技術報告

430. 高温ガス炉 HTTR の高温試験運転における
主冷却系熱交換器の性能評価栃尾 大輔^{1,*}, 中川 繁昭¹, 古澤 孝之¹*Heat Exchanger Performance in Main Cooling System on High Temperature Test Operation
at High Temperature Gas-Cooled Reactor 'HTTR'*

Daisuke TOCHIO, Shigeaki NAKAGAWA and Takayuki FURUSAWA

High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) of high temperature gas-cooled reactor at Japan Atomic Energy Research Institute achieved the reactor outlet coolant temperature of 950°C for the first time in the world at Apr. 19, 2004. To remove generated heat at reactor core and to hold reactor inlet coolant temperature as specified temperature, heat exchangers in HTTR main cooling system should have designed heat exchange performance.

In this report, heat exchanger performance is evaluated based on measurement data in high temperature test operation. And it is confirmed the adequacy of heat exchanger designing method by comparison of evaluated value with designed value.

KEYWORDS: VHTR, HTGR, HTTR, main cooling system, rise-to-power up test, heat exchanger, heat exchange performance

I. 緒 言

日本原子力研究所(原研)の高温工学試験研究炉(HTTR: High Temperature Engineering Test Reactor)は、高温ガス炉技術基盤の確立と高度化、高温工学に関する先端的基礎研究の実施を主目的として原研大洗研究所に建設された日本初の高温ガス炉である¹⁾。

HTTRの基本仕様をTable 1に示す。HTTRは燃料に被覆粒子燃料、減速材に黒鉛、冷却材にヘリウムガスを使用する定格熱出力30 MW、原子炉入口冷却材温度395°Cの高温ガス炉である。HTTRの運転には、出力100%における原子炉出口冷却材温度が850°Cの定格運転と、950°Cの高温試験運転がある。

HTTRは1998年11月10日に初臨界に達した後、1999年9月から出力上昇試験を開始し、2001年12月7日に原子炉出力30 MW、原子炉出口冷却材温度850°Cを達成した^{2,3)}。2002年3月6日には定格運転(原子炉冷却材温度850°Cまでの運転)の使用前検査合格証を取得した。2003年3月からは高温ガス炉の安全性を実証する目的で安全性実証試験が行われている^{4,5)}。

さらに、2004年3月31日から出力100%時に原子炉出口冷却材温度が950°Cとなる高温試験運転の出力上昇試験を開始し⁶⁾、2004年4月19日には原子炉出力30 MW、原子

炉出口冷却材温度950°Cを達成した。高温ガス炉による冷却材温度については、過去にドイツの高温ガス実験炉(AVR)により原子炉圧力容器内において950°Cが達成されているが、950°Cの冷却材を原子炉圧力容器外部に取り出したのは世界で初めてである。その後、2004年6月24日には高温試験運転(原子炉冷却材温度950°Cまでの運転)の使用前検査合格証を取得した。

HTTRの主冷却系に設置されている熱交換器は、HTTRの設置場所で想定される外気温度の条件下で、原子炉で発生した熱の除熱および原子炉入口冷却材温度を所定の温度に維持しなければならない。つまり、熱交換器の伝熱性能が不十分となれば出力100%に至る前に原子炉入口冷却材温度が395°Cを超えてしまい、機器の健全性が保たれなくなる。一方、伝熱性能に余裕を取りすぎれば、経

Table 1 Major specification of the HTTR

Thermal power	30 MW
Fuel	UO ₂
Uranium enrichment	3~10% (average 6%)
Fuel assembly type	Pin-in-block type
Core structure material	Graphite
Core height	2.9 m
Core diameter	2.3 m
Number of main cooling loop	1
Coolant	Helium
Primary coolant pressure	4 MPa
Reactor inlet coolant temperature	395°C
Reactor outlet coolant temperature	850/950°C ^{a)}

^{a)} Rated operation value/High temperature test operation value

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

(2004年9月7日受理; 2005年2月22日査読通過)

