



JAEA-Technology

2023-019

DOI:10.11484/jaea-technology-2023-019

高温ガス炉に関する技術情報集

Technology Information on High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR)

高温ガス炉設計グループ

HTGR Design Group

高温ガス炉プロジェクト推進室

HTGR Project Management Office

January 2024

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Technology

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの転載等の著作権利用は許可が必要です。本レポートの入手並びに成果の利用(データを含む)
は、下記までお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト (<https://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 JAEA イノベーションハブ 研究成果利活用課
〒319-1112 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Reuse and reproduction of this report (including data) is required permission.
Availability and use of the results of this report, please contact
Institutional Repository and Utilization Section, JAEA Innovation Hub,
Japan Atomic Energy Agency.
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1112, Japan
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

© [Japan Atomic Energy Agency](https://www.jaea.go.jp), 2024

高温ガス炉に関する技術情報集

日本原子力研究開発機構 高温ガス炉プロジェクト推進室
高温ガス炉設計グループ

(2023年9月25日受理)

日本原子力研究開発機構は、「GX 実現に向けた基本方針」(2023年2月10日閣議決定)及び経済産業省の革新炉ワーキンググループで示された、2030年代の運転開始を目標とする高温ガス炉実証炉開発の実現に向けて、日本原子力学会や日本機械学会の下で規格基準の策定に向けた活動を進めている。また、経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「超高温を利用した水素大量製造技術実証事業」を受託し、HTTR(高温工学試験研究炉)による水素製造事業を進めている。さらに、英国国立原子力研究所(NNL)やポーランド国立原子力研究センター(NCBI)と連携して、HTTRの建設及び運転により培った我が国の高温ガス炉技術のさらなる高度化を図ることで、高温ガス炉技術の国際競争力の強化を目指している。国内外での高温ガス炉開発に対する高まりを受けて、高温ガス炉に関する技術情報を正確に伝えるため、高温ガス炉関連技術に対するFAQを整備した。

Technology Information on High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR)

HTGR Design Group

HTGR Project Management Office

Japan Atomic Energy Agency

Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received September 25, 2023)

In order to realize the development of the demonstration reactor of High-Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) with a target of starting operation in the 2030s, as indicated in the "Basic Policy for GX Realization" (Cabinet Decision on February 10, 2023) and the Working Group on Innovative Reactors of METI, Japan Atomic Energy Agency (JAEA) has been working on the development of a standard for the development of a HTGR under the Atomic Energy Society of Japan and the Japan Society of Mechanical Engineers. In addition, JAEA has been commissioned by the Agency for Natural Resources and Energy of the Ministry of Economy, Trade and Industry (METI) to conduct the "Demonstration Project for Mass Hydrogen Production Technology Using Ultra-High Temperatures" and has been promoting a hydrogen production project using the HTTR (High Temperature Engineering Test Reactor). Furthermore, in collaboration with the National Nuclear Laboratory (NNL) of the United Kingdom and the National Centre for Nuclear Research (NCBJ) of Poland, JAEA are aiming to strengthen the international competitiveness of HTGR technology by further upgrading the HTGR technology developed in Japan through the construction and operation of the HTTR. In response to the growing interest in HTGR development in Japan and abroad, we have developed FAQs on HTGR-related technologies in order to provide accurate technical information on HTGRs.

Keywords: HTGR, Q&A, FAQ

目 次

1. はじめに	1
2. 高温ガス炉及び熱利用技術に関する FAQ	3
2.1 高温ガス炉技術	3
2.1.1 高温ガス炉技術	3
2.1.2 水素製造技術等の熱利用技術	12
2.1.3 接続技術	16
2.1.4 高温ガス炉燃料技術	22
2.2 他機関との連携	30
2.2.1 国内実証炉計画	30
2.2.2 英国実証炉計画及び英国燃料技術開発	31
2.2.3 波国研究炉計画	32
2.2.4 その他	34
3. おわりに	39
謝辞	39

Contents

1. Introduction	1
2. FAQs on High Temperature Gas-cooled Reactors and Heat Application Technology	3
2.1 High-Temperature Gas-cooled Reactor Technology	3
2.1.1 High-Temperature Gas-cooled Reactor Technology	3
2.1.2 Heat Application Technologies including Hydrogen Production Technology	12
2.1.3 Coupling Technology	16
2.1.4 HTGR Fuel Technology	22
2.2 Collaboration with Other Organizations	30
2.2.1 Domestic Demonstration Reactor Project	30
2.2.2 UK Demonstration Reactor Project and UK Fuel Technology Development	31
2.2.3 Poland Research Reactor Project	32
2.2.4 Others	34
3. Conclusion	39
Acknowledgements	39

図リスト

Fig. 2.1 被覆燃料粒子の模式図23

1. はじめに

2050年カーボンニュートラルの実現には、電力分野での脱炭素化に加えて、製鉄、運輸等の分野での脱炭素化が必要とされ、水素エネルギーの利活用が期待されており、世界各国で二酸化炭素を排出しないカーボンフリー水素の低コスト化に向けた動きが加速している。高温ガス炉は、安全性に優れるとともに二酸化炭素を排出することなく高温熱供給が可能であり、安定的に大量、かつ、安価なカーボンフリー水素を製造することが期待されている。このような背景を踏まえ、「エネルギー基本計画」（2021年10月閣議決定）¹⁾では、高温ガス炉における水素製造に係る要素技術確立等を進める方針としている。また、「2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略」（2021年6月策定）²⁾においても、世界最高温度を記録したHTTR（高温工学試験研究炉）を活用し、安全性の国際実証に加え2030年までに大量かつ安価なカーボンフリー水素製造に必要な技術を開発する方針としている。さらに、「GX実現に向けた基本方針」（2023年2月10日閣議決定）³⁾では、2030年代の運転開始を目標とする高温ガス炉実証炉開発工程が示されるとともに、経済産業省の革新炉ワーキンググループは実証炉建設に向けた技術ロードマップを定めている。

これら国の方針に基づき、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（原子力機構）は、経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「超高温を利用した水素大量製造技術実証事業」⁴⁾を受託し、原子力機構が有するHTTRに水素製造施設を新たに接続し、HTTRから得られる高温熱を活用した水素製造技術の確証を行うHTTR・熱利用試験計画を進めている。また、高温ガス炉実証炉の建設に向け、日本原子力学会研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」（2023年4月1日設置）⁵⁾や日本機械学会「高温ガス炉規格検討タスク」（2023年4月6日設置承認）⁶⁾の下で規格基準の策定に向けた活動を進めている。

さらに、原子力機構は、高温ガス炉技術分野において協力関係にある英国国立原子力研究所（NNL）と連携し、英国の新型モジュール炉研究開発・実証プログラム⁷⁾の下で、我が国の高温ガス炉技術の国外での実証を進め、脱炭素化技術の我が国への還元を目指すとともに、ポーランド国立原子力研究センター（NCBJ）と原子力機構間における研究開発協力取決め（2019年9月締結、2022年11月改定）⁸⁾に基づき、ポーランド高温ガス炉研究炉の基本設計⁹⁾に協力し、HTTRの建設及び運転により培った我が国の高温ガス炉技術のさらなる高度化を図ることで、高温ガス炉技術の国際競争力の強化を目指している。

本資料は、高温ガス炉技術に対する関心の高まりを受け、理解促進を目的としてFAQをまとめたものである。

参考文献：

- 1) 経済産業省資源エネルギー庁，“エネルギー基本計画”，(2021).
https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/20211022_01.pdf ,
(アクセス日: 2023年5月26日).
- 2) 内閣官房他，“2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略”，(2021).
<https://www.meti.go.jp/press/2021/06/20210618005/20210618005-3.pdf>,

- (アクセス日: 2023年5月26日).
- 3) 経済産業省, “GX 実現に向けた基本方針”, (2023).
https://www.meti.go.jp/press/2022/02/20230210002/20230210002_1.pdf,
(アクセス日: 2023年5月26日).
 - 4) 経済産業省資源エネルギー庁, “超高温を利用した水素大量製造技術実証事業”, (2022).
https://www.meti.go.jp/main/yosangaisan/fy2022/pr/en/denga_taka_03.pdf,
(アクセス日: 2023年5月26日).
 - 5) 日本原子力学会原子力安全部会, “ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究”, (2023).
https://www.aesj.net/sp_committee/com_iss,
(アクセス日: 2023年5月26日).
 - 6) 日本機械学会, “高温ガス炉規格検討タスク”, (2023).
 - 7) 日本原子力研究開発機構, “英国との協力で日本の高温ガス炉技術の実証へ ～英国の高温ガス炉実証計画に採択～”, プレス発表, (2022).
<https://www.jaea.go.jp/02/press2022/p22090502/>
(アクセス日: 2023年5月26日).
 - 8) 日本原子力研究開発機構, “日本の高温ガス炉技術開発の高度化、国際競争力強化に向けた大きな一歩 ～ポーランド国立原子力研究センターとの研究開発協力実施取決めに署名～”, プレス発表, (2019).
<https://www.jaea.go.jp/02/press2019/p19092002/>
(アクセス日: 2023年5月26日).
 - 9) 日本原子力研究開発機構, “ポーランド高温ガス炉研究炉への協力～ポーランドの高温ガス炉研究炉の基本設計に関する研究開発協力を開始～”, プレス発表, (2022).
<https://www.jaea.go.jp/02/press2022/p22112201/>
(アクセス日: 2023年5月26日).

