したガンマ線検出器（GM管）により燃料体から発生するガンマ線をオンラインで測定する方法を採用した。測定されるのは燃料体からのガンマ線分布であるが、運転初期燃焼度が低い場合には出力分布とガンマ線分布が同じ分布を示すと見なせる。実験開始に先立ち、出力密度の予想値を基に核種生成消滅計算コードORIGEN2を用いてガンマ線強度の計算を行った。この結果から、測定時の燃焼度の範囲でグロスガンマ線強度と相対出力密度には比例関係が成立していることを確かめた。

この方法を用いた実験は、平成12年秋に最大到達出力が約15MWの履歴をもつ燃料体を用いて実施した。炉内で照射された燃料体を取り扱う最初の機会であったため、燃料交換機の運転安定性を優先し測定のための特別な操作を行わないことを前提とし、データ取得の実現性確認を主眼とした実験であった^[1]。この測定データを検討した結果、燃料体と測定器は遠隔配置でありかつ燃料体の移動は自動運転によるため位置決めの不確定性が大きくなること、燃料体がステンレス製収納容器（以下、収納筒とする。）に入ったまま測定をせざるを得ないため、収納筒の遮蔽効果によりガンマ線データの解析が困難となる等の実験上の問題があることが明らかになった。これらの実験上の問題を取り除くため、取得したデータに多くの補正を加える必要があった。その結果、軸方向分布については一部データを解析できたが、上述の問題点を完全に取り除くことはできず、全炉心領域の分布を得るには至らなかった^[2]。

前回の測定で明らかになった実験上の問題点を可能な限り取り除き、30MW出力到達後の出力分布の情報を取得することを目的に、今回の測定実験を計画した。既存の燃料交換機を用いたため、いわゆる「精密な実験室レベル」の測定精度は望めないものの、前回の経験によって燃料交換機による使用中の燃料体の取扱いについては十分な知見が得られたことから、測定中の燃料交換機の運転方法を工夫する等の測定方法の改良を行うことにより、信頼性の高いデータを取得できる見通しを得た。主な測定方法の改良点は、(1) 収納筒の遮蔽効果の低減のために、収納筒の複雑な構造を持つ面を避けて測定したこと、(2) 燃料体を回転させ周方向の測定を行い、位置決めの不確定性に対する測定値の補正量を確認したこと、(3) 単位長さ当たりについてより詳細なデータを得るために、燃料体の移動速度を燃料交換機の最低速度（前回の約5分の1）に設定したこと、(4) 検出範囲を絞り、

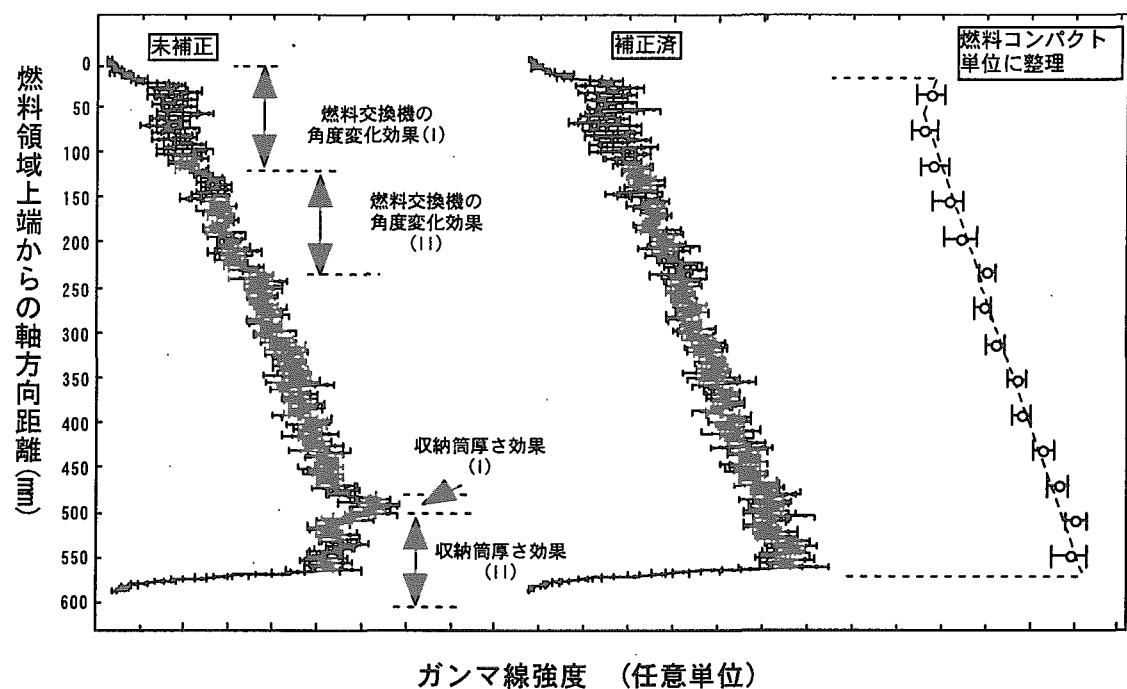
より詳細なデータを得るために検出器のコリメータ直径を2分の1としたこと等があげられる。

平成14年10月7日から同年11月10日にかけて施設定期検査における運転停止期間を利用して、炉心配置の対称性を考慮して選択した20体の燃料体についてグロスガンマ線測定実験を行った^[3]。これにより、燃料体1体あたり軸方向約400点のグロスガンマ線強度データを取得した。全体では20体の燃料体となるため、データ量の総計は約8,000点（周方向測定等の補足データを含めると20,000点以上）となった。データの信頼性を向上させるため、種々の誤差評価や不確定性に関する補正を施す必要があり、ガンマ線の計数誤差、検出器の不感時間の影響、ガンマ線エネルギースペクトルの効果、冷却期間による減衰補正、燃料体に対する実効的なガンマ線検出範囲の影響、燃料交換機による燃料体の位置決めのずれの補正、収納筒によるガンマ線しゃへい効果、について詳細な検討を加えた。補正効果の例として、炉心に1段目に装荷された燃料体のガンマ線強度の軸方向分布の例を第3.4.-1図に示す。この燃料体は炉心最上部に配置されているため、図の右方向の炉心下部になるに従い出力密度が徐々に増加し、結果としてガンマ線強度分布も燃料体上端から下端に向かって同様の分布となっている。未補正と補正済のガンマ線強度の軸方向分布は、全体的にはほぼ同じ形を示しているが、両者の比較から次に述べる2点で補正による改善が見られる。第1の改善点は、燃料交換機の機構的な位置誘導による角度変化の効果である。未補正の分布をよく観察すると、燃料体上端から120mm及び230mm付近で燃料交換機の位置決めのずれの影響によって生じた不連続な段差がみられる。特に燃料交換機の角度効果(I)の部分では各点のバラツキが計数誤差よりも明らかに大きく、燃料体が測定中に微小揺動していることが示唆される。燃料交換機の角度効果(II)の部分以降、燃料体を上方に向かって移動させてゆくに従い、この揺動によると考えられるバラツキは減少している。補正済の分布では、この影響による不連続な段差がほぼ解消できている。第2の改善点は、収納筒のステンレス厚さ効果である。燃料体上端からの距離480mmから500mmの区間に収納筒窓による効果、即ちステンレスがなく遮蔽効果が生じないことから、ガンマ線強度が増加している。また、同図ではわかりにくいが距離535mmから550mmの区間の収納筒センサリングによるステンレス厚さの増加によって、その部分でガンマ線強度が低下している。補正済の分布は両者の効果について改善されており、ほぼスムーズな分布が得られている。補正済データを燃料コンパクト高さ39mm間隔で整理したものが、同図の一番右側に示した分布である。各データは、補正済データ約26点($=39.0\text{mm}/1.5\text{mm}$)の計数値を積分したことから計数誤差が減少し、誤差が小さくなっている。燃料棒1本を構成する14個の燃料コンパクトのうち、上端を除く13個のコンパクトに対しては、ガンマ線強度がほぼ直線的な増加を示している。上端の燃料コンパクトは、片側に上部黒鉛反射体が配置されていることから中性子減速効果によって、わずかではあるが直線的な分布よりも増加している傾向が観測できる。最も大きな補正は、燃料交換機の機構的理由による位置決め補正であり、その不確実性は最大±4.6%であった。

今回の測定は誤差低減によるデータ信頼性向上の観点から、燃料コンパクト高さの間隔で、炉心軸方向70点の分布として整理した。炉心平均を1.0と規格化してプロットした軸方向ガンマ線強度分布を第3.4-2図に、径方向ガンマ線強度分布を第3.4-3図に示す。測定実験上の決定誤差は、燃料コンパクト1個あたりの軸方向分布については3~6%、燃料体一体あたりの炉心径方向及び軸方向分布については4%であった。軸方向分布は、4カラムとも2段目と3段目の間にピークをもつ同様のコサイン分布形状を示し、炉心上部で出力密度を高くし炉心下部で低くする調整が期待通り実現されている。4カラムとも径方向分布は、カラム毎積算値が±3%以内（誤差を考慮すれば±6%以内）の範囲にはいっていることから、炉中心から半径方向に向かって出力密度がほぼ平坦化していると判断できる。以上から、炉心の3次元的な出力分布がほぼ設計どおりに調整されていることが確認できた^[4]。

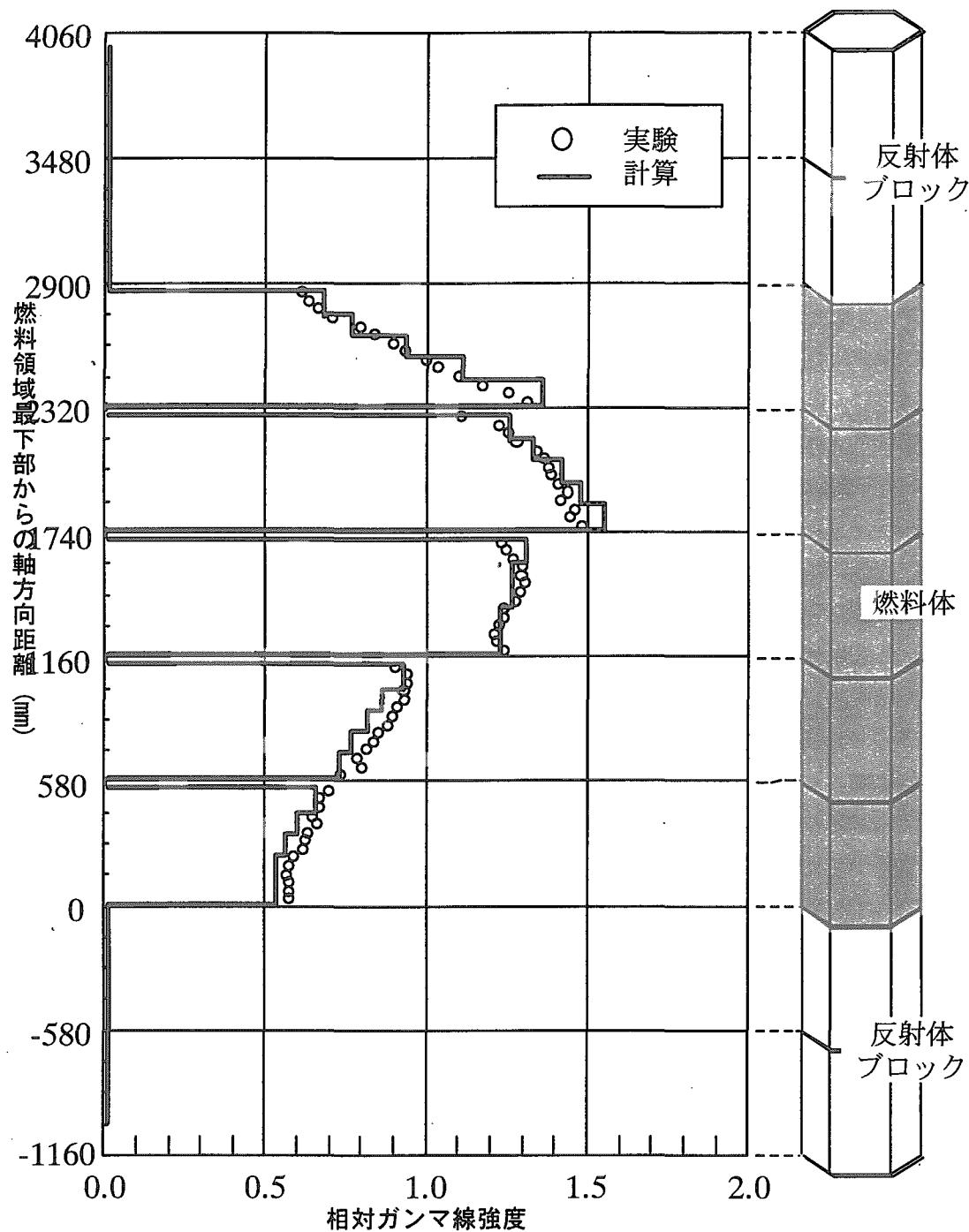
炉心全体の3次元ガンマ線分布測定値とモンテカルロ計算による出力分布の比較を行い、HTTR炉心の3次元出力分布について検討を行った。積算出力に対応するグロスガンマ線分布測定結果とある一点の炉出力に対応する出力分布計算値を比較するために、出力分布計算値から核種生成消滅コードORIGEN2を用い実際のHTTR運転履歴を考慮したガンマ線分布計算値を求め、ガンマ線分布測定値と比較する手法をとった。ガンマ線分布計算値を第3.4-2図及び第3.4-3図にあわせて示す。ガンマ線分布の算出に用いる出力分布計算は連続エネルギーモンテカルロコードMVPにより行った。計算モデルは臨界試験の解析から使用している反射体領域を含む全炉心体系モデルである。細部については、燃料コンパクト形状までモデル化し、被覆燃料粒子については確率論的幾何形状モデルにより燃料コンパクト中のランダムな分布を模擬している。出力分布計算値はそれぞれ単一の炉出力のものであり、測定時までのHTTRの運転履歴を構成する9, 15, 20, 25, 30MWの5つの代表炉出力毎に出力分布を算出した。この計算結果から径方向出力分布は炉出力による違いではなく、統計誤差の範囲（0.6% = 3σ）でほぼ一致することがわかった。HTTRでは運転中に制御棒下端を全て挿えた状態としているため、炉出力による径方向出力分布に差がほとんど生じない。従って、測定値の径方向ガンマ線分布は径方向出力分布と一致し、実際の径方向出力分布は平坦化されていることが確認できる。軸方向のガンマ線分布についての測定値と計算値は、燃料体上端部の局所的な相違を除き全体の傾向はほぼ一致している。

実験結果からHTTRの出力分布は概ね設計どおりの分布であることが明らかになった。また、ガンマ線分布の計算値と実験値の相違（C/E）は1.01±0.06であり、両者はよい一致を示した。

