

# 原子力の熱利用を拡大する小型高温ガス炉

特集

## Modular High-temperature Gas-cooled Reactor for the Expansion of the Nuclear Heat Utilization

岡本 太志 Futoshi Okamoto

大橋 一孝 Kazutaka Ohhashi

小型高温ガス炉は、軽水炉と比べて格段に高温（～950℃）の熱が利用できるとともに、固有の安全特性にも優れた原子炉である。発電以外の分野へ原子力の利用を拡大し、CO<sub>2</sub>排出量の大幅な削減が可能のため、活発に開発が進められている。富士電機は、わが国初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉の開発で培った技術を生かして、小型高温ガス炉の実用化のための研究開発を進めている。主な研究テーマは、炉心冷却材有効流量確保のための耐熱炉心拘束機構の開発、事故時の安全特性向上を狙った出力分布平坦（へいたん）化炉心の開発、自然放熱による原子炉除熱特性の評価精度向上などである。

The modular High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) is a new generation type of the reactor with the inherent safety. The HTGR can supply heat of very high temperature of approximately 950 degrees C compared to that of the Light Water Reactor. Its development has started in many countries as it has a potential to expand the nuclear heat utilization to reduce CO<sub>2</sub> emission. Fuji Electric is focusing on the R&D towards the practical use of the modular HTGR based on the technologies gained during the development of Japan's first HTGR, HTTR. Major activities of our R&D work are development of the heat resistant core restraint mechanism to maximize the effective core coolant flow rate fraction, development of the flattened power profile core to improve its safety characteristics during an accident, and improvement of the evaluation accuracy of the heat removal capability from the core by the natural convection, core conduction and radiation.

### 1 まえがき

小型高温ガス炉は、優れた固有の安全特性を持っている。これに加え、利用できる温度が300℃程度の軽水炉と比べて格段に高温（～950℃）の熱を利用できる次世代型の原子炉である。この炉は、高温の熱を直接用いるタービンによる高効率発電や、熱化学法による水からの直接水素製造、あるいは高温蒸気による化学プラントのプロセスなどの熱源として利用が可能である。発電だけに限られていた従来の原子力の利用範囲を大幅に拡大し、1次エネルギーとしての化石燃料の代替としてCO<sub>2</sub>排出量の大幅な削減を行える可能性があり、国内外で活発に開発が進められている。

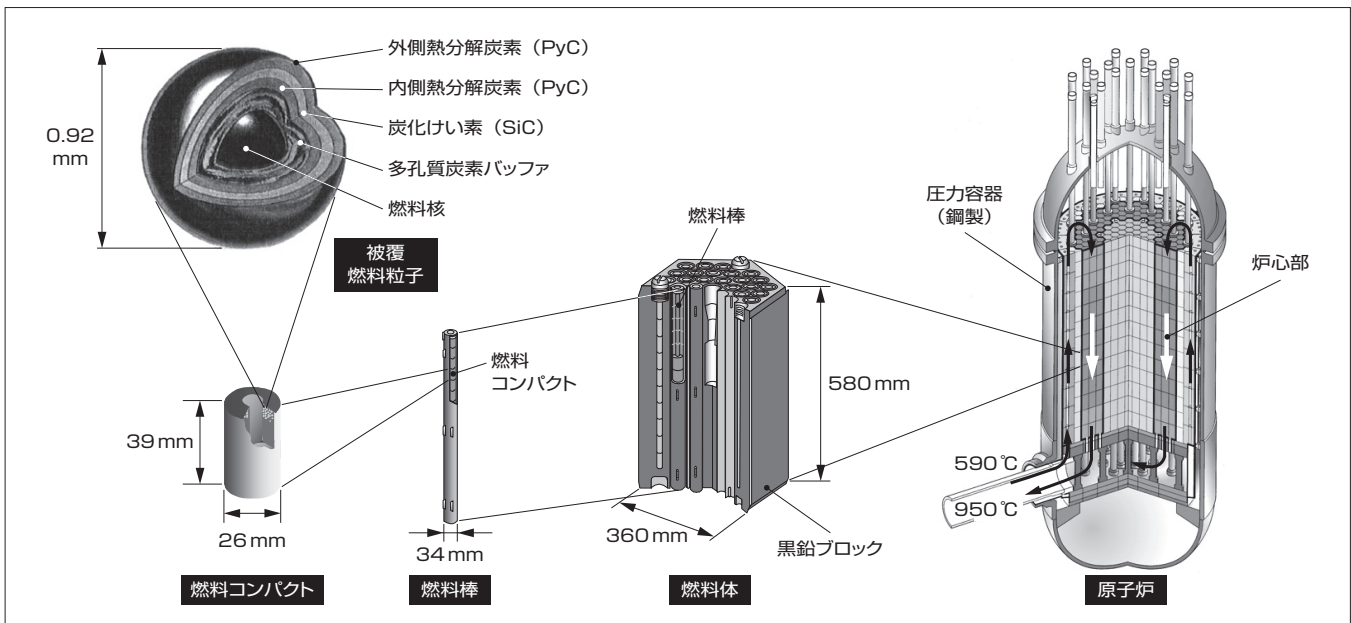
本稿では、この高温ガス炉の設計概念や特徴、国内外の開発動向について概説するとともに、富士電機における高温ガス炉開発への取組み状況について紹介する。