2. 高温ガス炉及び熱利用技術に関する FAQ

2.1 高温ガス炉技術

2.1.1 高温ガス炉技術

Q-1：高温ガス炉は、どのような特徴を持つ原子炉か。

A-1：①化学的に不活性なヘリウムガスを冷却材として用いており、冷却材が燃料や構造材と化学反応を起こさない。

②耐熱性に優れたセラミック被覆燃料粒子を用いており、被覆燃料粒子そのものに1600℃の高温まで耐えられる核分裂生成物（FP）を保持する能力がある。

③炉心の出力密度が低く（軽水炉に比べ1桁程度低い）、また、炉内に熱容量の大きい黒鉛を大量に用いていることで、万一の事故に際しても炉心温度の変化が緩慢となり、燃料が破損する温度には至らない。

④黒鉛構造物の高い熱伝導に加え、原子炉压力容器内の冷却材ヘリウムガス、原子炉压力容器外側の空気による自然対流による除熱と、原子炉压力容器外表面からの熱放射による除熱により、炉心の崩壊熱を除去することが可能。

以上のような優れた安全上の特長を持つ原子炉である。このため、仮に原子炉のスクラムに失敗し、かつ、強制冷却できない場合においても、HTTRは固有の安全性による出力低下と自然冷却がバランスし、安定した状態を維持するため、燃料破損や放射性物質を放出するような事態には至らない。

利用面では、900℃を超える高温の熱を原子炉外に取り出せるため、水素製造等の発電以外の利用も可能である。

参考文献：なし。

Q-2：なぜ「高温ガス」炉と呼ばれるのか。

A-2：軽水炉は、金属被覆管を使用し、冷却材には水（軽水）を用いていることから軽水炉と呼ばれる。軽水を冷却材とする場合、原子炉から取り出せる温度は300℃程度に制限されるのに対し、高温ガス炉は、耐熱性に優れたセラミック材料の使用により1000℃程度の「高温」を取り出すことができる。また、冷却材には化学的に不活性なヘリウム「ガス」が使われることから、その特徴を示す名称として高温ガス炉と呼ばれている。

参考文献：

原子力機構、「高温ガス炉と熱利用研究 HP ～高温ガス炉 FAQ 高温ガス炉とは～」,

<https://www.jaea.go.jp/04/o-arai/nhc/jp/faq/index.html>

(アクセス日: 2023年5月26日).

Q-3：一般的な原子力発電所の原子炉との仕組み上何が違うのか。

A-3：高温ガス炉は、炉心の主な構成材に黒鉛を中心としたセラミック材料を用い、核分裂で生じた熱を外に取り出すための冷却材にヘリウムガスを用いた原子炉である。軽水炉は、金属被覆管を使用し、冷却材には水（軽水）を用いていることから、原子炉から取り出せる温度は 300℃程度に制限されるのに対し、高温ガス炉は、耐熱性に優れたセラミック材料の使用及び高温でも反応しない安定なヘリウムガス冷却材により 900℃を超える高温の熱を原子炉外に取り出すことができる。

参考文献：

原子力機構，“高温ガス炉と熱利用研究 HP ～高温ガス炉 FAQ 高温ガス炉とは～”，
<https://www.jaea.go.jp/04/o-arai/nhc/jp/faq/index.html>
(アクセス日：2023年5月26日)。

Q-4：高温ガス炉はなぜ安全なのか。原子力発電との違いは何か。

A-4：高温ガス炉の燃料に用いられている4重被覆のセラミック燃料粒子は極めて耐熱性が高く、1600℃と非常に高温でも破損せず燃料物質を閉じ込める。炉心を構成している黒鉛材料の熱容量が大きく、異常が起きても炉心の温度変化が緩慢であることから、配管が破損して冷却材のヘリウムガスがなくなるような事故が起きても、炉心で発生する熱は原子炉の容器表面から放熱される設計により自然に除去され、燃料が破損する心配がない。

参考文献：

原子力機構，“高温ガス炉と熱利用研究 HP ～高温ガス炉 FAQ 高温ガス炉とは～”，
<https://www.jaea.go.jp/04/o-arai/nhc/jp/faq/index.html>
(アクセス日：2023年5月26日)。

Q-5：なぜ高温ガス炉の電気出力は30万kW程度におさえられてしまうのか。

A-5：高温ガス炉で最も厳しい事象は、配管破断等により1次冷却材であるヘリウムが1次系外に放出され、炉心を直接冷却出来ない事故である。この場合でも、炉心の黒鉛構造物の熱伝導及び圧力容器から輻射熱伝達により、炉心の崩壊熱を安全に最終ヒートシンクである土壌や大気へ安全に放出し、燃料を許容温度以下に保つことができる設計となっている。また、このような安全性を発揮するための原子炉及び圧力容器のサイズにも制限がある。この設計を実現できる原子炉熱出力の限界が60万kWであり、発電効率を50%と仮定した場合の電気出力が30万kW程度である。

参考文献：

片西 昌司, 他, “高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) の安全設計方針”, 日本原子力学会和文論文誌, 2[1], pp.55-67, (2003).

Q-6：高温ガス炉を日本の内陸部に導入することは可能か。また可能な場合、どのようなサイト条件が必要になるか。

A-6：ヘリウムガスタービンを発電系に採用した場合は、送風のみにより冷却が可能で冷却に水を消費しない乾式の空気冷却塔を採用した場合でも、発電効率が低下しないことから、大量の冷却水が不要とする設計が可能である。一方、内陸部への導入に当たっては、原子炉圧力容器等、大型機器の輸送に係るインフラ整備が必要となるため、詳細設計段階において機器の輸送計画を作成した上で、実現の可否を判断する必要がある。

参考文献：なし。

Q-7：高温ガス炉で発電を行う場合のコストはどの程度か。

A-7：実用炉の発電原価として 7.9 円/kWh と試算している。この評価では、2006 年の GTHTR300 に対する評価に対して、軽水炉の発電原価の最新の評価である 2021 年の発電コスト検証 WG 評価と評価法の踏襲及びエスカレーションを考慮し、最新の軽水炉発電原価 11.7 円/kWh と比較可能なものとなっている。なお、これらの評価は、設備利用率 70%の想定で行っているが、高温ガス炉では設備利用率 90%を想定し設計されており、軽水炉でも過去には設備利用率 80%を達成していたことを考えると、高温ガス炉（90%）で 6.9 円/kWh、軽水炉（80%）で 10.7 円/kWh となる。この高い経済性は高温ガス炉の高温を利用した発電効率が高く、かつ、システムをコンパクトにできる直接ガスタービンシステムの効果によるものである。

参考文献：

深谷 裕司, 他, “商用高温ガス炉発電原価の再評価”, 日本原子力学会和文論文誌, 21[2], pp.116-126, (2022).

Q-8：高温ガス炉で発電を行う場合の発電効率は。

A-8：ヘリウムガスタービンを採用した場合、タービン入口温度 850°Cの条件で発電効率を 46% と試算している。これは、高温のヘリウムガスを効率的に用いることができる、再生ブレイトンサイクル直接ガスタービンシステムによるものである。

参考文献：

國富 一彦, 他, “高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)の設計研究”, 日本原子力学会和文論文誌, 1[4], pp.352-360, (2002).

Q-9：高温ガス炉による発電は中小型のものしかできない場合、大型化はどう考えるのか。

A-9：高温ガス炉自体は大型化に限界があるが、その分、同一プラントに複数基導入することにより、電気出力の増強（大型化）を図る。ヘリウムガスタービンを採用した実用高温ガス炉 GTHTR300 概念では、一つの原子炉建屋に高温ガス炉を 4 基格納し、大型軽水

炉と同一の電気出力が得る設計としている。

参考文献：

武井 正信, 他, “高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) の経済性評価”, 日本原子力学会和文論文誌, 5[2], pp.109-117, (2006).

Q-10：高温ガス炉の出力は軽水炉よりも小さいため、軽水炉と同程度の出力とするためには、大型化又は複数個の設置が必要と考えるが、実用炉の敷地面積はどれくらいになるのか。

A-10：ヘリウムガスタービンを採用した場合、実用炉 4 基を格納した建屋容積は、同一の電気出力が得られる軽水炉の建屋容積に対し、2 割程度コンパクトになると試算している。

参考文献：

國富一彦, “高温ガス炉の海外展開”, CIGS 地球温暖化国際シンポジウム 2016 「地球温暖化問題における原子力エネルギーの役割」, 平成 28 年 2 月 5 日.

https://cigs.canon/event/report/uploads/pdf/160205_kunitomi_presentation.pdf

(アクセス日: 2023 年 5 月 30 日) .

Q-11：HTTR の炉心流量喪失試験では再臨界が発生するが、実用炉で同様な事象が発生した場合にも再臨界が発生するのか。また、発生する場合、その後の炉停止を行うのか。

A-11：実用炉においても、炉心流量が喪失するような事象が発生した場合には再臨界が発生し低出力臨界状態に静定する。最終的には原子炉を停止状態（未臨界状態）に移行させるが、再臨界に至るまでの時間は長く、時間的猶予があることから、主炉停止系又は他のバックアップ設備を用いる。

参考文献：なし。

Q-12：高温ガス炉の負荷追従性能は。

A-12：ヘリウムガスタービンを採用した場合、現行の電力系統における調整電源である、火力発電設備の調整機能と同等の変化速度に対応可能である。

※参考：GT-GTCC の EDC 変化速度：5%/min、LFC 変化速度：5%/min、LFC 幅：5%
また、周期と出力幅に関しては、数分以下の短周期、20 分以下の周期、とそれ以上の時間オーダーの周期に対処でき、出力幅は 40%幅の追従が可能である。

参考文献：

電力広域的運営推進機関, “火力発電設備等の周波数調整機能の具備について”, 2019 年 10 月 8 日.

https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/shoene_shinene/shin_energy/keito_wg/

pdf/023_10_00.pdf

(アクセス日：2023年5月26日)。

H. Sato, X. L. Yan: “Study of an HTGR and renewable energy hybrid system for grid stability,” Nuclear Engineering and Design, Vol.343, pp.178-186 (2019).

