技術報告

372. HTTR(高温工学試験研究炉)の出力上昇試験

藤川 正剛¹, 大久保 実¹, 中澤 利雄¹, 川崎 幸三¹, 伊与久 達夫^{1,*}*Rise-to-Power Test of the HTTR(High Temperature Engineering Test Reactor)*

Seigo FUJIKAWA, Minoru OHKUBO, Toshio NAKAZAWA, Kozou KAWASAKI and Tatsuo IYOKU

A High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) is particularly attractive due to capability of producing high temperature helium gas and its inherent safety characteristic. The High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), which is the first HTGR in Japan, achieved the rated thermal power of 30MW and reactor outlet coolant temperature 850 °C in December 7, 2001. On March 6, 2002, "certificate of pre-operation test", that is, operation permit of the HTTR at rated operation mode, was conferred from the Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology.

For safe and steady execution of the test, the rise-to-power test was conducted step by step, that is, it was divided into three phases of the power levels of 10, 20, and 30 MW. During the rise-to-power test, 22 tests were carried out such as calibration of nuclear instrumentation system to thermal power, performance of reactor control system, core physics, thermal expansion of high temperature components, radiation shielding performance, fuel and fission product behavior, performance at abnormal transient. All tests planned in the rise-to-power test had been successfully carried out and the performance of the HTTR was evaluated. This report describes the rise-to-power test results of the HTTR.

KEYWORDS: HTGR, HTTR, operation permit, rise-to-power test, nuclear instrumentation system, reactor control system, core physics, thermal expansion, radiation shielding, nuclear fuel, fission products behavior, abnormal transient

I. はじめに

高温工学試験研究炉(HTTR: High Temperature Engineering Test Reactor)は、熱出力 30 MW, 原子炉出口冷却材温度 850°C(定格運転)/950°C(高温試験運転)の被覆粒子燃料・黒鉛減速ヘリウムガス冷却型の高温ガス炉(HTGR)である¹⁾。日本原子力研究所(原研)は、原子力利用長期計画に基づき、HTTR を中核施設として、HTGR 技術基盤の確立と技術の高度化、核熱利用の新たな利用分野を開くための研究開発および高温の照射環境を活かして、新技術の創製を目指す高温工学に関する先端的基礎研究などを推進している。

原研は1991年3月、HTTRの建設工事に着手し、原子炉建家、原子炉格納容器、原子炉圧力容器、炉内構造物、冷却設備機器等の製作および現地据付工事を進め、製作メーカーが実施する単体機器の性能作動試験が完了した設備から順次引き取り、系統別・総合機能試験を実施した²⁾。本試験で摘出された問題点に対し、改善措置を施し、燃料を装荷できる状態に上げた。その後、1998年7月から核特性試験のため燃料装荷を開始し、同年11月10日初臨界に達した^{3,4)}。常温、大気圧、ヘリウム(He)雰囲気下で実施した核特性試験により、過剰反応度、反応度停止余裕、

最大反応度添加率等の、HTTRの基本となる核特性を把握し、出力上昇試験を開始できることを確認した。

出力上昇試験の計画立案に際しては、HTTRが我が国初のHTGRであることから、その特徴を考慮し、HTGR技術の確立および高度化に資する内容を盛り込む必要があるとともに、最近の原子力開発の置かれた状況に留意し、試験を安全かつ確実に進められるよう、安全確保には十分配慮する必要があった。そこで、HTTRで使用している被覆粒子燃料、減速材である黒鉛、冷却材であるHe等の特徴を考慮するとともに、国内の研究炉、米国的高温ガス実証炉(FSV: Fort St. Vrain)およびドイツの高温ガス発電実験炉(AVR: Arbeitsgemeinschaft Versuchs Reactor)の出力上昇試験計画を参考として、定格運転での性能確認を目的とした試験計画を立案し⁵⁾、原研内外の専門家によるレビューを経て最終化した。本試験計画に従い、1999年9月から出力上昇試験を開始し、2001年12月7日に定格熱出力 30 MW および原子炉出口冷却材温度約 850°C を達成し、2002年3月6日に使用前検査合格証を取得し、定格運転での出力上昇試験を終了した。

最近のHTGRに関する研究開発は、中国、南アフリカ、米国、ロシアなど各国で進められている。HTTR以外ですでに建設されているのが中国清華大学のHTR-10(熱出力 10 MW, 原子炉出口冷却材温度 700°C)で、初臨界達成後、現在、出力上昇試験に向けて準備している。HTTRは、2002年7月現在、世界で唯一の定格出力で運転できるHTGRである。

本報では、定格運転における出力上昇試験の特徴的な内

¹ 日本原子力研究所大洗研究所(Oarai Res. Establishment, Japan At. Energy Res. Inst.)