### 2 高温ガス炉の特徴

#### 2.1 高温ガス炉の構造と軽水炉との比較

高温ガス炉の原子炉構造の例を図1に示す。軽水炉では金属被覆の燃料を使用している。これに対し、高温ガス炉はセラミックで被覆した直径約1mmの被覆燃料粒子を用いる。この被覆が核分裂によって生まれる放射性物質を閉じ込める役割を果たす。この被覆燃料粒子は

図1 高温ガス炉の原子炉構造



耐熱性に優れている。1,000℃を超える高温で長期運転しても、また、事故時に制限温度の1,600℃という超高温になっても被覆の健全性を損なわず、確実に放射性物質を燃料内に閉じ込めることができる。

燃料内で発生した熱を原子炉外へ取り出すための冷却材には、化学的に不活性なヘリウムガスを用いる。ヘリウムは高温でも燃料や構造材と化学反応を起こすことはない。

原子炉の核分裂連鎖反応を効果的に維持するためには、核分裂で発生した高速の中性子を減速させる必要がある。軽水炉では、冷却材でもある軽水を減速材として用いている。高温ガス炉では、中性子の吸収が少なく、放射線に強く、耐熱性に優れ、熱伝導性の良い黒鉛を用いる。この黒鉛は炉心構造材としての機能も兼ねている。また、熱容量が大きいので、事故時の急激な温度上昇を抑える役割も果たす。

## 2.2 小型高温ガス炉

高温ガス炉は耐熱性の高い被覆燃料粒子を使用している。大きな熱容量を持つ減速材黒鉛が事故時の大きな熱だめとなる。この特性と炉心の負の温度フィードバック特性とが相まって、事故時の出力の異常上昇を抑制し、温度上昇が緩慢になるといふ、優れた安全特性を持つこととなる。

原子炉の熱出力をある程度の規模以下に限定することにより、この安全上の特性を徹底的に活用することができる。万一の事故時にも原子炉が自然に止まり、自然に冷え、周辺公衆の退避を必要とするような大量の放射性物質を放出する恐れのない原子炉を造り出すことができる。それが、小型高温ガス炉であり、原子炉の熱出力は最大でも600MWt（電気出力約300MWe）程度としている。スケールメリットによる経済性向上を狙って最近では1,700MWeレベルにまで到達している軽水炉の大型化路線とは一線を画している。原子炉の安全性を高めて事故時に必要な設備などの簡素化をすることにより、原子炉出力を下げても経済性を確保しようというものである。