Q-13：HTTRの現状は。

A-13：HTTRは2020年（令和2年）6月3日原子炉設置変更許可を取得し、2021年（令和3年）7月30日に、原子炉を起動（運転再開）した。また、2022年（令和4年）1月28日に全電源喪失事故を想定した安全性実証試験を行った。

参考文献：

日本原子力学会 2022年春の年会 新型炉部門セッション, “第4世代原子力システムの国際協力と我が国の研究開発の状況 (3)高温ガス炉の研究開発とHTTR運転再開への取り組み”, <http://www.aesj.or.jp/division/ard/documents/AESJ-2022S-ARD-3.pdf>

(アクセス日：2023年5月26日)。

Q-14：HTTRの目的・役割は。

A-14：HTTR建設の目的は、高温ガス炉技術の基盤技術確立及び高度化を図るとともに、高温工学に関する先端的基礎研究を進めることである。

また、令和3年6月18日に経済産業省が策定した「2050カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略」においては、原子力産業の成長戦略の一部として、高温ガス炉の安全性の国際実証にHTTRを活用する事としている。

参考文献：

原子力委員会, “原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画”, 昭和62年6月22日
経済産業省, “2050カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略”, 令和3年6月18日
https://www.meti.go.jp/policy/energy_environment/global_warming/ggs/pdf/green_honbun.pdf

(アクセス日：2023年5月26日)。

Q-15：HTTRのこれまでの歴史は。

A-15：高温ガス炉開発の歴史は以下の通り。

1969年～1984年（研究開発と設計概念）

我が国の化石燃料資源偏重からの脱却、あるいは海外エネルギー資源依存の軽減に向けて、多目的高温ガス実験炉の研究開発や設計が進められた。

1985年～1997年（HTTRの建設）

多目的高温ガス実験炉計画に代え、高温ガス炉技術の基盤の確立及び高度化を図る

ために HTTR の建設が進められた。

1998 年～現在 (HTTR 運転と基盤技術の確立)

HTTR は 1998 年の初臨界後、制御棒引抜試験 (2002 年)、950℃連続 50 日運転 (2010 年)、炉心流量喪失試験 (2010 年)、炉心冷却喪失試験 (2022 年) によって、高温ガス炉固有の安全性を実証してきた。

参考文献：

原子力機構, “高温ガス炉パンフレット”。

原子力委員会, “原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画”, 昭和 47 年。

原子力委員会, “高温ガス炉研究開発計画専門部会報告書”, 昭和 61 年 12 月 23 日。

Q-16 : HTTR の原子炉圧力容器の大きさはどれくらいか。

A-16 : 両端半球とした筒形状であり、その直径及び高さは、それぞれ約 6m、約 13m である。

参考文献：

Y. Tachibana et al. , “Reactor pressure vessel design of the high temperature engineering test reactor,” Nucl. Eng. Des., 233, pp.103-112 (2004).

Q-17 : HTTR の新規制基準対応の概要は。

A-17 : 東京電力福島第一原子力発電所の事故を受けて強化された新規制基準対応では、特に自然現象に対する想定が甘かったということが認識され、基準地震動の大幅な引き上げと、これに伴う津波への影響確認、火山や竜巻といった自然現象対策が施された。HTTR では、基準地震動 S_s の策定、17.8m の津波、火山灰層厚 50cm、最大風速 100m/s の竜巻が発生したとしても、安全性に影響を与えないことを原子力規制委員会が確認した。加えて、これまでの事故想定をはるかに超える事象を想定した対策が求められた。具体的には、商用電源喪失に加え非常用電源を含む全ての電源を喪失した場合の対応が求められ、必要な資機材の整備及び訓練実施等、体制を整備した。

その他の対策として、通常起こりうる想定に対する防護設計を強化し、内部火災対策強化として火災報知器の追設や遮熱材の敷設、外部火災対策として防火帯の整備、溢水対策として漏水検知器の確認、避難用照明の確認、非常用放送設備の確認等を実施した。新規制基準に適合させるための対策は上記であり、軽水炉等に比べ極めて簡易的な措置で運転再開に至ったのは、高温ガス炉が持つ極めて高い安全性が規制側から認められたためである。

参考文献：

日本原子力研究開発機構 大洗研究所 高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部, “HTTR 原子炉施設 設置許可基準規則への適合性について”, (2020).

Q-18：HTTR に関し、新規制基準対策の他、運転再開に向けて施設の更新等は実施したのか。

A-18：初臨界から 20 年以上が経過し、経年劣化がみられる設備等は、順次更新している。例えば、外気を処理する空調器の更新、空調の制御系の更新、非常用発電機吸気ダクトの更新等を行っており、大きな分解点検としては、非常用発電機を工場へ持ち出し、ガスタービンエンジン内部の部品類を交換（一部性能向上品への更新あり）や絶縁回復処理等を行った。HTTR-熱利用試験の実際の運転前には、計測制御系を含めた大幅な更新が必要である。

参考文献：

高温工学試験研究炉部,"HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発（2019 年度）", JAEA-Review 2021-017 (2021) 81p.

高温工学試験研究炉部,"HTTR（高温工学試験研究炉）の試験・運転と技術開発（2018 年度）", JAEA-Review 2019-049 (2020) 97p.

Q-19：耐震補強等の安全対策工事の概要は。

A-19：新規制基準対応の審査において新たに策定した地震動への対応に関し、高温ガス炉固有の安全性が認められたため耐震上厳しい炉心構成材の耐震クラスを下げる事が認められ、耐震補強工事は不要であった。

一方、その他の安全対策工事として、原子炉格納容器内への火災報知器の追設、安全系のケーブルの防護レベルの向上のために実施するケーブルトレイへの遮熱材の敷設、外部火災対応のための防火帯の設置、モニタリングポストの信号を伝送するライン多様化等を実施した。設工認における工事には当たらないが、防火帯の外側の森林伐採や、可搬型発電機、可搬型照明、可搬型計器、使用済燃料貯蔵槽への注水用ホース等、様々な準備・対応を実施してきた。

参考文献：

日本原子力研究開発機構 大洗研究所 高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部,"HTTR 原子炉施設 設置許可基準規則への適合性について", (2020).

Q-20：HTTR は建設後 20 年以上経過しており、老朽化などの問題はないのか。主要な機器の交換はないのか。

A-20：設備利用率 50% の条件の下、耐用年数 20 年で設計されているが、運転を実施した場合もそれほど設備利用率は高くない。試験炉であり、運転が不定期であるため、耐用年数としては、実際の経過年数ではなく、実効的な経過年数で評価されるため、メンテナンス・検査等で問題が無ければ、耐用年数を超えても運転が可能と考えている。なお、東京電力福島第一原子力発電所事故後は軽水炉でも、長期停止の観点から同様の耐用年数に対する考え方であるカウントストップが導入された経緯がある。

参考文献：なし。

Q-21：HTTRでは建設より年数が経過しているが、主要な機器（原子炉容器、IHX、熱交換器など）の検査は定期的に行っているのか。

A-21：原子炉施設保安規定に基づく施設管理実施計画に従い定期的に検査を実施している。検査対象となる耐震Sクラス施設一覧の一部を抜粋すると、原子炉圧力容器、スタンドパイプ、圧力容器スカート、圧力容器基礎ボルト、サポートポスト、炉心高速機構、炉心支持版、炉心支持格子、使用済み燃料貯蔵設備貯蔵ラック、中間熱交換器、1次加圧水冷却器、1次ヘリウム循環機等が挙げられる。

参考文献：

高温ガス炉工学試験研究炉部，“HTTR(高温工学試験研究炉)の試験・運転と技術開発(2020)”，
JAEA-Review 2022-018, (2022) 90p.

Q-22：原子力発電所では、汚染水が問題になっているが、冷却材のヘリウムが放射性物質に変化することや放出される危険はないのか。

A-22：自然界に多く存在するヘリウム-4に比べてごく微量に存在するヘリウム-3 (${}^3\text{He}/{}^4\text{He}=1.37\times 10^{-6}$)は、中性子を捕獲してトリチウムになることもあるが、ヘリウムは中性子捕獲断面積が非常に小さく ($5.4\times 10^{-5}\text{barn}$)放射化することはほとんどないこと、冷却材中の含まれるヘリウム-3はごく微量であることから問題とはならない。

参考文献：

日本原子力研究開発機構 核データ研究グループ，“JENDL-5”，
https://www.ndc.jaea.go.jp/jendl/j5/j5_J.html
(アクセス日：2023年5月26日)。

Q-23：冷却材のヘリウムガスは安定して調達できるのか。

A-23：2023年時点では日本国内で消費するヘリウムガスのほとんどをカタール及び米国からの輸入に依存しており、今後、調達先の多様化が求められる状況にある。但し、原子力機構が過去に設計した原子炉熱出力600MWの実用炉の場合、1次系からのヘリウムガスリーク量を0.3%/dayと仮定すると、1基あたりの年間ヘリウム必要量は、国内年間販売量のおよそ0.6%程度であり、高温ガス炉の導入がヘリウムガスの需給状況に与える影響は小さい。

参考文献：

財務省，“貿易統計”，<https://www.customs.go.jp/toukei/search/futsu1.htm>
(アクセス日：2023年5月26日)。

