高温工学試験研究炉 (HTTR) の高温連続運転

高松 邦吉^{1,*}, 沢 和弘¹, 國富 一彦¹, 日野 竜太郎¹,
小川 益郎¹, 小森 芳廣², 中澤 利雄², 伊与久 達夫²,
藤本 望², 西原 哲夫², 篠崎 正幸²

High-Temperature Continuous Operation of the HTTR

Kuniyoshi TAKAMATSU^{1,*}, Kazuhiro SAWA¹, Kazuhiko KUNITOMI¹, Ryutaro HINO¹,
Masuro OGAWA¹, Yoshihiro KOMORI², Toshio NAKAZAWA², Tatsuo IYOKU²,
Nozomu FUJIMOTO², Tetsuo NISHIHARA² and Masayuki SHINOZAKI²

¹Nuclear Hydrogen and Heat Application Research Center, Japan Atomic Energy Agency,
4002 Narita-cho, Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki 311-1393, Japan

²Department of HTTR, Japan Atomic Energy Agency, 4002 Narita-cho, Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki 311-1393, Japan

(Received June 27, 2011; accepted in revised form August 31, 2011; published online October 28, 2011)

A high-temperature gas-cooled reactor (HTGR) is a graphite-moderated and helium gas-cooled reactor. It is particularly attractive due to its capability of producing high-temperature helium gas, and its passive and inherent safety features. To enable nuclear energy application to a wide range of heat process industries, Japan Atomic Energy Agency (JAEA) has continued extensive effort for the development of the HTGR using the high-temperature engineering test reactor (HTTR), which is the first HTGR in Japan with a thermal power of 30 MW, and operates it at the site of the JAEA's Oarai Research and Development Center. The HTTR has successfully completed a full-power high-temperature (950°C) continuous operation for 50 days from January to March in 2010. Through this operation, the potential of a stable high-temperature heat supply to heat application systems, such as a hydrogen production system, was demonstrated. This paper presents the operation results including reactor characteristics.

KEYWORDS: HTGR, HTTR, high-temperature operation, stable heat supply, operation results, reactor characteristics

I. はじめに

高温ガス炉とこれによる水素製造技術の研究開発は、総合科学技術会議が「地球温暖化対策技術」として選定した「水素エネルギーシステム技術」を確立するとともに、原子力委員会が同じ目的で定めた「地球温暖化対策に貢献する原子力の革新的技術開発ロードマップ」のうち、原子力の核熱利用の実現を目指す「原子力による革新的水素製造技術」を確立するもので、2020年頃に原子力水素製造実用システムの原型を提示することを目指している^{1,2)}。

原子力機構では、高温工学試験研究炉 (HTTR: High Temperature Engineering Test Reactor) を用いて高温ガ

ス炉の技術基盤の確立を目指した研究開発を推進してきた。2007年度には、定格運転にて30日間の連続運転(以下、「定格連続運転」という。)を実施した。2009年度には、高温試験運転にて50日間の連続運転(以下、「高温連続運転」という。)を行い、炉心の燃焼特性、ヘリウムの純度管理、高温機器の性能、炉内構造物等の健全性等に関するデータを取得・評価した。

本運転の成功により、高温ガス炉の技術基盤を確立するとともに、低炭素社会に向けて温室効果ガスを排出しない革新的な熱化学水素製造等の熱源として原子力エネルギーを利用できることを世界で初めて実証した。

特に、燃料、炉内構造物や中間熱交換器に関わる技術開発は、高温ガスを取り出す上で重要であり、今回の試験で実証したことにより、その技術は将来型高温ガス炉 (GTHTR300C) に適用できると思われる。

本報では、高温連続運転の特徴的な内容と試験で得られた主要な成果について述べる。

¹ ㈱日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター 原子力水素・熱利用研究センター

² ㈱日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター 高温工学試験研究炉部

* Corresponding author, E-mail: takamatsu.kuniyoshi@jaea.go.jp

II. HTTR の概要

HTTR の設計については、すでに詳細に報告されている³⁾。本章では III 章の高温連続運転に関わる部分を中心に概要を述べる。

HTTR の基本仕様を第 1 表に、原子炉本体の構造および冷却設備系統を第 1 図および第 2 図に示す。HTTR は、燃料に被覆燃料粒子、減速材に黒鉛、冷却材にヘリウムガスを使用する熱出力 30 MW、原子炉入口冷却材温度 395°C、原子炉出口冷却材温度が定格運転、および高温試験運転と 2 種類ある我が国最初の高温ガス炉である。