(2002年6月17日受理; 2002年7月29日査読通過)

* 著者連絡先: Tel. 029-264-8530, Fax. 029-264-8486, E-mail: iyoku@oarai.jaeri.go.jp

容と試験で得られた主な結果について述べる。

II. HTTR の設計

HTTR の設計については、すでに詳細に報告されており^{1,6)}、本章では III 章の出力上昇試験に係わる設計の概要を述べる。

1. 原子炉本体

HTTR は熱出力 30 MW、原子炉出口冷却材温度は、定格運転時 850℃、高温試験運転時 950℃である (定格運転時と高温試験運転時には 1 次冷却材流量が異なる)。HTTR の基本仕様を第 1 表に示す。燃料体は、第 1 図に示すように、ピン・イン・ブロック型であり、被覆燃料粒子を黒鉛粉末に分散して焼結した燃料コンパクトを黒鉛スリーブ

第 1 表 HTTR の基本仕様

項 目	仕 様
原子炉熱出力	30 MW
冷却材	He ガス
原子炉出口冷却材温度	850℃(定格運転時) 950℃(高温試験運転時)
原子炉入口冷却材温度	395℃
1 次冷却材圧力	4 MPa
冷却材質量流量	12.4 kg/s(定格運転時) 10.2 kg/s(高温試験運転時)
炉心構造材	黒鉛
炉心有効高さ	2.9 m
炉心等価直径	2.3 m
出力密度	2.5 MW/m ³
燃料	UO ₂ ・被覆粒子/黒鉛分散型
ウラン濃縮度	3~10%(平均 6%)
燃料体形式	ブロック型
原子炉圧力容器	鋼製(2¼Cr-1Mo 鋼)
主冷却回路数	1 ループ (中間熱交換器および加圧水冷却器)

に収めた燃料棒を黒鉛ブロックの中の燃料棒挿入孔に挿入したものである。燃料コンパクトは、二酸化ウランの燃料核を熱分解炭素および炭化ケイ素の薄い層で 4 重に被覆した被覆燃料粒子を黒鉛と炭素の混合物からなる素地に分散した円筒形状である。原子炉本体の構造断面図を第 2 図に示す。原子炉本体は、原子炉圧力容器(RPV)、燃料体、反射体、炉内構造物、制御棒等から構成される。炉心は、30 燃料カラム(ブロックを積み上げた鉛直方向の 1 列をカラムと呼ぶ)と 7 制御棒案内カラムにより構成され、その外周を制御棒案内ブロック、可動反射体ブロックおよび大型の固定反射体ブロックにより囲まれている。

原子炉の反応度制御は、炉心領域および可動反射体領域の合計 16 対の制御棒で行う。制御棒は、1 対ごとにスタンドパイプ内に設置する制御棒駆動装置の電動機駆動により上下に移動する。原子炉スクラム時には、制御棒は電磁クラッチの切離しにより、重力によって制御棒案内ブロックの 1 対の穴に落下挿入され、原子炉を安全に停止することができる。万一、制御棒の挿入に失敗した場合には、炭化ホウ素と黒鉛を焼結した炭化ホウ素ペレットを制御棒案内ブロックの後備停止系挿入孔に落下させて原子炉を停止することができる。

2. 主冷却設備

第 3 図に HTTR の原子炉冷却設備を示す。通常運転時に原子炉を冷却する主冷却設備は、1 次冷却設備、2 次 He 冷却設備および加圧水冷却設備からなり、原子炉で発生した熱を最終的には加圧水冷却設備の加圧水空気冷却器により大気へ放散する。1 次冷却設備は、中間熱交換器(IHX)および 1 次加圧水冷却器(PPWC)により構成され、原子炉からの 850℃の 1 次冷却材は、高温二重管配管の内管内を流れて原子炉から IHX および PPWC に輸送され、約 400℃まで冷却された後、内管と外管の間を流れ再び原子炉へ戻る。運転モードとしては PPWC だけを使用する単独運転(PPWC のみで 30 MW の除熱を行う)と、

第 1 図 標準燃料体の構造

PPWC と IHX の双方を使用する並列運転(PPWC で約 20 MW および IHX で約 10 MW の除熱を行う)がある。

3. 工学的安全施設

工学的安全施設は、第3図に示す補助冷却設備と炉容器冷却設備(VCS)、および原子炉格納施設から構成される。

第2図 原子炉本体の構造断面図

る。補助冷却設備は、原子炉がスクラム時に自動起動し、残留熱を除去する。VCSは、配管破断事故(減圧事故)のような主冷却設備および補助冷却設備の循環経路を確保できない事故の場合に、RPVの外部の自然対流および熱放射により炉心の冷却を行うために用いる。また、VCSは、通常運転時の生体遮へい体コンクリートの冷却にも用いる。

原子炉格納施設は、原子炉格納容器、サービスエリアおよび非常用空気浄化設備から構成される。原子炉格納容器は、第3図に示すように、1次冷却設備、補助He冷却系等の1次冷却材を内包する主要な設備・機器を格納しており、HTTRにおいて想定される最も厳しい条件である減圧事故時に、外部へ放出される核分裂生成物(FP)の量を低減する役目を担っている⁷⁾。

4. 計測制御

原子炉制御装置は、原子炉出力、原子炉出口冷却材温度、1次冷却材流量等を制御するもので、原子炉出力制御装置、プラント制御装置等から構成される。原子炉制御装置の基本構成を第4図に示す。原子炉出力制御装置は、原子炉出力を制御する原子炉出力制御系(出力30%以上で自動)と、原子炉出口冷却材温度を一定に制御する原子炉出口温度制御系より構成される。プラント制御装置は、主冷却設備の起動・停止および通常運転にかかわる制御を行う

