

新型炉部会セッション

新型炉の国際協力の現状と今後の研究開発課題（イノベーションの創出）

Current status of international cooperation in advanced reactor development and future R&D issues
(Innovation creation)

(4) 高温ガス炉の今後の研究開発課題

(4) Future R&D issues in high-temperature gas reactor development

*大橋 弘史¹¹原子力機構

1. はじめに

高温ガス炉は、原子炉の基本構成要素である耐熱性の高いセラミックス製被覆燃料粒子、黒鉛減速材、不活性ヘリウム冷却材の特長を活用することで、優れた安全性を有するとともに、1,000℃近い高温熱を取り出すことが可能な原子炉である。これらの特長により、高温ガス炉は高効率なヘリウムガスタービン発電、製鉄分野での還元剤・燃料や運輸分野における燃料電池自動車に供給する水素の製造、石油精製や石油化学の熱源に用いる高温蒸気の製造、発電システムでの排熱を利用した海水淡水化や地域暖房などでの多様な熱利用が期待されている。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）は、1998年に初臨界を達成した高温工学試験研究炉（HTTR）を用いて、2004年に世界で初めて950℃のヘリウムガス取り出し、2010年に950℃の50日間高温連続運転に成功するなど、高温ガス炉の基盤技術の確立を進めている。これと並行し、高温ガス炉熱利用技術としてヘリウムガスタービン発電技術及び水を原料としたCO₂フリーの大規模水素製造法である熱化学法ISプロセス水素製造技術の研究開発、高温ガス炉の実用化像を提示するとともに実用化に必要な技術課題を抽出整理するための実用高温ガス炉の設計研究、HTTRを用いた高温ガス炉熱利用技術の総合実証試験（HTTR-GT/H₂試験）の検討などを推進している（図1）。本稿では、第2章に実用高温ガス炉システムの概要、第3章に実用高温ガス炉システムの実現に向けた今後の研究開発課題について述べる。

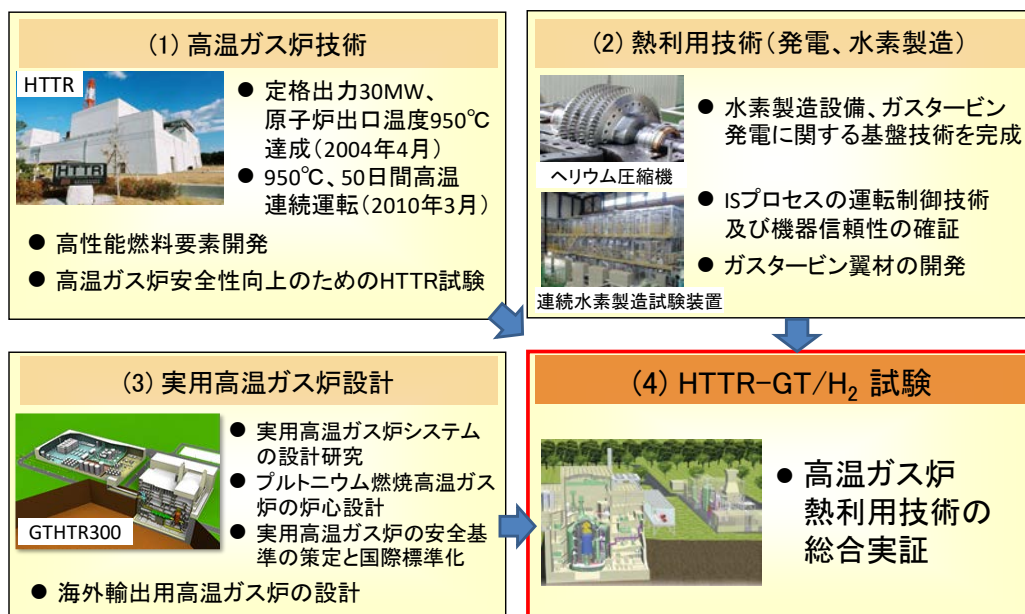


図1 原子力機構における高温ガス炉及び水素製造技術開発の概要

2. 実用高温ガス炉システム

2-1. 発電

高温ガス炉を用いた発電システムとしては、原子炉出口冷却材温度 750°C の高温ガス炉により製造された過熱蒸気 (約 540°C 、 13 MPa) を用いた蒸気タービン発電高温ガス炉システム (HTR50S) (図 2) [1]、原子炉出口冷却材温度 850°C 又は 950°C の高温ガス炉のヘリウム冷却材を用いた高効率なヘリウムガスタービン発電高温ガス炉システム (GTHTR300) (図 3) [2, 3] の設計検討が行われている。 750°C の蒸気タービン発電高温ガス炉システムは既存技術の活用によって早期導入を目指したシステムであり、一方、ガスタービン発電高温ガス炉システムは今後 10 年程度を目途に研究開発を進め実証炉へと繋げていくべき高温ガス炉発電システムとして位置付けられている。