HTTR の燃料体構造を第 3 図に示す。六角柱状の黒鉛ブロックに被覆燃料粒子を内蔵した燃料棒を挿入したピ

ン・イン・ブロック型である。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

第 1 表 HTTR の基本仕様	
熱出力	30 MW
1 次冷却材	ヘリウムガス
原子炉入口冷却材温度	395°C
原子炉出口冷却材温度	850°C(定格運転) 950°C(高温試験運転)
1 次冷却材圧力	4 MPa
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	二酸化ウラン・被覆粒子・黒鉛分散型
ウラン濃縮度	3~10% (平均 6%)
燃料体形式	ピン・イン・ブロック型
原子炉圧力容器	鋼製 (2.25Cr-1Mo 鋼)
冷却回路数	1 ループ (中間熱交換器および加圧水冷却器)

図 1 図 HTTR の原子炉垂直断面図

単 独 運 転 : 1 次 加 圧 水 冷 却 器 (30MW) の み 使 用

並 列 運 転 : 1 次 加 圧 水 冷 却 器 (20MW) と 中 間 熱 交 換 器 (10MW) を 使 用

第 2 図 HTTR の冷却設備系統

第3図 HTTRの燃料体構造

る素地に分散して焼結した円筒形状である。燃料コンパクトを黒鉛スリーブに収めた燃料棒は、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。

炉内構造物の概略構造図は第1図に示したとおりである。炉心を直接支持する構造物には、核的特性が優れているとともに、高温における強度特性が安定している黒鉛材が使用されている。炉心支持黒鉛構造物は、燃料体ブロック、制御棒案内ブロックおよび可動反射体ブロック等の炉心黒鉛構造物を支持し、荷重を原子炉圧力容器に伝えとともに熱遮蔽等の機能を有している。

原子炉本体を納める原子炉圧力容器は、外径 5.7 m、高さ 13 m の円筒形鋼製容器である。原子炉圧力容器と主要な冷却系機器等は鋼製の原子炉格納容器に納められている。原子炉冷却設備は、通常運転時に原子炉を冷却する主冷却設備、原子炉スクラム時等の異常時に原子炉の残留熱を除去する補助冷却設備および炉容器冷却設備からなる。

主冷却設備は、1 次冷却設備として中間熱交換器 (IHX: Intermediate Heat Exchanger) と 1 次加圧水冷却器 (PPWC: Primary Pressurized Water Cooler) の 2 種類の熱交換器を並列に配置し、原子炉で発生した熱を最終的に加圧水冷却設備の加圧水空気冷却器により大気へ放散するものである。

HTTR の運転方法には、PPWC で 20 MW および IHX で 10 MW の除熱を行う並列運転と、IHX は使用せず PPWC のみで 30 MW の除熱を行う単独運転がある。並列運転は、主に水素製造設備等の熱利用系へ安定して高温の核熱を供給する際に行う。一方、単独運転は、主に動特性を明らかにするための試験である安全性実証試験の際に行う。

中間熱交換器 (IHX) の構造図を第 4 図に示す。IHX はたて置ヘリカルコイル向流型ガス-ガス熱交換器であり、胴部は二重胴構造になっている。二重胴の内胴内側には、ライナにより表面を覆った断熱材が設けられている。IHX は 96 本の伝熱管をもっており、6 層の積層構造で配置され

ている。さらに、第 4 図に示すように、IHX には伝熱を促進する目的で、IHX 内の伝熱管の間に伝熱促進板が取り付けられている。通常の熱交換器内の伝熱は熱伝達により行われるが、IHX では伝熱促進板が取り付けられていることにより、熱伝達による伝熱に加えて熱ふく射による伝熱も行われている。

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り離しにより、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。