第3図 原子炉冷却設備系統図

第4図 原子炉制御装置の基本構成

とともに、通常運転時に起こり得る外乱に対して、温度、流量、差圧等のプロセス量を制御する原子炉入口温度制御系、1次冷却材流量制御系(中間熱交換器流量制御系および1次加压水冷却器流量制御系)、1次冷却材圧力制御系、1次・2次 He 差圧制御系、加压水温度制御系、1次冷却材・加压水差圧制御系により構成される。

III. 出力上昇試験

1. 試験計画

HTTR の運転は、原子炉出口冷却材温度850℃までの定格運転と同950℃までの高温試験運転からなる。まず試験は、定格運転状態での性能確認を目的として行うこととした。高温試験運転における試験計画は、定格運転の試験結果を評価し、IHX 等の高温機器、燃料の健全性等を再確認した上で定めることとした。

試験計画は、国内の研究炉、海外 HTGR の出力上昇試験計画等を参考とし、高温ガス炉の炉物理、熱過渡、構造等の特徴を考慮して定めた。以下、試験項目の選定、試験工程等、本試験計画の特徴を示す。

- (1) 試験項目は、第2表に示すように、HTTR 原子炉施設の使用前検査合格証取得に必要な試験と HTTR の性能評価のために必要な試験に大別した。前者の試験項目は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規

制に関する法律」の第28条「使用前検査」および「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」の第3条の5「性能の技術上の基準」に示されている項目から選定した。後者の試験項目は、HTTR 設計の妥当性を確認するとともに、HTGR 技術の確立および高度化に資する目的で摘出した。その中で、①被覆粒子燃料、黒鉛、He 等の構造上の特徴を考慮した試験(特に、HTGR 燃料の設計思想は軽水炉等と異なり、製造時・運転時の微小な燃料破損を許容しており、定量的評価を行う必要がある⁸⁾)、②高温機器の支持方式、熱交換器の伝熱管等は工夫した設計を行っているため、浮動支持している機器の熱変位評価、PPWC や IHX 等の性能等の評価が行える試験を選定した。

- (2) 安全確保のため、試験は簡単な試験から複雑な試験へ、小さな過渡から大きな過渡へ、また、低出力での過渡から高出力での過渡へと、段階的に安全を確認しながら行う計画とした。また、HTTR の特徴も考慮して、He 漏れ、放射線漏れおよび熱漏れ(機器等の想定外の温度上昇)を、早期に検知する計画とした。
- (3) HTTR の運転モードとして、PPWC のみを用いる単独運転と PPWC と IHX を併用する並列運転があり、個別に性能を確認する必要がある。そこで、単独

第2表 HTTR 出力上昇試験項目と試験目的

試験・検査項目	試験目的
使用前検査	
制御棒反応度値測定検査	制御棒の反応度値を測定し、反応度制御能力、最大反応度添加率、反応度停止余裕および過剰反応度を求める。
遮へい性能検査	遮へい性能を確認するために線量当量率を測定する。
放射性物質濃度等の測定検査	運転中に原子炉建家内の人が常時立ち入る場所の空气中放射性物質濃度および線量当量率が、判定基準値以下であることを確認する。
コンクリート温度確認検査	1 次上部遮へい体温度を確認する。
冷却材飽和値確認検査	1 次冷却材温度および圧力の最大値が判定基準値以下であることを確認する。
異常時過渡応答検査	手動での原子炉スクラム時に原子炉の安全停止および炉心冷却が確保できることを自主的に確認した後、使用前検査として、商用電源喪失時に原子炉の安全停止および炉心冷却が確保できることを確認する。
性能確認試験	
中性子検出器の応答確認試験	広領域中性子計装(WRM)と出力領域中性子計装(PRM)の計測範囲が重なり合い、起動時から定格出力運転まで連続して原子炉出力を監視できることを確認する。
熱出力校正試験	中性子検出器の応答確認試験で校正された中性子計装を、熱交換器の状態値等から求められる熱出力により再校正する。
制御特性試験	以下の制御系が、所定の出力状態において想定される外乱に対して安定に応答することを確認するとともに、制御定数の最終化を行う。 ・加圧水温度制御系、・原子炉入口温度制御系、・原子炉出力制御系、・原子炉出口温度制御系
温度係数測定試験	炉心温度を均一に保ちながら温度上昇させた場合の反応度効果を実験的に求め、反応度の温度係数が負であることを確認する。また、以後の運転に必要な炉心温度-反応度効果の対応表を作成する。さらに、解析値と比較することにより、解析値の妥当性を確認する。
スクラム時の未臨界性確認試験	2 段階スクラム時における反射体領域の制御棒挿入時から燃料領域の制御棒挿入後までの未臨界度を連続的に測定し、未臨界性を確認するとともに、測定結果を解析値と比較することにより、測定方法の妥当性を評価する。
出力係数測定試験	各出力における反応度の出力係数の値を測定し、出力係数が負であることを確認する。
Xe 崩壊蓄積測定試験	各出力における Xe の崩壊・蓄積による反応度の変化を測定する。
燃焼特性測定試験	燃焼に伴う制御棒位置の変化を測定し、燃焼日数、積算出力と反応度変化の関係を求める。
主冷却系熱交換器の性能試験	単独運転時：各原子炉出力状態での 1 次加圧水冷却器(PPWC)、空気冷却器の伝熱性能を確認する。 並列運転時：中間熱交換器(IHX)、2 次加圧水冷却器(SPWC)の伝熱性能誤差を吸収し、1 次加圧水冷却器(PPWC)と IHX から原子炉への戻り He 温度が等しい条件において、PPWC と IHX の除熱量の比を確認する。
炉容器冷却設備の性能試験	炉容器冷却設備(VCS)が、規定の除熱量を確保できること、および 1 次側部遮へい体を所定の温度まで冷却できることを確認する。
高温配管の熱変形測定試験	HTTR の 1 次系および 2 次系機器は、コンスタントハンガ、オイルスナバ等による浮動支持方式を用いており、この浮動支持方式による配管の熱変位特性を調べるため、1 次系および 2 次系配管の熱変形挙動を確認する。
連続安定運転試験	安全かつ安定な連続運転ができることを確認する。
熱的パラメータの監視	原子炉圧力容器および中間熱交換器の構造健全性、並びに格納容器再循環冷却装置の性能を確認する。
不純物濃度測定試験	1 次および 2 次冷却材中の不純物濃度を測定し、サンプリング設備により所定のサンプリングが行えることを確認するとともに、不純物濃度が管理値を超えないことを確認する。
燃料および FP の評価に関する試験	FP の放出量が運転上問題ないレベルであることを確認するとともに、燃料の挙動および燃料からの FP 放出挙動を評価する。
炉内の熱流動特性試験	燃料温度および炉内の冷却材流量配分について評価を行い、炉心熱流設計の妥当性について確認する。

