

多目的な利用が可能な高温ガス炉

High-Temperature Gas-Cooled Reactor with Multipurpose Applicability

藤原 斉二 FUJIWARA Seiji 浅野 和仁 ASANO Kazuhito 高山 智生 TAKAYAMA Tomoh

高温ガス炉 (HTGR) は、高温耐性を持つセラミックス被覆燃料によって、炉心溶融を回避可能な安全性を備えた原子炉である。700 °Cを超える高温の熱利用が可能で、発電だけでなく水素製造や産業プラントへの熱供給などが期待でき、各国で開発が行われている。我が国でも2030年代の実証炉建設計画が進められている。

東芝グループは、HTGRの早期実用化に向けた研究開発を推進している。ベースロード発電に加え、再生可能エネルギー（以下、再エネと略記）などによる電力需給変動への対応や、産業・民生・運輸部門の熱利用分野への多様化を実現するため、蓄熱システムを備えた発電システムを富士電機（株）と共同で検討するとともに、高温水蒸気電解による水素製造システムの検討に取り組んでいる。

Attention is being focused on the high-temperature gas-cooled reactor (HTGR), a type of nuclear reactor offering high safety in which core meltdown accidents are avoided by employing ceramic-coated fuels that are resistant to high temperatures. Since heat at temperatures exceeding 700°C extracted from an HTGR can be utilized not only for power generation but also for a variety of applications including hydrogen production and steam supply to industrial plants, the development of HTGRs is being promoted in various countries. In Japan, a demonstration HTGR called the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) has been successfully operated and the construction of a next-generation HTGR in the 2030s is also being planned.

The Toshiba Group has been engaged in the research and development of HTGRs with the objective of achieving practical implementation at an early stage. In addition to baseload power generation, we are making efforts to realize a hydrogen production system applying a high-temperature steam electrolysis technology as well as to develop a power generation system equipped with a heat storage system in cooperation with Fuji Electric Co., Ltd., aimed at balancing electricity supply and demand in response to the introduction of power generation using renewable energy sources and expanding the utilization of heat generated by HTGRs to the industrial, consumer, and transportation sectors.

1. まえがき

HTGRは、炭素や炭化ケイ素のセラミックスで被覆した粒子状燃料を使用し、冷却材として化学的に安定なヘリウムガスを利用することで、700 °C以上の熱を取り出すことのできる原子炉である。セラミックスで被覆された燃料粒子は、1,600 °C以上の高温耐性を持つことから、事故時でも核分裂生成物の閉じ込めを維持し、外部に大量の放射性物質が放出するのを防止する機能を備えている。また、減速材として使用する、耐熱性の高い黒鉛の熱容量により、事故時においても炉心燃料温度変化が緩慢で、安全性の高い原子炉として注目を集めている。HTGRは、政府が新增設を検討する次世代革新炉の候補に挙げられており、産業の脱炭素化のためにカーボンフリーの電力・熱・水素を供給することを念頭に、開発を推進することがうたわれている。

我が国では、国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 (JAEA) が建設した熱出力30 MWの高温工学試験研究

炉 (HTTR) が1998年11月に初臨界を迎え、その後2004年4月には原子力では世界最高温度となる原子炉出口温度950 °Cでの連続運転を達成し、HTGRの基盤技術が実証された。

HTTRの建設では、東芝グループが原子炉の出力制御を行う反応度制御設備を、(株) IHIが原子炉の熱を炉外に取り出す中間熱交換器を、原子燃料工業 (株) が核物質の閉じ込め性能に優れた燃料を供給した。これらは、いずれもHTGR特有の高温の機器・設備であり、東芝グループは、HTGR技術実証に重要な貢献を果たしてきた。

また、原子炉内構造設備や燃料交換設備を供給した富士電機 (株) とは国内外のHTGRプロジェクトで共同設計を行ってきており^{(1), (2)}、現在は商用炉の開発を推進している。ここでは、東芝グループが富士電機 (株) と共同で開発している商用炉を特徴づける、再エネと共存できる蓄熱槽接続発電プラントシステムと、高温水蒸気電解による水素製造システムの概念について述べる。