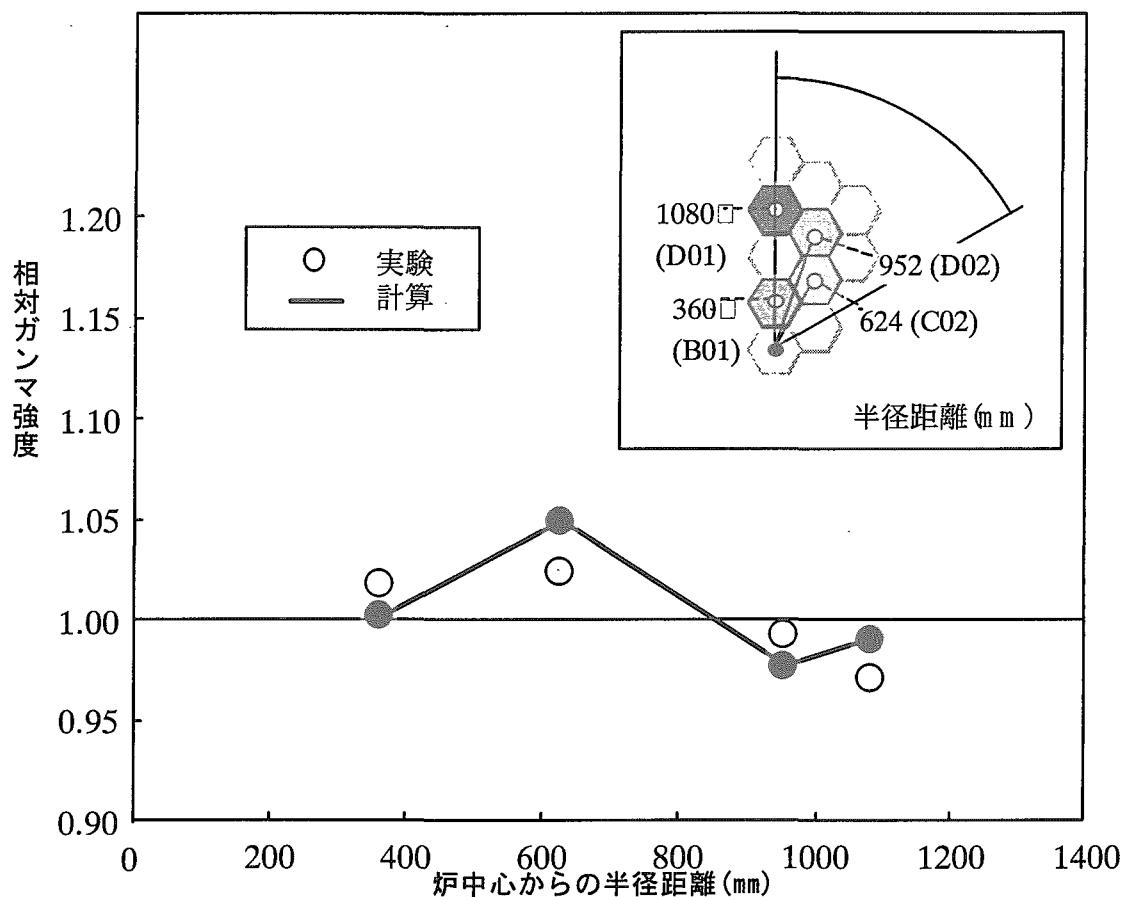


第3.4-1図 測定データの補正効果と整理の例

(D02カラム1段目の燃料体)



第3.4-2図 軸方向ガンマ線分布（炉心位置：B-01）



第3.4-3図 径方向ガンマ線分布

参考文献

- [1] 藤本 望、他、”高温工学試験研究炉の燃料体からのガンマ線測定－方法と結果－”，JAERI-Tech 2001-002 (2001)
- [2] 野尻 直喜、他、”グロスガンマ測定によるHTTR燃料の出力分布評価”，日本原子力学会2001年秋の大会, G38, (2001)
- [3] 高松 邦吉、他、”グロスガンマ測定によるHTTR燃料の出力分布評価(II)”，日本原子力学会2003年春の大会, G40, (2003)
- [4] 野尻 直喜、他、”燃料体からのグロスガンマ計測によるHTTR炉心の出力分布評価”，JAERI-Tech (2003)

4. 高温試験運転実施に対する検討^[1]

HTTR の高温試験運転は、原子炉出口冷却材温度 850°C の定格運転の試験結果を踏まえて出力上昇試験(5)として計画されている。以下では、高温試験運転時の安全性確認のため、その方法及び確認項目、これまでの出力上昇試験における測定結果と解析結果の比較、高温試験運転の安全性確認（評価）の結果について示す。また、出力上昇試験(4)までに摘出された課題とその対策について示す。加えて、高温試験運転における試験項目摘出の考え方及び実施する試験項目を示す。

4.1 高温試験運転に係る安全性確認

高温試験運転の安全性は、原子炉設置許可申請^[2]時に確認されているが、高温条件で運転される HTTR の安全性確保に重要な燃料、制御棒及び中間熱交換器について、定格運転モードでの運転データに基づいて再確認を行った。

燃料、制御棒及び中間熱交換器については、原子炉設置許可申請時において十分な安全余裕を見込んだ保守的な評価条件の下、その健全性が確認されているので、今回の評価においてもその手法を踏襲する。但し、原子炉設置許可申請時に用いた評価条件の一部を、定格運転モードを中心とするこれまでの出力上昇試験等で実際に得られたデータに基づいて置き換え、高温試験運転モードによる全出力運転時の健全性を改めて解析評価した。

1) 燃料

① 安全性確認の方法

高温試験運転中の被覆燃料粒子の著しい追加破損の有無は、燃料の健全性の観点から安全上重要である。被覆燃料粒子の破損は燃料温度に強く依存するため、高温試験運転モードによる炉出力 30MW 運転時の燃料最高温度を解析し、制限値 (1495°C) 以下であることを確認する。また、高温試験運転時の核分裂生成物の放出率及び 1 次冷却材中の循環放射能量が、設計値 (放出率 : ^{88}Kr に対し 5.35×10^{-4} (燃料の 1% 破損に相当)、循環放射能量 : $9.4 \times 10^{13}\text{MeV} \cdot \text{Bq}$) 以下であることを確認する。

② これまでの出力上昇試験における測定結果と解析結果の比較

燃料温度解析の流れを第 4.1-1 図に示す。

核計算コード CITATION については、炉出力 9MWまでの出力上昇試験が終了した段階で燃料体の γ 線測定の結果と解析結果を比較した。第 4.1-2 図に示すように、各カラム (F1 ~ F4) 每の出力の軸方向積分値について両者が矛盾しない結果であることが確認された。

炉内流量配分解析コード FLOWNET については、定格運転モード・炉出力 30MW における、炉心入口部と高温プレナム部の冷却材温度から求められる炉心中心領域と周辺領域の

冷却材温度上昇量について、解析結果と測定結果を比較した。第 4.1-3 図に示すように、解析結果と測定結果の差は 2% 以内であり、良い一致を示していることを確認した。このことは、FLOWNET コードによる炉内流量配分と CITATION コードによるチャンネル毎の軸方向出力の積分値が、ほぼ正しく計算されていることを示すものである。

なお、これらの解析コードは、燃料温度解析コード TEMDIM とともに原子炉設置許可申請において燃料最高温度を評価するために使用したものである。

③ 高温試験運転の評価結果

これまでの出力上昇試験で得られた実測データに基づいて、高温試験運転時の燃料温度評価を実施した。

第 4.1-1 表に示す燃料温度の解析・評価条件は、定格運転モードを主とする出力上昇試験運転で得られた知見に基づいて設定したものである。なお、燃料の燃焼日数は、実際の高温試験運転モードによる運転時期を考慮し 160 日とした。

燃料最高温度評価において重要な工学的安全係数は、燃料の製造公差、物性値、ギャップコンダクタンス、燃料棒偏心等、燃料カラム、燃料棒単位で統計的に変動する誤差因子を扱ったランダム因子と、その誤差が系統的性質を持つ可能性が高い場合に、設計評価が安全側になるようにその不確かさを乗算的に処理するシステムティック因子からなる。ランダム因子については、燃料の製造実績に基づいて見直しできるものがあるが、安全側に評価するため設計時と同一とした。設計時評価に使用したシステムティック因子と、これまでに得られた実測データに基づいて見直したシステムティック因子を第 4.1-2 表に示す。

以上の解析条件を用いて評価した高温試験運転時の燃料最高温度は 1463°C となり、燃料の熱的制限値 1495°C を下回ることを確認した。なお、原子炉設置許可申請時の評価結果は 1492°C である。

核分裂生成物放出率の評価については、定格運転モード・炉出力 30MW 運転時における 1 次冷却材中の ^{88}Kr の放出率が 7×10^{-9} であり、設計値の 5.35×10^{-4} (燃料の 1% 破損を想定) に比べて 5 衡低い数値であった^[3]。第 4.1-4 図に初装荷燃料の先行照射試験の結果を示す。高温試験運転時に燃料最高温度は熱的制限値 1495°C を超えないで、燃料の著しい追加破損はない。また、高温試験運転時の ^{88}Kr の放出率は、定格運転時より燃料温度が上昇するので、図から明らかなように著しい追加破損がなくても上昇するが、設計値である 5.35×10^{-4} を十分下回る。なお、1 次冷却材中の循環放射能量は核分裂生成物放出率に比例するので、高温試験運転モード・炉出力 30MW において設計値を十分下回る。

第 4.1-1 表 燃料温度評価に関するこれまでの知見と解析評価への反映

	運転データから得られた知見	解析評価への反映
炉心上部プレナム温度 設計解析 : 415°C 今回解析 : 409°C	原子炉圧力容器上鏡内側の空間である炉心上部プレナムで 9 点測定している冷却材温度について、測定データを炉出力 30MW での値に外挿すると 399°C～409°C になる。	設計において 415°C としていた炉心入口冷却材温度条件を 409°C とした。
1 次冷却材流量 設計解析 : 10.2kg/s 今回解析 : 10.1kg/s	定格運転モード・炉出力 30MW において、炉容器冷却設備の除熱量が、設計値 600kW に対し 810kW になることを確認した。また、スタンドパイプからの放熱が 70kW であることを確認した。	原子炉出入口の冷却材温度条件 950°C／395°C に基づき、設計において 10.2kg/s としていた 1 次冷却材流量を 10.1kg/s とした。
制御棒位置 設計解析 : 2610mm 今回解析 : 2900mm	定格運転モード・炉出力 30MW 運転における制御棒位置は、2855mm であり設計で想定していた位置より上方にあることを確認した。	原子炉出口冷却材温度が 100°C 上昇することを考慮して、制御棒位置を 2900mm とした。
原子炉熱出力 設計解析 : 102.5% 今回解析 : 102.0%	計測器の校正データに基づき、原子炉熱出力の測定誤差を 1.5% 以下であることを確認した。	制御誤差 0.5% を考慮し、設計において 2.5% としていた出力に関するそれぞれのシステムティック因子を 2.0% とした。
軸方向出力分布に関するシステムティック因子 設計解析 : 4.0% 今回解析 : 削除	設計解析では燃料棒が燃料ブロック端部まで連続したものとしてモデル化しており、実機の燃料棒端部黒鉛によるスパイク効果等については、これを解析上の不確かさとし、4.0% のシステムティック因子で考慮していた。一方、出力分布測定結果からは、燃料棒端部での出力の盛り上がり等は観測されていない。	設計において 4.0% としていた軸方向出力分布に関するシステムティック因子を削除した。
流量配分に関するシステムティック因子 設計解析 : 冷却材温度 4.0% 膜温度差 3.2% 今回解析 : 冷却材温度 2.0% 膜温度差 1.6%	設計時には炉心有効流量に対する工学的安全係数として、流量配分に関するシステムティック因子のうち、冷却材温度上昇因子 4.0%、膜温度差上昇因子 3.2% を考慮していたが、FLOWNET コードの解析結果と測定結果の比較から、解析は実際の炉心有効流量を 2.0% 程度安全側に計算していることを確認した。	冷却材温度上昇因子 2.0%、膜温度差上昇因子 1.6% とした。
冷却材温度上昇因子に関するシステムティック因子 設計解析 : 2.5% 今回解析 : 削除	設計時には熱出力校正誤差の影響について、燃料温度を保守的に評価する観点から、これを他の温度上昇因子と共に冷却材温度上昇因子にも計上していた。 実機運転では熱出力校正誤差が冷却材温度上昇に波及することはなく、この因子は削除可能である。(原子炉出入口温度の測定誤差に基づく影響は、別途、冷却材流量に関するシステムティック因子として考慮されている)	設計において、2.5% としていた出力に関するシステムティック因子の内の冷却材温度上昇因子を削除した。