注：数値は出力と原子炉出口冷却材温度を示す。
各出力で単独運転を先に、並列運転を後に行う。

第5図 HTTR出力上昇試験の工程の考え方

運転の試験を先に行い、より複雑な試験となる並列運転を後にする計画とした。

- (4) 試験工程は、第5図に概念図を示すように、定格熱出力 30 MW までを 3 段階に分割した。第 1 段階では、主に炉物理特性、出力制御系(出力 30% 以上で自動)の制御特性および遮へい性能を確認する等して次段階の運転に備えるとともに、He 漏れや放射線漏れの監視を強化する。第 2 段階は、熱交換器の性能、炉内の熱流動特性等の熱に関する特性や熱漏れを集中的に調べ、定格出力運転に備える。最終段階で、定格出力状態での HTTR の性能を確認する。

2. 試験の経緯

1999年9月17日より、原子炉出力約10 MWまでの第1段階の出力上昇試験を開始した。9月28日に原子炉を起動し、原子炉出力30 kWで運転中の10月1日、1次He循環機(HGC)の電源周波数確認のため仮設していた計測器のトラブルが発端となって、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」のスクラム信号により原子炉が自動停止した。このため、出力上昇試験を中断し、原子炉停止の原因調査と再発防止対策、定期自主検査等を実施し、2000年4月から出力上昇試験を再開し、第6図に示すように、最終の第3段階の試験を2002年3月に終了した。

(1) 第1段階の試験(原子炉出力9 MW)

2000年4月23日～5月26日に単独運転、5月30日～6月6日に並列運転での第1段階の試験を実施した。原子炉起動前の昇温運転(原子炉起動時にRPVの運転制限温度を確保するため、HGCからの入熱で系統全体を約120℃に昇温する)および低出力段階で、特にHe漏れや放射線漏れがないことを確認した。1次He漏えい率は、許容値0.3%/dに対し原子炉起動前で0.05%/dと十分低い値を示した。中性子線およびγ線のストリーミングがないことを確認するために、線量当量率を出力上昇の段階(300 kW, 9 MW)で測定し、問題がないことを確認した。また、低出力状態(300 kW)で熱出力と核出力を一致させるよう、中性子計装盤内の増幅器のゲイン調整を行った。原子炉出力9 MWの単独運転と並列運転の状態、加圧水温度制御系、原子炉入口温度制御系および原子炉出力制御系の特性試験を実施した。試験の結果、ランプ状の外乱に対する応答特性から、通常運転時において安定して制御できることを確認した。

第1段階の試験結果から、原子炉出力10 MW以上の第2段階の出力上昇試験を開始できる見通しを得た。

(2) 第2段階の試験(原子炉出力20 MW)

2000年6月末に原子炉出力20 MWまでの第2段階の

試験を開始したが、2000年7月8日にHGCロータの過振動を検出するために設けている振動センサからの異常信号によりHGCが停止し、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」のスクラム信号により原子炉が自動停止した。このため、試験を中断し、原子炉停止の原因調査と再発防止対策、定期自主検査等を実施した。なお、振動センサからの異常信号の調査を強化するため、以降の試験において、HGCにAEセンサ等の仮設計測器を設置して、振動信号発生箇所の特定調査を継続することとした。