純化設備の系統概念を第 5 図に示す。HTTR のヘリウム純化設備は、純化系およびトラップの再生系から構成される。純化系は、入口フィルタ、プレチャコールトラップ、入口加熱器、酸化銅反応筒、冷却器、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)、ガス循環機、戻り加熱器等から構成される。

工学的安全施設は、第 2 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。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蔽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 2 図に示すように、1 次冷却設備、補助冷却設備等の 1 次冷却材を内包する主要な設備・機器を格納して

第4図 中間熱交換器の構造図

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、核分裂生成物 (FP) を閉じ込め外部へ放出される量を大幅に低減する役目を担っている。

III. 高温連続運転

1. 試験の経緯

高温連続運転は、高温ガス炉の熱供給性能を実証するため、第2図に示すように1次系の除熱に加圧水冷却器および中間熱交換器 (1次 He と 2次 He の熱交換) を使用する並列運転モードで実施した。

2010年1月5日に原子炉を起動し、1月22日から定格熱出力 (30 MW) で、高温連続運転を開始した。その後、定格熱出力を維持し、3月13日午後5時の時点で目標とする50日間の連続運転を達成した⁴⁾。3月14日に出力降下を開始し、3月21日に原子炉を停止した。原子炉の起動から停止までの全運転日数は76日であった。今回の運転を含

めて、運転開始以来の積算運転日数は約370日 (EFPD: Effective Full Power Day) となり、初装荷炉心による運転日数制限 (660EFPD) の半分を超えた。第6図に高温連続運転の出力履歴を示す。また、第7図に高温連続運転の原子炉出口冷却材温度を示す。第1図に示す高温二重管の内管の原子炉出口冷却材温度は、950℃で50日間安定していた。なお、高温二重管の外管の原子炉入口冷却材温度も安定していることから、原子炉圧力容器に接続されている高温二重管の高温側流体と低温側流体の仕切り構造の健全性を確認することができた。さらに、50日間の連続運転期間を通し、安定して高温の1次冷却材を得ることができ、熱利用系に高温のガスを提供できることを実証した。

連続運転を50日間実施することで、1次冷却材の温度、圧力、炉内構造物の温度、IHXを含む高温機器などの温度等が十分に定常状態となり、高精度のデータを得ることができた。また、熱化学法による水素製造のための高温の

第5図 純化設備の系統概念図

第6図 高温連続運転の出力履歴

第7図 高温連続運転の原子炉出口冷却材温度

熱の供給安定性も示すことができた。

2. 試験結果

(1) 炉心の燃焼挙動

炉心に、燃料のみが装荷されている場合、燃焼初期の過剰反応度を抑制するために、制御棒は炉心へ大きく挿入される。その結果、出力分布が大きく歪み、燃料温度が上昇して、被覆燃料粒子が損傷することにより、FP閉じ込め

機能が損なわれ、高温の熱の取り出しが困難になる。これを防ぐために、HTTRでは、可燃性毒物を炉心に装荷して反応度を調整し、運転期間中の過剰反応度が小さく保つように設計している。この炉心設計手法の検証、および燃焼を考慮した炉心燃焼計算手法の検証は、HTTRタイプの実用高温ガス炉の設計を進める上で重要である。そこで、今回の高温運転を対象とした炉心燃焼計算を行い、

950℃の過剰反応度の計算精度を検証した。

運転中は出力が一定になるように、出力制御システムにより制御棒位置が自動的に調節される。したがって、燃焼に伴う過剰反応度の変化は、燃焼日数に対する制御棒位置の変化を測定することで把握できる。

HTTRの炉心燃焼計算は、被覆燃料粒子に起因する二重非均質効果を考慮した燃焼計算を可能とするための改造を施したSRACコードシステムを用いて行った⁵⁾。炉心燃焼計算は、2つのステップに分けて行った。まず、衝突確率法に基づくSRAC/PIJによりセル燃焼計算を行い、その後の炉心計算で用いる燃焼依存の少数群定数を作成した。次に、作成した少数群定数を用いて、SRAC/COREBNにより拡散法に基づく3次元炉心計算を行い、燃焼ステップごとに実効増倍率を算出した。