小型高温ガス炉の安全上の特徴を次に示す。

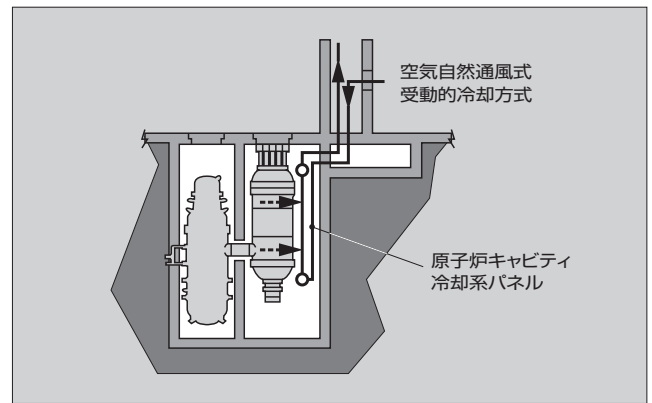
### (1) 事故時の自然冷却

前述のように、小型高温ガス炉は原子炉を小さくすることにより、事故時にも自然放熱で原子炉を十分に冷やすことができるようにしている。例えば、冷却系配管が破断して冷却材のヘリウムが喪失する事故（減圧事故）が起きても、原子炉建屋から土壌、大気などへの自然放熱によって、原子炉は十分に冷却でき、燃料が健全性を維持できる温度（制限温度）以下に保持される（図2）。

### (2) 事故時に自動的に原子炉停止

一般に、低濃縮ウランを燃料とした原子炉では、炉心の温度が上昇すると負の反応度フィードバックが働き、自然に核反応が抑制されるという特性を持たせられる。高温ガス炉の通常運転時の燃料温度は、事故時の制限温度に対し十分な余裕を持っているため、事故時に制御棒による緊急停止動作などを行わなくても、原子炉はこの負の反応度フィードバック特性により自動的に停止する。

図2 原子炉から炉室冷却パネルへの自然放熱



### (3) 事故時に放射性物質を燃料中に閉じ込め

前述のように、万一の事故時に運転員が何もしなくても、また安全設備が何も機能しなくても、自然界の物理現象のみで燃料の健全性を維持することができる。そのため炉内に蓄積した放射性物質は燃料中に確実に閉じ込められるので、軽水炉における耐圧・耐リークの格納容器の設置は不要となる。

## 2.3 高温熱の用途

現在の原子力発電の主流となっている軽水炉は、利用できる温度の上限が300℃程度であるため、蒸気タービン発電以外の用途の利用はごく限られている。これに対し、高温ガス炉は、700～950℃の熱が利用できるため、発電プラントとしても50%近い効率の直接ガスタービン発電ができる。さらに、原子炉から得られた熱を、電力変換を介さず、熱化学法による水からの水素製造や高温蒸気による化学プラントのプロセス熱源に直接利用することができる。また、蒸気タービンサイクルと接続して、化学コンビナート用に電力とプロセス蒸気を併給するコージェネプラントとしての利用もできる。したがって、高温ガス炉は、従来の発電利用に限られていた原子力の利用範囲を大幅に拡大して1次エネルギーとしての化石燃料を代替し、CO<sub>2</sub>排出量の大幅な削減に寄与できる可能性がある。

## ③ 高温ガス炉開発の現状と富士電機の実績

### 3.1 高温ガス炉開発の歴史と富士電機の実績

#### (1) 高温ガス炉開発の歴史

高温ガス炉の開発は、1959年に発足したOECD（経済協力開発機構）のドラゴンプロジェクトによる英国への実験炉建設に始まる。その後、1960年代から1970年代にかけて、米国およびドイツ（当時、西ドイツ）において、それぞれ実験炉と原型炉の建設・運転が行われた。原型炉の規模は約300MWeであり、いずれも蒸気タービンを用いた発電プラントとしての性能実証が行われた。

1970年代までの両国の高温ガスの開発は、軽水炉などと同様に大型炉指向を基本として進められてきた。しかし、スリーマイルアイランドやチェルノブイリの事故をきっかけ

けに、動的機器に依存せずに原子炉の安全性が確保される固有安全炉概念への関心が世界的に高まり、それまでの大型炉から小型高温ガス炉へと開発方針が大きく変更された。そして、米国、ドイツとも高温ガス炉の開発の中心は、蒸気タービン発電を用いた小型の高温ガス炉へと移っていく。