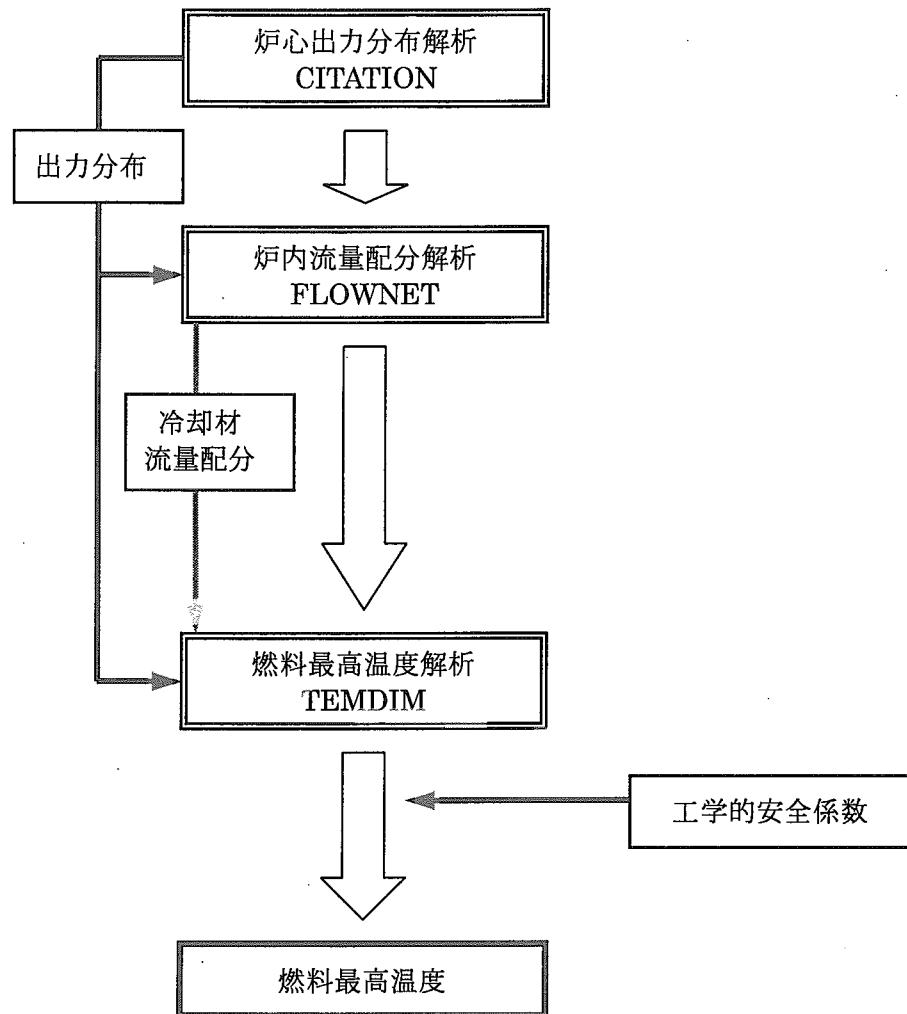
第 4.1-2 表 燃料温度解析に使用したシステムティック因子

設計時に使用した値

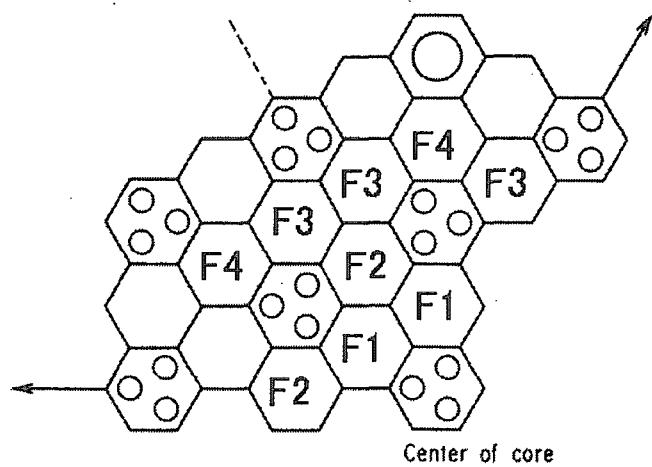
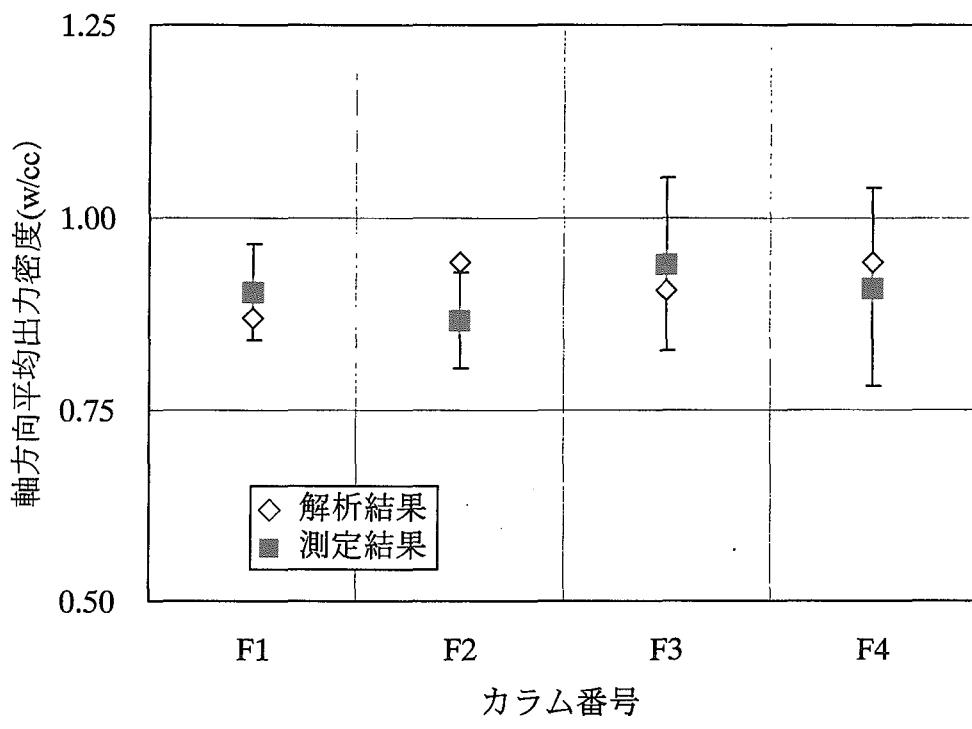
項目	冷却材 温度上昇 因子	膜温度差 上昇因子	被覆部 温度差 上昇因子	ギャップ 温度差 上昇因子	燃料部 温度差 上昇因子
出力	1.025	1.025	1.025	1.025	1.025
出力分布					
半径方向	1.03	1.03	1.03	1.03	1.03
軸方向	1.0	1.04	1.04	1.04	1.04
冷却材流量					
950°C運転	1.01	1.008	1.0	1.0	1.0
850°C運転	1.02	1.016	1.0	1.0	1.0
流量配分（基準炉心）	1.04	1.032	1.0	1.0	1.0

実測データに基づいて見直した値

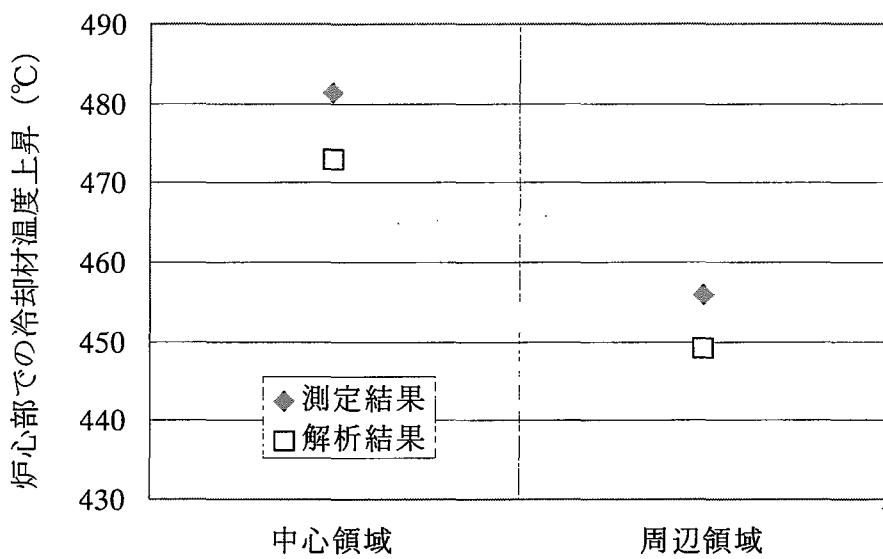
項目	冷却材 温度上昇 因子	膜温度差 上昇因子	被覆部 温度差 上昇因子	ギャップ 温度差 上昇因子	燃料部 温度差 上昇因子
出力	<u>1.0</u>	<u>1.02</u>	<u>1.02</u>	<u>1.02</u>	<u>1.02</u>
出力分布					
半径方向	1.03	1.03	1.03	1.03	1.03
軸方向	1.0	<u>1.0</u>	<u>1.0</u>	<u>1.0</u>	<u>1.0</u>
冷却材流量					
950°C運転	1.01	1.008	1.0	1.0	1.0
850°C運転	1.02	1.016	1.0	1.0	1.0
流量配分（基準炉心）	<u>1.02</u>	<u>1.016</u>	1.0	1.0	1.0



第 4.1-1 図 燃料温度解析の流れ

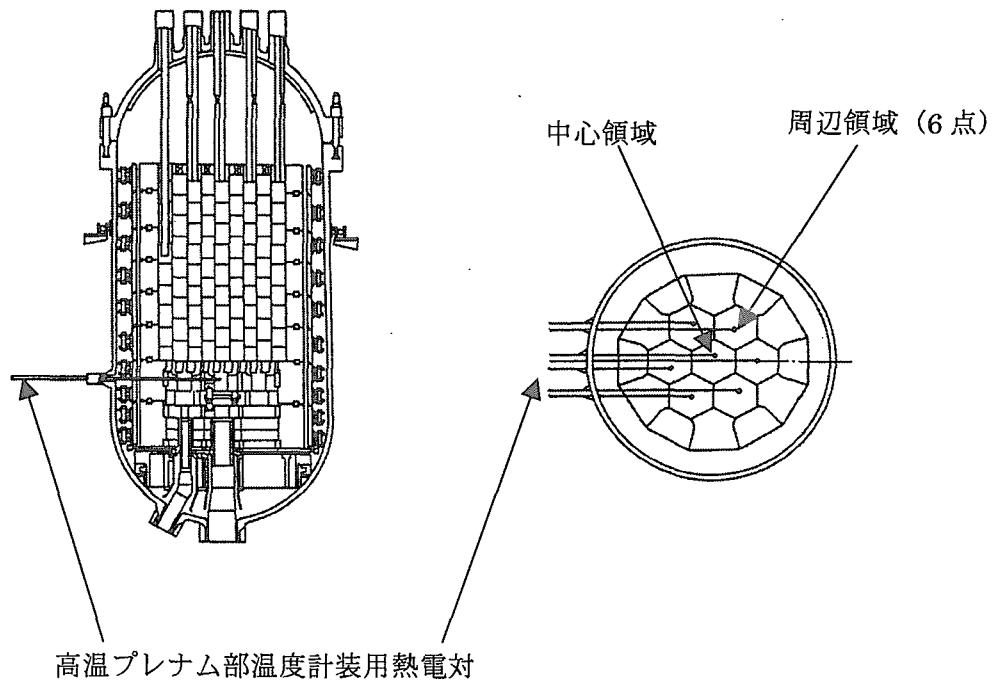


第 4.1-2 図 CITATION コードの解析結果と測定結果の比較

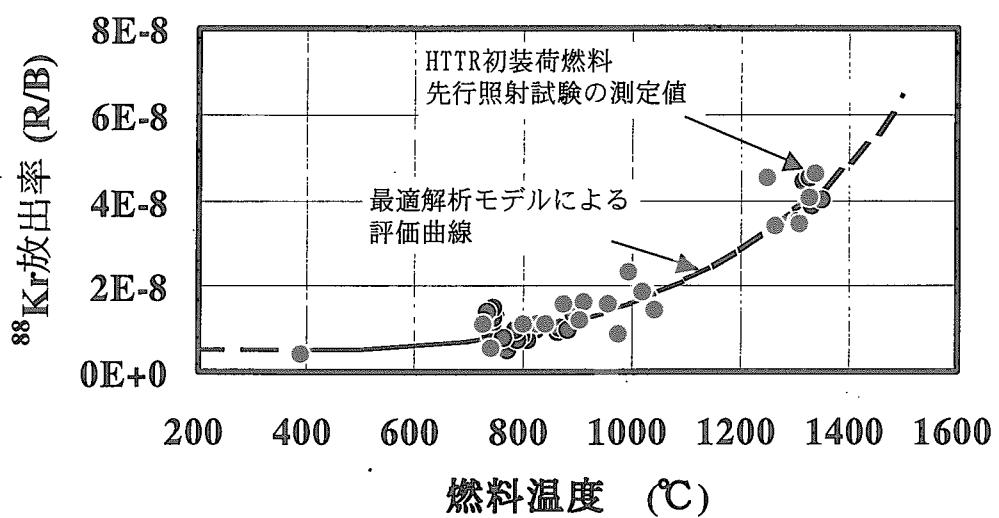


定格運転・炉出力30MWのFLOWNETコードの解析結果
(高温プレナム部冷却材温度の比較)

— 測定値は中心領域3点、周辺領域18点の測定値の平均 —



第 4.1-3 図 FLOWNET コードにより解析結果と測定結果の比較



第4.1-4図 先行照射試験における燃料温度に対する ^{88}Kr 放出率の変化

2) 制御棒

① 安全性確認の方法

制御棒の健全性については、高温試験運転時の商用電源喪失に伴う制御棒 2 段階挿入時の制御棒の温度解析により、制御棒被覆管温度が繰り返し使用を考慮して設定したしきい値 (900°C) 以下であることを確認する。商用電源喪失は、制御棒の繰り返し使用を前提とした過渡事象の中で、制御棒被覆管温度に対して最も厳しい事象である。したがって、商用電源喪失時の制御棒被覆管温度の挙動は、構造健全性の評価にあたって重要である。なお、制御棒 2 段階挿入とは、減圧事故以外の原子炉スクラム時に、制御棒温度の高温化を防止するため、原子炉出口冷却材温度が 750°C 以上の場合には、可動反射体領域の制御棒 9 対を先に落下挿入させ、40 分の時間間隔をおいて燃料領域の制御棒 7 対を落下挿入し、未臨界を維持する制御棒の挿入方式である。

② これまでの出力上昇試験における測定結果と解析結果の比較

制御棒の構造設計に使用した温度解析コード TRUMP により、定格運転モード・炉出力 30MW における商用電源喪失試験時の温度挙動を解析し、測定結果と比較した。第 4.1-5 図及び第 4.1-6 図に示すように、高温プレナム部冷却材温度については解析結果の方が高めの温度を示し、固定反射体温度については解析結果と測定結果はほぼ一致している。このことより、TRUMP コードの解析結果は安全側であることを確認した。