2. 商用 HTGR の基本概念

商用化に向けた HTGR の原子炉は、図 1 に示す構造で構成されている。原子炉冷却材（ヘリウムガス）は、原子炉圧力容器側部の二重管の外管から原子炉内に入り、原子炉圧力容器の内面に沿って上昇し炉心上部に達する。原子炉圧力容器の上部プレナムで下向きに流れを変え、炉心内の燃料体を冷却しながら高温となり、炉心下部の高温プレナム部で燃料体を通過した冷却材が集められ、二重管の内管から原子炉圧力容器外へ取り出される。

商用化に向け、スケールメリットによる経済性を生かすため、HTGR 固有の安全性を維持できる範囲で最大規模の熱出力 600 MW を選定した。表 1 に基本仕様⁽³⁾を示す。原子炉の電気出力は、モジュール化した原子炉の基数を顧客ニーズに応じて変更することで、約 250 ～ 1,000 MW の範囲で選定可能である。

原子炉出力増加に伴う原子炉機器の大型化に対しては、冷却材圧力を HTTR の約 2 倍とすることで原子炉冷却材の除熱性能を高め、機器の大型化を抑制している。早期実証のため、火力発電などで実績のある高効率な蒸気タービン発電設備と接続する。原子炉の出口温度は、HTTR の最高 950 °C から 750 °C に低減し、原子炉入口温度も低減している。これらの温度条件の変更により、ニッケル基合金などの高温材料の使用量低減や、低温下による材料強度向上を踏まえた物量削減などで、コストダウンを図っている。

HTGR の安全性を示す原子炉停止、崩壊熱除去、放射

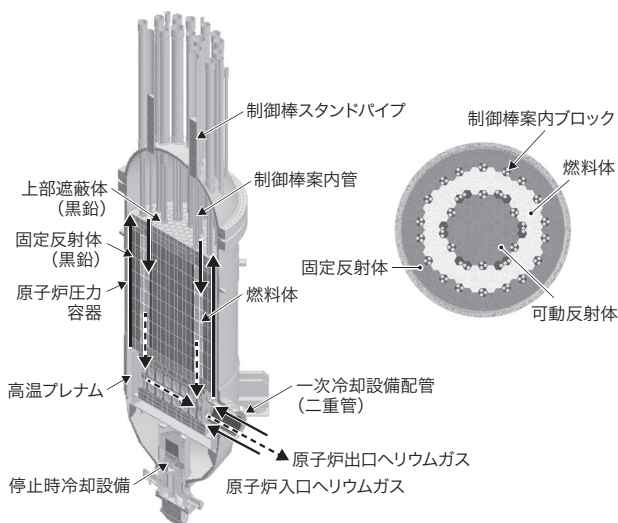


図 1. HTGR の原子炉構造及び断面図

原子炉冷却材は、二重管の外管から原子炉圧力容器内に入り、炉心内の燃料体を冷却しながら二重管の内管から原子炉圧力容器外へ取り出される。

Cross-sectional views of HTGR

性物質の閉じ込めの三つの基本機能について、以下に示す。

2.1 原子炉停止機能

原子炉の通常運転時の出力制御、停止操作には、東芝グループが HTTR の建設・保守で培った反応度制御設備を商用規模に大型化する検討をしている。また、HTTR の炉心流量喪失試験⁽⁴⁾で実証された、原子炉をスクラムすることなく自然に停止する固有の安全性を活用していく。

2.2 崩壊熱除去機能

事故時に崩壊熱を除去する設備として、原子炉圧力容器の周囲に冷却パネルを配し、ふく射熱により炉心部を冷却する炉容器冷却設備を設置している。HTTR では強制水冷型が採用されているが、商用化に向けた安全性を高めることを狙いとして、電力喪失時にも冷却可能な空冷自然循環型の開発を進めている。一次系配管の破断などにより、炉心の強制冷却機能が失われる減圧事故は、最も厳しい炉心昇温事故と考えられているが、その場合でも、図 2 に示す評価から、燃料最高温度が設計最高使用温度として定めた 1,600 °C を下回る見通しを得ている。

2.3 放射性物質の閉じ込め機能

HTTR で実証された被覆燃料粒子の閉じ込め性能を生かし、鋼製の原子炉格納容器を削除し、原子炉建屋の鉄筋コンクリートから構成されるコンファインメント概念を採用する合理化を検討している。以下に燃料の特徴を示す。