* 著者連絡先: Tel. 029-264-8667, Fax. 029-264-8486, E-mail: tochio@oarai.jaeri.go.jp

済性を損なうことになるので、主冷却系の熱交換器設計においては適切な設計裕度を設定する必要がある⁷⁾。

そこで、本報では今回の高温試験運転における主冷却系の熱交換器の伝熱性能を評価することとした。また、設計値との比較を行い、設計手法の妥当性を検証することとした。

II. 設備の概要

1. HTTR の概要

HTTR の冷却設備系統を Fig. 1 に示す。HTTR の原子炉冷却設備は、通常運転時に原子炉を冷却する主冷却設備、原子炉停止後に原子炉の残留熱を除去する補助冷却設備、原子炉圧力容器の周囲に設置した水冷管により 1 次遮へい体を冷却するとともに、補助冷却設備による炉心の冷却が期待できないような事故時にも原子炉の残留熱を除去する炉容器冷却設備で構成される。

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ており、IHX の 2 次側に 2 次冷却設備として 2 次加圧水冷却器 (SPWC : Secondary Pressurized Water Cooler) を配置している。原子炉内で発生した熱は、これらの熱交換器を経由して最終的に加圧水冷却設備に設置されている加圧水空気冷却器 (ACL : Air-cooler) より大気へ放散させる。HTTR の運転方法には、

PPWC で 20 MW、IHX・SPWC で 10 MW の除熱を行う並列運転と、IHX・SPWC は使用せずに PPWC のみで 30 MW の除熱を行う単独運転がある。

2. 主冷却設備の概要

HTTR の主冷却設備には 1 次ヘリウム冷却設備、2 次ヘリウム冷却設備および加圧水冷却設備の 3 種類がある。

1 次ヘリウム冷却設備は、PPWC、IHX、1 次ヘリウムガス循環機 (PGC : Primary Gas Circulator) および二重配管で構成されている。本設備は原子炉より出た高温の 1 次冷却材 (ヘリウム) を冷却し、PPWC では加圧水に、IHX では 2 次冷却材 (ヘリウム) に熱を受け渡す設備である。

2 次ヘリウム冷却設備は、IHX、SPWC、2 次ヘリウムガス循環機 (SGC : Secondary Gas Circulator) および二重配管で構成されている。本設備は並列運転時に IHX において原子炉より出た高温の 1 次冷却材から 2 次冷却材に受け渡された熱を、SPWC において加圧水に受け渡す設備である。この IHX より出た高温の 2 次冷却材は将来、水素製造システムや直接ガスタービン発電設備等の熱利用システムに接続する予定であり、その研究開発も並行して進められている。

加圧水冷却設備は、PPWC、SPWC、ACL、ACL バイパス配管、加圧水循環ポンプおよび加圧水配管で構成されている。本設備は、単独運転時には PPWC において、並列

Fig. 1 Schematic diagram of the HTTR cooling system

運転時には PPWC および SPWC において 1 次冷却材および 2 次冷却材より加圧水が受けた熱を、ACL で大気と熱交換を行い、原子炉で発生した熱を最終的に大気へと放散させる設備である。

3. 主冷却系熱交換器の概要

(1) 1 次加圧水冷却器 (PPWC)

PPWC の構造図を Fig. 2 に、PPWC の設計仕様を Table 2 に示す。PPWC はたて置 U 字型のシェルアンドチューブ型ガス-水熱交換器であり、胴部は二重胴構造になっている。

原子炉より出た高温の 1 次冷却材は二重管内管を通過して下部の 1 次冷却材二重ノズルより流入し、伝熱管外をバッフル板により流れを反転・上昇しながら管内の加圧水により冷却されて、胴上部に設けられた 1 次冷却材出口ノズルより PGC に導かれる。PPWC では単独/並列運転時の除熱量が異なるため、単独運転時には上側に設置された 1 次冷却材出口ノズルより PGC に導かれ、並列運転時には中央付近に設置された 1 次冷却材出口ノズルより PGC に導かれる。PGC で昇圧された 1 次冷却材は、1 次冷却材入口ノズルより内胴と外胴の間の環状部に流入して胴部を冷却しながら下降し、1 次冷却材二重ノズルより二重管外管と内管の間の環状部を経て原子炉圧力容器へと還流する。