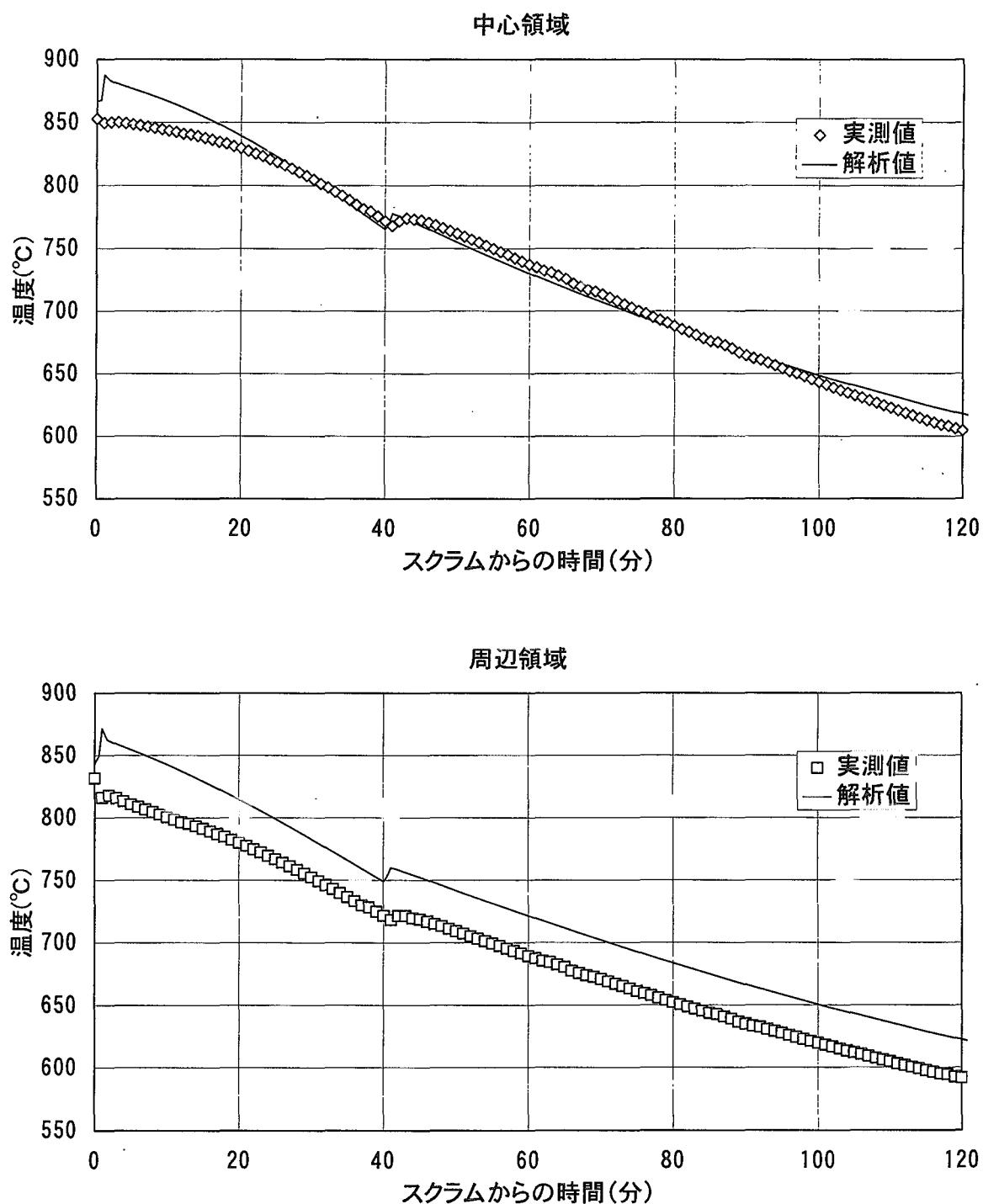
③ 高温試験運転の評価結果

これまでの出力上昇試験で得られた実測データに基づいて高温試験運転時の評価を実施した。

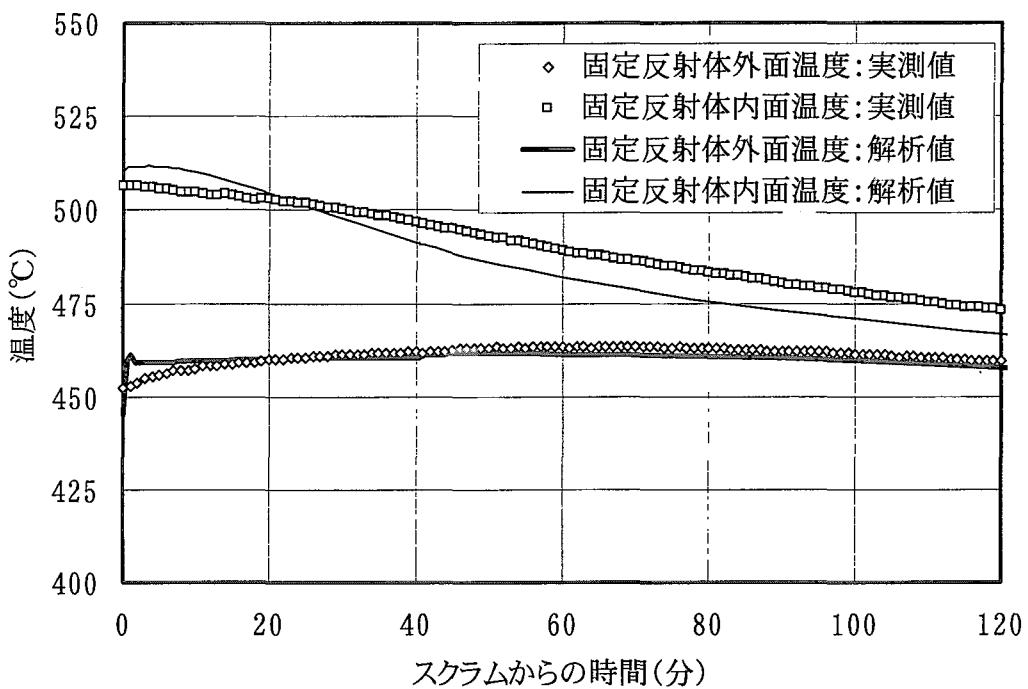
解析では、以下のとおり設計時の条件を見直した。

- ・ 商用電源喪失前の原子炉出力を定格出力 30MW の 102%とした（設計解析 102.5%）。
これは、原子炉熱出力の測定誤差が 1.5%以下になることによるものである。
- ・ 商用電源喪失時の 1 次冷却材流量変化については、定格運転モード・炉出力 30MW における商用電源喪失試験時の実測データを使用した。

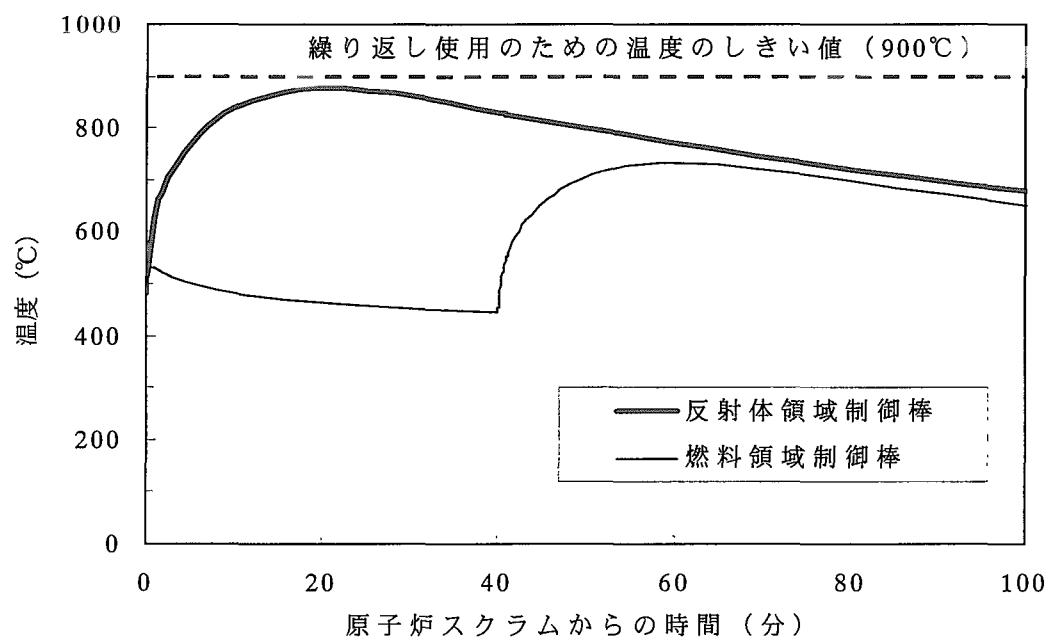
以上の条件に基づいて解析した高温試験運転モード・炉出力 30MW における商用電源喪失時の制御棒被覆管温度の変化を第 4.1-7 図に示す。制御棒被覆管最高温度は、スクラム直後に挿入される反射体領域制御棒に対し 876°C に、スクラムしてから 40 分後に挿入される燃料領域制御棒に対し 732°C にとどまり、制御棒被覆管の繰り返し使用を考慮して設定した温度しきい値 900°C を下回ることを確認した。なお、設工認申請時の解析においては、反射体領域制御棒に対し 895°C、スクラムしてから 40 分後に挿入される燃料領域制御棒に対し 787°C の解析結果であった。



第 4.1-5 図 定格運転モード・炉出力 30MW からの商用電源喪失試験の解析結果
(高温プレナム部冷却材温度の比較)



第 4.1-6 図 定格運転モード・炉出力 30MW からの商用電源喪失試験の解析結果
(固定反射体内外面温度の比較)



第 4.1-7 図 商用電源喪失後の制御棒外側被覆管温度の解析結果

3) 中間熱交換器

① 安全性確認の方法

中間熱交換器の伝熱管温度は 900°C を上回り金属材料としては特に高温であり、クリープ損傷の評価が重要となる。このため、伝熱管等の構造材温度は、中間熱交換器の構造健全性の評価にあたって重要である。中間熱交換器の構造健全性については、高温試験運転時の中間熱交換器の温度解析により、構造材温度が設計値（伝熱管 955°C、内筒 940°C）以下であることを確認する。

② これまでの出力上昇試験における測定結果と解析結果の比較

試験評価用として開発した中間熱交換器温度解析コードにより、定格運転モードにおける中間熱交換器構造材温度を解析し、測定結果と比較した。解析では、中間熱交換器の 1 次・2 次冷却材の流量及び入口温度の測定結果を境界条件とし、熱交換器の出口冷却材温度及び構造材温度を計算した。第 4.1-8 図に示すように、伝熱管温度及び内筒温度の解析結果は測定結果を再現できることを確認した。

③ 高温試験運転の評価結果

②で検証した解析コードを用いて、これまでの出力上昇試験で得られた実測データに基づいて高温試験運転時の評価を実施した。

解析では、以下の条件を設定した。

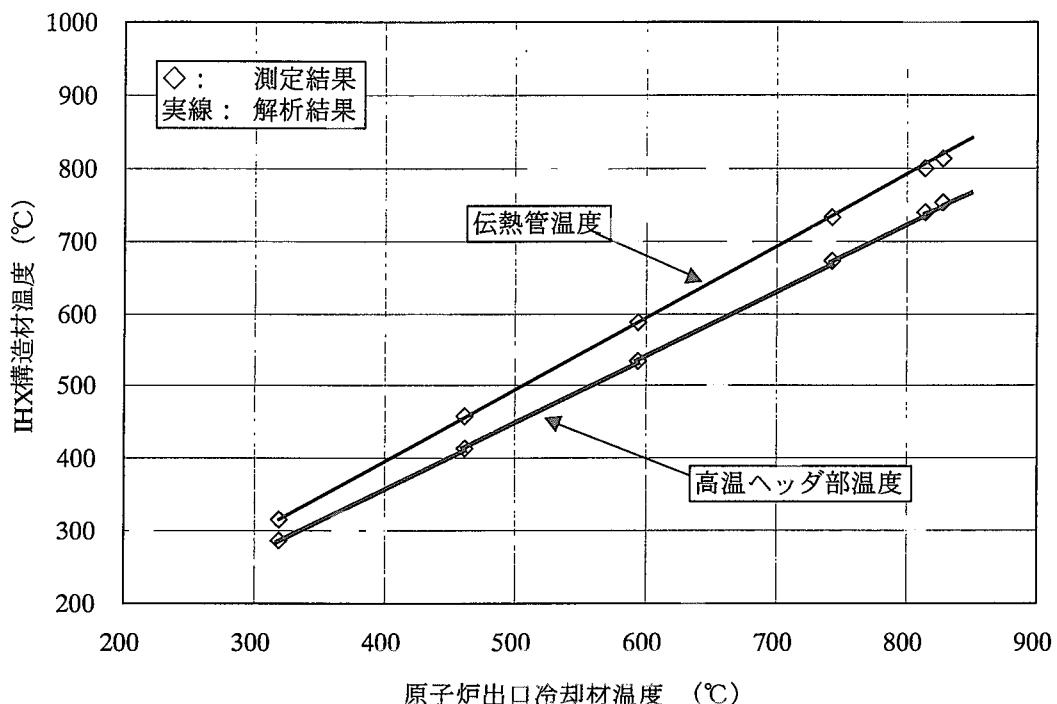
- ・ 中間熱交換器の 1 次冷却材入口温度及び 2 次冷却材入口温度については、高温試験運転モードによる炉出力 20MWまでの測定データが得られている。これを炉出力 30MW での値に外挿すると、1 次冷却材入口温度は 924°C、2 次冷却材入口温度は 212°C になる。今回の解析では、これを解析条件として使用した。
- ・ 1 次冷却材流量及び 2 次冷却材流量は、炉出力に関係なく一定値に制御されることから、今回の解析では、高温試験運転モードによる炉出力 20MW での測定値である 1 次冷却材流量 12.2t/hr、2 次冷却材流量 10.8t/hr を使用する。

上記の条件に基づいて解析を実施した結果、高温試験運転モード・炉出力 30MW における中間熱交換器の構造材温度については、伝熱管 912°C、内筒の一部である高温ヘッダ及び内筒下部レジューサが、それぞれ 881°C 及び 815°C になる。これらの温度は、それぞれの構造材の設計値（最高使用温度）である伝熱管 955°C、内筒 940°C を下回ることを確認した。なお、設工認申請時の解析結果は、伝熱管 925°C、高温ヘッダ 910°C である。

4) 高温試験運転に係る安全性確認のまとめ

原子炉設置許可申請時に用いた評価条件の一部を、定格運転モードを中心とするこれまでの出力上昇試験等で実際に得られたデータに基づいて置き換え、高温条件で運転される HTTR の安全性確保に重要な燃料、制御棒及び中間熱交換器について、高温試験運転モード

での健全性評価を実施した。その結果、それぞれの機器の健全性評価については、原子炉設置許可申請時の評価より信頼性を向上させることができ、原子炉出口冷却材温度が950°Cに達する運転状態においても健全性が確保され、高温試験運転を安全に実施できることを確認した。



第4.1-8図 定格運転モードにおける IHX 構造材温度の解析結果

4.2 出力上昇試験時に摘出された課題とその対策

高温試験運転の実施にあたって、出力上昇試験時に摘出された課題について、これまで実施した対策の有効性を再確認する。摘出された課題として、

- 並列運転時における原子炉入口冷却材温度計測チャンネル間の指示値の差
- 1次冷却材流量 ch.1 の指示値低下
- スクラム時の IHX 周りの冷却材温度変化率過大
- 加圧水空気冷却器の空気巻き込みによる冷却性能低下

がある。以下にこれらの内容と対策を示す。なお、これらの課題に対する対策の有効性は、30MW の出力上昇試験(4)で確認されている。

1) 並列運転時における原子炉入口冷却材温度計測チャンネル間の指示値の差

並列運転時、IHX と PPWC の各ガス循環機出口の冷却材が均一に混合されないため、原子炉入口冷却材温度を計測している配管内で温度分布が生じ、冷却材温度の計測チャンネル（3 チャンネル）間で指示値に差が生じた。その結果、原子炉入口温度制御には、高い温度指示のチャンネルが選択されたため、原子炉入口冷却材温度（平均温度）が低くなることが判った。この原因は、PPWC 内部の流路パスの違いにより 3 台のガス循環機間に流入する冷却材温度に差が生じたことによるものである。また、3 台のガス循環機のうち出口冷却材温度が最も高くなる C 号機においては、温度高警報の設定値 420°C に近づく可能性がある。

対策として、原子炉入口冷却材温度に IHX と PPWC の各ガス循環機出口冷却材温度の混合平均温度を適用する制御方式とした結果、有効性が確認された。高温試験運転では、改善した制御方法により原子炉入口冷却材温度の制御を行うことにしており、また、PPWC の 3 台のガス循環機間に生じる冷却材温度差に基づいて、PPWC の強度計算を実施した結果、構造健全性に問題がないことを確認した。

2) 1次冷却材流量 ch.1 の指示値低下

20MWまでの高温試験運転において、1次冷却材流量計の3チャンネル間で流量指示値の差が生じ、ch.1 の指示値が見かけ上低下して瞬時に警報設定値に達した。対策として流量の制御に対して、中間値の流量を指示するチャンネルが選択されるように、チャンネル切り替えの流量差設定値を調整することで ch.1 の流量低下の警報を抑制できる見通しを得た。なお、流量の警報設定値については、流量計の校正データを基に計測チャンネル誤差を再評価し、定格流量の 97% から 96% に見直した。なお、流量低による原子炉スクラム設定値は 93% である。

3) スクラム時の IHX 周りの冷却材温度変化率過大

スクラム時の IHX 周りの 1 次冷却材及び 2 次冷却材の温度変化率が、設計時の想定よりも大きくなつた。そのため、高温試験運転時の原子炉スクラム後における冷却材温度変化に

対して IHX の強度計算を実施した。強度計算における冷却材温度変化については、定格運転時の原子炉スクラム後における冷却材温度変化の測定値に基づいて設定した。構造健全性を評価した結果、高温試験運転時の原子炉スクラム後における冷却材温度変化に対して、IHX の構造健全性に問題がないことを確認した。

4) 加圧水空気冷却器の空気巻き込みによる冷却性能低下

原子炉建家屋上に設置した加圧水空気冷却器（ACL）が、原子炉建家の壁と接近しているため、風向きによっては ACL を通った高温の空気が再び ACL の入口側に巻き込まれ、除熱性能を低下させていることが判った。原子炉建家及び ACL をモデル化した熱流動解析結果に基づき、巻き込み防止策として遮風板を設置した。遮風板の設置により、風向きによる除熱性能の変化を抑制できることを確認したため、高温試験運転においても 30MW を安定に除熱できる見通しを得た。

4.3 高温試験運転の試験項目抽出の考え方

1) 高温試験運転における安全確保の基本方針

通常運転時の安全確保の基本方針である熱漏れ、ヘリウムガス漏えい及び燃料破損の防止に加えて温度の上昇に着目して試験項目を選定する。

① 热漏れに対しての確認

熱的パラメータの監視を行い、熱漏れを監視確認する。

② ヘリウムガス漏えいに対しての試験

放射性物質濃度等の測定検査、連続安定運転試験を行い、ヘリウムガスの漏えい及び放射能漏れを監視確認する。

③ 燃料破損に対しての確認

燃料及び FP の評価に関する試験を行い、放射能濃度を監視確認する。

2) 高温試験運転時の試験項目の要点

高温試験運転における試験項目は以下のとおりである。

① 使用前検査合格証取得のために必要な検査

使用前検査として、

- 冷却材飽和値確認検査
- 放射性物質濃度等の測定検査

の 2 項目を実施する。

② 性能確認のために必要な試験

20MW の高温試験運転（出力上昇試験(3)）で実施した試験と同様の項目を選定する。これによって、これまで取得した試験結果との連続性を持たせることにしている。具体的には、

- 出力係数測定試験
- 燃焼特性測定試験
- 熱出力校正試験
- 主冷却系熱交換器の性能試験
- 連続安定運転試験
- 熱的パラメータの監視
- 不純物濃度測定試験
- 燃料及び FP の評価に関する試験
- 炉内熱流動特性試験

の 9 項目を実施する。

なお、これまでの出力上昇試験の結果により安全上の確認がされている遮へい性能検査、コンクリート温度確認検査、炉容器冷却設備の性能試験及び高温配管の熱変形測定試験等については、高温試験運転では試験項目としては抽出しないこととするが、データの取得については引き続き行い、今後の研究評価に資する。

参考文献

- [1] 坂場成昭他: JAERI-Tech 2003-043, "HTTR 高温試験運転の出力上昇試験計画" (2003).
- [2] 日本原子力研究所: "日本原子力研究所大洗研究所設置許可申請書「HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の設置」" (1989).
- [3] 植田祥平他: "HTTR 出力上昇試験(8) 燃料及び FP の評価に関する試験", 日本原子力学会 2002 年秋の大会, M12, (2002).