2001年1月から試験を再開し、1月29日～2月12日に単独運転、2月16日～3月3日に並列運転での第2段階の試験を行った。本試験では特に、高温状態で重要となる、以下の5項目を重点課題として試験を進めた。

- (1) IHX, PPWC等の主冷却系熱交換器や炉容器冷却設備の性能評価
- (2) 冷却材や構造物の温度、炉心差圧等の測定値に基づく炉内熱流動の特性評価
- (3) 1次上部遮へい体に施した昇温防止対策⁹⁾の効果確認
- (4) 浮動支持方式を採用している高温配管の熱変位挙動
- (5) 1次冷却材のサンプリング測定に基づく燃料の性能評価

試験結果から、第3段階の定格出力運転を開始する前に解決すべき問題を摘出した。その中で最大の問題は、炉内の黒鉛構造物の重量を支える炉心支持板(第2図)の温度が、想定した値より高く、定格出力時、最高使用温度を超える可能性があることであった。想定外の温度上昇の要因として、炉内での1次冷却材の流動特性が関連していると推定し、その原因究明のための試験を、第3段階の試験開始前に行うこととした。そこで、定格運転と1次冷却材流量が変わる高温試験運転(1次冷却材流量は定格運転時で約45 t/h, 高温試験運転時で約37 t/h)での試験を、第2段階の試験の一環として行うこととした。

第6図 HTTR出力上昇試験の経緯

高温試験運転による第2段階の試験は、2001年4月から6月にわたって実施した。途中、落雷による停電で原子炉が自動停止したが、直ちに運転を再開し、炉心支持板関連のデータを取得し、温度上昇の原因調査を行った。その結果、炉心支持板上部の下端ブロック、炭素ブロックおよびプレナム下部ブロック(第2図)部において、ブロック間の隙間を流れる微量の高温 He ガス(漏れ流れ)によるものであると推定した¹⁰⁾。取得データに基づき評価検討を加え、定格出力 30 MW 時の炉心支持板温度を予測し、炉心支持板の最高使用温度を変更することにした。このため、熱荷重等に対する炉心支持板の強度を評価し、炉心支持板の設工認[設計および工事の方法の認可]の変更手続きを行い、原子炉出力 30 MW を目指す第3段階の試験を開始できる条件を整えた。

(3) 第3段階の試験(原子炉出力 30 MW)

第3段階の試験として、2001年10月23日～12月14日に単独運転、2002年1月25日～3月6日に並列運転を実施した。2001年12月7日2時30分に、第7図に示すように、単独運転状態で定格出力 30 MW、原子炉出口冷却材温度約850℃に到達し、定格運転の最終目標を達成することができた。

出力上昇を行う前には、1次冷却材中の不純物除去運転、高温状態で重要となる III-2(2)項(1)～(5)の項目に対する評価を行い、想定されるすべての項目を点検した。高温機器で1次冷却材と接する構造物や炉内黒鉛構造物と1次冷却材中に含まれる不純物との化学反応は、これら構造物の健全性を維持するため、1次 He 純化設備で除去し極力不純物濃度が低くなるようにしている。化学反応は高温

になるに従い激しくなるため、原子炉出口冷却材温度に応じて不純物濃度の管理目標値を厳しくしている。このため、原子炉出力を段階的に上昇させ、1次冷却材温度が低い状態で不純物を除去し、不純物濃度がある値に低下してから、次ステップに出力を上昇させた。黒鉛構造物や断熱材から放出される水分量の推定には不確かさが大きく、事前評価においては、場合によっては不純物の除去運転に数ヶ月かかる可能性があるとの予測もあったが、実際は、約1ヶ月の不純物除去運転で、水分濃度が管理目標値(原子炉出口冷却材温度800℃以上で0.2 vol ppm 以下)に到達した。

2002年3月6日に、並列運転状態で計画通り商用電源喪失模擬試験を行い、第3段階の試験をすべて終了して、HTTR 原子炉施設の使用前検査合格証を取得した。以下、出力上昇試験で得られた主要な結果を述べる。

3. 試験結果

(1) 熱出力校正試験

HTTR においては、II-2 節に示すように、1次冷却材に He を、2次冷却材に加圧水を採用しているが、原子炉熱出力の計算にあたっては、2次冷却材の加圧水の状態値による熱収支式を適用している。これは、軽水炉の実績等から、加圧水の状態値を精度よく測定できると評価したためである。具体的には、原子炉周りから加圧水冷却設備までのヒートバランスから下式が成立し、これにより計算した原子炉熱出力で出力領域中性子束計装 (PRM) の指示値を校正している。なお、下式右辺において、最初の4項については熱交換器出入口温度差と冷却材流量に基づいて

第7図 第3段階の試験での運転履歴

計算した。配管等からの放熱(C)については、直接測定するのが困難であるため、原子炉格納容器内の空調設備の除熱量に基づいて計算した。また、ガス循環機からの入熱(GC)については、ガス循環機の軸動力に基づいて計算した。