一方、加圧水は下鏡の加圧水入口ノズルより流入し、伝熱管内を流れて加熱され、加圧水出口ノズルより流出する。

Fig. 2 Structural diagram of the PPWC

(2) 中間熱交換器 (IHX)⁸⁾

IHX の構造図を Fig. 3 に、IHX の設計仕様を Table 3 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。IHX には 96 本の伝熱管が設けられており、6 層の積層構造で配置されている。

炉心で加熱された高温の 1 次冷却材は二重管内管を通過して下部の 1 次冷却材二重ノズル内側より流入し、伝熱管の外側を上昇しながら 2 次冷却材により冷却されて 1 次冷却材出口ノズルより PGC に導かれる。PGC で昇圧された 1 次冷却材は、1 次冷却材入口ノズルより内胴と外胴の間の環状部に流入して胴部を冷却しながら下降し、二重ノズル、二重管外管と内管の間の環状部を経て原子炉圧力容器へと還流する。

一方、胴上部に設けられた二重管外管から流入した低温の 2 次冷却材は、4 本の分配管に分配され、上部の 2 次冷却材入口ノズルに導かれる。2 次冷却材入口ノズルに流入した 2 次冷却材は、低温管板で伝熱管に分配され、伝熱管内を下降しながら加熱されて IHX 下部の高温ヘッダ内に再び集められる。この高温の 2 次冷却材は内筒内を上昇し、IHX 上部の 2 次冷却材二重ノズルより二重管内管

Table 2 Major specification of the PPWC

Type	Vertical U-tube
Number	1
Heat capacity	
(Single-loaded operation)	30 MW
(Parallel-loaded operation)	20 MW
Primary He gas inlet temperature	850°C/950°C ^{a)}
Primary He gas outlet temperature	395°C
Primary He gas flow rate	
(Single-loaded operation)	45 t/h/37 t/h ^{a)}
(Parallel-loaded operation)	30 t/h/24 t/h ^{a)}
Pressurized water inlet temperature	150°C
Pressurized water outlet temperature	190°C
Pressurized water flow rate	
(Single-loaded operation)	640 t/h/630 t/h ^{a)}
(Parallel-loaded operation)	420 t/h
Outer diameter of shell	2.1 m
Total height	7.1 m
Number of heat transfer tube	136
Outer diameter of heat transfer tube	25.4 mm
Thickness of heat transfer tube	2.6 mm
Material	
(Outer and inner shell)	Low-alloy steel
(Heat transfer tube)	Stainless steel
Allowable working pressure	
(Outer shell)	4.8 MPa
(Heat transfer tube)	4.8 MPa
Allowable working temperature	
(Outer shell)	430°C
(Heat transfer tube)	380°C

^{a)} Rated operation/High temperature test operation value

Fig. 3 Structural diagram of the IHX

Table 3 Major specification of the IHX

Type	Vertical helically-coiled counter flow
Number	1
Heat capacity	10 MW
Primary He gas flow rate	15 t/h/12 t/h ^{a)}
Primary He gas inlet temperature	850°C/950°C ^{a)}
Primary He gas outlet temperature	390°C
Secondary He gas flow rate	14 t/h/12 t/h ^{a)}
Secondary He gas inlet temperature	300°C
Secondary He gas outlet temperature	775°C/860°C ^{a)}
Number of heat transfer tube	96
Outer diameter of heat transfer tube	31.8 mm
Thickness of heat transfer tube	3.5 mm
Outer diameter of shell	2.0 m
Total height	11.0 m
Material	
(Heat transfer tube)	Hastelloy XR
(Hot header)	Hastelloy XR
(Hot duct)	Hastelloy XR
(Outer and inner shell)	Low-alloy steel
Allowable working pressure	
(Outer shell)	4.8 MPa
(Heat transfer tube)	0.3 MPa (diff. pres.)
Allowable working temperature	
(Outer shell)	430°C
(Heat transfer tube)	955°C