原子炉出口冷却材温度が950℃の炉心の過剰反応度を検証するため、HTTRの高温連続運転の制御棒位置について、第8図に示すように解析値と測定値を比較した。高温連続運転時の制御棒挿入深さは、予想どおり燃料体1段目の中心より浅くなっており、HTTRの設計における可燃性毒物による反応度調整が適切であることがわかった。制御棒位置の計算値は、実測値と1.5%Δk/kの範囲内で合っており、HTTRの燃焼計算の妥当性を確認できた。

また、第8図からわかるように、燃焼日数450EFPD以降の制御棒位置の解析値は、設計値より低く、その差は燃焼末期に向かい大きくなる傾向が認められる。すなわち、ここで確認した炉心燃焼計算手法では、従来の手法に比べて運転期間を長く評価でき、より経済性の高い実用炉の設計が可能となる。

(2) 燃料の挙動

高温ガス炉燃料の性能としては、被覆層による核分裂生成物(FP)の閉じ込め能力が最も重要である。このため、原子炉運転中の燃料健全性を把握するために循環する1次冷却材中の放射能濃度およびFPガスの放射能濃度を測定する。測定設備としては、1次冷却材放射能計装、燃料破損検出装置および1次冷却材サンプリング設備がある⁶⁾。

運転中の燃料健全性の監視は、1次冷却材放射能計装による1次冷却材中の放射能濃度の連続測定により行われる。一方、燃料破損原因を特定する目的でより詳細な情報を得るために、1次冷却材サンプリング設備によるFPガスのγ線エネルギー分析による核種毎濃度測定を間欠的に行っている⁶⁾。また、移行時間の誤差等が少なくなるよう、燃料領域に近い原子炉出口においてサンプリングを行った。

1次冷却材中の放射能濃度測定から放出率を算出し燃料健全性を評価した。なお、放出率はFPの生成速度(Birth)に対する放出速度(Release)の比として定義し、R/Bとして示し、指標として⁸⁸Krの放出率を使用している。原子炉出口冷却材温度とFP放出率の関係を第9図に示す。今回の定格出力における⁸⁸Krの放出率は約 1.2×10^{-8} であり、当初の予想どおり、燃料の製造時破損率と製造時汚染ウラン率、燃料温度設計値に基づき評価した事前評価値のレベルの範囲内であり、有意な追加破損が生じていないことを確認できた⁷⁾。

以上より、燃料の挙動の観点では、HTTRの設計上、原子炉の運転に問題がないことを確認できたとともに、⁸⁸Krの放出率については、HTTRの燃料設計上の安全に関わる判断基準(1%破損での⁸⁸Krの放出率 5.35×10^{-4})よりも4桁以上も低く、商用規模で製造した国産高温ガス

第8図 高温連続運転の制御棒位置の燃焼変化

第9図 原子炉出口冷却材温度に対するFP放出率評価結果

第10図 高温連続運転の ^{88}Kr の放出率の推移

炉燃料が極めて高品質であることを確認できた。

高温連続運転中の ^{88}Kr の放出率の推移を第10図に示す。定格連続運転時と同様に、連続運転中はほぼ一定の値を示し、米国FSV炉^{a)}、独国AVR炉^{b)}の燃料の実績値に比べ2～3桁低い値を示した。この結果、燃料のFP閉じ込め性能は海外の高温ガス炉燃料に比べて格段に高く、HTTRの燃料が高温ガス炉燃料として世界最高水準の品質を有していることを実証した。

また、将来の第四世代原子炉の最有力候補である超高温ガス炉(VHTR)のように、燃料温度がより高い使用条件においては、燃料の追加破損率を極めて高精度に評価していく必要がある。今回の高温連続運転において、現行の放出率モデルを用いれば極めて高精度に燃料破損を検出でき