2000年代に入ると、地球環境保護や温暖化防止の観点から、米国では、原子炉出口温度950℃以上を目指した小型高温ガス炉とそれに接続する水素製造システムの開発が、エネルギー省の予算によるNGNP（次世代型原子力プラント）計画として開始されることになる。

ドイツでは、1980年代に小型高温ガス炉の開発が開始され、精力的に研究が進められた。その後の原子力開発全体の中止という連邦政府の政策変更により、1990年代初めにこの開発は中止された。しかし、ドイツの高温ガス炉の技術は中国および南アフリカに受け継がれ、両国とも高温ガス炉実証炉の建設計画を進めようとしている。

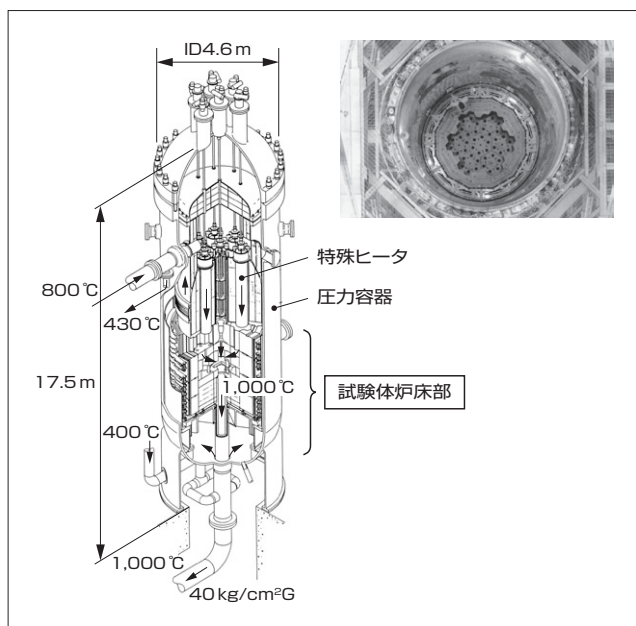
近年は、特に水素製造やプロセス用熱源としての利用に対する関心が各国で高まり、米国の提唱で始まった国際的な研究開発協力の枠組みである第4世代原子炉システム国際フォーラム（GIF）においても、候補プラントの一つとして取り上げられ、国際協力も進められている。

わが国では、1960年代末から、当時の日本原子力研究所〔現在の独立行政法人日本原子力研究開発機構（原子力機構）〕において、発電以外の多目的利用を目指した高温ガス炉の研究開発を開始した。その後、わが国初の高温ガス炉となる高温工学試験研究炉（HTTR）の建設を1990年に開始した。2001年には定格運転に至り、2004年には950℃という高温ヘリウムガスの炉外取出しにも成功している。<sup>(1)</sup>

(2) 富士電機の実績

富士電機は、原子力機構が研究開発を開始した当初から、HTTRの設計・研究開発に協力してきた。高温構造機器

図3 炉内構造物実証試験部（HENDEL-T2）



の試験では、炉内構造物強度試験、炉心耐震試験、ブロック間シール特性試験、材料の熱特性試験など設計・製作に必要な要素技術の開発を行った。富士電機の社内に高温高圧ヘリウムループを設置し、機器の構造や信頼性などの実証試験を行った。HTTRの各種高温構造機器の実証試験を行うためのヘリウムループHENDELでは、富士電機はプラント全体の取りまとめを行った。同時に、炉心の冷却材流動特性評価のための“燃料体スタック実証試験部”（HENDEL-T1）、炉床部構造評価のための“炉内構造物実証試験部”（HENDEL-T2）（図3）の設計・製作・据付けを行い、大型構造機器の性能・健全性の実証に関する研究開発に協力した。炉床部については、地震時応答の基本データ取得と地震時健全性実証を目的に、1/5スケールおよび1/3スケールの耐震試験装置の製作・据付け・試験も<sup>(4)</sup>行っている。