HTTR 燃料は直径約 600 μm の二酸化ウラン (UO₂) の球形粒子 (燃料核) を燃料物質とし、これを保護する目的

表 1. 商用 HTGR の基本仕様

Basic specifications of commercial HTGR

主要項目	HTTR	商用炉
原子炉熱出力 (MW)	30	600
冷却材	ヘリウム	
原子炉入口温度 (°C)	395	325
原子炉出口温度 (°C)	定格運転時 : 850 高温試験運転時 : 950	750
冷却材圧力 (MPa)	4	7
炉心構造材	黒鉛	
炉心有効高さ (m)	2.9	8.4
平均燃焼度 (GWd/t*)	22	120
出力密度 (MW/m ³)	2.5	5.8
燃料	二酸化ウラン・被覆燃料粒子 / 黒鉛分散型	
燃料体型式	ピン・インブロック型	
原子炉圧力容器材料	2・1/4Cr-1Mo 鋼	Mn-Mo 鋼
原子炉圧力容器内径 (m)	5.5	7.6
発電方式	—	蒸気タービン
閉じ込め機能	格納容器	コンファインメント
炉容器冷却設備	強制水冷	空冷自然循環

Cr : クロム Mo : モリブデン Mn : マンガン

*燃焼度の単位。出力 (W) に運転時間 (d) を掛け、初期燃料負荷の質量 (t) で割ったもの

で表面に4層の保護層(被覆層)を形成した“被覆燃料粒子”を単位としている。この被覆燃料粒子約13,000個を円筒状の“燃料コンパクト”に成形して取り扱う。被覆燃料粒子の4層の被覆層は、各層が相互に協調・機能して軽水炉燃料における被覆管のように放射性物質に対する閉じ込め機能を発揮する。したがって、被覆燃料粒子の製造においては、被覆層各層を仕様で合致する厚さ・密度で均一に形成することが非常に重要である。

2023年2月時点で、HTTR炉心では初装荷燃料がその設計燃焼度22 GWd/tのおよそ半分(約12 GWd/t)まで燃焼している。HTTRにおける原子炉出口冷却材温度とFP(核分裂生成物)放出率の関係を図3に示す⁽⁵⁾。定格出力での⁸⁵Kr(クリプトン88)の放出率は約 1.2×10^{-8} であり、

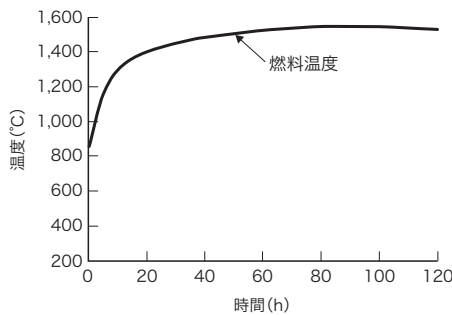


図2. 減圧事故時の燃料最高温度

炉心の強制冷却機能が失われる減圧事故を想定した燃料温度の時間変化を解析した結果、最も厳しいと考えられる炉心昇温事故を想定した場合でも、設計最高使用温度として定めた1,600°Cを下回る見通しが得られている。

Maximum fuel temperature at time of decompression accident

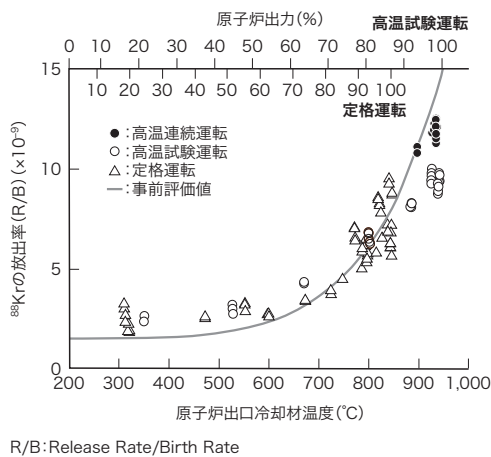


図3. 出口冷却材温度に対するFP放出率の評価結果

FP放出率は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いて評価した事前予測値レベルの範囲内であり、有意な追加欠陥が生じていないことを示している。