^{a)} 1981～1989年運転。マルチホールブロック型原型炉、定格熱出力842 MW、原子炉出口冷却材温度約780°C。

^{b)} 1967～1988年運転。ペブルベッド型実験炉、定格熱出力46 MW、炉心出口冷却材温度約950°C。

いずれの炉も高温のヘリウムガスを原子炉圧力容器の外に取り出していない。

第11図 高温連続運転の構造物温度変化例

る可能性があることを示した。今後は、燃焼度がさらに進んだ(HTTR 設計燃焼度: 22,000 MWd/t)条件において、燃料およびFP挙動評価を行い、商用規模で製造した世界最高品質の国産高温ガス炉燃料の健全性を実証し、高燃焼度対応燃料の設計研究、製造技術開発を進め、VHTRへ適用可能な高品質な高燃焼度対応燃料を開発する。

(3) 炉内構造物の健全性

炉心支持黒鉛構造物は、通常運転時または運転時の異常な過渡変化時に、破損、配列のずれ、酸化による減肉および強度低下、照射による想定外の変形等が生じることで、漏れ流れやカラム間の隙間の流れが増加し、温度が異常に上昇する恐れがある。そのため、HTTRでは運転中の定期的な温度監視および供用期間中検査としてTVカメラを用いた目視検査およびサーベイランス試験による物性値の経年変化の測定を行うことにしている^{8,9)}。

炉心支持鋼構造物は、炉床部断熱層の断熱性能の劣化または炉心支持黒鉛構造物の破損、配列のずれ等による漏れ流れやカラム間の隙間の流れの増加により温度が異常に上昇する恐れがある。そのため、HTTRでは運転中の定期的な温度監視を行うこととしており、これにより炉床部断熱層の断熱性能の健全性を確認できる。

高温連続運転中の炉心支持板(中心)および固定反射体ブロック(外面3段目)の温度変化を例として第11図に示す。また、平成16年の高温試験運転の鋼構造物と黒鉛構造物の温度測定値と高温連続運転中の温度測定値を比較して第2表に示す。高温連続運転中の各構造物の温度変化は安定しており、また平成16年度と比較してほとんど変化していないことがわかった。

以上より、黒鉛構造物は、破損や配列のずれおよび照射による想定外の変形等がなく、鋼構造物の高温化を防止する機能を維持していると判断できる。したがって炉内構造物の温度変化は設計で想定している範囲内と考えられる。

以上、高温連続運転を通じて、炉内構造物の健全性が維持されていると判断でき、炉内構造物の健全性は、設計で想定している範囲内と考えられる。また、これにより炉床

第2表 炉内構造物の温度

構造物の名称	計測温度(℃)		備 考
	高温連続運転	H16年高温試験運転	
炉心拘束機構	384~393	386~394	制限450℃ (11)
鋼 炉心支持板(中心)	452	451	制限530℃ (1)
炉心支持板(周辺)	417~424	406~428	制限505℃ (3)
固定反射体ブロック(内面)	411~528	413~532	(9)
黒 固定反射体ブロック(外面)	419~468	422~471	(9)
鉛 高温プレナムブロック	733~747	739~752	(3)
下端ブロック	445~451	444~452	(3)

注) 備考の制限は鋼構造物の最高使用温度である。また、()内の数字は計測点数を示す。

部断熱層の断熱性能の健全性を確認することができた。

実用炉では、出力密度の向上、出口冷却材温度の高温化等の課題を解決するため、炉内構造物に金属を使用せず、代わりに炭素繊維強化型炭素複合材料(C/C 複合材料)を使用した炉内構造物の設計も検討されている。今後、高温連続運転で得られた HTTR 炉内構造物の酸化データおよび温度データを参考にして、新たな材料データを加え、C/C 複合材料を使用した炉内構造物の設計方針を作成する予定である。

(4) 高温機器の性能

HTTR の高温機器の中で、将来型高温ガス炉 (GTHTR300C) による水素製造等の熱利用の観点から特に重要な機器である中間熱交換器 (IHX : Intermediate Heat Exchanger) について、機器の概要および設計方針を示すとともに、HTTR の50日の高温連続運転により得られたデータに基づく伝熱性能の評価結果および構造材温度解析結果について以下に述べる。

第3表に IHX の伝熱性能評価に当たり取得した測定項目を、第12図に各測定項目の測定箇所を示す。なお、第12図中の数字は第3表に記された「No.」に対応したものである。