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

ここで, Pt : 原子炉熱出力

PPWC : 1次加圧水冷却器による除熱

SPWC : 2次加圧水冷却器による除熱

VCS : 炉容器冷却設備による除熱

ACS : 補助冷却設備による除熱

C : 配管等からの放熱

GC : ガス循環機からの入熱

試験における最終的な熱出力校正は、単独運転においてPRM指示値が93%の状態で行った。定格出力(30 MW)時の原子炉熱出力とPRM指示値の差は0.5%以下であった。

原子炉出力30 MW到達時の原子炉入口温度は、単独運転、並列運転ともにほぼ設計値(395℃)通りであった。原子炉出口温度については、単独運転時は842℃とほぼ設計値(850℃)通りであったが、並列運転時は828℃と低めの値となった。原子炉出口温度が低くなった主な原因としては、1次冷却材の実流量が単独運転時と比較して多く流れていたためと考えられる。今後、流量の補正方法の検討等を実施する予定である。

(2) 制御特性試験

HTTRの自動制御設備には、第4図に示したように、1次冷却材流量、1次・2次He差圧、原子炉入口温度等を制御するプラント制御系と制御棒位置を調節して原子炉出力を制御する原子炉出力制御系がある。

まず、原子炉が安定に運転できることを確認するために実施した、原子炉出力制御系および原子炉入口温度制御系

の試験結果について述べる。原子炉入口温度制御系は、下位の制御系である加圧水温度制御系とカスケード構成となり、原子炉入口温度を原子炉出力に比例した値に制御する。すなわち、原子炉入口温度は加圧水温度により制御する。この加圧水温度は、加圧水空気冷却器の加圧水流量を調整することで制御する。原子炉出力30 MWで一定運転を行った時、原子炉入口温度制御系により原子炉入口温度は一定に制御でき、原子炉出口温度の変動は $\pm 1^{\circ}\text{C}$ 、原子炉出力(PRM指示値)の平均値に対する変動幅も $\pm 0.5\%$ と小さく、安定な運転ができることを確認した。

また、将来の核熱利用のために、高温の冷却材を安定に供給する目的で設置された原子炉出口温度制御系は、原子炉出口温度を制御棒の位置調整による原子炉出力の調整により、制御目標値に制御するものである。高温ガス炉の特徴として、原子炉出力の応答は極短時間の変化であるのに対し、原子炉出口温度の応答は、炉心の熱容量が大きいいため数時間程度と極めて緩やかであるため、本制御系のゲインおよび時定数の選定は難しく、十分注意しないと発散する可能性がある。最終的に、比例積分の制御器のゲインおよび積分時定数として、ゲインを0.1程度、積分時定数を2,000 s程度に設定し、原子炉出力93%において原子炉出口温度制御系の応答試験を行った。結果を第8図に示す。原子炉出口温度は、制御目標値の変更に対して発散することなく、安定に応答することを確認できた。

(3) 出力係数測定試験

出力係数の測定結果を第9図に示す。出力係数は、制御棒校正曲線により臨界制御棒位置データを等価反応度に換算し、出力差分量に対する反応度差分量として算出した。原子炉出力が大きくなると、出力係数の絶対値は小さくなるが、測定結果はすべて負の値となり、安全上問題がないことを確認した。

高温領域における出力係数は、これまで国内では測定さ

第8図 原子炉出口温度制御系の応答試験結果

れておらず、本試験で得られた結果と設計値との詳細な比較検討を行った。設計値に比べ、測定値は絶対値で0.1～0.2% $\Delta k/k$ 程度小さめの値となっている。原子炉出力に対する出力係数の変化は、原子炉出力が15 MW以下では、測定値、設計値ともに右上りの傾向を示しているが、原子炉出力が15 MW以上では、測定値は原子炉出力に対して直線的に増加しており、設計で予測したような飽和傾向は見られていない。現在、温度依存性の考慮、干渉効果等の評価等、制御棒価値の再評価を行っている。

第9図 出力係数の測定結果と計算結果

(4) 高温配管の熱変形測定試験

高温ガス炉では、高温になる1次冷却設備の各機器の熱膨張を拘束すると、熱応力が大きくなり、強度上問題となるため、機器の熱膨張を吸収する必要がある。熱膨張を吸収する方法としては、配管部に曲げ部を設けることが考えられるが、この場合は大きなスペースを必要とする。HTTRでは、1次冷却設備全体をコンパクトにするため、第10図に示すような3次元浮動支持方式を採用している。本方式は、コンスタントハンガ、リジットハンガ等のハンガ類および油圧防振器等で構成し、熱膨張等の緩慢な変形挙動に対しては比較的自由的な移動を許し、地震等の急激な挙動に対しては油圧防振器で拘束する。

第10図に示した各点にひずみゲージ式棒状変位計を設置して測定した結果のうち、2次系二重管部の測定値と解析値の比較を同図に合わせて示す。熱変位量は原子炉出力に対して線形で変化しており、異常な拘束は見られず、3次元浮動支持方式が有効に機能していることが確認できた。各評価点における応力評価値は、制限値よりも十分小さい値であった。