HTTR本体の建設にあたっては、富士電機は副幹事会社として原子炉の取りまとめを行うとともに、原子炉システム設計では炉心設計、安全解析を原子力機構に協力して実施したほか、炉内構造物、燃料取扱設備、放射線管理設備などの主要設備の設計・製作・建設を担当した<sup>(5)</sup>。炉心上部から見た炉内構造物の外観を図4に示す。また燃料取扱設備の主要機器である燃料交換機を図5に示す。

HTTR建設完了後も富士電機は、原子炉建屋内で貯蔵・冷却した後の使用済燃料を、敷地内で長期保管するための乾式貯蔵設備である使用済燃料貯蔵設備の建設や、HTTRの炉内で材料クリープ試験を行うための照射下クリープ試験装置の設計・製作<sup>(7)</sup>などを担当している。

3.2 高温ガス炉開発の取組み

高温ガス炉による水素製造を実現するためには950℃以上の原子炉出口温度の高温化が必要である。これまでにHTTRなどの小型の試験炉ではこれを達成した実績があるものの、実用化のためにはまだ課題が多い。例えば熱出力600MWtの小型高温ガス炉の実用化を考えた場合、小型炉といえどもHTTRの熱出力30MWtの20倍の出力規模となる。この出力に対しても固有安全性を確保するためには、通常時および事故時の燃料温度制限を満足すること

図4 高温工学試験研究炉（HTTR）炉心最上段の外観

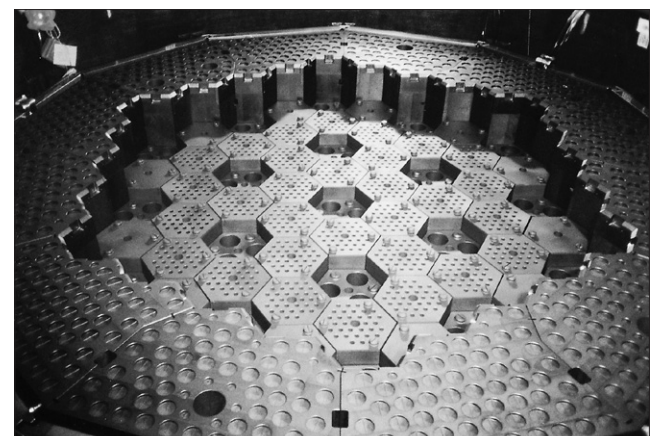


図5 高温工学試験研究炉（HTTR）燃料交換機

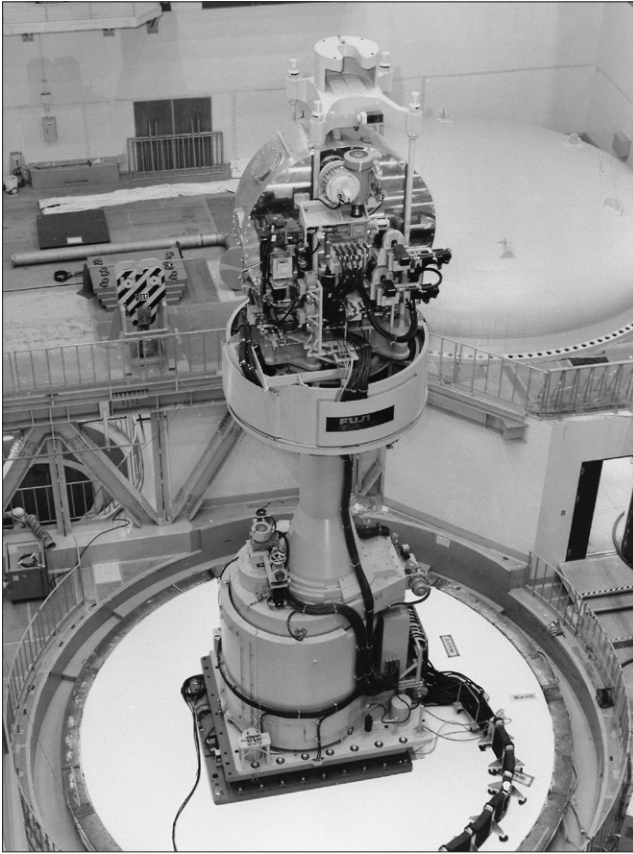
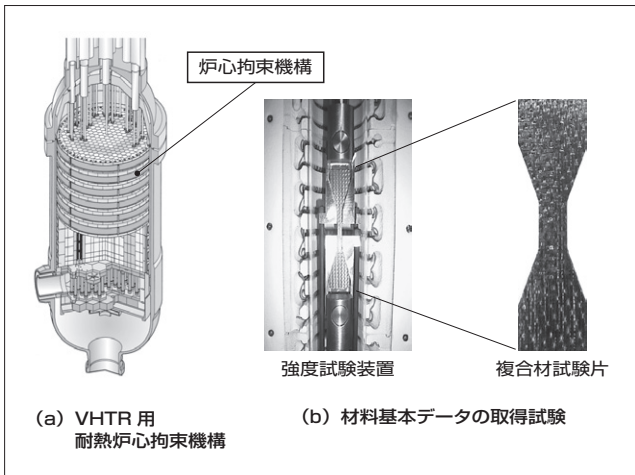