5. 放射線管理

5.1 放射線作業時の管理

平成 14 年度において実施された主な放射線作業は、原子炉の安定運転及び安全性実証試験、施設定期自主検査及び PPWC ガス循環機フィルタ交換作業等である。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) 原子炉運転中の管理

RP/RS-1（安定運転：30MW 定格・並列運転、安全性実証試験：9MW 定格・単独運転）及び RS-2（安定運転：30MW 定格・単独運転、安全性実証試験：9MW 及び 15MW 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。また、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 RS-2 運転時に最大で $160 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 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高出力上昇試験運転時と同様に上昇し、RS-2 運転停止後の地下中 3 階グレーチング床面で最大 $\gamma : 170 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 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。

(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。

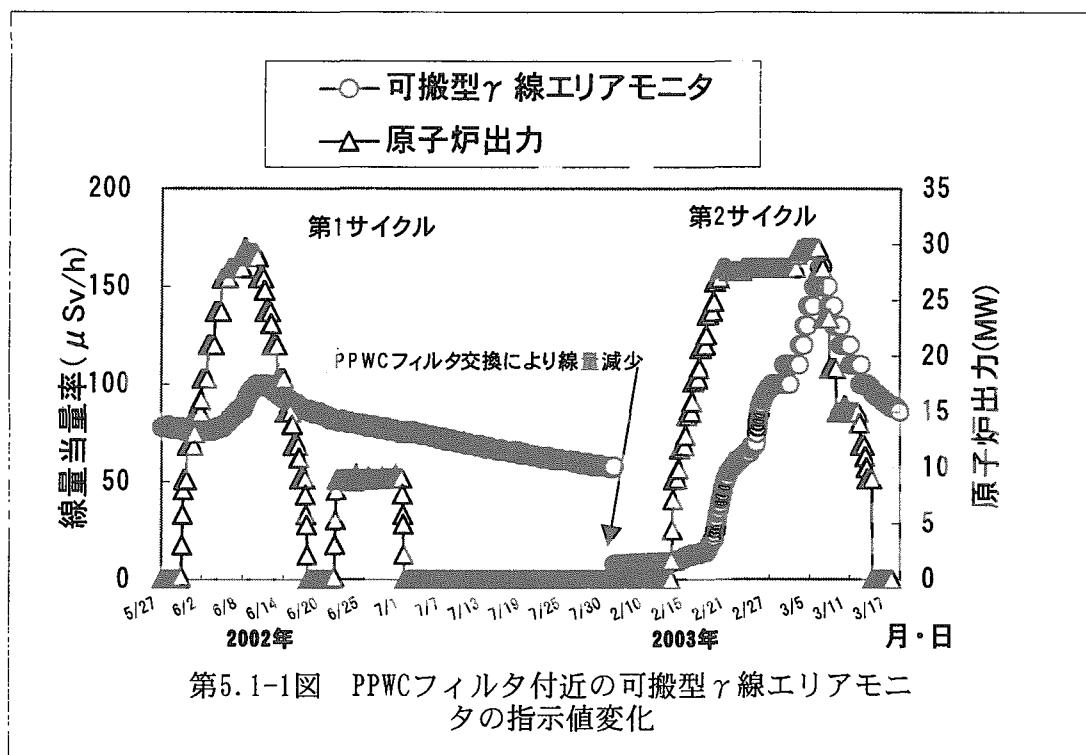
(3) その他の作業

① PPWC ガス循環機フィルタ交換作業

RP/RS-1 運転終了後に一次冷却設備の一部である PPWC (A,B,C 号機) のフィルタ差圧が上昇（目詰まり）したため、同フィルタエレメントの交換作業を実施した。本作業は、高汚染、高被ばくを伴なうため「放射線作業届」を提出させて、事前に作業方法、被ばく低減対策について十分検討を行った。汚染拡大防止対策としてシーラーによるバックイン・アウト方式を採用したことによりグリーンハウス及び身体の汚染は検出されなかった。また、被ばく低減対策としてモックアップテスト等による作業の習熟、フィルタ補助遮へい体等を設置し、APD による日線量管理を実施して被ばくの低減と偏りをなくした。これにより、フィルタ表面線量当量率が最大 $3.2\text{mSv}/\text{h}$ であったが、作業者の被ばくは、個人最大で 0.4mSv (計画値の約 1/4)、集団で $3.7\text{person} \cdot \text{mSv}$ (計画値の約 1/12) に低減することができた。

② 出力分布測定作業時の管理

RP/RS-1 運転終了後に炉心内の出力分布に関する情報等を取得するために、一部の制御棒及び燃料体を炉心から取り出し、ガンマ線線量当量率の測定を行い、炉心へ再装荷する作業が実施された。本作業は、制御棒交換機及び燃料交換機を用いて遠隔操作で行われた。また、メンテナンスピットにおいては、制御棒の点検等が実施された。作業中の線量当量率については、燃料体取り出し時の燃料交換機等の表面はバックグラウンドで、メンテナンスピット内の制御棒移動時はピット内のエリアモニタが最大 γ : 32m Sv/h まで上昇したが、遮へい体収納後ピット内はバックグラウンドとなった。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

2002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。2002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(個人の実効線量が最大0.4mSv)が21人あったが、全てPPWCガス循環機フィルタ交換作業による被ばくであった。これらは、計画的な被ばく管理の基で実施されたものであり、被ばく結果は、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。

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 (person·mSv)
		検出下限 線量未満	0.1mSv 以上	1.0mSv 超え	5.0mSv 超え	15mSv を超える者			
職員等	92	90	2	0	0	0	0.00	0.1	0.2
外来研究員	1	1	0	0	0	0	0.00	0.0	0.0
請負業者	413	394	19	0	0	0	0.01	0.4	3.5
全作業者	504	483	21	0	0	0	0.01	0.4	3.7

(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。放射性ガスとして ^3H が検出され最大濃度は $3.5 \times 10^{-5} \text{ Bq/cm}^3$ 、年間放出量は $2.4 \times 10^9 \text{ Bq}$ であった。これは、PPWC ガス循環機フィルタ交換作業後に実施した一次系内のヘリウム置換による真空引き作業で一次系内の ^3H が放出されたものである。

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	$< 8.8 \times 10^{-11}$	—
	^{137}Cs	$< 2.7 \times 10^{-10}$	0
	^{131}I	$< 1.1 \times 10^{-9}$	0
放射性ガス	^3H	3.5×10^{-5}	2.4×10^9
	^{88}Kr 等	$< 1.9 \times 10^{-3}$	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、 $4.3 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3$ 、年間放出量は、 $7.4 \times 10^8 \text{ Bq/年}$ 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	4.3×10^1	7.4×10^8	9.0×10^1
^{60}Co	$<4.0 \times 10^{-3}$	0	
^{137}Cs	$<4.0 \times 10^{-3}$	0	
その他	$<3.5 \times 10^{-2}$	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)	
^3H	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て、マルチングワイヤを利用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の照射試験を平成 13 年度までに行った。照射試験では、全種類の温度モニタを試験するため、2 本の照射キャップセル (99M-38A 及び 99M-39A) をそれぞれ低温（約 600~1100°C）及び高温（約 700~1400°C）で照射し、高速中性子照射量は約 $6.5 \sim 6.7 \times 10^{24} \text{ m}^{-2}$ の実績を得た。

照射後試験は、平成 14 年度までに温度モニタの溶融を確認するための X 線ラジオグラフ及び、温度モニタの照射健全性を確認するため、外観検査を終了した。X 線ラジオグラフの結果、38A 試料については、設定温度 600~1135°C のモニタの溶融及び 1 個のワイヤの喪失が観察され、照射温度分布とモニタの融点との良い相関が得られた。一方、39A 試料については、全てのモニタに溶融又はワイヤの喪失が観察されたが、これは照射温度を高めに設定したためと考えられる。また、ワイヤの喪失のみられた温度モニタの外観検査の結果、いずれのキャップセルでも石英管の割れ及び劣化が観察されたが、破損メカニズムは照射温度によって異なっていたと考えている。以上より、温度モニタの最高使用温度及び照射期間を制限する必要があることが分かった。

平成 15 年度は、石英管と合金ワイヤの反応及び黒鉛スリーブによる破損モニタからのワイヤ成分の保持能力を調べるため、モニタ及び黒鉛スリーブの EPMA 観察を行う予定である。

(2) ZrC 被覆燃料粒子の開発

平成 14 年度に、蒸着試験装置による噴流試験、PyC 蒸着試験及び、被覆層厚さ測定、金相試験、密度測定を行った。

蒸着試験装置電気炉に装荷した粒子試料の噴流特性を調べるため、蒸着試験装置による噴流試験を行い、バッチ量をパラメータとしたガス流量と噴流状態の関係を調べた。その結果を受けて、バッチ量及びプロピレンガス濃度をパラメータとした PyC 蒸着試験を行った。PyC 蒸着試験の結果、蒸着試験後の試料回収後の重量は 2~数 g 程度増加しており、目視によっても粒径の増加が確認できた。一方、課題として粒子回収方法の検討、黒鉛管下部からの内圧リーク対策、プロピレンガス流量制御幅の拡大等が必要と分かった。

蒸着した PyC 層厚さを測定した。方法として、予め X 線ラジオグラフにより測定した SiC 核模擬粒子の初期粒径に基づいて、PyC 層を蒸着した粒子試料を赤道面まで研磨し、金属顯

微鏡等により赤道面における PyC 層の厚さを測定した。その結果、PyC 層厚さは初期粒径によらず一様であり、プロピレンガス流量と PyC 層厚さに正比例の関係があることが分かった。今後、蒸着条件を最適化し、被覆層厚さを蒸着時間により制御していく。

PyC 蒸着試験で得られた被覆層断面の外観を金属顕微鏡で観察した。結果、外観的な異方性は観察されなかったが、試験に用いた SiC 核模擬粒子 (SiC-TRISO 被覆済) 中の高密度 PyC 層と比較すると、空孔が多いことが分かった。

蒸着した PyC 被覆層について、テトラブロムエタンを用いた浮遊沈降法により密度測定した。その結果、いずれのケースも $1.32\text{g/cm}^3 \sim 1.37\text{g/cm}^3$ であり、HTTR 燃料の判定基準 (1.85g/cm^3) よりもかなり低く、金相試験により PyC 層に空孔が多かったことを裏付ける結果となった。密度が低い原因として、蒸着温度と原料ガス濃度が共に低かったためと考えている。流動床内の温度は電気炉頭頂部の光温度計で行うが、PyC 蒸着中は発生する煤により集光部が黒く汚れるため、蒸着開始直前に出力一定として PyC 蒸着を行っている。一方、プロピレンガスの熱分解反応は吸熱反応であり、蒸着開始前よりも温度が低下し、その結果、密度の低い PyC 層が蒸着されたと考えられる。今後、噴流ガス中のプロピレン量の割合、蒸着速度、温度条件を検討していく。

平成 15 年度からは、以上の結果を受けて、PyC 被覆の最適条件を詳細に把握する。また、ZrC 蒸着に必要な臭素ガス供給装置を整備し、ZrC 蒸着条件を把握する。

6.2 高温制御棒被覆管の開発

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。HTTR 制御棒被覆管用材料として用いる場合は、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。

本開発計画では、これまでに設計指針の確立に必要となる材料データを基礎的材料特性、高温材料特性、酸化材料特性などに分けて取得してきた。今年度は、マトリックスがフェノール系である 2 次元 C/C コンポジット CX-2702G(東洋炭素製)の試験データをまとめるとともに、マトリックスがピッチ系である CX-270G のデータ取得を行った。CX-2702G は熱硬化性であるため、黒鉛化処理の際に剥離等が起きる等の問題があるため、熱可塑性であ

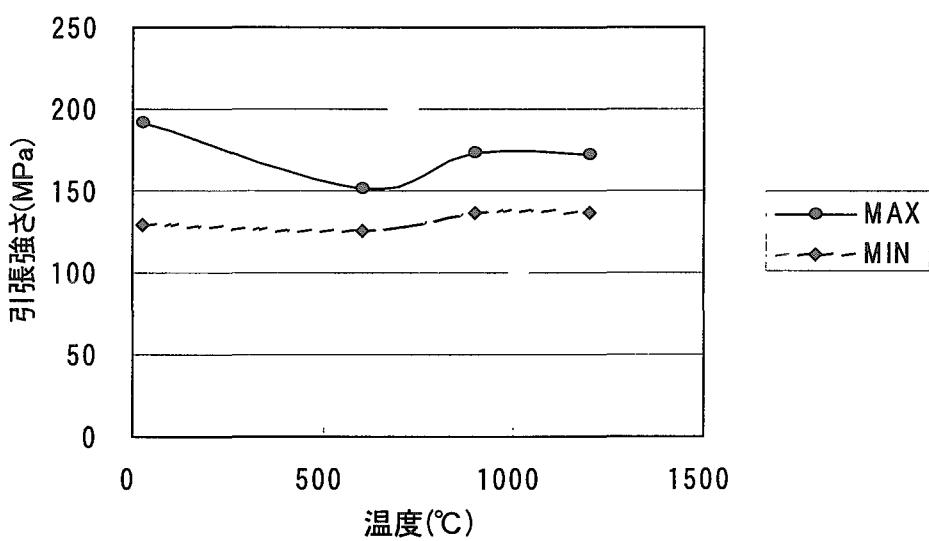
る CX-270G を高温制御棒被覆管の材料とすることとした⁽¹⁾。

一例として、室温に及び高温における纖維方向の引張強さの結果を第 6.2-1 表及び第 6.2-1 図に示す。各温度ともに引張強さのばらつきが大きくなつたが、100MPa 以上の強度が得られた。引張強さは、強度に寄与する炭素纖維が多く含まれる程高強度になる傾向がある。従つて、ロット間及びロット内の炭素纖維体積含有率にばらつきがあつたと推測される。さらに第 6.2-1 図から 1200°Cまでの温度範囲では、引張強さの著しい差は観測できなかつた。纖維方向の引張強さに関しては、温度依存性はほとんどなく、高温においても常温と同じような強度を有する。

今後は CX-270G について、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。

第 6.2-1 表 室温及び高温における引張強さ

	引張強さ Ts(常温) (MPa)	引張強さ Ts(600°C) (MPa)	引張強さ Ts(900°C) (MPa)	引張強さ Ts(1200°C) (MPa)
平均	151.7	141.5	150.5	153.2
標準偏差	17.3	7.2	12.9	13.2
MAX	191.3	150.9	172.7	171.7
MIN	129.4	125.6	137.0	137.0



第 6.2-1 図 引張強さに及ぼす温度の影響

(1)曾我部敏明、他、 JAERI-Research 2002-026,(2002).