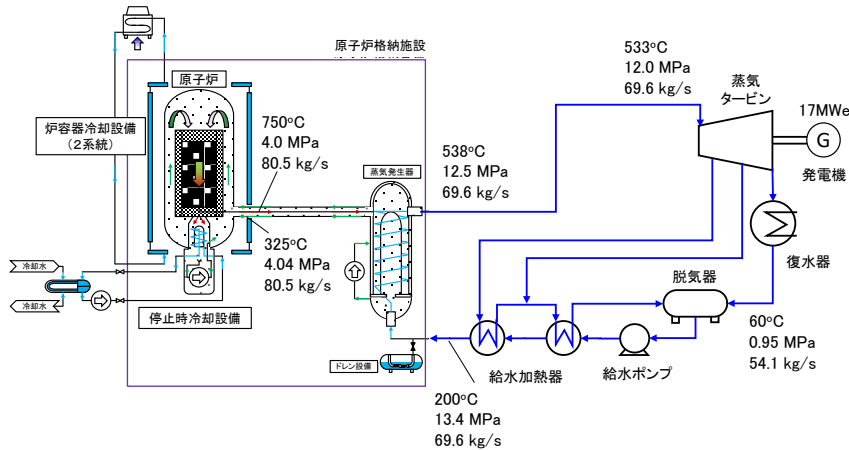


図 2 蒸気タービン発電高温ガス炉システム

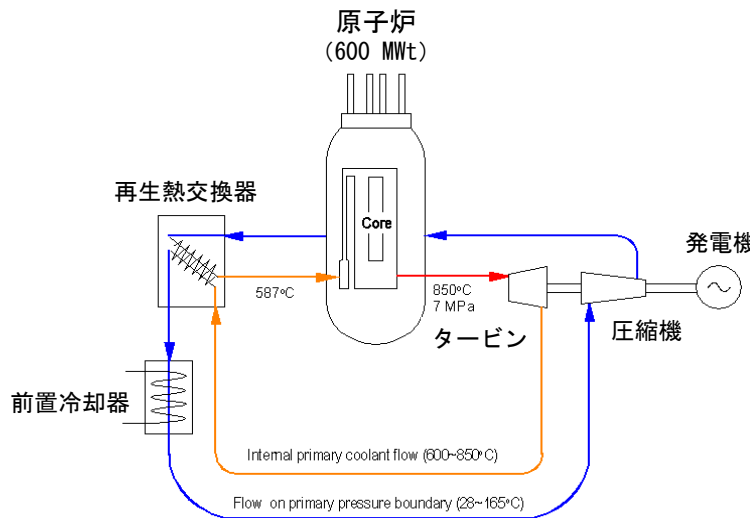


図 3 ヘリウムガスタービン発電高温ガス炉システム

2-2. 熱電供給

高温ガス炉では、産業プロセスの温度条件に応じてカスケード的に熱を利用することで、プラントの総合熱利用率を向上させることが可能である。プラント構成としてはいくつかの候補があるが、代表的な設計例は水素・電力併給高温ガス炉システム (GTHTR300C) (図 4) であり、原子炉出口冷却材温度 950°C の高温ガス炉を用いて、高温核熱をヘリウムガスタービン上流に設置した中間熱交換器を介して 2 次系に設置した水素製造施設に供給して水素を製造するとともにヘリウムガスタービンで発電を行うものである [4]。水素製造法としては、天然ガスの水蒸気改質法、高温水蒸気電解なども適用可能であるが、原子力機構では CO_2 フリーの大規模水素製造を目指す観点から、熱化学法 IS プロセスに焦点を当てた研究開発を進めている。