^{a)} Rated operation/High temperature test operation value

Fig. 4 Structural diagram of the SPWC

Table 4 Major specification of the SPWC

Type	Vertical U-tube
Number	1
Heat capacity	10 MW
Secondary He gas flow rate (max.)	15 t/h/12 t/h ^{a)}
Secondary He gas inlet temperature	775°C/860°C ^{a)}
Secondary He gas outlet temperature	300°C/300°C ^{a)}
Pressurized water flow rate	220 t/h/210 t/h ^{a)}
Pressurized water inlet temperature	150°C
Pressurized water outlet temperature	190°C
Number of heat transfer tube	104
Outer diameter of heat transfer tube	25.4 mm
Thickness of heat transfer tube	2.6 mm
Material of	
(Outer and inner shell)	Low-alloy steel
(Heat transfer tube)	Stainless steel
Allowable working pressure	
(Outer shell)	5.1 MPa
(Heat transfer tube)	4.8 MPa
Allowable working temperature	
(Outer shell)	350°C
(Heat transfer tube)	380°C

^{a)} Rated operation/High temperature test operation value

Fig. 5 Structural diagram of the ACL

を経て SPWC へと還流する。

(3) 2次加圧水冷却器(SPWC)

SPWC の構造図を Fig. 4 に、SPWC の設計仕様を Table 4 に示す。SPWC はたて置 U 字型のシェルアンドチューブ型ガス-水熱交換器であり、胴部は二重胴構造になっている。

IHX より出た高温の 2 次冷却材は二重管内管を通して上部の 2 次冷却材二重ノズル内側より流入し、伝熱管外をバッフル板により流れを反転して下降しながら管内の加圧水により冷却されて、胴下部に設けられた 2 次冷却材出口ノズルより SGC に導かれる。SGC で昇圧された 1 次冷却材は、1 次冷却材入口ノズルより内胴と外胴の間の環状部に流入して胴部を冷却しながら上昇し、2 次冷却材二重ノズルより二重管外管と内管の間の環状部を経て IHX へと還流する。

一方、加圧水は下鏡の加圧水入口ノズルより流入し、伝熱管内を流れて加熱され、加圧水出口ノズルより流出する。

(4) 加圧水空気冷却器(ACL)⁷⁾

ACL の構造図を Fig. 5 に、ACL の設計仕様を Table 5 に示す。ACL は、原子炉で発生した熱を大気へ放散する設備であり、フィン付伝熱管を用いた強制押込通風式空冷熱交換器である。ACL には千鳥配列となっている 504 本のフィン付伝熱管群が設けられており、その下部には 6 台のファンが設けられている。

PPWC, SPWC より送られてきた高温の加圧水は ACL の入口ヘッダで各伝熱管に分配され、伝熱管内を流れてい

Table 5 Major specification of the ACL

Type	Forced-draft air-cooled
Number	1
Heat capacity	30 MW
Pressurized water flow rate (max.)	640 t/h
Air flow rate (max.)	2,600 t/h
Air inlet temperature (max.)	40°C
Air outlet temperature	80°C
Number of heat transfer tube	504
Outer diameter of heat transfer tube	25 mm
Thickness of heat transfer tube	2.0 mm
Material of heat transfer tube	Carbon steel
Allowable working pressure	4.8 MPa
Allowable working temperature	262°C
Fan type	Axial-flow variable pitch fan
Number of fan	6

く。この際、加圧水はファンにより送風された空気によって冷却され、ACL 出口ヘッダに至る。一方、空気は加圧水より熱を受けて高温になり、上方へと抜けて大気へと放散される。空気風量については、ファンブレードの角度を変化させることで調整することができる。

III. 主冷却系熱交換器の熱流動設計

本章では、各熱交換器の設計手法について述べる。

1. PPWC, SPWC

一般に用いられているシェルアンドチューブ型熱交換器ではバッフル板が等間隔に設けられている。HTTR では高温のヘリウムガスを扱っており、部分的に熱流束が過大になる恐れがあるため、PPWC, SPWC では各バッフル板の間隔を変えて過大な熱流束の防止およびバーンアウトの防止を図っている。このため、管外熱伝達率に関して従来提案されている相関式を適用することができず、別途モックアップ装置を製作して各段における管外熱伝達率相関式の評価を行い、設計に適用した⁸⁾。以下に評価式を示す。

$$Nu = C_{PWC} Re^n Pr^{0.36} \left(\frac{Pr}{Pr_w} \right)^{0.25} \quad (1)$$

PPWC, SPWC に対する式中の定数 C_{PWC} および n を Table 6 に示す。また、管内熱伝達率については、以下に示す Sieder-Tale の式を用いている。

$$Nu = 0.023 Re^{0.8} Pr^{1/3} \left(\frac{\mu}{\mu_w} \right)^{0.14} \quad (2)$$