6.3 第四紀層立地の検討

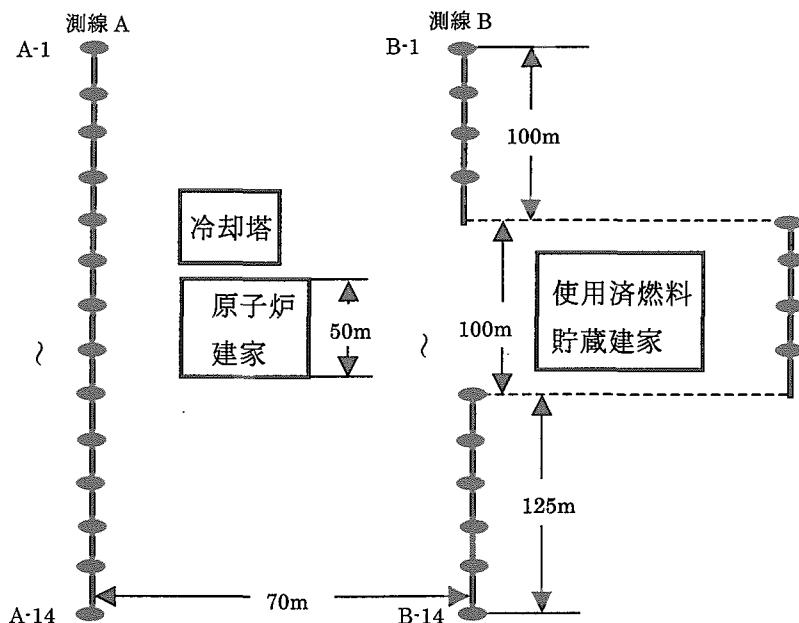
(1) 概要

発電用原子力施設は、国の指針により第三紀地盤（岩盤）に立地するよう定められている。HTTR の原子炉建家は、この国の指針が整った後初めて第四紀地盤（軟岩）に立地した原子炉施設である。今後の原子力施設の立地を第四紀地盤にまでに拡大する事を検討するため、HTTR 原子炉施設の地中、原子炉建家及び 1 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、解析等を行う。今年度は、建家周辺の表層地盤の広範囲な地盤構造（層厚）を把握するため常時微動観測（水平アレ-観測）を実施し、その記録を用いた同定解析を実施した。また、建家モデルに 1 次系機器を接続した時のその挙動の確認を行った。

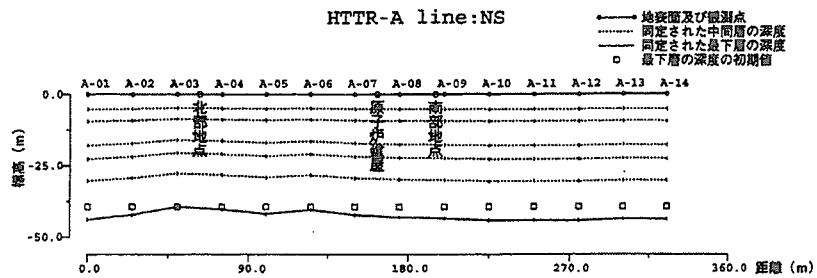
(2) 常時微動観測結果を用いた同定解析

昨年度、FEM モデルを用いたシミュレーション解析による建家の埋め込み効果について検討を行った結果、建家直近の一部の観測記録がシミュレーション解析結果と大きい違いが見られた。この原因として建家周辺地盤構造の不整形が考えられることより、建家周辺地盤構造を把握するため常時微動観測を実施し、得られた観測記録から同定解析を実施し層厚を求めた。

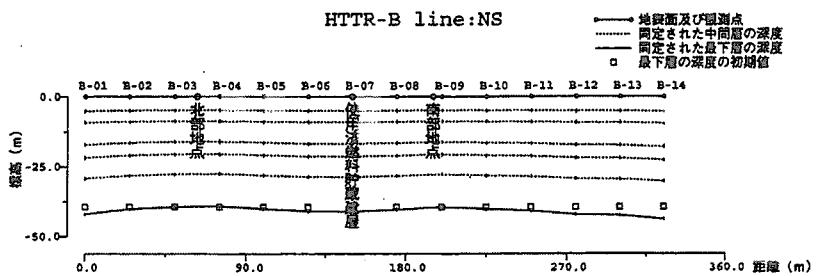
常時微動の観測は、第 6.3-1 図に示すように、原子炉建家を挟んで南北に伸びる測線上の点 A1～A14 及び B1～B14 を 25m 間隔で計 28 点の測定を行う。解析の結果を第 6.3-2 図に示す。層厚は、地盤調査結果で得られたものとほぼ等しく、また、建家周辺地盤は水平成層であることを確認した。



第 6.3-1 図 常時微動観測の測線及び即点



第 6.3-2 図(1/2) A 測線上の常時微動記録による表層地盤構造

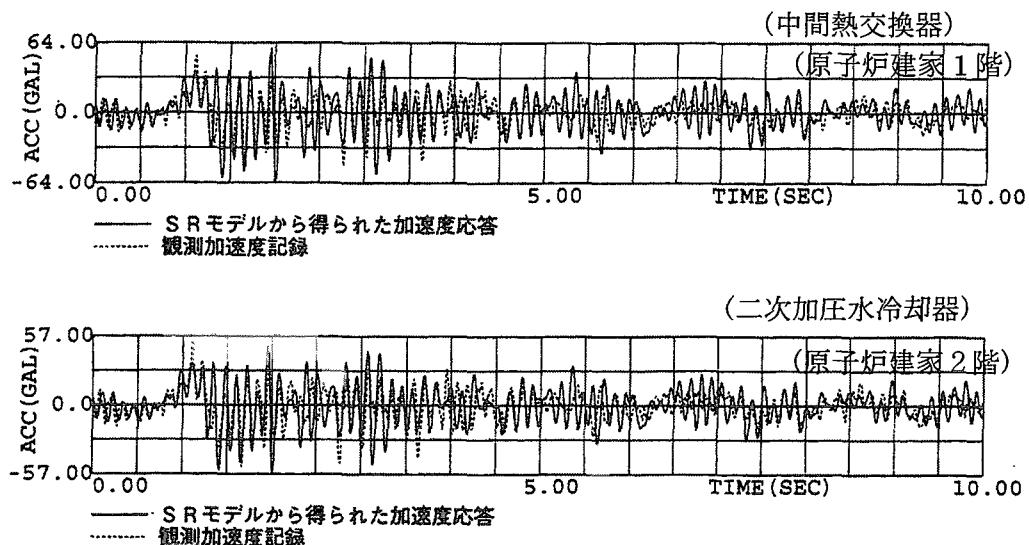


第 6.3-2 図(2/2) B 測線上の常時微動記録による表層地盤構造

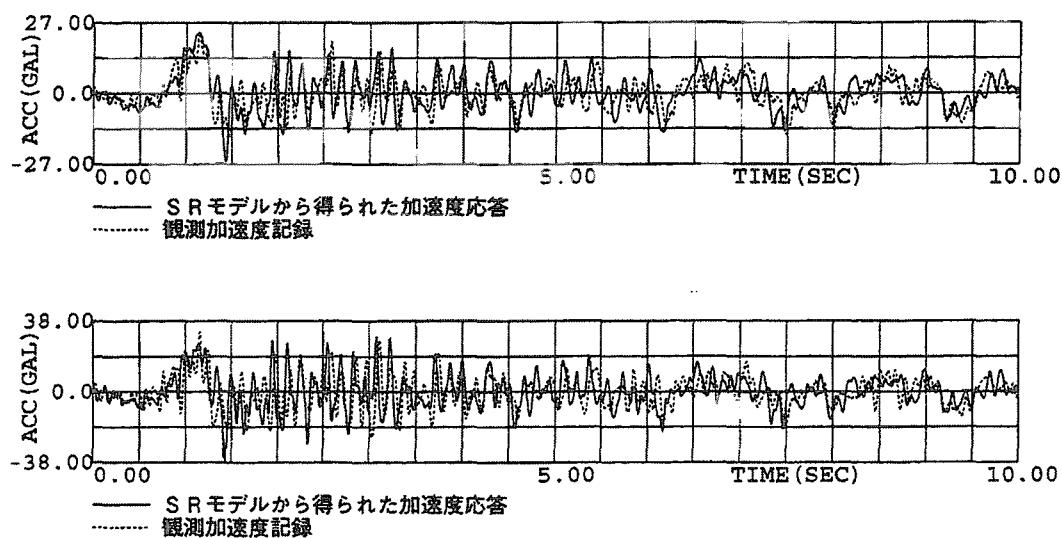
(3) 建家モデルに 1 次系機器を接続した場合の挙動

3 次元の機器系のモデルを 2 次元モデルの NS 方向及び EW 方向に変更して建家の S-R モデルに接続し、観測地震波を用いてシミュレーション解析を行った。シミュレーション解析では、入力地震波を建家基礎部とほぼ同じ位置に設置した G.L.=30m の地震観測記録とし、その応答波として建家フロア及び機器の地震計設置位置での加速度を計算した。

解析の結果を地震観測記録と合わせて第 6.3-3 図に示す。このうち、第 6.3-3 図(1/2)には中間熱交換器及び二次加圧水冷却器の結果を、第 6.3-3 図(2/2)には原子炉建家 1 階及び 2 階の結果を示す。この結果より、建家及び機器系における加速度応答は、地震観測記録を再現していることから、機器系を建家に接続した場合のモデルについてもモデルの妥当が確認された。



第 6.3-3 図(1/2) 中間熱交換器及び二次加圧水冷却器の地震時応答の比較



第 6.3-3 図(2/2) 原子炉建家 1 階及び 2 階の地震時応答の比較

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 14 年度は、照射後試験に必要な設備の整備、照射後試験の予備試験を実施した。

6.4.1 ホットラボの整備

HTTR で照射を行った燃料、サーベイランス試験片等の照射後試験は JMTR ホットラボで実施することとしている。そこで平成 14 年度は照射後試験の準備として JMTR ホットラボに新たに照射後試験装置用電源を整備するとともに照射後試験装置を設置する予定のセル内の除染、セル内既設機器の撤去、セル内の架台の製作を実施した。

6.4.2 熱伝導率測定装置の整備

HTTR で照射したサーベイランス試験片は、照射による熱伝導率の変化を確認するため、JMTR ホットラボのセル内で熱伝導率測定を実施することとしている。平成 14 年度は、レーザーフラッシュ法による熱伝導率測定装置の設計・製作を実施し、JMTR ホットラボのセル内に据付を行った。熱伝導率測定装置の設計では遠隔操作性を考慮した。平成 15 年度には、熱伝導率測定装置の機能試験として未照射のサーベイランス試験片を用いて熱伝導率測定装置の遠隔操作性の確認を実施する予定である。第 6.4-1 図に熱伝導率測定装置の構造を示す。

今後、JMTR のホットラボに照射後試験設備として熱膨張率測定装置、ヤング率測定装置、微小硬度計、シャルピー衝撃試験機、高温金属材料試験装置等を整備していく計画である。

6.4.3 照射後試験（予備試験）

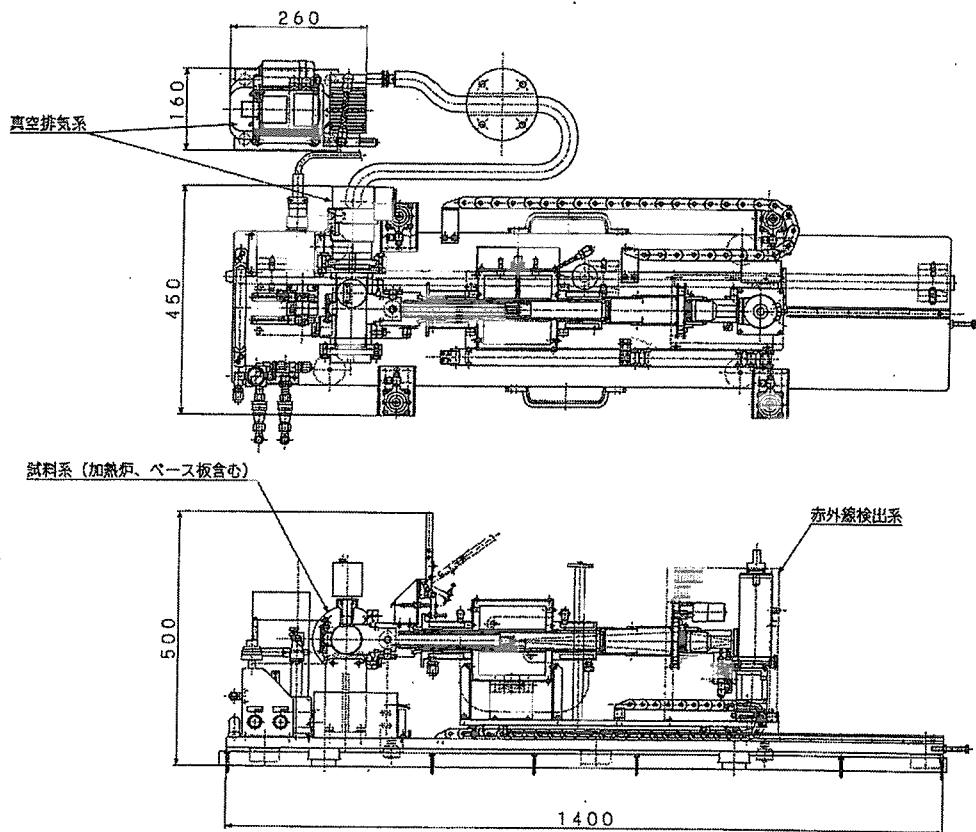
本試験は、HTTR で照射した燃料、黒鉛等の照射後試験の予備試験として、JMTR ガススウェープキャップセルにて HTTR に先行して照射された燃料コンパクト試料の外観、寸法、重量及び被覆燃料粒子の破損率、X 線ラジオグラフ、金相等の測定を平成 14 年度から 16 年度にかけて実施するものである。

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を第 6.4-2 図に示す照射キャップセルにより加速照射し、最高燃焼度は HTTR 燃料設計値の 2 倍近い約 70GWd/t を得ている。その照射後試験として、平成 14 年度に燃料コンパクト試料の外観、寸法、重量の測定を行った。量産規模製造ラインによる高温ガス炉燃料の照射データとしては国内初となる。