Results of evaluation of relationship between fission product release rate and outlet coolant temperature

これは海外(ドイツで運転された試験炉AVR (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor)、米国で運転された原型炉Fort Saint Vrain)の実績と比較して2~3桁低い⁽⁵⁾。ここで、HTTRでの⁸⁵Kr放出は被覆燃料粒子製造時に僅かに含まれる被覆層欠陥によるものと分析されている。つまり、被覆層には高温高圧下で燃焼が進んでも追加欠陥が生じておらず、高い閉じ込め性能を持つことが示された。

更に、商用炉概念には、JAEAが研究開発を進めているHTTRに対し、約6倍の燃焼度を持ち、冷却性能を向上させて約2.2倍の出力密度を持つ高性能燃料が必要である。現在、JAEAが最大燃焼度100 GWd/tまでの燃料開発を完了しており、商用炉の基本概念的な最大燃焼160 GWd/t達成に向けて、着実な開発推進に期待するとともに、原子燃料工業(株)が持つ燃料製造技術を活用し、商用化に貢献していく。

3. 東芝グループの多目的利用HTGR

HTGRの高温熱供給の特長を生かし、用途に応じた機能を提供するため、図4に示すとおり、原子炉の構成を基本コンセプトである蒸気タービン発電と共通化し、蓄熱槽との接続並びに高温水蒸気電解プラントと接続する概念で、HTGRの開発を進めている。蓄熱槽は再エネの出力変動吸収機能を提供し、高温水蒸気電解プラントは水を原料としたカーボンフリーの高効率水素製造を提供する。

3.1 再エネと共存できる発電プラントシステム

早期実用化の検討を進める蒸気タービン発電と接続し、ベースロード電源として機能する基本概念に対し、普及が進む再エネの電力需給変動に対し、出力調整力を持つ発電プラントとして、原子炉と蒸気タービン間に太陽熱発電で実績のある熔融塩蓄熱槽を接続する概念を検討している⁽³⁾。こ

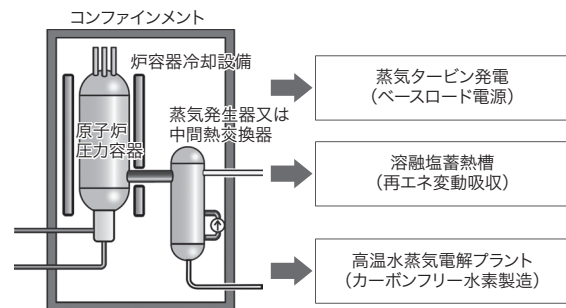


図4. 多目的商用HTGRの概念

蒸気タービン発電を原子炉の基本コンセプトとし、用途に応じて熔融塩蓄熱槽との接続並びに高温水蒸気電解プラントとの接続で、多目的用途に柔軟に対応できる。

Concept of multipurpose commercial HTGR

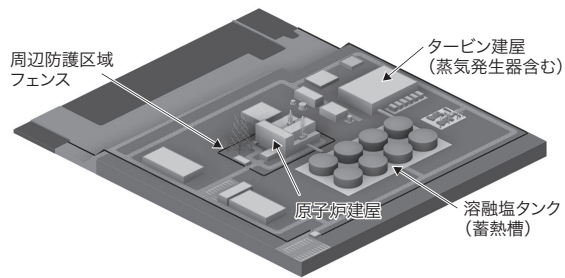


図5. 蓄熱システムを備えた電気出力1,000 MW級発電プラントの鳥かん図

4原子炉4モジュールと蓄熱用の溶融塩タンクなどで構成される。

Bird's-eye view of 1 000 MW-class power plant equipped with heat storage system

の概念では、原子炉は、熱出力一定運転を維持し、発電量の要求に合わせ、低温の蓄熱槽から高温の蓄熱槽への蓄熱又は放熱を行う。再エネによる発電量が多い時間帯には、高温の蓄熱槽から蒸気発生器への熱供給を抑制して蒸気タービン発電の発電量を減少させ、少ない時間帯には、高温の蓄熱槽から蒸気発生器への熱供給を促進して発電量を増加させることにより発電量調整を行うシステムである。HTGRの原子炉側の基本構成・運転条件は基本概念と同じであり、基本的な安全性を同様に確保できるように検討を進めている。