Q-24：高温ガス炉の開発に当たり、水素・熱等のユーザー事業者から、どのような意見や要望が出されているか。

A-24：高温ガス炉の最も有力なユーザー候補は、将来の水素還元製鉄において大量の水素を必要とする製鉄業である。日本鉄鋼連盟は、現状（炭素還元）と等価にする場合の水素価格は約 8 円/Nm³ と試算しており、安定的に競争力のある価格で入手することを要望している。

参考文献：

日本鉄鋼連盟, “長期温暖化対策ビジョン『ゼロカーボンスチールへの挑戦』”,
平成 30 年 11 月 19 日公表（令和元年 9 月 4 日修正追記）

https://www.jisf.or.jp/news/topics/documents/zerocarbon_steel_JISF.pdf

（アクセス日：2023 年 5 月 26 日）。

Q-25：日本が開発するブロック型高温ガス炉と中国が開発するペブル型高温ガス炉のメリット、デメリットは何か。

A-25：中国が開発するペブル型高温ガス炉は、燃料球が炉心上部から自然落下で供給され燃焼させた後は炉心下部から炉を停止することなく燃料球を取出す特徴を持っているため、連続的な燃料交換により高燃焼度化が期待でき、資源の有効活用の観点から望ましいというメリットがある一方で、燃料球を一つずつ ID 管理するのが難しいため、核不拡散の観点で重要な保障措置が煩雑になるというデメリットがある。

対して、日本が開発するブロック型高温ガス炉では、ペブル型高温ガス炉のように連続的な燃料交換ができないものの、燃料ブロック毎の管理となるため核燃料の ID 管理が容易である。

参考文献：

K. Yamashita, et al., “Weapons-Grade Plutonium Burning with High-Temperature Gas-Cooled Reactors Using Plutonium Burner Balls and Thorium Breeder Balls,” *Nuclear Science and Engineering*, 126, pp.94-100, (1997).

M. Dany, et al., “Proliferation resistance of light water reactor versus pebble bed reactor,” *Annals of Nuclear Energy*, 188: 109797, (2023).

Q-26：原子炉の冷却材として様々な流体が使用されているが、ヘリウムは安全なのか。

A-26：ヘリウムは使用温度及び圧力の条件下では気体であり、化学的に不活性であることから燃料や構造材との化学反応や相変化により瞬時にかつ大量のエネルギーが放出されることがない。また、中性子を減速や吸収する効果をほとんど持たないことから、冷却材が喪失するような事故時においても炉心の反応度に影響を与えることがないので、安全である。また、高速増殖炉実用化戦略調査研究の中で行われた市民調査では、ヘリウム、軽水、Na、Pb-Bi の 4 種類の中、ヘリウムの安全性に安心するとの結果が得られている。

参考文献：

FBR サイクル統括ユニット エネルギー評価グループ,"高速増殖炉サイクルの実用化調査研究 フェーズ II 技術検討書 (3)総合評価", JAEA-Research 2006-044, (2006).

Q-27：高温ガス炉は非常に高温の熱を利用するが、高温環境下で使用可能な金属材料は存在するのか。存在する場合、その材料における耐熱性に長時間耐えうる材料技術は確立しているのか。さらにその材料は、産業規格等に合致するのか。

A-27：高温ガス炉の高温環境下で使用する熱交換器等に適用する材料として、原子力機構は民間企業と連携して、耐熱材料である Ni 基合金の Hastelloy を改良した Hastelloy XR、Hastelloy XR-II を開発した。この材料のクリープ寿命は、800℃～1050℃までの温度域で、最長 20000 時間近い実測データが存在する。実際に構造物としての配管製作も行っており、今後は長時間使用された部材の材料劣化現象の確認を定期的に観察していく予定である。なお本材料は、高温構造設計規格の下で使用可能な状況である。

参考文献：

都ステンレス工業, “耐食鋼・耐熱工加工.com”,

<https://www.taishokukou-tainetsukou-kakou.com/knowledge/11035.html>

(アクセス日：2023 年 5 月 26 日) .

横井 信, “Hastelloy XR のクリープ及び破断挙動の研究 -高温構造設計用データとしての評価”, JAERI-M 83-138, (1983) 121p.

芳須 弘, 他, “高温ガス炉用改良 Ni 基耐熱合金のクリープ破断挙動の研究 -Hastelloy XR-II の高温強度データ評価-”, JAERI-M 93-231, (1993) 133p.

2.1.2 水素製造技術等の熱利用技術

Q-28：水素製造施設にどのように熱を供給するのか。

A-28：高温ガス炉から取り出された高温の 1 次ヘリウムガスは、中間熱交換器を介して、2 次ヘリウムガスと熱交換し、昇温された 2 次ヘリウムガスが水素製造施設に熱を供給する。

参考文献：なし。

Q-29：カーボンフリー水素製造技術はどのような技術か。

A-29：製造過程で二酸化炭素を排出しない水素製造法である。高温ガス炉と組合せるカーボンフリー水素製造技術としては、熱化学法 IS プロセス、高温水蒸気電解法及びメタン熱分解法が候補とされている。

熱化学法 IS プロセス：

ヨウ素と硫黄を利用して約 900℃の熱で水を熱分解して 水素を製造する方法

高温水蒸気電解法：

固体酸化物形電気化学セルを用いて、高温水蒸気を電気分解して水素を製造する方法

メタン熱分解法：

メタンを原料として水素と固体炭素に熱分解し水素を製造する方法

参考文献：

浅野耕司, 他, “超高温を利用した水素大量製造技術の開発 その 1 (2) 超高温を利用した水素製造技術のフィージビリティスタディ”, 日本原子力学会 2022 年秋の大会予稿集, 2022 年 9 月 9 日.

Q-30：カーボンフリー水素製造技術それぞれのメリット、デメリットは何か。

A-30：高温ガス炉に適用できるカーボンフリー水素製造技術の候補として、熱化学法 IS プロセス、高温水蒸気電解法及びメタン熱分解法が挙げられる。これらの水素製造技術は、水素製造過程において二酸化炭素を排出しないメリットがある。特に、熱化学法 IS プロセス及び高温水蒸気電解法では、原料が水であるため、エネルギーセキュリティの面でも有利である。一方で、二酸化炭素を排出するメタン水蒸気改質法は原料にメタンと水を使用するため、大量に水素を製造することができる。例えば、水を熱分解に必要なエネルギーは、 $\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{H}_2 + 0.5\text{O}_2$ (242kJ/mol) であり、メタン水蒸気改質法に必要なエネルギーは、 $\text{CH}_4 + 2\text{H}_2\text{O} \rightarrow 4\text{H}_2 + \text{CO}_2$ (165kJ/mol) となる。メタンの水蒸気改質法は少ないエネルギー投入量にも関わらず、4 倍の水素を製造することができる。そのため、カーボンフリー水素製造技術はメタン水蒸気改質法に比べて製造できる水素量が少ないことがデメリットとなる。

参考文献：

浅野耕司, 他, “超高温を利用した水素大量製造技術の開発 その 1 (2) 超高温を利用した水素製造技術のフィージビリティスタディ”, 日本原子力学会 2022 年秋の大会予稿集, 2022 年 9 月 9 日.

Q-31：工業的なメタン・水蒸気改質法での水素製造に比較して、高温ガス炉を熱源とすることによってどの程度二酸化炭素排出削減となるのか。

A-31：

効果：

約 1/4 程度の削減が可能である。

根拠：

- ・メタンの水蒸気改質反応 ($\text{CH}_4(\text{g}) + 2\text{H}_2\text{O}(\text{g}) = \text{CO}_2(\text{g}) + 4\text{H}_2(\text{g}) - 165\text{kJ}$) から、原料 CH_4 から発生する CO_2 は原料 CH_4 量と等量。
- ・高温ガス炉利用で削減できる CO_2 量は、供給する CH_4 量のうち、燃料として利用される分の CO_2 量。

- ・メタンの水蒸気改質反応で、燃料として利用される CH₄ 量は、吸熱反応分と、H₂O 蒸発潜熱分。
- ・高温ガス炉利用で削減できる CO₂ 割合 = (吸熱反応エネルギー (165 kJ) + H₂O 蒸発潜熱 (88kJ)) / (生成物水素エネルギー (1144kJ = 286 kJ/mol × 4 mol)) = 22%の削減。

参考文献：なし。

Q-32：高温ガス炉による水素製造コストはどのくらいか。

A-32：原子炉熱出力 600MW の実用炉規模の高温ガス炉熱化学法 IS プロセス水素製造システムの水素製造コストは、25.4 円/Nm³と試算されている。

参考文献：

岩月 仁，他，“高温ガス炉 IS プロセス水素製造システムの経済性評価”，JAEA-Review 2014-037, (2014) 14p.

Q-33：熱化学法 IS プロセスの研究開発の状況は。

A-33：現在、熱化学法 IS プロセスは実用工業材料製試験装置を用いた連続水素製造試験を実施している。本試験装置は実用工業材料製機器、配管の健全性の実環境における検証を目的の一つとしているため、実用工業材料製機器、配管が適用できる最小流量である水素製造量 100NL/h 規模（実用規模の 1/10 万）で設計された。本試験装置を用いて、安定した連続水素製造を達成するための制御技術の開発、熱化学法 IS プロセス環境下における機器の健全性確認を目的としている。また、実験室規模であるが、効率向上に向けた水素分離膜の研究開発を進めている。

参考文献：

H.Noguchi, et al., “Hydrogen production using thermochemical water-splitting Iodine-Sulfur process test facility made of industrial structural materials: Engineering solutions to prevent iodine precipitation,” Int. J. Hydrogen Energy 46, pp.22328-22343, (2021).