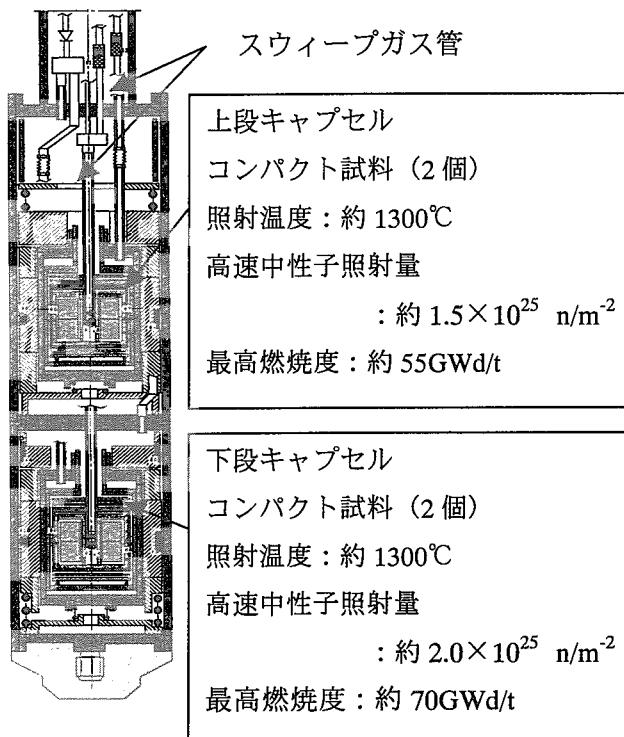
外観観察では、いずれの燃料コンパクト試料も有意な割れ欠けは観察されなかった。高速中性子照射による燃料コンパクトの寸法変化を確認するために行う寸法測定では、

外径はレーザー寸法測定器により上端・中央・下端、軸方向長さはカウント外側マイクロメーターにより 0° 及び 180° 方向を測定した。燃料コンパクトへの高速中性子照射量に対する寸法変化率を原研で得られた過去の先行研究結果と比較した（図 4.4.3.2）。下段は外径、軸方向ともに照射前より収縮し、先行研究結果に近い結果が得られた。燃料コンパクトマトリックス中の炭素質が照射により黒鉛化し寸法収縮したと考えられる。一方、上段は先行研究と異なる傾向を示した。また、マトリックス中の揮発成分の放出及びスウェープガス（He）中の不純物による腐食の有無を調べるために行う重量測定では、電子天秤により重量測定した。上下段それぞれに装荷している試料（2個）毎では同じ傾向が見られ、下段は照射前に比べて約 $0.6\sim0.8\text{g}$ 増加し、上段は約 $0.9\sim1.0\text{g}$ 減少した。照射試験末期にスウェープガス管が破損し、スウェープガス中へ水分が混入した可能性があったが、以上の結果より、上段側へ混入した可能性があることが示唆される。しかしながら、下段の結果から、量産規模製造ラインによる HTTR 燃料の照射挙動が先行研究結果とよく合うことが示された。

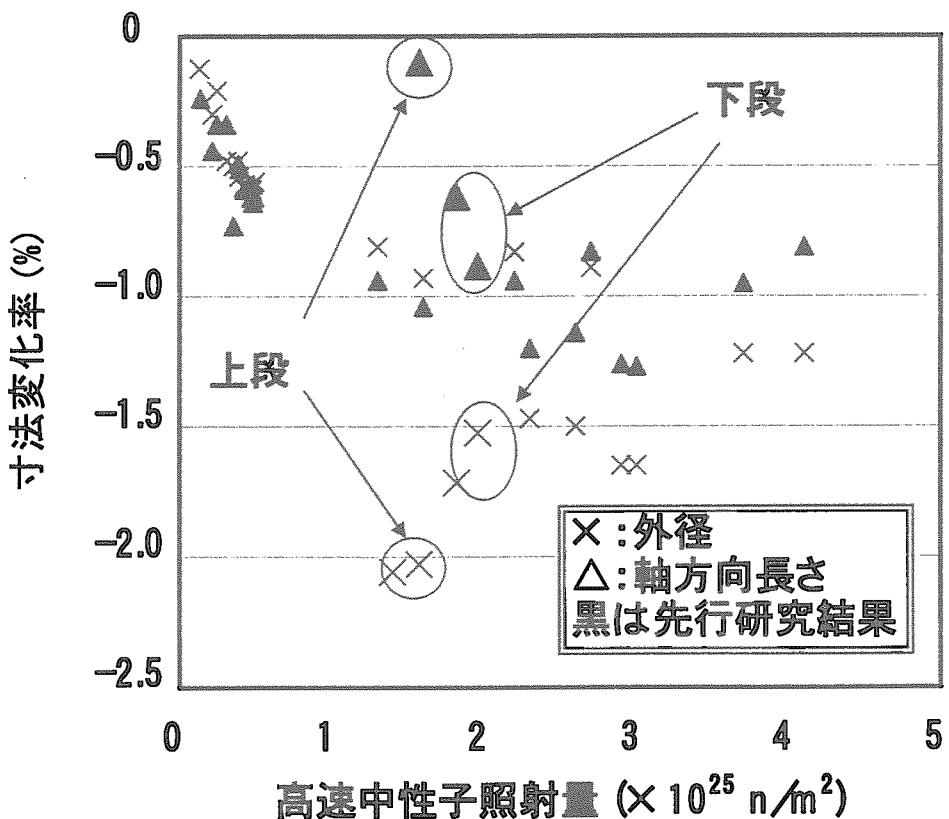
今後の予定として、平成 15 年度は、ガンマ線スペクトロスコピ及び被覆燃料粒子破損率測定を引き続き実施する。



第 6.4-1 図 热伝導率測定装置 構造図



第 6.4-2 図 照射キャプセルの概略図



第 6.4-3 図 照射量に対する寸法変化率

6.5 1次冷却材漏えい率の測定方法の検討について

HTTR 施設定期検査で実施する、1次冷却材漏えい率の測定方法について、標準化のための検討を行った。先に、%漏えい量がほぼ直線的に変化するようになった区間の%漏えい量に対し、回帰分析から平均漏えい率を求める方法を検討した。しかしこの方法は、測定の妥当性の判断として採用した決定係数の値に対し、説得力のある説明が難しいことが分かった。そこで、原子炉格納容器の全体漏えい率検査で用いている測定方法を、1次冷却材漏えい率の測定方法として用いることを検討した。その結果、現在の1次冷却材漏えい率の測定方法に代わって標準化できる見通しが得られた。

(1) 従来の測定方法と問題点

HTTR ではこれまで、原子炉容器、1次冷却設備等の漏えい検査を、1次冷却材漏えい率を求ることで実施してきた。その際1次冷却材漏えい率は、1次冷却材圧力及び1次冷却材温度が安定した任意の期間を選び、その期間の前後の区間（第 6.5-1 図の測定例で、区間①と区間②がこれに該当する。）の測定データを平均し、下記の計算式により求めてきた。

$$L = \frac{24}{H} \left(1 - \frac{P_{m_2} T_{m_1}}{P_{m_1} T_{m_2}} \right) \times 100$$

L : 24 時間当たりの%漏えい量（漏えい率） (%/day)

P_m : 1次冷却材絶対圧力の平均値 (MPa)

T_m : 1次冷却材絶対温度の平均値 (K)

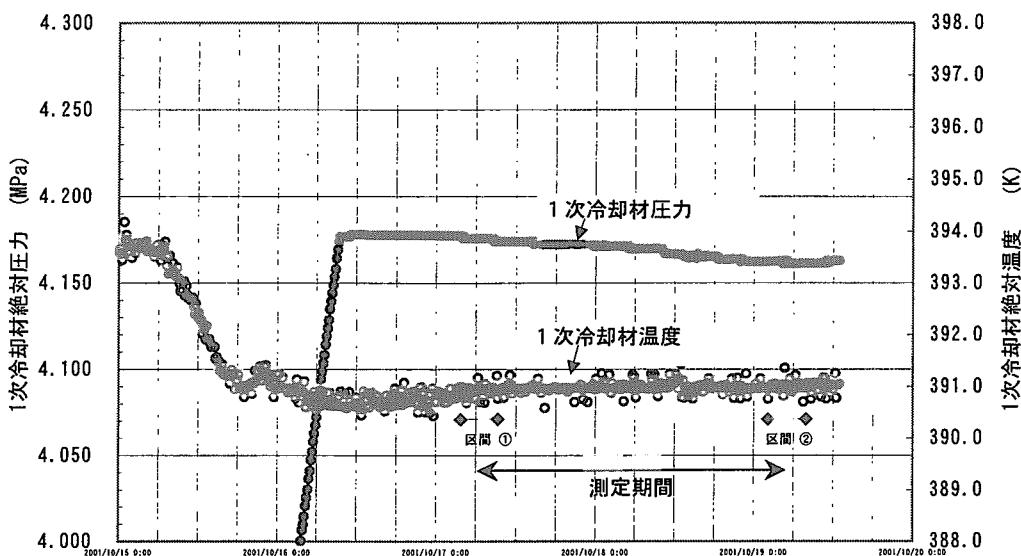
H : 測定開始から測定終了までの経過時間 (h)

添字

1 : 測定開始時における値

2 : 測定終了時における値

ここで、1次冷却材圧力は1次加圧水冷却器出口圧力(133PD1BB)を、1次冷却材温度は原子炉入口H e 温度(133TT4D)と原子炉出口H e 温度(133TT1D)の平均値を用いている。なお、1次冷却材絶対圧力は、それぞれの時間における気圧の測定値で補正している。



第 6.5-1 図 1 次冷却材漏えい率測定例 (H13 定検)

この測定方法の問題点は、安定した任意の期間を選ぶ際、主観的判断が入り易いことと、得られた漏えい率に対する測定誤差が大きい点にある。

測定期間の問題は、図から分かるとおり、状態静定後も 1 次冷却材圧力及び 1 次冷却材温度が外乱を受けて変化することから、この期間を予め決めることができない。

また測定誤差の問題は、漏えい率測定精度に、測定系を含めた圧力及び温度の検出器の分解能が大きく影響することに起因する。この分解能が小さいほど測定精度は向上するが、この値は検出器に固有であり、検出器を変えない限り変更できない。ちなみに、現在使用している検出器の仕様は下表のとおりである。

測定項目	測定器	測定範囲	精度	測定分解能
1 次冷却材圧力	1 次加圧水冷却器 出口圧力検出器	0 - 5 MPa	±0.08 MPa	0.0015 MPa
1 次冷却材温度	原子炉入口 H e 温度検出器	0-500 °C	±5 °C	0.15 °C
	原子炉出口 H e 温度検出器	0-1200 °C	±12 °C	0.35 °C

ここで、1 次冷却材圧力を 4.0 MPaG、1 次冷却材温度 120°C、経過時間を 48Hr とすると、得られた 1 次冷却材漏えい率 0.195 %/day に対し、測定精度は ±0.05 %/day となる。なお、漏えい率測定精度にはこの他に、1 次冷却材圧力、1 次冷却材温度、経過時間が影響する。

(2) 標準化方案

社団法人日本電気協会 JEAC 4203-1994 「原子炉格納容器の漏えい試験規定」の絶対圧力法に準拠し策定した、1次冷却材漏えい率の検査手順を、以下のとおり検討した。

① 検査前条件

- (1) 使用する計器が校正されていること。
- (2) 1次冷却材漏えい率検査要領図に示す系統構成が完了していること。
- (3) 1次サンプリング設備のオフガスを伴う計測が停止されていること。

② 検査手順

- (1) 1次系の検査対象設備を1次冷却材で、検査圧力（定格圧力：3.95 MPaG 以上）まで加圧し、検査圧力到達時の圧力を記録する。
- (2) 以下の式により算出した1時間毎の%漏えい量が、ほぼ直線的に変化するようになった時刻を測定開始基準時刻とし、測定開始基準時刻から24時間以上1時間毎に%漏えい量を算出する。

$$Q = \left(1 - \frac{P_2 T_1}{P_1 T_2} \right) \times 100 \quad (\%)$$

ただし、

Q	： %漏えい量	(%)
P	： 1次加圧水冷却器出口圧力(133PD1BB)の絶対圧力	(MPa)
T	： 原子炉入口H e 温度(133TT4D)と 原子炉出口H e 温度(133TT1D)の平均絶対温度	(K)

添字

1 : 測定開始時における値

2 : 測定終了時における値

③ 評価方法

<資料> 1次冷却材漏えい率の算出方法に従って統計処理を行い、有意差が認められた場合は、回帰分析により平均漏えい率を算出した後、95%信頼限界（上の限界）を算出し、その和を1次冷却材漏えい率とする。なお、有意差が認められない場合は1次冷却材漏えい率を0とする。

④ 判定基準

1次冷却材漏えい率が、1次冷却材許容漏えい率 0.28 (%/day) 以下であること。

<資料> 1次冷却材漏えい率の算出方法

以下の式により分散比 F_0 を算出する。

$$F_0 = \frac{V_R}{V_{y,x}} = \frac{(N-2)[S(x,y)]^2}{[S(x,x)][S(y,y)] - [S(x,y)]^2}$$

ただし、

- F_0 : 分散比であり、 $V_R / V_{y,x}$ により表される。
- F : 第1自由度 I 、第2自由度 $N-2$ 、危険率 $\alpha (=5\%)$ の F 分布関数
- H : 測定開始基準時刻から各測定時刻までの経過時間 (h)
- Q : %漏えい量
- V_R : 不偏分散であり、 S_R / ϕ_R により表される。
- $V_{y,x}$: 不偏分散であり、 $S_{y,x} / \phi_{y,x}$ により表される。
- ϕ_R : 第1自由度($=I$)である。
- $\phi_{y,x}$: 第2自由度($=N-2$)である。
- N : 測定回数である。
- S_R : 回帰であり、 $[S(x,y)]^2 / S(x,x)$ により表される。
- $S_{y,x}$: 残差であり、 $S(y,y) - S_R$ により表される
- $S(x,x)$ 及び $S(y,y)$: 平方和であり、以下により表される。

$$S(x,x) = \sum Hi^2 - \frac{(\sum Hi)^2}{N}$$

$$S(y,y) = \sum Qi^2 - \frac{(\sum Qi)^2}{N}$$

- $S(x,y)$: 共変動であり、以下により表される。

$$S(x,y) = \sum HiQi - \frac{(\sum Hi)(\sum Qi)}{N}$$

- ① $F_0 \geq F$ の場合は、以下の式により 1次冷却材漏えい率 L_{av} を算出する。

$$L_{av} = 24(b + t(\phi, \alpha)\sigma) \quad (\%/\text{d})$$

ただし、

- L_{av} : 1次冷却材漏えい率 (%/d)
- b : 単位時間当たりの%漏えい量であり、以下により表される。

$$b = \frac{S(x,y)}{S(x,x)}$$

- $t(\phi, \alpha)$: 自由度 $\phi (=N-2)$ 、危険率 $\alpha (=5\%)$ の t 分布関数。

- σ : 以下により表される値である。

$$\sigma = \left(\frac{V_{y,x}}{S(x,x)} \right)^{1/2} = \frac{\left([S(x,x)][S(y,y)] - [S(x,y)]^2 \right)^{1/2}}{(N-2)^{1/2}[S(x,x)]}$$

② $F_0 < F$ の場合は、1次冷却材漏えい率は 0 とする。

(3) 標準化方案を用いた測定結果

本標準化方案を用いて、H13 定期自主検査のデータを整理した結果、現在の 1 次冷却材漏えい率の測定方法に代わって標準化できる見通しが得られた。測定結果は、単位時間あたりの%漏えい量は 0.0061%、統計処理で得られた 1 次冷却材漏えい率は 0.173 %/day であった。

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に進めるため、各国の研究機関との間で取り決め、覚書等を締結し、高温ガス炉の技術開発等に関する情報交換、共同研究等の国際協力を行った。