(5) 遮へい性能検査

高温ガス炉では、炉心の周りに水等を用いず、固体の遮へい体のみを使用している。さらに、これらの遮へい体の温度は運転中に高くなるため、熱膨張を考慮する必要がある。隙間の多い構造にならざるを得ない。そのため、HTTRの遮へい性能試験においては、特に放射線のストリーミングの有無を重点的に調べた。試験計画の策定に当たっては、ストリーミングの早期発見のために、極低出力から定格出力まで、測定箇所や方法を変えながら異常の有無を確認した。特に、HTTRの原子炉圧力容器上部は、燃料交換や制御棒の出入れ等を目的としたスタンドパイプが林立しており貫通部が多く、遮へい設計上細心の注意を払った部分であったため、スタンドパイプ室内の線量率測

第10図 高温機器の熱変位測定試験結果

定を重点的に行った。

原子炉建家内の各部屋については、中性子および γ 線用の可搬型サーベイメータで線量率を測定した。原子炉周りには、極低出力時を除き運転中に人が立ち入って測定できないため、放射線熱蛍光線量計(TLD)による測定を実施した。さらに、スタンドパイプ室内には、中性子および γ 線検出器を設置し、運転中の線量の連続測定を行った。

原子炉建家内の常時人が立ち入る部屋等の線量率は、中性子線が検出限界以下、 γ 線がバックグラウンド相当であり問題はなかった。スタンドパイプ室に設置した中性子検出器による測定値は、定格出力運転時で約 $100 \mu\text{Sv/h}$ であり、スタンドパイプと遮へい体の間隙幅、核データの不確かさ等に余裕を見込んだ設計値(約 300 mSv/h)に対し、約3桁の裕度を有することがわかった。また、設計において、原子炉出力に対するスタンドパイプ室内の中性子線量率は、制御棒の引抜きに伴う出力分布の上方向への移動により非線形性を示すと予測していたが、第11図に示すように、測定値も同様の挙動を示した。

(6) 燃料およびFPの評価に関する試験

HTTRでは、運転中の燃料性能を把握するために、①原子炉保護設備の1次冷却材放射能計装、②燃料破損検出装置、③1次冷却材サンプリング設備の3種類の測定系を設け、1次冷却材中の希ガス放射能または濃度を測定している。

原子炉保護設備の1次冷却材放射能計装は、1次冷却材中に含まれる放射能濃度を電離箱で連続測定するもので、その異常な上昇に対して警報発信および原子炉を自動スクラムする。スクラム設定値は、1次冷却材中の循環放射能量が被覆燃料粒子の1%破損に相当する 0.07 MBq/cm^3 、警報設定値は 0.01 MBq/cm^3 であるが、出力上昇試験中の計数値はすべて検出限界(約 10^{-3} MBq/cm^3)以下であった。

燃料破損検出装置(FFD: Fuel Failure Detection System)は、7領域の高温プレナムブロック(各領域からの冷却材を炉心出口で混合する領域)から1次冷却材をサンプリングし、短半減期の希ガス核分裂生成物の娘核種をワイ

ヤに吸着させ、その崩壊により放出される β 線をシンチレーションカウンタで計数するものである。FFDは出力の上昇に対応して計数値が変化した、燃料の破損を示すような異常は見られなかった。

1次冷却材サンプリング設備による放射能測定では、グローブボックスを用いて1次冷却材を間欠的にサンプリングし、別途設けた γ 線エネルギー分析装置で1次冷却材中に含まれるFPの量を核種ごとに測定した¹¹⁾。1次冷却材中で検出されたFPガスは、Kr同位体として3核種(^{85}mKr , ^{87}Kr , ^{88}Kr)、Xe同位体として4核種(^{133}Xe , ^{135}Xe , ^{135m}Xe , ^{138}Xe)である。KrおよびXeの濃度は、定格出力においても 0.1 Bq/cm^3 以下の極めて低い値であった。

この測定結果に基づき、希ガスの放出率(R/B)値の評価を行った。 ^{88}Kr の(R/B)値を燃料製造データ等に基づく予測計算とともに第12図に示す。放出率の測定値は定格運転時で約 6×10^{-9} であり、燃料コンパクトマトリックス部の汚染ウランからの反跳放出のレベルである。また、測定値、予測値ともに、原子炉出力60%以上では(R/B)値が非線形に増加している。これは、燃料温度の上昇に伴い、支配的な放出機構が反跳から温度拡散に変わったためである¹²⁾。予測計算値の方が測定値を上回っている原因について、初装荷燃料の先行照射試験結果¹³⁾も用いて検討を行い、燃料コンパクトマトリックス部の核分裂生成物ガス放出モデルの反跳距離、拡散係数の修正を行った。その結果、モデルの精度を向上することができた。

(7) 異常時過渡応答検査

異常時過渡応答検査として、並列運転の定格出力から「商用電源喪失試験」を実施した。「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」(定格流量の93%)信号が原子炉スクラムのファーストヒット信号であった。この原子炉スクラム信号の発信により、反射体領域の原子炉スクラムしゃ断器が「開」になり、反射体領域の制御棒9対が挿入され、約8s後にゼロ出力に到達した。また、原子炉スクラムから40min後(補助冷却器入口He温度: 728°C)に燃料領域の原子炉スクラムしゃ断器が「開」になり、燃料領域の制御棒7対が挿入された。このように、原子炉スクラム時に反射