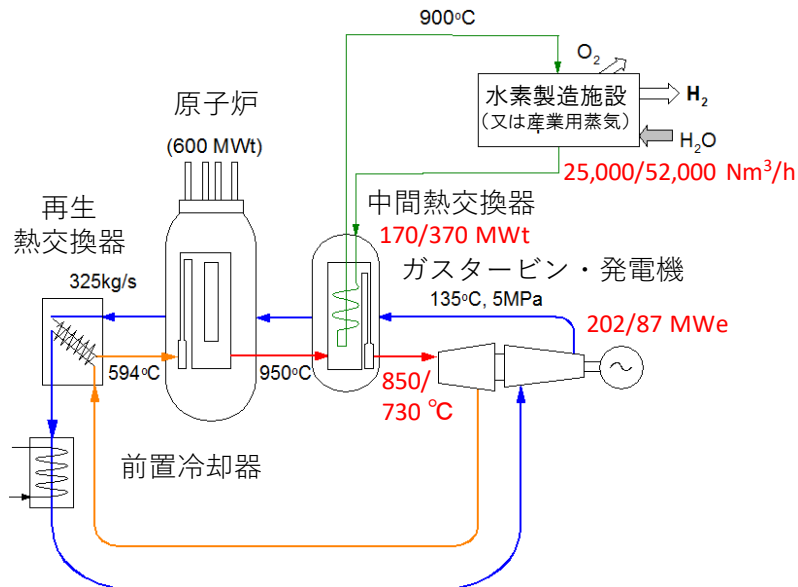


図4 水素・電力併給高温ガス炉システム

3. 今後の研究開発課題

3-1. 燃料

燃料の研究開発においては、これまでに、被覆燃料粒子の商用規模の製造技術を原子燃料工業（株）と共同開発し、HTTR 環境を模擬した高温ヘリウムインパイルガスループ（OGL-1）試験等により、核分裂生成物（FP）の閉じ込め性能を把握し、照射後試験により各種物性値を取得、また、被覆燃料粒子の破損機構を解明し、HTTR 装荷燃料（燃焼度 33 GWd/t）の製造につなげた。現在は、燃焼度を 100 GWd/t まで上昇させた燃料を原子力機構が設計、原子燃料工業（株）が製造し、その照射性能を把握するため、カザフスタン核物理研究所（INP）が国際科学技術センター（ISTC）のレギュラープロジェクトのもとで、2010 年から 2015 年にかけて照射試験、2017 年 3 月から 2 年計画で照射後試験を実施している。

今後、850 °C 及び 950 °C 実用高温ガス炉で目標としている 160GWd/t の高燃焼度化燃料の開発、炉心の出力密度を HTTR の 2.5 MW/m³ から 6 MW/m³ に高めつつ安全性向上の観点から燃料温度を低減させるための除熱性能向上燃料要素の開発が必要である。更に、経済性、安全性の観点から、これらの燃料製造や燃料特性の知見を反映した実用高温ガス炉の燃料設計方針の作成が必要である。

3-2. 黒鉛

黒鉛材料の研究開発においては、これまでに、高強度で耐放射線性に優れた等方性黒鉛（IG-110）を東洋炭素（株）と共同で開発した。また、HTTR の黒鉛構造物に適用する黒鉛構造設計方針及び黒鉛検査基準を作成するとともに、黒鉛構造物の供用期間中検査手法を開発してきた。

今後、850 °C 及び 950 °C 実用高温ガス炉の照射条件（照射温度、照射量）における黒鉛特性を取得し、黒鉛の設計曲線を検証・高精度化を図るとともに、HTTR を活用し炉心支持黒鉛構造物の経年劣化データの取得及び健全性の確認や供用期間中検査技術の検証を行う必要がある。

3-3. 金属・高温機器

金属材料・高温機器の研究開発においては、これまでに、通常運転時約 950 °C の高温ヘリウム雰囲気中で使用可能な耐食・耐熱合金ハステロイ XR を三菱マテリアル（株）と共同で開発した。また、原子炉圧力容器用 2.25Cr-1Mo 鋼等のデータベースを確立し、HTTR の第 1 種機器の高温構造設計に適用する高温構造設計方針を作成した。更に、中間熱交換器や高温二重管など高温機器の要素試験を実施し 構造健全性を確認した。

今後、HTTR 試験により中間熱交換器の伝熱性能等の経年劣化の確認及びハステロイ XR のサーベイランス試験を実施する必要がある。また、実用高温ガス炉システムの設計では、HTTR には設置されていない蒸気発生器や HTTR での強制循環方式から自然循環方式に変更した炉容器冷却設備が採用されている。これらの新たな設備については、設計手法の確立、実機建設に先立ち製作性や性能確認のための実証試験が必要に