2. IHX

IHX はガス-ガス熱交換器であることから、液体を使用する熱交換器に比べて伝熱性能が劣り、機器が大型化しやすい特徴を有している。IHX には伝熱性能の向上および機器の小型化が求められ、熱ふく射効果による伝熱性能の

Table 6 Coefficient used in PPWC and SPWC designing

	Baffle stage	C_{PWC}	n
PPWC	1	0.33	0.66
	2~4	0.27	0.66
	5	0.16	0.70
SPWC	1~5	0.30	0.64
	6	0.38	0.62
	7	0.33	0.66

向上を目的として6層より構成されている伝熱管群の各層間に伝熱促進板が設けられている。そのため、IHXの伝熱性能については熱伝達による伝熱だけでなく、熱ふく射による伝熱も考慮されている。以下に管外熱伝達率相関式⁹⁾を示す。

$$Nu = 0.048 Re^{0.8} Pr^{0.4} \quad (3)$$

また、管内熱伝達率として以下に示す森・中山の式¹⁰⁾を用いている。

$$Nu = 0.0223 \frac{Pr}{Pr^{0.6} - 0.057} Re^{5/6} \left(\frac{d}{D} \right)^{1/12} \times \left\{ 1 + \frac{0.0615}{[Re \cdot (d/D)^{1/4}]^{1/6}} \right\} \quad (4)$$

3. ACL

加圧水空気冷却器は加圧水流量および冷却空気風量を調整することで除熱量を調整している。そこで、管外の熱伝達率相関式は空気風量の1次関数とした評価式を用いている。また管内の熱伝達相関式には以下に示すDittus-Boelterの式を用いている。

$$Nu = 0.023 Re^{0.8} Pr^{0.4} \quad (5)$$

IV. 主冷却系熱交換器の伝熱性能評価

1. 評価方法

本章では、今回の高温試験運転で得られたデータをもとに主冷却系熱交換器の伝熱性能評価を行った。以下にその方法を述べる。

一般的に向流型の熱交換器における交換熱量は以下の式から求められる。

$$Q = UA \Delta T_L \quad (6)$$

$$\Delta T_L = \frac{T_2 - T_1}{\ln(T_2/T_1)} \quad (7)$$

$$T_1 = T_{IN}^H - T_{OUT}^C \quad (8)$$

$$T_2 = T_{OUT}^H - T_{IN}^C \quad (9)$$

Eq. (6)中の UA は(熱貫流率)×(伝熱面積)であり、熱交換器の伝熱性能を表すものである。本評価ではこの値を求め、熱交換器の伝熱性能を評価することとした。各熱交換器における放熱側流体、受熱側流体および交換熱量の算出に用いた流体をTable 7に示す。PPWC, SPWC, IHXについては交換熱量の評価に受熱側流体を用いたが、

Table 7 Estimation condition for every heat exchanger

	Heat dissipation fluid	Heat received fluid	Exchanged heat estimation fluid
PPWC	Primary He	Pressurized water	Pressurized water
IHX	Primary He	Secondary He	Secondary He
SPWC	Secondary He	Pressurized water	Pressurized water
ACL	Pressurized water	Air	Pressurized water

ACLは空気風量の測定を行っていないため加圧水の放熱量を用いた。Table 8は本評価で用いたデータの計測点を示す。Table 8に示されている計測点の番号は、Fig. 1中の計測点番号に対応している。これらの計測点について、原子炉出力および外気温度の変動がほとんど見られず、プラントの状態が最も安定している7:00~7:59の1時間データを平均して熱交換器の伝熱性能を算出した。なお、機器からの放熱については、機器全体で原子炉出力の0.8%程度であることから、本評価では機器からの放熱を考慮しないこととした。