第11図 スタンドパイプ室内中性子線量率

第12図 希ガス放出率測定値と解析値の比較

第13図 商用電源喪失試験時の冷却材温度、圧力および原子炉圧力容器温度の変化

体領域と燃料領域の制御棒を2段階で挿入するのは、制御棒被覆管(アロイ800H製)の健全性を確保するために、炉心温度が低下してから燃料領域の制御棒を挿入するためのもので、HTTRに特有な方式である。制御棒の挿入時間は5~8sの間であり、規定値である12s以下であった。

また、補助冷却設備の起動シーケンスについては、商用電源喪失後、ガスタービン発電機による非常用電源から給電し、51s後に補助He循環機2台が起動し、20s以内にHe流量は約6.1t/hを確保した(安全評価上は4.3t/h以上)。また、HTTRでは起動した2台の補助He循環機のうち1台は、炉心の黒鉛ブロックの過冷却防止の観点から、起動から40min後に停止する設計となっており、本試験で設計通り1台停止することを確認した。商用電源喪失試験時の冷却材の温度、圧力および原子炉圧力容器温度の変化を第13図に示す。図に示すように、補助冷却設備により、残留熱が継続的に除去されていることを確認した。

以上の試験により、原子炉の安全停止と炉心の冷却が確保できることを確認した。

IV. おわりに

HTTRの定格運転における出力上昇試験計画を立案し、それに従って試験を実施した。得られた主要な成果を以下に示す。

- (1) 熱出力校正試験の結果、定格出力30MWにおいて、原子炉出力制御系、熱出力測定値とPRM出力指示値の差は0.5%以下であった。また、定格出力時の原子炉出口温度は、単独運転時は842℃、並列運転時は828℃であった。
- (2) 制御特性試験において、原子炉入口温度制御系により定格運転時に安定な運転が可能であるとともに、原

子炉出口温度制御系により原子炉出口温度が安定に応答することを確認した。

- (3) 出力係数測定試験において、高温領域までの出力係数を初めて取得し、出力係数の測定値はすべて負の値となり、安全上問題がないことを確認した。設計値と測定値の差については、制御棒価値の再評価を含め、検討を行っている。
- (4) 高温配管の熱変形測定試験により測定した熱変位量は、原子炉出力に対して線形で変化しており異常な拘束は見られず、各評価点における応力評価値は、制限値よりも十分小さい値であった。
- (5) 遮へい性能検査の結果、原子炉建家内の常時人が立ち入る部屋等の線量率は、中性子線が検出限界以下、 γ 線がバックグラウンド相当であり問題はなかった。スタンドパイプ室の中性子線量率は、設計値に対して約3桁の裕度を有するとともに、制御棒の上方向への引抜きに伴う出力分布の上方向への移動により、原子炉出力に対して非線形性を示すことを明らかにした。
- (6) 燃料およびFPの評価に関する試験で測定した、1次冷却材中の希ガス放射能濃度は、定格出力においても0.1Bq/cm³以下の極めて低い値であった。この測定結果に基づき評価した、⁸⁸Krの放出率は定格運転時で約 6×10^{-9} と極めて低く、燃料コンパクトマトリックス部の汚染ウランからの放出のレベルであった。また、原子炉出力が高くなると、燃料温度の上昇に伴い、放出機構が反跳から温度拡散に変わることによる放出率の非線形の増加がみられた。
- (7) 異常時過渡応答検査として、商用電源喪失試験を実施し、HTTRに特有の制御棒の2段階挿入が設計どおり行われることを確認した。また、補助冷却設備の起動シーケンスも正常に行われ、補助He循環機2台

が起動し, 40 min 後に1台停止することを確認した。本試験により, 原子炉の安全停止と残留熱除去による炉心の冷却確保を確認した。

これらの試験を通して, 定格出力 30 MW, 原子炉出口冷却材温度約850°Cに到達し, 定格運転の最終目標を達成するとともに, HTTR 原子炉施設の使用前検査合格証を取得した。

おわりに, 本試験を行うに当たりご協力頂いた関係各位に厚く謝意を表します。

— 参考文献 —

- 1) 斎藤伸三, 他, 原子力誌, **32**[9], 847(1990).
- 2) 田中利幸, 他, 原子力誌, **41**[6], 686(1999).
- 3) 山下清信, 他, 原子力誌, **42**[1], 30(2000).
- 4) 藤本 望, 他, 原子力誌, **42**[5], 458(2000).
- 5) 馬場 治, 他, 機学2000年次大会講論(IV), 399(2000).
- 6) S. Saito, *et al.*, JAERI 1332, (1994).
- 7) K. Sawa, *et al.*, *Nucl. Safety*, **32**, 222(1991).
- 8) K. Sawa, *et al.*, *Nucl. Eng. Des.*, **208**, 305(2001).
- 9) 国富一彦, 他, JAERI-Tech 97-040, (1997).
- 10) 藤本 望, 他, JAERI-Tech 2001-090, (2002).
- 11) 沢 和弘, 他, JAERI-Research 2001-002, (2001).
- 12) K. Sawa, *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **38**[6], 411(2001).
- 13) K. Sawa, *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **38**[6], 403(2001).