O.Myagmarjav, et al., “Fabrication, permeation, and corrosion stability measurements of silica membranes for HI decomposition in the thermochemical iodine-sulfur process, Int. J. Hydrogen Energy 46, pp.28435-28449, (2021).

Q-34：メタン・水蒸気改質法に用いられる構造物はこれまでの火力発電を上回る高温水蒸気下に晒されるが材料の腐食は問題ないか。

A-34：高温水蒸気下に晒される水蒸気改質器の触媒管には、高温での強度、耐食性及び耐酸化性に優れたニッケル耐熱鋼である NCF800H を使用する計画である。また、CO 等のガスを含む浸炭性ガス雰囲気は約 400～800℃の温度域では、浸炭腐食現象（メタルダス

ティング)が発生する可能性があるため、原子力機構が過去に行った電気ヒーター加熱方式の水素製造システムの触媒管の観察等によりメタルダスティングの影響を確認していく。

参考文献：

西山佳孝, “浸炭性ガスにおける金属材料のメタルダスティング”, *Zairyo-to-Kankyo*, 56(3), pp.84-90, (2007).

Q-35：水素製造以外の熱利用方法はどのようなものが考えられるのか。具体的な取り組みはあるのか。

A-35：水素製造以外に、高温熱を必要とするプロセス熱源として利用検討されている用途としては、化学プラント、石油コンビナート、製鉄などである。また、火力発電などから回収した二酸化炭素を利用し、高温核熱を利用して、メタノール、尿素、エチレン、ガソリンを製造することにより、核熱利用以上の二酸化炭素削減が可能である。具体的な核熱（軽水炉）の利用の実績に関しては、低温域のものが多く、紙パルプ工場、地域暖房、温室栽培、魚の養殖などがある。

参考文献：

深谷裕司, 他, “高温ガス炉導入検討のための需要調査及び熱バランスの検討”, *JAEA-Research* 2018-004, (2018) 38p.

Q-36：製造した水素はどのように輸送するのか。

A-36：製造した水素は、ユーザー要求に応じて貯蔵・輸送形態を選択する必要がある。水素の貯蔵・輸送形態としては、液化水素、有機ヒドライド、水素貯蔵合金、アンモニア、メタンなどが検討されている。

参考文献：なし。

Q-37：製造した水素の使い道は何か。

A-37：水素はカーボンニュートラル社会の実現に必要なものと考えられる。そのため、二酸化炭素排出量の多い分野である製鉄や石油化学工業、運輸部門などでの利用が想定されている。

例えば、製鉄分野では水素還元製鉄の利用が検討されている。石油化学工業では、すでに石油精製工程で水素が利用されている。また、エチレンクラッカーの熱源として水素から作られるアンモニアを熱源とすることも検討されている。

運輸部門では、FCV, FCトラック, FC船, FCフォークリフトなど幅広い分野での利用が検討されている。

参考文献：なし。

Q-38：実用炉はコジェネレーションとするのか。コジェネレーションとするより、発電用、熱利用用の高温ガス炉を個別に建設した方が経済的ではないのか。

A-38：高温ガス炉のメリットは、様々なニーズ（熱需要、電気需要、水素需要）に応じた設計ができることであり、それらの個別利用に加え、コジェネレーションによる熱電併給も可能なことである。発電用、熱利用用、水素用と個別に建設した方が経済的となるが、立地場所での需要に応じ、高温ガス炉1台で必要な電気、蒸気、水素を賄うことができれば、それら需要に応じた設備を個別に導入することに比べると経済的になると考える。そのため、高温ガス炉は立地場所でのニーズ（需要）を踏まえた設計をすることが重要である。

参考文献：なし

2.1.3 接続技術

Q-39：HTTRには水素製造施設として何を接続するのか。

A-39：天然ガスの水蒸気改質法による水素製造施設である。水蒸気改質法は、水素の製造過程で二酸化炭素を排出するが、確立された技術である。原子力機構は、2002年～2004年に電気ヒーター加熱方式の水素製造システムにより連続水素製造を行うなど、天然ガスの水蒸気改質法による水素製造技術を確認している。なお、当該試験は、水素製造施設と原子炉施設の接続技術の確認を目的としており、どの水素製造法が選択された場合でも適用可能である。

参考文献：

加藤 道雄, 他, “HTTR 水素製造システム炉外技術開発試験装置の構成と機器仕様(受託研究)”, JAEA-Technology 2007-022, (2007).

Q-40：天然ガスの水蒸気改質法による水素製造施設を接続した場合、二酸化炭素が排出されるのではないのか。

A-40：排出された二酸化炭素を回収する技術を開発することで、大幅な二酸化炭素排出量削減が可能である。また、並行して高温水蒸気電解法や熱化学法 IS プロセス、メタン熱分解法等のカーボンフリー水素製造技術開発を進める計画である。

参考文献：なし。

Q-41：水素製造の原料とするメタンは何から作られたものか。

A-41：原料となるメタンガスは液化天然ガス（LNG）を蒸発させて製造する。

参考文献：なし。

Q-42：可燃性物質であるメタンや水素を取り扱うが、どのような安全対策を講じるのか。

A-42：新たに想定される火災爆発に対して、防護対象への影響評価を実施し、十分な離隔距離を確保するとともに、水素製造施設で万一異常が発生した場合には、原子炉施設に異常事象の影響が及ばないように水素製造施設を遮断弁により遮断する。また、液面火災による過大な影響発生源となり得る LNG タンクは地下設置とするなどし、液面火災による影響から防護する。

参考文献：

Y. Nomoto, et al., “Development plan for coupling technology between high temperature gas-cooled reactor HTTR and hydrogen production facility” Proceedings of ICONNE 30, (2023).

Q-43：HTTR-熱利用試験で製造される水素量は。

A-43：約 800 Nm³/h の水素を製造する計画である。HTTR-熱利用試験で採用する水蒸気改質器の反応管の本数は 7 本で、これは、原子力機構が 2002 年～2004 年に電気ヒーターで達成した水蒸気改質器の反応管 1 本による水素製造量 110Nm³/h の約 7 倍となる。

参考文献：

Y. Nomoto, et al., “Development plan for coupling technology between high temperature gas-cooled reactor HTTR and hydrogen production facility” Proceedings of ICONNE 30, (2023).

Q-44：水素製造施設の法的な位置付けは、原子炉施設なのか。

A-44：水素製造施設は一般産業施設として、一般産業法規の適用を検討する。水素製造施設を原子炉施設に接続することで原子炉施設の安全性を阻害することがないように、水素製造施設は、原子炉施設と十分な離隔距離を確保するとともに、異常時には遮断弁により原子炉施設から遮断することにより、水素製造施設の如何なる異常も原子炉施設の安全に影響を与えないよう設計する。

参考文献：

T. Aoki, et. al., “Transient thermal-hydraulic analysis for thermal load fluctuation test using HTTR,” Proceedings of ICONNE 29, (2022).

Q-45：水素製造試験施設の事故・トラブルは原子炉側の HTTR に波及しないのか。

A-45：水素製造施設での事故・トラブルが原子炉の安全性に影響しないように設計し、新たな許可取得の段階で原子力規制委員会の審査を受ける。例えば、HTTR の 2 次ヘリウム

と熱交換を行う水蒸気改質器での除熱量が変動するが、2次ヘリウム冷却設備に設置する冷却器により温度変動が緩和され、原子炉冷却材の温度は変動しない設計とする。また、水素製造施設から漏洩した可燃性ガスが万一爆発した場合でも、原子炉建家の健全性が確保できるよう、水素製造施設と原子炉建家間は十分な離隔距離を確保した設計とする。

参考文献：

青木 健, 他, “HTTR-熱利用試験施設の安全設計の考え方,” JAEA-Technology 2022-011, (2022) 60p.

Q-46：HTTR-熱利用試験の課題は。

A-46：原子力規制委員会から許認可取得を通じて、HTTR と水素製造施設の接続に向けた安全設計及び安全評価技術を確立すること、並びに、接続に必要な高温隔離弁、高温断熱配管等を開発することである。

参考文献：

Y. Nomoto, et al., “Development plan for coupling technology between high temperature gas-cooled reactor HTTR and hydrogen production facility” Proceedings of ICONE 30, (2023).

Q-47：HTTR-熱利用試験施設はいつごろ完成するのか。

A-47：令和 12 年度までの完成を目指している。

参考文献：

Y. Nomoto, et al., “Development plan for coupling technology between high temperature gas-cooled reactor HTTR and hydrogen production facility” Proceedings of ICONE 30, (2023).

Q-48：HTTR への将来的なカーボンフリー水素製造施設の接続について、現状どのような候補があるのか。

A-48：高温ガス炉の高温の熱を生かすことができるカーボンフリー水素製造技術として、高温水蒸気電解法、メタン熱分解法及び IS プロセスがある。

参考文献：

中桐基裕, 他, “超高温を利用した水素大量製造技術の開発 その 2 (3) 超高温を利用した水素製造技術のフェージビリティスタディ”, 日本原子力学会 2023 年春の年会予稿集, 2023 年 3 月 13 日.

Q-49：水素製造施設の接続に係る HTTR の改造の概要は。

A-49：中間熱交換器の 2 次側の既設 2 次ヘリウム冷却設備配管を改修し、原子炉格納容器を貫通させた後、2 次ヘリウム配管を原子炉建家の外部まで引き出し、新たに HTTR 近傍に設置する水蒸気改質器等の水素製造施設と接続する。HTTR-熱利用試験施設では、通常運転時の 2 次ヘリウム冷却設備全体の除熱量 10 MW のうち約 2.5 MW を水素製造施設に供給する計画である。

参考文献：

野本 恭信, 他, “超高温を利用した水素大量製造技術の開発 その 1, (3) HTTR を活用した高温ガス炉と水素製造施設の接続試験計画”, 日本原子力学会 2022 年秋の大会予稿集, (2022).