50日間高温連続運転で得られた運転データに基づき IHX の伝熱性能を評価した。評価結果については、設計値と比較するとともに、伝熱性能の経年変化の有無を確認するために、HTTR において過去に実施された高温運転時の IHX の伝熱性能と比較した。

熱交換性能が低下すると、供給できる2次ヘリウム温度が低下する。今回の高温連続運転における IHX の伝熱性能(熱通過率と伝熱面積の積)を、2004年に実施した高温試験運転のデータに基づく IHX 伝熱性能の評価結果と比較して第13図に示す。IHX の伝熱性能は、2004年のデータとはほぼ等しく、その性能低下はみられず、効率的に

第3表 伝熱性能評価に当たり取得した測定項目

No.	測 定 項 目
1	出力領域中性子束(原子炉出力)
2	原子炉入口冷却材温度
3	原子炉出口冷却材温度
4	PPWC ヘリウム循環機(A)回転数
5	PPWC ヘリウム循環機(A)ヘリウム流量
6	PPWC ヘリウム循環機(A)入口ヘリウム温度
7	PPWC ヘリウム循環機(B)回転数
8	PPWC ヘリウム循環機(B)ヘリウム流量
9	PPWC ヘリウム循環機(B)入口ヘリウム温度
10	PPWC 出口1次冷却材温度 Ch. 1~3
11	PPWC ヘリウム循環機(C)回転数
12	PPWC ヘリウム循環機(C)ヘリウム流量
13	PPWC ヘリウム循環機(C)入口ヘリウム温度
14	IHX ヘリウム循環機回転数
15	IHX ヘリウム循環機ヘリウム流量
16	IHX ヘリウム循環機入口ヘリウム温度
17	IHX 出口1次冷却材温度 Ch. 1~3
18	IHX 出口1次冷却材圧力
19	SPWC 出口ヘリウム圧力
20	1次・2次ヘリウム差圧
21	IHX 入口2次冷却材温度
22	IHX 出口2次冷却材温度

第12図 伝熱性能評価に当たり取得した測定項目の測定箇所

高温2次ヘリウムガスを供給できることを確認した。これにより IHX の高温側流体と低温側流体の仕切り構造の

第13図 2004年と2010年の IHX の伝熱性能の比較

第14図 IHX 構造材温度に関する測定値と解析値の比較

健全性を確認することができた。

IHX の温度計算において、IHX の構造材温度、冷却材温度については、円柱座標の2次元軸対称計算体系に基づいた伝熱ネットワークモデルにより解析した。すなわち、伝熱形態として構造材の伝導伝熱、冷却材と構造材の対流伝熱およびふく射伝熱を考慮し、1次・2次冷却材の IHX 入口温度および冷却材流量を境界条件として IHX 内部の温度分布を計算した。

IHX の伝熱管と高温ヘッダの温度について、高温連続運転での測定値と解析値の比較を第14図に示す。伝熱管温度については、温度が高くなるにつれて測定値と解析値の差がわずかに拡大する傾向があるが、解析は測定値をほぼ再現しており、IHX 入口1次冷却材温度が900°C以上の高温領域で解析値は測定値より約5°C高くなる結果となっている。

高温ヘッダについては、伝熱管の場合と同様に温度が高くなるにつれて測定値と解析値の差が拡大する傾向があり、IHX 入口1次冷却材温度が900°C以上の高温領域で解析値は測定値より約20°C低くなる結果となっている。なお、設計時に想定された出力30 MWにおける IHX の熱交換性能の許容範囲は+8～-10%であり、本運転における熱

交換性能は設計時の範囲内にあることを確認し、設計手法が妥当であることを確認した。

以上のことより、たて置ヘリカルコイル向流型ガス-ガス熱交換器の温度予測に対して、温度上昇時の傾向を再現でき予測精度を把握できたことから、現状の IHX 温度解析モデルは IHX の最適な解析に適用可能である。