図6 超高温ガス炉（VHTR）用耐熱炉心拘束機構



が必要である。通常運転時には炉心冷却材の有効流量確保の対策が必須となる。事故時の燃料温度については、一方でプラント稼働率確保のために燃料の燃焼期間を長く取りつつ、出力分布の最適化を行う必要がある。また、固有安全性を確保しつつ出力の限界を極めるためには、原子炉容器からの自然放熱による除熱性能の評価において、過度に保守的にならないことも重要である。

富士電機では、前述の観点の下に、熱出力 600 MWt、出口温度 950℃を目標とした実用規模での小型高温ガス炉の実用化を目指し研究開発を進めている。現在実施している主な研究開発テーマを紹介する。

図7 出力分布平坦化炉心

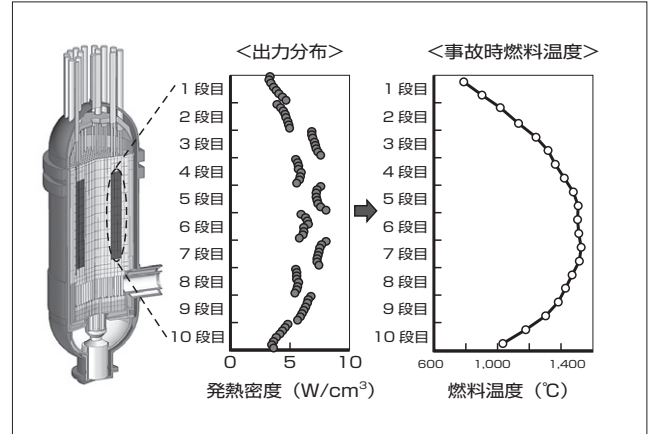
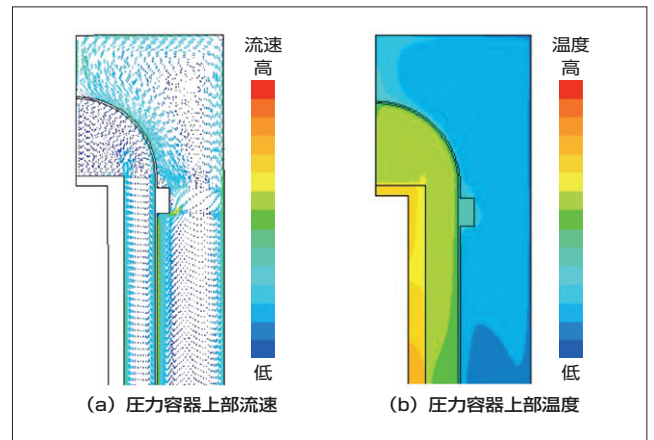