Q-50：HTTR の改造期間はどのくらいか。

A-50：HTTR 改造工事、水素製造施設の設置工事には約 2 年半程度を見込んでいる。

参考文献：

Y. Nomoto, et al., “Development plan for coupling technology between high temperature gas-cooled reactor HTTR and hydrogen production facility” Proceedings of ICON 30, (2023).

Q-51：HTTR に水素製造施設を接続することで、新たに想定される安全上考慮すべき事項は何か。またそれに対する対策は何か。

A-51：HTTR-熱利用試験では、可燃性物質を扱うことから、火災爆発による原子炉施設への影響が考えられる。水素製造施設から漏えいした可燃性ガスが万一爆発した場合でも、原子炉施設の安全性が維持できるよう、水素製造施設と原子炉施設は十分な離隔距離を確保する設計とする。

参考文献：

青木 健, 他, “HTTR-熱利用試験施設の安全設計の考え方,” JAEA-Technology 2022-011, (2022) 60p.

Q-52：水蒸気改質法を用いた水素製造施設は一般的なものだが、熱利用試験に関して新たな研究開発項目はあるのか。

A-52：高温ガス炉と水素製造施設の高い安全性を実現する接続技術を確認する必要がある。具体的には、高温ガス炉と接続した水素製造施設で万一異常が発生した場合に、原子炉に異常事象の影響が及ばないよう水素製造施設を物理的に隔離するために、高温環境下で要求される締切性能を確保できる高温隔離弁等、高温ガス炉と水素製造施設の接続に必要な機器の開発、高温ガス炉と水素製造施設を接続したプラント全体設計の確立、水

素製造施設に一般産業法規の適用を可能とする高温ガス炉の安全設計の確立及び水素製造施設異常時の原子炉施設の安全評価手法の確立が必要である。

参考文献：

野本 恭信, 他, “超高温を利用した水素大量製造技術の開発 その 1, (3) HTTR を活用した高温ガス炉と水素製造施設の接続試験計画”, 日本原子力学会 2022 年秋の大会予稿集, (2022).

Naoki. Mizuta, et. al., “Development plan for coupling technology between high temperature gas-cooled reactor HTTR and hydrogen production facility (2) Development plan for coupling equipment between HTTR and hydrogen production facility,” Proceedings of ICONS 30, (2023).

Q-53：研究開発における最大の技術的課題は何か。

A-53：水素製造施設に一般産業法規を適用可能な安全設計、安全評価手法、接続技術を開発することである。

参考文献：

青木 健, 他, “HTTR-熱利用試験施設の安全設計の考え方,” JAEA-Technology 2022-011, (2022) 60p.

Q-54：高温隔離弁に求められる機能は。

A-54：事故やトラブルが生じた際に閉止することで、水素製造施設からの可燃性ガスの原子炉施設への侵入並びに原子炉施設からの放射性物質の外部漏洩を防止する機能を有する。

参考文献：

水田 直紀, 他, “超高温熱を利用した水素大量製造技術の開発 その 2 (1) 高温ガス炉と水素製造施設の接続設備機器の設計と開発計画”, 日本原子力学会 2023 年春の年会予稿集, 1L05 (2023).

Q-55：高温隔離弁は、通常の隔離弁と何が異なるのか。

A-55：高温ヘリウム環境において、弁を閉止した状態で要求される締め切り性能を確保するため、シート材料に通常使用されているステライト合金やステンレス材料ではなく、ステライト合金にクロムカーバイドの微粒子を添加したステライト複合材を使用する。また、弁箱に安価な材料を使用可能とするため、弁箱の内部に断熱材を施工した構造である。

参考文献：

N. Mizuta, et. al., “Development plan for coupling technology between high temperature

gas-cooled reactor HTTR and hydrogen production facility (2) Development plan for coupling equipment between HTTR and hydrogen production facility,” Proceedings of ICONE 30, (2023).

Q-56 : なぜヘリウム循環機を新たに開発する必要があるのか。HTTR に設置されている He 循環機は使用できないのか。

A-56 : HTTR のヘリウム循環機はガス軸受けを採用している。一方、実用化に向けて、He 循環機の大型化が必要となり、磁気軸受け型の循環機を採用する計画であることから、HTTR-熱利用試験において磁気軸受け型循環機の開発を行う。

参考文献 :

N. Mizuta, et. al., “Development plan for coupling technology between high temperature gas-cooled reactor HTTR and hydrogen production facility (2) Development plan for coupling equipment between HTTR and hydrogen production facility,” Proceedings of ICONE 30, (2023).

Q-57 : HTTR-熱利用試験施設の運転に関し、原子炉側と水素製造施設は分かれて運転するのか。

A-57 : 熱利用試験では、水素製造施設の運転操作は、新たに設ける水素製造施設用の制御室で行い、原子炉の運転操作とは分かれて行うが、それぞれお互いの状態を監視できる設計とする。

参考文献 :

Y. Nomoto, et al., “Development plan for coupling technology between high temperature gas-cooled reactor HTTR and hydrogen production facility” Proceedings of ICONE 30, (2023).

Q-58 : HTTR-熱利用試験において、ヘリウムガスタービンによる発電も同時に検証すると認識しているが、電力系統と接続するのか。

A-58 : HTTR を用いて発電する計画はない。

参考文献 : なし。

Q-59 : HTTR-熱利用試験で製造した水素を具体的に利用する予定はないのか。

A-59 : 現時点では未定であるが、利用方法を検討している。

参考文献 : なし。

Q-60：HTTR-熱利用試験で製造した水素にはトリチウムが含まれるのではないか。どれくらいの量が含まれるのか。

A-60：HTTRの2次ヘリウム冷却設備中のトリチウムの量及び濃度は、放射性同位元素等の規制に関する法律における放射性同位体の基準以下のごく微量である。

参考文献：

A. L. Dipu, et al., "Assessment of amount and concentration of tritium in HTTR-IS system based on tritium behavior during high-temperature continuous operation of HTTR," *Annals of Nuclear Energy*, 88, pp.126–134 (2016).

Q-61：原子炉の熱を直接利用した水素製造の事例はないのか。

A-61：世界的にまだない。HTTR-熱利用試験が世界で初めての高温ガス炉による水素製造となる予定である。

参考文献：なし。

2.1.4 高温ガス炉燃料技術

Q-62：HTTRの燃料コンパクトはなぜ中空形状なのか。

A-62：燃料温度を抑えつつ、より高い出力密度を実現するためである。

参考文献：なし。

Q-63：被覆燃料粒子の各層がもつ役割は何か。

A-63：各被覆層（Fig.2.1 参照）には、以下のような役割がある。

1. バッファー層
核分裂時に発生するガス状の物質を閉じ込めるための予備的な空間
2. IPyC 層
ガス状の物質の閉じ込めを行う層
3. SiC 層
被覆燃料粒子の形状を維持するための構造層
4. OPyC 層
SiC 層を保護するクッションの役割を果たす層

参考文献：

J. Aihara, et al., "Development plan of high burnup fuel for high temperature gas-cooled reactors in future," *J. Nucl. Sci. Technol.*, 51[11-12],pp.1355-1363, (2014).

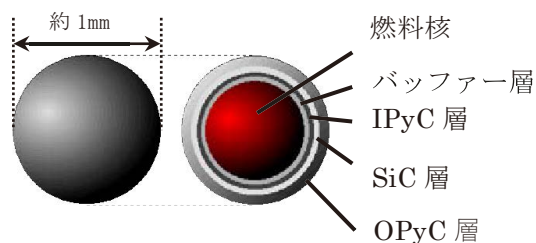


Fig. 2.1 被覆燃料粒子の模式図

Q-64：高温ガス炉燃料の燃焼度は GTHTTR300 の設計で 120GWd/t としているが実現可能な
のか。

A-64：沸騰水型軽水炉（BWR）を例にすると、Step-I（33GWd/t）、Step-II（39GWd/t）、Step-III（45GWd/t）と段階的に高燃焼度化を図っている。高温ガス炉も同様に、実用化に向け、高燃焼度化の燃料開発計画を立て、段階的に高燃焼度化を行っていくことで実現可能と評価している。

参考文献：

Y. Fukaya, et al., “Conceptual design study of a high performance commercial HTGR for early introduction,” Nucl. Sci. Eng., 361, pp.110577_1-110577_6, (2020).

Q-65：将来、HTTR の使用済燃料はどのように扱われるのか。

A-65：設置変更許可申請書において、「使用済燃料は、我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国である英国又はフランスの再処理事業者、若しくは米国のエネルギー省に再処理を委託又は引き取りを依頼して引き渡す。引渡しまでの間は、HTTR 原子炉施設の使用済燃料貯蔵設備において貯蔵する。」とした。

HTTR における使用済燃料の発生はまだ先のことではあるが、最終的な処分の方法等は、日本や相手国の状況を含めて、今後、必要な時期に検討することになる。

参考文献：

日本原子力研究開発機構, “大洗研究所（北地区）原子炉設置許可申請書”

Q-66：高温ガス炉（HTTR 等）の使用済燃料の再処理はどこ（国内 or 国外の企業等）で行うのか。

A-66：現在、日本以外で高温ガス炉使用済燃料の再処理技術を開発している国はないため、将来、日本国内で行う可能性が高いと考える。

参考文献：なし。

Q-67：高温ガス炉（HTTR 等）の使用済燃料は直接処分するのか。

A-67：現在、地層処分に関しては、ガラス固化体に関する処分しか法整備がされておらず、事実上、地層処分は不可能である。将来的に、軽水炉使用済燃料直接処分の法整備がなされた際に、併せて処分することも考えられるが、日本としての国策は未だに、全量再処理路線であり、高温ガス炉もその方針に沿って開発が進められていたため、直接処分される可能性は低い。

参考文献：

深谷裕司, 他, “商用高温ガス炉使用済燃料の再処理廃棄物処分に関する研究”, JAEA-Research 2023-002 ,(2023) 19p.