2. 熱交換器の伝熱性能評価結果

(1) PPWC

PPWCの UA と原子炉入口冷却材温度の関係をFig. 6に示す。HTTRでは原子炉入口冷却材温度を原子炉出力に対応させた目標値に制御していることなどの理由から、PPWCの UA を原子炉入口冷却材温度に対してプロットした。

本図には今回の高温・単独運転(PT-5S:2004/3/31~5/1)、高温・並列運転(PT-5P:2004/6/2~7/2)でのPPWCの UA を示した。また、過去の原子炉出力20 MWまでの高温・単独運転(PT-3S:2001/4/14~5/7)、高温・並列運転(PT-3P:2001/5/11~6/8)でのPPWCの UA 、およびPPWCの UA の設計値も併せて示す。図中の上側のプロット点は単独運転に対する UA 、下側のプロット点は並列運転に対する UA である。単独運転と並列運転で UA が異なっているが、これは各運転におけるPPWC内での伝熱面積の違いによるものである。

今回(PT-5S, PT-5P)と過去(PT-3S, PT-3P)の高温試験運転の UA を比較すると、 UA の原子炉入口温度に対する変化はほぼ同じであるが、今回の高温試験運転の UA は過去の UA に比べてわずかながら低下していた。これは、この間に行われた運転で管内(加圧水側)に酸化皮膜、スケールなどが形成されたことに起因すると考えられる。

(2) IHX

IHXの UA と原子炉入口冷却材温度の関係をFig. 7に示す。PPWCと同様に、IHXの UA を原子炉入口冷却材温度に対してプロットした。本図には今回の高温・並列運

Table 8 Measurement equipment and measurement accuracy

No.	Measurement point	Measurement equipment	Range	Accuracy (%)
1	Reactor inlet primary coolant temperature	K-type thermocouple	0~ 500℃	±0.4
2	Reactor outlet primary coolant temperature	K-type thermocouple	0~1,200	±0.4
3	PPWC outlet primary coolant temperature	K-type thermocouple	0~500℃	±0.4
4	IHX outlet primary coolant temperature	K-type thermocouple	0~500℃	±0.4
5	IHX inlet secondary coolant temperature	K-type thermocouple	0~500℃	±0.4
6	IHX outlet secondary coolant temperature	K-type thermocouple	0~1,000℃	±0.4
7	SPWC outlet secondary coolant temperature	K-type thermocouple	0~500℃	±0.4
8	PPWC inlet pressurized water temperature	K-type thermocouple	50~170℃	±0.4
9	PPWC outlet pressurized water temperature	K-type thermocouple	90~210℃	±0.4
10	SPWC inlet pressurized water temperature	K-type thermocouple	50~170℃	±0.4
11	SPWC outlet pressurized water temperature	K-type thermocouple	90~210℃	±0.4
12	ACL inlet pressurized water temperature	K-type thermocouple	0~300℃	±0.4
13	ACL outlet pressurized water temperature	K-type thermocouple	0~200℃	±0.4
14	ACL inlet air temperature	K-type thermocouple	0~100℃	±0.75
15	ACL outlet air temperature	K-type thermocouple	0~100℃	±0.75
16	PPWC primary coolant flow mass rate	Differential pressure type flow meter	0.00~17.00 t/h	±0.2
17	IHX primary coolant flow mass rate	Differential pressure type flow meter	0.00~17.00 t/h	±0.2
18	SPWC secondary coolant flow mass rate	Differential pressure type flow meter	0.00~17.00 t/h	±0.2
19	PPWC pressurized water flow mass rate	Differential pressure type flow meter	0.0~800.0 t/h	±0.2
20	SPWC pressurized water flow mass rate	Differential pressure type flow meter	0.0~250.0 t/h	±0.2

Fig. 6 Heat transfer performance of the PPWC

Fig. 7 Heat transfer performance of the IHX

転(PT-5P)における IHX の UA を示した。また、過去の原子炉出力 20 MW までの高温・並列運転(PT-3P)における IHX の UA 、および IHX の UA の設計値も併せて示す。

今回(PT-5P)と過去(PT-3P)の高温試験運転の UA を比較すると、 UA の原子炉入口温度に対する変化はほぼ同じであり、 UA については、伝熱性能の低下がほとんど見られなかった。