(5) ヘリウムの純度管理

高温ガス炉の1次冷却材ヘリウムには、炉心に使用される黒鉛構造物、第1図に示す高温二重管に使用される断熱材から温度の上昇に伴い放出される H_2 、 CO 、 H_2O 、 CO_2 、 CH_4 、 N_2 、 O_2 などが化学的不純物として含まれる。ヘリウムガスの純度管理においては、これらの化学的不純物濃度を適切に維持し、炉心に使用される黒鉛構造物の酸化を抑制するとともに、中間熱交換器伝熱管に使用されるハステロイ XR (Ni 基耐熱合金) の脱炭によるクリープ強度低下等を抑制することが重要である^{10,11)}。具体的には、黒鉛構造物の酸化抑制の観点では、例えば以下の反応を抑制するため、 H_2O 、 CO_2 、 O_2 濃度を低く維持することが重要である。

また、ハステロイ XR のクリープ強度低下抑制の観点では、化学的不純物の平衡状態によって定まる炭素活量および酸素分圧が Cr-C-O 三相安定図において浸炭性となることが重要である^{10,11)}。

HTTR におけるヘリウム中不純物管理手法は、吸着材等で単純に除去することにより、管理基準値を超えないように管理する方式が取られている¹²⁾。この方式では、原子炉の出力上昇によって増加する不純物が、現実的な時間内に管理目標値を下回るよう純化設備容量を定めることで、ハステロイ XR のクリープ強度を維持しつつ、黒鉛酸化を抑制するとしてきた。また設計時は、冷却材の純化が継続されることにより、定常運転中の酸素分圧および炭素活量は上昇するとされ、すなわち Cr-C-O 三相安定図上において脱炭領域には入らず、より安定な領域に変化すると考えられてきた。

しかし、これまでに実施した定格連続30日運転までの傾向をみる限りにおいては、ハステロイ XR に対して浸炭性雰囲気形成されているものの、当初の想定とことなり、運転時間の増加とともに、脱炭性雰囲気へ近づく挙動がみられた¹³⁾。そこで、HTTR の高温連続50日運転を通して、化学的不純物挙動を評価した。

冷却材中の不純物は、原子炉出口冷却材温度に応じて段階的に厳しく管理されている。原子炉出口冷却材温度900°C以上で第4表に示す管理目標値を定めている¹⁴⁾。

ここで H_2O は黒鉛部材の健全性を確保する観点から、 H_2 、 CO 、 H_2O 、 CO_2 、 CH_4 、 O_2 はハステロイ XR のクリープ強度を維持する観点から、また N_2 および O_2 は空気の混

第4表 原子炉出口冷却材温度が900℃以上の時に適用される不純物濃度管理目標値 (vol ppm)

不純物分子	H ₂ O	H ₂	O ₂	N ₂	CH ₄	CO	CO ₂
濃度	0.2	3	0.04	0.2	0.5	3	0.6

第15図 定格連続運転の H₂O 濃度

第16図 高温連続運転の H₂O 濃度

入を早期に検知する等の観点から、管理目標値を定めている。

定格連続運転における1次冷却材中 H₂O 濃度の推移を第15図に示す。また高温連続運転における1次冷却材中 H₂O 濃度の推移を第16図に示す。H₂O 濃度は原子炉入口におけるものである。定格連続運転においては、直前に2サイクル(約52日間)、運転を続けて実施してきたため、出力上昇に伴う H₂O 濃度の上昇がなく、微量水分計を起動してから速やかに管理目標値を下回る傾向を示した。それに対し高温連続運転では、定期検査中に、1次加圧水冷却器用ヘリウム循環機のフィルタ交換のための1次系開放により侵入した空気中の H₂O や、新たに交換した制御棒1本に含まれていた H₂O などが、1次冷却材温度の上昇とともに放出され、H₂O 濃度の上昇がみられたが、短時間で管理目標値を満足する値まで低下した。

原子炉出口冷却材温度が930℃を超えて一定出力での連続運転に入ってから約10日後には、H₂O 濃度は検出下限の0.01 ppm 前後となり、さらに約10日後から出力降下までの間、0.01 ppm 以下であった。なお、H₂O 以外の不純