Q-68：再処理を行う場合、被覆燃料粒子はどのように除去するのか。

A-68：被覆燃料粒子の殻の除去方法として、日本ではギャップ幅を調整した 2 枚のディスクにて燃料粒子を磨り潰して UO_2 を取り出す（ハードディスククラッシャー法）が開発されている。原子燃料工業株式会社にて 1 次 HTTR 燃料（未照射）を試験し、ディスクのギャップ幅を調整することにより、燃料量約 100kg について SiC 層を完全に破碎しつつ UO_2 を損傷なく取り出せることを確認している。なお、 UO_2 球表面に炭素残留物が付着している場合でも加熱酸化処理によって除去できる。このように、高温ガス炉燃料特有の燃料被覆（SiC 層、黒鉛層）を除去することで、軽水炉と同様の六ヶ所再処理施設の PUREX 法の分離工程へ接続が可能と考えている。

参考文献：

K. Sawa, et al., “Study on storage and reprocessing concept of the high temperature engineering test reactor (HTTR) fuel,” IAEA-TECDOC-1043, pp.177-190 (1997).

Q-69：高温ガス炉（HTTR 等）の使用済燃料の再処理技術は確立されているのか。

A-69：高温ガス炉燃料特有の燃料被覆（SiC 層、黒鉛層）を除去する事で、軽水炉と同様の六ヶ所再処理施設の PUREX 法へと接続できるため、その被覆除去プロセスである「前処理」について、日本、米国、旧西ドイツ等で過去 40 年以上にわたって研究開発が行われてきた。1970~80 年代には米国がアイダホ化学処理プラント（ICPP）にて前処理のワールド試験をエンジニアリングスケールにて成功している。また、日本でも旧日本原子力研究所によって前処理の基本プロセス概念を検討し、その要素技術（ CO_2 燃焼法+CO 分解、SiC ジェットグランド、ハードディスククラッシャー、再燃焼）の成立性を基礎実験により確認しており、高温ガス炉使用済燃料の再処理技術は確立しているが、ホット試験による技術実証は必要であり、現在、HTTR 使用済燃料を用いた実証試験を計画している。

参考文献：

角田 淳弥, 他, “高温ガス炉燃料の再処理技術”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.2, No.4, pp. 546-554, (2003).

D. E. Shropshire, J. S. Herring, Fuel-Cycle and Nuclear Material Disposition Issues Associated with High-Temperature Gas Reactors, ANES 2004 October 3-4, US Florida (2004).

M.Maeda, et al., Process Study on Advanced Graphite-burn Method for Head-end Step of HTR Fuel Reprocessing, IAGGCR-8, Moscow (1983).

Q-70：高温ガス炉（HTTR 等）の使用済燃料を再処理したあとは、どのように活用されるのか。

A-70：MOX 燃料に加工して、プルサーマル燃料としての利用が考えられる。

参考文献：なし。

Q-71：高温ガス炉（HTTR 等）の使用済燃料の組成は軽水炉と違うのか。

A-71：GTHTR300 の設計の場合、燃焼度が軽水炉燃料よりも 3 倍近く高いため、核分裂生成物は 3 倍程度多くなる。一方で、濃縮度の高さから、U238 の割合が少なく、核分裂した U235 から見た U238 の量も 1/3 になる。燃料温度が軽水炉よりも高いため、U238 の共鳴吸収が多い効果による相殺により、燃焼度が 3 倍でありながら、Pu、MA が発生しにくい特性により TRU(Pu+MA)の発生量は 1.5 倍程度となる。

参考文献：

Y. Fukaya, et al., “Reduction on high level radioactive waste volume and geological repository footprint with high burn-up and high thermal efficiency of HTGR,” Nucl, Eng. Des.,307, pp.188-196, (2016).

Q-72：現行の核燃料サイクルにおいて、高温ガス炉が果たす役割は何か。

A-72：核燃料サイクル特性としては、同じ熱中性子炉である濃縮ウラン燃料を用いる軽水炉と同等である。

参考文献：なし。

Q-73：高温ガス炉は直接処分を前提とした技術であるとの認識があるが、我が国の全量再処理方針との整合性をどのように考えているか。

A-73：被覆燃料粒子の安定性は地層処分でも期待できるため、そのような主張がされるが、高温ガス炉の被覆粒子燃料は直接処分を前提とした技術ではなく、あくまでも原子炉内の特性を考えて設計されたものである。一方で、我が国の全量再処理方針へ適合すべく

再処理技術の開発も行われている。被覆燃料粒子の燃料核を取り出すことにより、軽水炉のペレットと同様に再処理できる。この燃料核を取り出す技術は前処理と呼ばれ、その技術はコールド試験において実証済みであり、現在、HTTR の使用済燃料を用いた実証試験を準備中である。

参考文献：

角田 淳弥, 他, “高温ガス炉燃料の再処理技術”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.2, No.4, pp.546-554, (2003).

Q-74：高温ガス炉の燃料は、通常の軽水炉燃料と異なり、そのままでは再処理しづらい被覆材で覆われていると聞いているが、再処理のため必要な技術は何か。

A-74：被覆燃料粒子の殻の除去方法として、日本ではギャップ幅を調整した 2 枚のディスクにて燃料粒子を磨り潰して UO_2 を取り出す（ハードディスククラッシャー法）が開発されている。原子燃料工業（株）にて 1 次 HTTR 燃料（未照射）を試験し、ディスクのギャップ幅を調整することにより、燃料量約 100kg について SiC 層を完全に破碎しつつ UO_2 を損傷なく取り出せることを確認している。なお、 UO_2 球表面に炭素残留物が付着している場合でも加熱酸化処理によって除去できる。このように、高温ガス炉燃料特有の燃料被覆（SiC 層、黒鉛層）を除去することで、軽水炉と同様の六ヶ所再処理施設の PUREX 法の分離工程へ接続が可能であるが、ホット試験による実証が必要であり、現在、HTTR の使用済燃料を用いた実証試験を計画している。

参考文献：

K. Sawa, et al., “Study on storage and reprocessing concept of the high temperature engineering test reactor (HTTR) fuel,” IAEA-TECDOC-1043, pp.177-190 (1997).

Q-75：高温ガス炉の燃料は、通常の軽水炉燃料と異なり、そのままでは再処理しづらい被覆材で覆われているので軽水炉に比べて再処理費用が高くなるのではないか。

A-75：被覆層を剥奪する前処理工程による費用は、再処理費用の全体の 3%程度と試算されている。一方、再処理技術の確立には、ホット試験での実証が必要であり、現在、HTTR の使用済燃料を用いた実証試験を計画している。

参考文献：

武井 正信, 他, “高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) の経済性評価”, 5[2], pp.109-117, (2006).

Q-76：高温ガス炉の使用済燃料コンパクトの黒鉛母材中の C-14 が環境中に放出されるのではないか。放出量はどれくらいか。

A-76：燃料コンパクトの炭素については、850℃の CO₂ 雰囲気加熱によって CO ガス化 (CO₂ + C → 2CO) し、その CO ガスから酸化鉄触媒を用いた 500℃加熱によって C を分離・回収できることが実験によって確認されている。この技術の実用化によって環境中への C-14 放出はほとんど防ぐことが可能である。

参考文献：

M. Maeda, et al., Process Study on Advanced Graphite-burn Method for Head-end Step of HTR Fuel Reprocessing, IWGGCR-8, Moscow (1983).

Q-77：ウラン資源の可採年数は約 100 年と言われる中で、高温ガス炉は持続可能な技術と言えるのか。

A-77：現在 (2011 年) のウラン資源の可採年数は 111 年とされている。このほかに、リン鉱石と共に微量に採取されるウラン資源が 125 年分存在し、地質学的にその存在が予想される量として 163 年分存在する。これらを合計すれば、399 年分となる。この時点で、十分に持続可能な技術といえる。さらに、7 万年分のウランが海水中に存在し、海底の岩盤に含まれるウランと平衡状態にあり、それらも海水ウランとして回収できることを考えると 7 千万年分存在する。

費用面に関しては、発電原価に対するウラン購入の費用は 4%であり、その分がある程度増減しても発電原価全体に対する影響は小さい。商品価値としてのウラン価格を議論するのではなく、エネルギー安全保障の観点からの議論であれば発電原価を対象とすべきであり、その観点からの費用増は発電原価の 3%の増加にとどまるとの評価がなされている。

なお、ウラン価格単体としての評価としても、カナダのシガーレーク鉱山湧水事故を機にウラン価格が高騰し 2007 年には 300\$/kg を超えており、現状で実現可能な海水ウランの価格の 208\$/kg を超過している。これを受けて、Uranium 2009 から資源とみなす価格帯として、<260\$/kg の区分も追加され、海水ウランは経済性の観点からも資源とみなしうるものとなっている。

年間の回収量に関しても、全世界のウラン需要が約 6 万 tU/年であるのに対し、日本で回収に適した沖縄から土佐湾にかけての黒潮流域の中の排他的経済水域かつ、漁業権及び潜水艦航行海域を除いた水域内の回収により、世界のウラン需要の約 9 割の回収が可能である。

参考文献：

OECD/NEA, “Uranium 2011 : Resources, Production and Demand,” (2011).