PPWC では UA の低下が見られた一方で、IHX では UA の低下が見られなかった理由として、熱交換流体の違いが考えられる。PPWC はガス-水熱交換器であるのに対して IHX はガス-ガス熱交換器であるため、IHX では酸化皮膜やスケールなどが形成されにくいため、伝熱性能の低下があまり見られなかったと考えられる。

(3) SPWC

SPWC の UA と原子炉入口冷却材温度の関係を Fig. 8

に示す。PPWC, IHX と同様に、SPWC の UA を原子炉入口冷却材温度に対してプロットした。

本図には今回の高温・並列運転(PT-5P)における SPWC の UA を示した。また、過去の原子炉出力 20 MW までの高温・並列運転(PT-3P)の UA 、および SPWC の UA の設計値も併せて示す。

今回と過去の高温試験運転の UA を比較すると、 UA の原子炉入口温度に対する変化はほぼ同じであり、その値もほぼ同じ値であった。ガス-水熱交換器である SPWC と PPWC で伝熱性能の経年変化に違いが見られたが、これは、SPWC の運転時間が PPWC の半分程度であり、経年変化が PPWC ほど現れなかったものと考えられる。

(4) ACL

ACL の UA と空気風量の関係を図 9 に示す。ACL の UA は受熱側流体となる空気の風量に大きく依存する

Fig. 8 Heat transfer performance of the SPWC

Fig. 9 Heat transfer performance of the ACL

ことから、 UA を空気風量に対してプロットした。

なお、空気風量は、次式に示すように、ACL におけるヒートバランスより算出した。

$$G = \frac{Q_{\text{Water}}}{C_p^{\text{Air}} (T_{\text{OUT}}^{\text{Air}} - T_{\text{IN}}^{\text{Air}})} \quad (7)$$

Fig. 9 には今回の高温・単独運転(PT-5S)および高温・並列運転(PT-5P)における ACL の UA を示した。また、過去の定格・単独運転(RS-2: 2003/2/13~2003/3/14)における ACL の UA 、および ACL の UA の設計値も併せて示す。

今回の高温試験運転(PT-5S, PT-5P)および RS-2 における UA はばらついているが、これは ACL が原子炉建屋の外に設置されており、

- (1) 雨天時には雨水により伝熱管が冷却されることで加圧水の冷却性能が向上し、見かけ上 ACL の熱交換性能が向上する。
- (2) 風向により ACL に流入する空気風量が多少変化するため、風向の変化により ACL の熱交換性能が変動する。

等天候の影響を受けたためである。今回の高温試験運転と過去の運転における UA と比較すると、空気風量に対する UA の変化はほぼ同じ変化を示しており、またその値もほぼ同程度の値となった。

Table 9 Comparison of evaluated UA with designed UA

	Date (operation name)	Evaluated UA (kW/K)	Designed UA (kW/K)	Difference (%)
PPWC				
(Single-loaded)	2004.4.23 (PT-5S)	57.1	64.0	-10.8
(Parallel-loaded)	2004.6.22 (PT-5P)	38.3	41.9	-8.6
IHX	2004.6.22 (PT-5P)	84.8	88.1	-3.8
SPWC	2004.6.22 (PT-5P)	28.6	33.0	-13.3
ACL	2004.6.22 (PT-5P)	530.2	553.1	-4.2

3. UA の評価値と設計値の比較

主冷却系の熱交換器は、熱交換器が設計時に想定された熱交換器の伝熱性能より過小となれば出力100%に至る前に原子炉入口冷却材温度が395°Cを超えてしまい、機器の健全性が保たれなくなる。一方、過大となれば原子炉出口冷却材温度950°Cを達成することが困難となる。よって、熱交換器の伝熱性能は設計時に想定された範囲内でなければならない。

そこで、今回行われた高温試験運転/単独・並列運転で得られたデータをもとに評価した PPWC, IHX, SPWC および ACL の UA と設計値を比較した。その結果を Table 9 に示す。これら評価に用いたデータは、原子炉出力100%におけるものであり、参照したデータの日付は表中に示すとおりである。