図8 原子炉自然放熱挙動の解析例



(1) 耐熱炉心拘束機構

原子炉出口温度を 950℃まで高温化しても、燃料温度を過度に上昇させないために、黒鉛ブロックが積層している炉内構造物を外側から締めつけてブロック間のギャップを流れるバイパス流量を極力抑制し、燃料部を流れる冷却材の有効数量を確保する必要がある。HTTR の場合には、原子炉入口温度が 400℃程度であったため、金属材料を用いた拘束機構を設置した。しかし、水素製造用の高温ガス炉の場合にはプラント熱効率確保の観点から、原子炉入口温度に 500～600℃程度が要求される。そのため金属材料ではなく、耐熱性に優れたセラミックス複合材を材料に用いることとし、構造概念、材料基本データの取得試験、強度評価手法の開発などを進めている（図6）。

(2) 出力平坦（へいたん）化炉心の検討

小型高温ガス炉の固有安全性を確保するためには、事故時の燃料温度が制限値以下になることが必要である。事故時の除熱が原子炉容器からの自然放熱で行われるため、事故時の燃料最高温度は軸方向の最大出力点近辺に表れる。したがって、事故時燃料温度を低減するには、炉心の軸方向出力分布を平坦化する必要がある。富士電機では、原子炉熱出力 600 MWt、原子炉入口温度が590℃、出口温度が 950℃という基本条件に加えて、燃料の交換サイクルとバッチ数として 550日×2バッチを設計目標に、図7に示

すように、減圧事故時の燃料温度が制限温度 1,600℃を越えないような出力平坦化炉心概念の構築を進めている。

(3) 原子炉自然放熱挙動の評価

通常時および事故時の原子炉圧力容器の冷却は、放射と自然対流という二つの伝熱現象により行われる。したがって、これらの現象による除熱能力をより精度良く評価できれば、設計余裕の合理的な低減や、より安価な材料の使用などが可能になる。そこで、自然放熱による除熱特性評価の精度を向上させるため、原子力機構が過去に実施したモデル実験データ<sup>(8)</sup>などを有効に活用して評価手法の検証を進めている。原子炉容器模擬装置を対象にした熱流動解析結果の例を、図 8 に示す。

4 あとがき

小型高温ガス炉は、その優れた固有の安全特性に加え、水素製造や化学プラント向けプロセス用熱源などの発電以外の分野へ利用を拡大することにより、CO<sub>2</sub> 排出量の大幅な削減を行う可能性を持つ次世代型の原子炉である。富士電機は、今後も国内外の関係諸機関と連携を図り、高温ガス炉の実用化に向けた取組みを全力で進めていく所存である。

参考文献

(1) S. Fujikawa, et al. Achievement of Reactor-Outlet Coolant Temperature of 950℃ in HTTR. Journal of Nuclear Science and Technology. 2004, vol.41, no.12, p.1245-1254.

(2) 下村寛昭ほか. HENDEL T1試験部の建設. FAPIG. 1984, no.107.  
 (3) 秋定俊裕ほか. HENDEL T2試験部の建設. FAPIG. 1986, no.114.  
 (4) 塩沢周策ほか. 高温工学試験研究炉 炉床部耐震試験. FAPIG. 1990, no.125.  
 (5) 高温工学試験研究炉 (HTTR) 特集. 富士時報. 1998, vol.71, no.4.  
 (6) 木曾芳広ほか. 高温ガス炉関連技術. 富士時報. 2003, vol.76, no.6, p.317-328.  
 (7) 柴田大受ほか. HTTRのI-I型材料照射試験用設備の開発. FAPIG, 2002, no.161.  
 (8) IAEA-TECDOC-1163, Heat Transport and Afterheat Removal for Gas Cooled Reactors Under Accident Conditions, IAEA, 2000.



岡本 太志

原子力システム技術、高温ガス炉の技術開発に従事。現在、富士電機システムズ株式会社エネルギーソリューション本部グリーンエネルギーソリューション事業部グリーンエネルギーソリューション統括部原子力開発部長。日本原子力学会会員。



大橋 一孝

高温ガス炉の安全設計や原子炉の設計・開発に従事。現在、富士電機ホールディングス株式会社技術開発本部エネルギー・環境研究センターエネルギーシステム研究部マネージャー。日本原子力学会会員。





\*本誌に記載されている会社名および製品名は、それぞれの会社が所有する  
商標または登録商標である場合があります。