なると考えられる。

3-4. 炉工学

炉物理の研究開発においては、これまでに、高温ガス炉臨界実験装置（VHTRC）を用いてHTTRの核設計計算手法の精度が設計誤差範囲内に収まることを確認した。また、HTTRの燃焼中期までのデータを用いて、核設計計算手法の精度評価及び妥当性の検証を進めている。更に、実用高温ガス炉システムの炉心設計においては、HTTRから高性能化を図るための炉心設計手法の検討を進めている。

今後、HTTRにおいて燃焼末期までのデータを取得し、核設計計算手法について、燃料の燃焼を考慮した過剰反応度の計算精度評価及び妥当性の検証を実施する必要がある。更に、核データに起因する誤差評価や誤差低減の手法整備などが望まれる。

3-5. 安全性

高温ガス炉の安全性の研究開発においては、これまでに、炉心の耐震試験、1次冷却設備内面への放射性物質沈着挙動の把握、配管破断時の放射性物質離脱挙動の把握、空気侵入事故模擬試験、黒鉛酸化試験等を実施してHTTRの安全評価に必要なデータを蓄積し、安全解析コードの検証を行ってきた。HTTRの運転開始後は、安全性実証試験として原子炉出力30%からの炉心流量喪失試験によって高温ガス炉の固有の安全性を実証するとともに、得られたデータを用いて安全解析コードの高度化を図っている。また、最近では確率論的リスク評価手法の開発を進めている。

今後、HTTRを用いて、原子炉出力100%からの炉心流量喪失試験、原子炉出力30%において炉心流量の喪失とともに原子炉圧力容器外面から炉心を冷却する炉容器冷却設備の流量喪失させる炉心冷却喪失試験を実施する計画である。また、安全評価手法の高度化、特に蒸気タービン発電高温ガス炉システムにおいて、HTTRでは評価事象ではなかった1次冷却設備内面に沈着した放射性物質の水・蒸気による離脱挙動に関する評価手法の高度化が望まれる。更に、確率論的リスク評価などによって、継続的に高温ガス炉システムの安全性向上を図ることが重要である。

3-6. 安全基準の整備

高温ガス炉の安全基準の整備については、これまでに、軽水炉の安全基準を基に高温ガス炉の特長を考慮しHTTRの安全基準を策定した。その後、HTTRを用いた安全性実証試験などで実証された高温ガス炉の固有の安全性を考慮した実用高温ガス炉システムの安全基準を日本原子力学会研究専門委員会において検討した。現在は、IAEAの原子力エネルギー局が主導する協力研究計画（CRP）において各国の高温ガス炉専門家と国際標準の原案検討を実施している。

今後、HTTRを用いた被覆燃料粒子の核分裂生成物（FP）の閉じ込め性能の検証による安全基準の確証、GIFなどの国際的な枠組みやIAEA安全基準の策定を担当しているIAEA安全局での正式な安全基準策定プロセスに則った安全基準の検討が期待される。

3-7. 使用済燃料、黒鉛廃棄物

使用済燃料・黒鉛廃棄物の研究開発においては、これまでに、軽水炉の再処理工程へ接続するために必要な、高温ガス炉特有の前処理工程（解体工程、焙焼工程、破砕工程）の技術原理を確認してきた。

今後、これまでの研究開発をベースとして、HTTR使用済燃料を用いて高温ガス炉使用済燃料の再処理技術を検討する必要がある。黒鉛廃棄物については、黒鉛中の窒素量の測定やHTTRの燃料交換時に炉心から取り出したサーベイランス試験片に含まれるC-14の放射エネルギーを測定するなどし、黒鉛廃棄物中のC-14量の定量的評価手法を確立し、黒鉛廃棄物の処理処分方法の検討を実施する必要がある。

3-8. 水素製造技術

熱化学法ISプロセスによる水素製造技術の研究開発においては、これまでに、プロセスを定常維持するための運転制御技術、硫酸やヨウ化水素などの腐食性の高いプロセス流体を取扱うための工業材料製機器技術、水素製造効率向上のための分離膜（陽イオン交換膜）を用いたヨウ化水素濃縮技術などの研究開発を実施してきた。現在は、これらの技術を統合した連続水素製造試験装置を用いて、ISプロセスの耐食機器技術、連続運転技術の信頼性の検証するための連続水素製造試験を実施中である。