設計値と評価値の差は、PPWC では10%程度、IHX では4%程度、ACL では4%程度、SPWC では13%程度、設計値より低い伝熱性能となっていた。しかしながら、各熱交換器の設計値との差は設計時に想定された範囲内であり、各熱交換器の設計手法が妥当であることを確認した。

今後は、各熱交換器における酸化皮膜やスケールなどの付着による熱交換器の伝熱性能の変化など経年劣化について評価を行う予定である。

V. 結 言

日本原子力研究所の高温ガス炉 HTTR では、2004年3月から高温試験運転の出力上昇試験を行い、世界初となる原子炉出口冷却材温度950°Cを達成した。本報では、本試験運転における主冷却系に設置されている熱交換器の伝熱性能を評価し、設計値との比較を行った。

その結果、主冷却系の各熱交換器は設計時に想定された伝熱性能を有していることを確認し、熱交換器の設計手法が妥当であることを確認した。

〔記 号〕

A : 伝熱面積 (m^2)

C_{PPWC} : バッフル各段での熱伝達補正係数 (-)

D : ヘリカルコイル平均曲率径(m)
 d : 伝熱管内径(m)
 C_p^{air} : 空気の比熱(W/m²・K)
 G : ACL に流入した空気風量(kg/s)
 Nu : Nusselt 数
 Pr : Prandtl 数
 Pr_w : 伝熱管壁面での Prandtl 数
 Q : 交換熱量(W)
 Q_{water} : ACL における加圧水損失熱量(W)
 Re : Reynolds 数(-)
 T_{in}^{air} : ACL 空気入口温度(°C)
 T_{out}^{air} : ACL 空気出口温度(°C)
 ΔT_L : 対数平均温度差(°C)
 T_{in}^H : 放熱側流体熱交換器入口温度(°C)
 T_{out}^H : 放熱側流体熱交換器出口温度(°C)
 T_{in}^C : 受熱側流体熱交換器入口温度(°C)
 T_{out}^C : 受熱側流体熱交換器出口温度(°C)
 U : 熱貫流率(W/m²・K)
 μ : 加圧水粘性係数(Pa・s)
 μ_w : 伝熱管内壁面温度における加圧水粘性係数(Pa・s)

本研究の遂行にあたり有益なご助言を頂いた日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉開発部藤川正剛部長、同部林 秀行次長、同部藤本 望副主任研究員、および同部 HTTR 技術開発室伊与久達夫室長に感謝いたします。

す。さらに、HTTR の運転に携わった HTTR 試験室各氏に感謝いたします。

一 参考文献

- 1) 齋藤伸三, 他, “高温工学試験研究炉の設計と研究開発,” 原子力誌, **32**, 847 (1990).
- 2) 藤川正剛, 他, “HTTR(高温工学試験研究炉)の出力上昇試験,” 原子力誌, **1**, 361 (2002).
- 3) 中川繁昭, 他, 高温工学試験研究炉の出力上昇試験一試験経過および結果の概要, JAERI-Tech 2002-069, 日本原子力研究所, (2002).
- 4) Y. Tachibana, *et al.*, “Plan for first phase of safety demonstration tests of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR),” *Nucl. Eng. Des.*, **224**, 179 (2003).
- 5) N. Sakaba, *et al.*, “Safety demonstration test plan of HTTR—Overall program and result of coolant flow reduction test,” *Proc. GLOBAL 2003*, New Orleans, Nov. 16-20, 2003, p. 293 (2003).
- 6) 坂場成昭, 他, HTTR 高温試験運転の出力上昇試験計画, JAERI-Tech 2003-043, 日本原子力研究所, (2003).
- 7) 栃尾大輔, 他, HTTR の加圧水空気冷却器の除熱性能に関する評価, JAERI-Tech 2003-097, 日本原子力研究所, (2003).
- 8) 国富一彦, 他, “高温用加圧水冷却器の管外熱伝達相関式の高精度化,” 原子力誌, **38**, 665 (1996).
- 9) 森 治嗣, 他, “高温工学試験研究炉の中間熱交換器の構造設計,” 原子力誌, **37**, 316 (1995).
- 10) 森 康夫, 他, “高負荷加熱による管内伝熱性能の劣化に関する研究,” 機械学会論文集, **45**, 397 (1979).