これらの概念のうち、蓄熱槽と接続したプラントレイアウトとして、4原子炉4モジュールを設置した電気出力1,000 MW級発電プラントの鳥かん図を図5に示す。

3.2 水素製造用HTGRシステム

東芝グループは、運輸分野などへの利用拡大が期待される水素エネルギーに対し、水を原料とし、二酸化炭素を発生させず、カーボンニュートラルに貢献する高効率な水素製造方法として、高温水蒸気電解の開発を進めている⁽⁶⁾。高温水蒸気電解は、約700℃で固体酸化物型電解セル(SOEC)に水蒸気を供給して電気分解する方法であり、SOECまでの加熱にHTGRの熱エネルギーを利用し、SOEC出口の熱エネルギーを効率良く回収することで、高効率で大規模な水素製造が可能である⁽⁷⁾。

4. あとがき

安全性と経済性を兼ねたHTGRの開発について述べた。開発にあたっては、HTTRで培った燃料や反応度制御設備などの製造実績並びに実証技術を最大限活用するのに加え、最新の知見も取り入れることでイノベーションの追求と2030年代をターゲットとした早期実用化の両立を図る。

今後は、HTGRの固有安全の便益を取り込みながら電気

出力250～1,000 MWの多様な出力規模への対応を進めていく。加えて、産業・民生・運輸部門の燃料・熱利用の分野へと多様化を目指すことで原子力の付加価値を訴求していく。

将来、HTGRの社会実装を果たすには、JAEAと国内メーカーの技術を結集したオールジャパン体制での推進が肝要となる。特に、商用炉の経済性向上にあたっては、燃焼度と出力密度の向上が不可欠であり、JAEAの既往成果を更に発展させるために、政府と産業界が一丸となった取り組みが期待される。

この研究の一部は、経済産業省 資源エネルギー庁の補助事業「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」における「早期実用化と機動的運用が可能な蓄熱型小型モジュール高温ガス炉の開発」(2019年度～)で実施したものである。

文献

- (1) 大橋弘史, ほか. 開発途上国向け小型高温ガス炉の概念設計, FAPIG, 2016, **191**, p.9-17.
- (2) Hanson, D.; Gupta, P. NGNP End-Products Study. General Atomics, 2007, 126p.
- (3) 鈴木 哲, 田邊賢一. 早期実用化と機動的運用が可能な蓄熱型小型モジュール高温ガス炉, 日本原子力学会誌, 2022, **64**, 2, p.79-83.
- (4) 高田昌二. 高温ガス炉(HTR)で炉心流量喪失時における安全性を実証する試験を開始; 第1回目の炉心流量喪失試験を終了, 日本原子力学会誌, 2011, **53**, 3, p.167-168.
- (5) 高松邦吉, ほか. HTRにおける高温連続運転(HP-11)ー試験結果の概要ー. JAEA-Research, 日本原子力研究開発機構, 2010, 2010-038, 66p.
- (6) 吉野正人, ほか. 固体酸化物形水電解技術の大規模水素製造システムへの適用, 東芝レビュー, 2022, **77**, 4, p.15-19. <<https://www.global.toshiba/content/dam/toshiba/jp/technology/corporate/review/2022/04/a05.pdf>>, (参照 2023-02-17).
- (7) 笠井重夫, ほか. 高温水蒸気電解による原子力水素製造の研究, 日本原子力学会和文論文誌, 2009, **8**, 2, p.122-141.



藤原 斉二 FUJIWARA Seiji
東芝エネルギーシステムズ(株)
パワーシステム事業部 原子力先端システム設計部
日本原子力学会会員
Toshiba Energy Systems & Solutions Corp.



浅野 和仁 ASANO Kazuhito, D.Eng.
東芝エネルギーシステムズ(株)
パワーシステム事業部 原子力先端システム設計部
博士(工学), 日本原子力学会, プラズマ・核融合学会会員
Toshiba Energy Systems & Solutions Corp.



高山 智生 TAKAYAMA Tomoh
原子燃料工業(株)
東海事業所 燃料製造部
Nuclear Fuel Industries, Ltd.