今後、連続水素製造試験によって、プラント全系の耐食機器の信頼性確認、ISプロセスの起動・停止、緊急

時の対応を含めた運転制御方法、長時間運転の安定性確認などの運転技術の検証を完了させる計画である。また、ヨウ化水素濃縮技術について、HIの濃縮によるHI分解時の消費エネルギーの低減に向けて、更なる分離膜の改良（HI濃縮時の温度（約100°C）に耐え、かつ、濃縮エネルギーが少ない分離膜の開発）及び大型膜の製膜技術を確立する必要がある。更に、硫酸分解器に用いるセラミックス製機器の高圧運転に必要なセラミックス構造体の設計方針を作成する必要がある。この他、経済性向上に向けて、ブンゼン反応器、硫酸分解器、ヨウ化水素分解器などの主要機器の小型化を図るための技術開発も必要である。

3-9. 発電技術

ヘリウムガスタービン発電技術の研究開発においては、これまでに、世界最高の圧縮機効率を有するタービン圧縮機、一般産業用熱交換器に比べ約10倍の熱交換密度を有する再生熱交換器用のコンパクト熱交換器を三菱重工業(株)と共同で開発してきた。

今後、ヘリウムガスタービン軸からのヘリウムガス漏洩を抑制するための軸シール技術、一般産業ガスタービンのメンテナンス方法の適用を可能とするため、ガスタービン翼へのFP沈着量の低減に関わる要素技術開発が必要である。

3-10. 高温ガス炉と熱利用施設との接続技術

接続技術の研究開発においては、これまでに、異常時に原子炉と熱利用施設を隔離するための高温隔離弁の要素技術開発、熱利用施設の異常に伴う熱負荷変動を吸収緩和する除熱機構の炉外試験による実証、可燃性ガス及び毒性ガスの原子炉への影響評価手法開発、熱利用施設へのトリチウム移行挙動評価手法開発などを実施してきた。また、HTTRを用いたヘリウムガスタービン発電技術及びISプロセス水素製造技術の総合性能試験に向けて、HTTRにヘリウムガスタービン発電施設及びISプロセス水素製造施設を接続したシステム（HTTR-GT/H2）のシステム設計、安全評価及び性能評価を実施してきた。更に、日本原子力学会研究専門委員会において、原子炉へ接続する熱利用施設を一般産業施設として設計、建設、運転するための安全基準案を作成するとともに、当該安全基準に適合するための設計について検討を実施してきた。

今後、熱利用施設の接続技術の確立に向けて、HTTR-GT/H2試験装置の設置許可を通じた原子力規制委員会による熱利用施設接続に係る安全基準の策定、適合のための設計方針や設計の妥当性確認、HTTR-GT/H2試験によるヘリウムガスタービン発電技術及びISプロセス水素製造技術の実証が必要である。

4. おわりに

本稿では、高い安全性を有する高温ガス炉技術及びその熱利用技術に関して、実用高温ガス炉システムの概要と今後の研究開発課題について述べた。今後、国内の産学官の連携あるいは国際協力の活用により、これらの技術課題が解決されて我が国の優れた高温ガス炉技術及びその熱利用技術が実用化に至り、当該技術が国際的な原子力エネルギー利用における安全性向上や二酸化炭素排出量削減、我が国のエネルギーセキュリティなどに貢献することを期待したい。

参考文献

- [1] H. Ohashi, H. Sato, M. Goto, et al. ; “A small-sized HTGR system design for multiple heat applications for developing countries”, International Journal of Nuclear Energy, Vol. 2013, Article ID 918567, 18 pages, <http://dx.doi.org/10.1155/2013/918567>
- [2] X. Yan, K. Kunitomi, T. Nakata, S. Shiozawa; “GTHTR300 design and development”, Nuclear Engineering and Design, Vol.222, pp.247-262 (2003).
- [3] H. Sato, X. L. Yan, Y. Tachibana, K. Kunitomi; “GTHTR300—A nuclear power plant design with 50% generating efficiency”, Nuclear Engineering and Design, Vol.275, pp.190-196 (2014).
- [4] K. Kunitomi, X. L. Yan, T. Nishihara, N. Sakaba, T. Mouri; “JAEA’S VHTR for Hydrogen and Electricity Cogeneration: GTHTR300C”, Nuclear Engineering and Technology, Vol.39, No.1, pp.9-20 (2007).

*Hirofumi Ohashi¹

¹JAEA