第17図 ハステロイ XR の脱浸炭性の評価

物についても、原子炉出力が100%に到達する前に、管理基準値を下回っていることを確認した。

ハステロイ XR の脱浸炭性評価の結果を、定格連続運転と併せて第17図に示す。ここで、ガス側の化学ポテンシャルを求めるに当たり、定格連続運転は850℃、高温連続運転は950℃の平衡組成を評価に用いた。また冷却材温度が950℃であっても、中間熱交換器の伝熱管温度は数十度低くなっているが、冷却材と同一温度で評価した。定格連続運転および高温連続運転の不純物組成は、ともに安定して浸炭性雰囲気(第17図の脱浸炭境界の上側)に維持されていることを確認した。

IV. おわりに

HTTR を使った世界で初めての50日間の高温連続運転において、以下の研究開発成果が得られた。

- (1) 制御棒による反応度制御では、高温連続運転時の制御棒位置の計算値は、実測値と1.5%Δk/kの範囲内で合っており、HTTR の燃焼計算の妥当性を確認できた。
- (2) 燃料被覆材の性能については、1次冷却材中のFP放出が極めてわずかで、高温ガス炉燃料として世界最高水準の品質を有していることを実証できた。
- (3) 中間熱交換器は、1次/2次ヘリウム冷却材の差圧や運転停止による温度履歴に起因するクリープ疲労損傷、伝熱劣化などを想定して設計された典型的な高温機器である。その性能は健全に保たれており、また、温度解析モデルが実用炉の設計に適用可能であることを確認できた。
- (4) 不純物管理では、いずれの不純物も十分に設計許容値未満を維持できており、高温機器の長寿命化につながるデータを取得できた。

以上のことから、高温ガス炉の技術基盤の確立が達成された。

今後は、高温ガス炉水素製造システムの実現に向けて、利用性や限界性能を確認するため、HTTR を用いて負荷変動を模擬した試験、安全性実証試験等を行う計画である。

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) 総合科学技術会議 : <http://www8.cao.go.jp/cstp/> (2010-03-25).
- 2) 原子力委員会 : <http://www.aec.go.jp/> (2010-03-25).
- 3) S. Saito *et al.*, “Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR),” JAERI-1332 (1994).
- 4) M. Shinohara, *et al.*, “Long-term high-temperature operation in the HTTR (1) outline and main test results,” *Proc. of HTR 2010*, Prague, Czech Republic, Oct. 18-20, 2010, Paper 167.
- 5) M. Goto, *et al.*, “Long-term high-temperature operation in the HTTR (2) core physics,” *Proc. of HTR 2010*, Prague, Czech Republic, Oct. 18-20, 2010, Paper 168.
- 6) 植田祥平, 他, “HTTR 出力上昇試験における燃料及び核分裂生成物挙動の検討; その 2 : 30 MW までの結果,” JAERI-Research 2003-025 (2003).
- 7) 沢 和弘, 他, “高温工学試験研究炉運転中における燃料挙動の評価手法と予測結果,” JAERI-Research 98-016 (1998).
- 8) 角田淳弥, 他, “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,” JAERI-Tech 2003-023 (2003).
- 9) 角田淳弥, 他, “高温工学試験研究炉 (HTTR) の炉心支持黒鉛構造物のサーベイランス試験のための基礎データ,” JAEA-Data/Code 2007-001 (2007).
- 10) 倉田有司, 他, “高温ガス炉用 Ni 基耐熱合金のクリープ挙動に及ぼす浸炭性ヘリウム雰囲気の影響,” 鉄と鋼: 日本鉄鋼協会々誌, **74**[11], 2185-2192 (1988).
- 11) 倉田有司, 他, “高温ガス炉用 Ni 基耐熱合金のクリープ挙動に及ぼす脱炭性ヘリウム雰囲気の影響,” 鉄と鋼: 日本鉄鋼協会々誌, **74**[2], 380-387 (1988).
- 12) 坂場成昭, 他, “高温ガス炉 HTTR の冷却材中の化学的不純物特性,” 日本原子力学会和文論文誌, **3**[4], 388-395 (2004).
- 13) 梶尾大輔, 他, “HTTR 長期連続運転の結果の概要; 定格・並列30日運転,” JAEA-Technology 2009-005 (2009).
- 14) 関田健司, 他, “HTTR ヘリウムサンプリング設備の改善,” JAEA-Technology 2008-002 (2008).