中国とは、清華大学核能技術設計研究院(INET)との覚書に基づき、情報交換等の研究協力を進めた。また、仏国とは、平成14年9月20日に「原子力研究の分野における協力実施取り決め」を新たに締結し、この中で、高温ガス炉の研究開発を相互に協力して実施していくことになった。

国際原子力機関（IAEA）との協力では、ガス冷却炉に関する国際ワーキンググループ（IWGGCR）及び協力研究計画（CRP）等に参加し、2国間協力とは異なる視点での国際協力を進めた。

あとがき

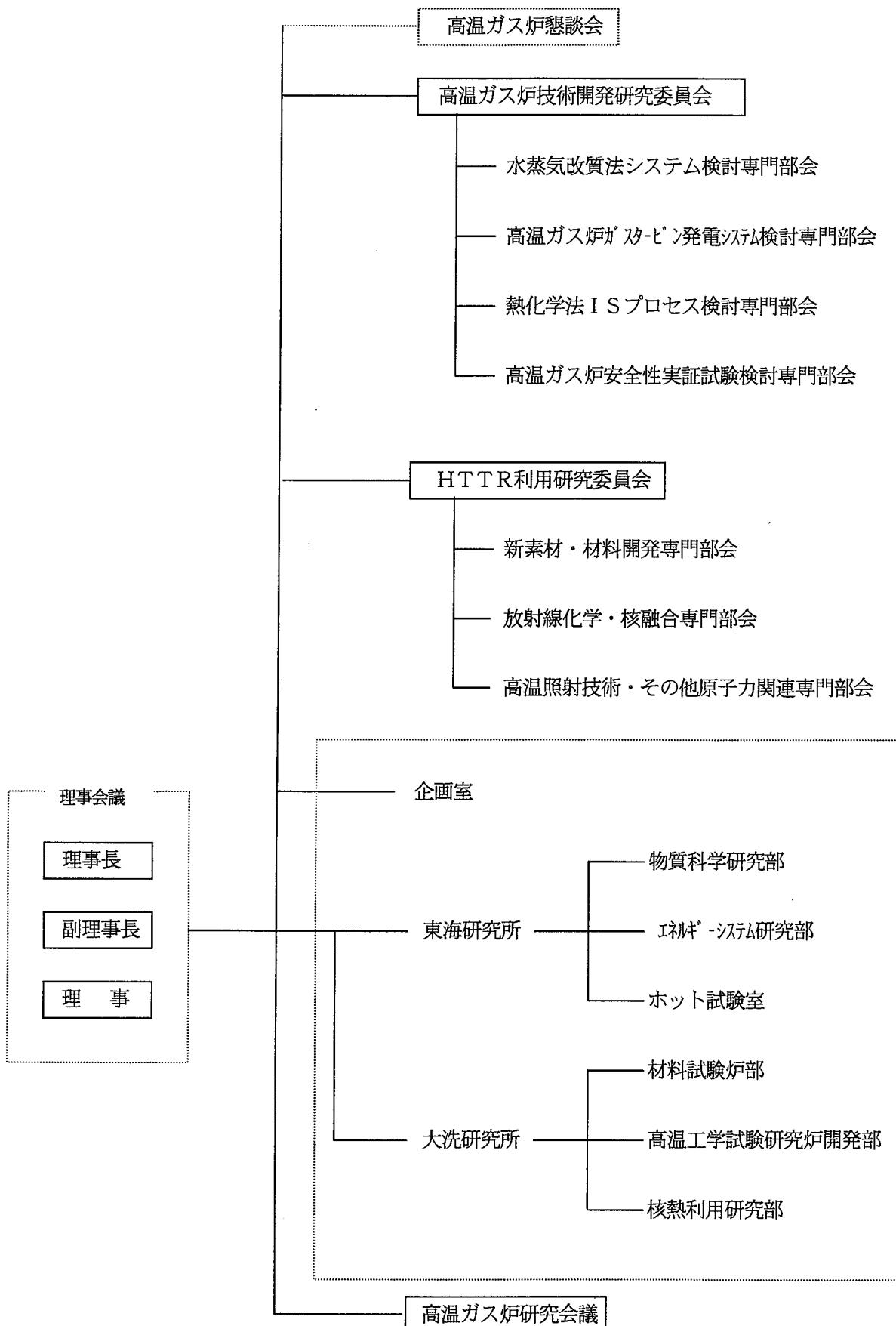
本報告書の編集に際しては、多数の部員の方々に執筆を仰ぐとともに、保安管理室放射線管理課にも執筆していただいた。今後とも、継続してHTRの運転・技術開発の状況を毎年定期的に発行する予定である。

以上、記して感謝を表します。

高温工学試験研究炉開発部

付録 1

高温工学試験研究体制



付録 2 高温工学試験研究関連研究発表

平成14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	14・4	高温工学試験研究炉（HTTR）初装荷燃料の先行高燃焼度照射試験（平成7～12年度原研・原燃工共同研究）	角田淳弥	JAERI-Research 2002-012
HTTR技術開発室	14・5	高温工学試験研究炉の燃料及び核分裂生成物挙動評価のための模擬エネルギー分析装置の校正試験	植田祥平	JAERI-Tech 2002-055
	"	高温工学試験研究炉（HTTR）の安全性実証試験計画	橋　幸男	JAERI-Tech 2002-059
HTTR技術開発室	14・6	Data on Loss of Off-site Electric Power Simulation Tests of the High Temperature Engineering Test Reactor	竹田武司	JAERI-Data/ Code 2002-015
	"	高温工学試験研究炉の出力上昇試験－試験経過及び結果の概要－	中川繁昭	JAERI-Tech 2002-069
HTTR技術開発室	14・9	ZrC-TRISO被覆燃料粒子の開発計画とZrC蒸着試験装置の製作	植田祥平	JAERI-Tech 2002-085
HTTR技術開発室	14・10	HTTRの出力上昇試験結果に基づく中間熱交換器の構造強度評価	竹田武司	JAERI-Tech 2002-091
	"	Data on Test Result of Vessel Cooling System of High Temperature Engineering Test Reactor	中川繁昭	JAERI-Data/ Code 2002-027
HTTR技術開発室	14・11	HTTRの照射設備の開発及び炉内データの取得方法～I-I型材料照射試験用設備	柴田大受	JAERI-Tech 2002-097
HTTR試験室	14・12	高温ヘリウム漏えい箇所特定システムの開発 第1報 漏えい事故事例及びガス漏えい検知技術の調査	坂場成昭	JAERI-Review 2002-041

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR技術開発室	14・12	モジュール型高温ガス炉の黒鉛ブロックの処分方法及び使用済燃料の中間貯蔵形態の検討(平成12年度原研・原電共同研究)	角田淳弥	JAERI-Tech 2002-104
HTTR技術開発室	15・1	高温工学試験研究炉(HTTR)内炉心支持黒鉛構造物の供用期間中検査装置の開発 HTTR原子炉スクラム時の制御棒温度解析	角田淳弥	JAERI-Tech 2003-023
"		高温ヘリウム漏えい箇所特定システムの開発(共同研究) 第2報 光ファイバ温度センサのHTTRへの適応性の検討	高田英治	JAERI-Tech 2003-040
HTTR試験室		高温ヘリウム漏えい箇所特定システムの開発(共同研究) 第3報 放射線センサの開発	坂場成昭	JAERI-Tech 2003-041
"		HTTR高温試験運転の出力上昇試験計画	坂場成昭	JAERI-Research 2003-006
HTTR技術開発室			坂場成昭	JAERI-Tech 2003-043
HTTR技術開発室	15・2	HTTR安全性実証試験(SR-1/S1C-1)の試験計画(受託調査)	中川繁昭	JAERI-Tech 2003-049
HTTR計画室	"	HTTR(高温工学試験研究炉)の試験運転と技術開発(1999年~2001年)	川崎幸三	JAERI-Review 2003-013

平成14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	14・4	Present Status and Perspective of HTGR in Japan	伊与久達夫	欧州原子力学会主催第1回高温ガス炉技術に係わる国際会議(オランダ・ペテン)
HTTR技術開発室 HTTR計画室	14・5	Safety Shutdown of the High Temperature Engineering Test Reactor during Loss of Off-site Electric Power Simulation Test 高温ガス炉	竹田武司 川崎幸三	Journal of Nuclear Science and Technology 原子力年鑑 2003年版
HTTR技術開発室	14・6 "	HTTR（高温工学試験研究炉）の出力上昇試験 Assessment of irradiation temperature stability of the first irradiation test rig in the HTTR	伊与久達夫 柴田大受	日本原子力学誌（技術報告） Nuclear Engineering and Design
HTTR技術開発室	14・7	HTTRのI-I型材料照射試験用設備の開発	柴田大受	FAPIG誌
HTTR技術開発室	14・8	NPRIM Computer Code for Radiation Damage Calculation	島川聰司	11 th International Symposium on Reactor Dosimetry (ISRD2002) (ベルギー・ブリュッセル)

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR技術開発室	14・8	Dosimetry Plan at the First Irradiation Test in the HTTR	柴田大受	11 th International Symposium on Reactor Dosimetry (ISRD2002) (ハイギヤー・ブリュッセル)
HTTR技術開発室	14・9	高温工学試験研究炉の定格熱出力30MW到達	藤本 望	日本機械学会2002年度年次大会 (東京)
"		HTTR出力上昇試験(1) : 試験計画	伊与久達夫	日本原子力学会2002年秋の大会 (いわき・明星大学)
"		HTTR出力上昇試験(2) : 炉心の燃焼特性試験	野尻直喜	"
HTTR試験室		HTTR出力上昇試験(3) : 原子炉制御設備の制御特性試験	斎藤賢司	"
HTTR技術開発室		HTTR出力上昇試験(4) : 主冷却系熱交換器の性能試験	中川繁昭	"
"		HTTR出力上昇試験(5) : 炉容器冷却設備の性能試験	七種明雄	"
"		HTTR出力上昇試験(6) : 炉内熱流動特性試験	高田英治	"
"		HTTR出力上昇試験(7) : 高温配管の熱変形測定試験	小島崇夫	"
"		HTTR出力上昇試験(8) : 燃料及びFPの評価に関する試験	植田祥平	"
"		HTTR出力上昇試験(9) : 遮へい性能試験	沢 和弘	"
HTTR試験室		第四紀層立地に関する研究	飯垣和彦	"

発表課室	年・月	標　題	発表者代表	発表箇所
HTTR計画室	14・9	Plan for first phase of safety demonstration tests of the High Temperature Engineering Test Reactor	橘 幸男	Nuclear Engineering and Design
HTTR計画室	14・10	Present Status and Future Plan of HTTR Project in Japan	橘 幸男	The 13 th Pacific Basin Nuclear Conference (中国)
HTTR技術開発室		Nondestructive Evaluation Method on Mechanical Property Change of Graphite Components in the HTGR by Ultrasonic Propagation with Grain/Pore Microstructure	柴田大受	Proceedings of SmiRT-17
HTTR技術開発室	14・11	安全性から見る革新的原子炉システム　－高温ガス炉－	伊与久達夫	第14回原安協シンポジウム（東京）
HTTR試験室		高温ガス炉開発の現状	中澤利雄	日本原子力学会「核融合エネルギーシステム」研究専門委員会（神戸）
HTTR技術開発室		Microstructure-based Evaluation Method for Oxidation-induced Mechanical Property Variation of Graphite Components in the HTGR	柴田大受	Nuclear Engineering and Design
HTTR技術開発室	15・1	Investigation of irradiation Behavior of SiC-Coated Fuel Particle at Extended Burnup	沢 和弘	Nuclear Technology
HTTR技術開発室	15・3	高温ガス炉開発の現状と動向 (燃料検査方法) Present Status of HTTR Project	沢 和弘 伊与久達夫	検査技術 ICONE11 Proceedings

発表課室	年・月	標題	発表者代表	発表箇所
HTTR技術開発室	15・3	中性子照射損傷計算コードNPRIMの開発	島川聰司	日本原子力学会「2003年春の年会」
"		グロスガンマ線測定によるHTTR燃料の出力分布評価（II）	高松邦吉	"
HTTR試験室		ヘリウム漏えい検知用放射線センサの開発	坂場成昭	"

付録3 高温工学試験研究関係主要記事

平成14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
14・4		<ul style="list-style-type: none"> RP/RS-1運転（定常運転と安全性実証試験）の運転説明会を開催した。(25、26日) 文部科学省原子力規制室が「施設定期検査検討会合」を開催した。(26日)
14・5	<ul style="list-style-type: none"> RP/RS-1運転として、20日から直勤務を開始し、30日に原子炉を起動した。 	<ul style="list-style-type: none"> 文部科学省原子力規制室が開催した「施設定期検査検討会合」の第2回会合(24日)
14・6	<ul style="list-style-type: none"> 8日に原子炉出力100%に到達し、10日から原子炉出力を降下し、17日に原子炉を停止した。運転モード切替後、21日に原子炉を再起動し、24～30日にかけて原子炉出力30%からの制御棒引抜き試験を4ケース行った。 	
14・7	<ul style="list-style-type: none"> 1日に原子炉を停止し、6日に直勤務体制を解除してRP/RS-1運転を終了した。 	
14・8	<ul style="list-style-type: none"> 1日から平成14年度施設定期自主検査を開始した。 	
14・9	<ul style="list-style-type: none"> 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) 	

平成14年度 高温工学試験研究関係主要記事（その2）

年・月	工事・試験等	主要事項
14・9	・施設定期検査の第1回立会検査を受検した。(27日)	
14・10	・10日から出力分布測定試験を開始した。 ・施設定期検査の第2回(3、4日)、第3回(10日)、第4回(24日)を受検した。	
14・11		・第6回HTTR安全性確認専門部会（所内原子炉等安全審査委員会に設置）で、高温試験運転の安全性等について審議した。 (29日)
14・12	・施設定期検査の第5回立会検査を受検した。 (9、10日及び17、18日)	・RS-2運転の運転説明会を開催した。(19、20日)
15・1	・RS-2運転のため、1月22日から直勤務を開始した。 ・施設定期検査の第6回(16、17)、第7回(20、21)、第8回(31日)立会検査を受検した。	
15・2	・RS-2運転として、2月5日に原子炉を起動し、12日まで制御棒反応度価値測定を行い、施設定期検査の第9回(12日)を受検し、13日から出力を上昇した。	・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)
15・3	・RS-2運転を継続し、4日に30MWに到達し、6日に施設定期検査の第10回立会検査を受検した。その後、出力を降下し、50%出力での制御棒引抜き試験、30%出力でのヘリウム循環機1台停止試験を行った後、原子炉を停止した。崩壊熱除去運転、停止後点検等の後、20日に直勤務態勢を解除してRS-2運転を終了した。	・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。

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
工率、放熱束	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
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

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

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

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 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、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここで省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーン	b
バル	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

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

粘度 1 Pa·s(N·s/m²) = 10 P(ポアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁴St(ストークス)(cm²/s)

圧	MPa(=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	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

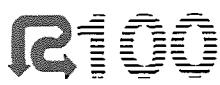
エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸	= 4.184 J(熱化学)
9.80665		1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹	= 4.1855 J(15 °C)
3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵		= 4.1868 J(国際蒸気表)
4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹		仕事率 1 PS(仏馬力)
1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹		= 75 kgf·m/s
1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸		= 735.499 W
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		100	1
3.7 × 10 ¹⁰		1		0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

(86年12月26日現在)



古紙配合率100%
白色度70%の再生紙を使用しています