Y. Fukaya, et al., “Safety and economics of uranium utilization for nuclear power generation,” Uranium; Safety, Resources, Separation and Thermodynamic Calculation,

pp.22-48, (2018).

Q-78 : 高温ガス炉の使用済燃料を直接処分した場合、使用済燃料の潜在的有害度が天然ウランレベルとなるのに要する時間はどれくらいか。天然ウランレベルになるまで待たないと処分できないのか。

A-78 : 軽水炉では 10 万年程度と言われるが、主要な寄与は Pu によるものである。高温ガス炉 (GTHTR300) では TRU (Pu+MA) が発生しづらい核特性から、濃縮度 14wt% の燃料を 120GWd/t の燃焼度で燃焼させた際、6 万年程度となるとの評価がなされている。

なお、潜在的有害度は地層処分の安全性を評価する指標ではなく、天然ウランレベルになる期間は地層処分の安全性と関連がない。天然ウランレベルになる期間に影響のある MA の低減が公衆被ばく低減に寄与しないことは原子力委員会の下で開催された分離変換技術検討会が結論を出している。安全性に関連するのは、地下水による核種の移動による公衆被ばくである。また、地層処分は隔離の概念であり、処分する廃棄物の毒性とは無関係である。軽水炉廃棄物は、天然ウランレベルになるまで 10 万年かかるが、現行処分計画では、再処理後 50 年で処分する計画である。

参考文献 :

原子力委員会 研究開発専門部会 分離変換技術検討会, “分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方”, (2009).

核燃料サイクル機構, “わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性-地層処分研究開発第 2 次取りまとめ-”, JNC TN1400 99-020, (1999) 638p.

Q-79 : MA 変換は処分場安全を考える上で必要ではないのか。

A-79: 原子力委員会下の分離変換技術検討会は、MA 変換技術の効果及び意義の議論において、潜在的有害度の指標に関し、放射性核種が直接人体に摂取されることはほとんど考えられないこと、廃棄体や処分場の閉じ込め機能を考慮していないことを指摘している。また、処分場安全の観点からは、問題になるのは、地下水に溶けやすい Cs であり、地下水に溶けにくい MA を核変換しても公衆被ばく低減につながらず、効果がないと結論付けている。さらに、全米アカデミーでも同様の結論を出している。

参考文献 :

原子力委員会 研究開発専門部会 分離変換技術検討会, “分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方”, (2009).

National Academies, “Merits and Viability of Different Nuclear Fuel Cycles and Technology Options and the Waste Aspects of Advanced Nuclear Reactors,” National Academies Press (2022).

Q-80：高温ガス炉で MA 変換は可能か。

A-80：MA 変換は使用済燃料から回収した MA を新燃料に装荷して燃焼させるマルチリサイクル（再処理により得られるアクチノイド核種を再度利用するサイクル）によって実施する。これは、高速炉、ADS でも同様である。高温ガス炉も高速中性子炉心体系を構築することにより同様の核変換を行うことは可能である。一方、熱中性子炉でも核分裂性ウランを供給し続けることによりマルチリサイクルを実現でき、MA 変換が可能であることを確認している。

参考文献：

Y. Fukaya, M. Goto, H. Ohashi, “Uranium-based TRU multi-recycling with thermal neutron HTGR to reduce environmental burden and threat of nuclear proliferation,” J. Nucl. Sci. Technol., 55[11] pp.1275-1290, (2018).

Q-81：高温ガス炉の使用済燃料に中性子を照射してその有害度を低減させることは可能なのか。

A-81：米国の DeepBurn 概念は、通常の臨界炉心において燃焼させた燃料を、加速器中性子源を用いた未臨界炉心で照射する計画を提案していた。DeepBurn は潜在的有害度低減を目的としたものではないが、経済性を犠牲にして重照射に耐えうる設計変更を行えば理論上は可能である。

参考文献：

C. Rodriguez, et al., “Deep-Burn: making nuclear waste transmutation practical,” Nucl. Eng. Des., 222[2-3], pp.299-317, (2003).

Q-82：高温ガス炉の廃棄物は軽水炉の廃棄物と同様に扱えるのか。

A-82：高レベル廃棄物としては、再処理時に発生するガラス固化体で、その扱いは軽水炉と全く同様の扱いとなる。低レベル廃棄物に関しては、黒鉛廃棄物が高温ガス炉特有の廃棄物となるが、放射化評価及び処分における放射エネルギーの政令上限値との比較により、現行規制下において浅地中トレンチ処分が可能であることが確認されている。

参考文献：

文部科学省, “原子力科学技術委員会 高温ガス炉技術研究開発作業部会（第 5 回）参考資料 2”, https://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/072/shiryo/_icsFiles/afieldfile/2014/09/11/1351766_05.pdf（アクセス日 2023 年 5 月 26 日）。

2.2 他機関との連携

2.2.1 国内実証炉計画

Q-83：実用システムを見据えた場合に、国内実証炉において実証しなければならない項目は何か。

A-83：実証炉は、原子炉の開発の最終段階として、技術的信頼性及び経済性の実証を目的として建設・運転されるものである。具体的には、高温熱源と水素製造プラントの接続技術を確立し、水素製造が可能なことを実証する。また、カーボンフリーな水素製造法（IS法やメタン熱分解法、高温水蒸気電解等）の技術成立性を見通しを得る。

参考文献：

資源エネルギー庁，“高温ガス炉実証炉開発事業”，

URL:https://www.meti.go.jp/main/yosan/yosan_fy2023/pr/gx/gx_denga_02.pdf

（アクセス日 2023年5月26日）。

Q-84：国内実証炉の運転開始はいつか。

A-84：GX 実現に向けた基本方針参考資料において、高温ガス炉実証炉の運転開始は、2030年代中頃とされている。

参考文献：

経済産業省，“GX 実現に向けた基本方針 参考資料”，令和5年2月10日。

https://www.meti.go.jp/press/2022/02/20230210002/20230210002_3.pdf

（アクセス日 2023年5月26日）。

Q-85：GTHTR300と国内実証炉の関係は。

A-85：GTHTR300は、高温ガス炉の核熱利用研究の一環として、文部科学省委託事業「核熱利用システム技術開発」として旧日本原子力研究所が設計した実用高温ガス炉発電プラントである。国内実証炉は、令和5年度から本年3月に資源エネルギー庁が選定に係る公募を行った将来的に製造・建設を担う事業者（中核企業）が基本設計を開始すると理解しており、両者に直接的な関係はないものの先行設計としてGTHTR300の知見はその基本設計に反映される。

参考文献：なし。

Q-86：実証炉のヘリウム消費量は。

A-86：国内実証炉は検討が開始されておらず、ヘリウム消費量は不明である。原子力機構が設計した熱出力600MWtの実用高温ガス炉を対象とした場合、ヘリウムガスリーク量としてHTTRにおける設計要求である0.3%/dayを仮定すると、1基あたりの年間ヘリウム必要量は、国内年間販売量のおよそ0.6%程度と少ない。

参考文献：

財務省, “貿易統計”, <https://www.customs.go.jp/toukei/search/futsu1.htm>

(アクセス日 2023年5月26日) .

日本原子力研究開発機構, “大洗研究所 (北地区) 原子炉設置変更許可申請書 (添付書類九) ”.

Q-87：高温ガス炉実証炉の機器は、すべて国内で調達可能なのか。

A-87：機器サプライチェーン維持のための支援は必要であるものの、燃料を除く機器は、国内で調達可能と認識している。

燃料サプライチェーンに関し、HTTR 燃料を製造した原子燃料工業株式会社の施設は新規制基準対応が必要であり、国内での確保が難しい状況にあると認識している。国内実証炉用燃料の調達オプションとして、海外プロジェクトを活用し、国内技術を使用し英国での燃料製造技術及びサプライチェーンを確立して海外から燃料を輸入する、海外から購入する等の検討が必要と理解している。

参考文献：

文部科学省, “次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会 (第6回) 資料4”,

https://www.mext.go.jp/content/20230123-mxt_genshi-00006_09.pdf

(アクセス日 2023年5月26日) .

2.2.2 英国実証炉計画及び英国燃料技術開発

Q-88：英国実証炉はどこに立地する計画か。

A-88：英国北東部の Teesside 地区 Hartlepool が候補地の一つとされている。Teesside 地区は、英国の電力会社 EDF Energy が改良型原子炉 (AGR) を運営しているほか、水素製造、石油化学等の企業が集中している地域である。

参考文献：

EDF Energy, “Hartlepool power station,”

<https://www.edfenergy.com/energy/power-stations/hartlepool>

(アクセス日 2023年5月26日) .

Q-89：英国実証炉の運転開始はいつ頃となる計画か。

A-89：高温ガス炉実証炉プログラムの募集要項では、2030年代初期とされている。

参考文献：

UK Government, “Advanced Modular Reactor (AMR) Research, Development and Demonstration Programme: Phase A competition (closed to applications)”

URL: <https://www.gov.uk/government/publications/advanced-modular-reactor-amr->

research-development-and-demonstration-programme

(アクセス日 2023年5月26日)。

Q-90 : 英国実証炉の熱出力は幾らなのか。発電するのか。電気出力は幾らなのか。水素製造はするのか。どのような方法で水素製造をするのか。

A-90 : 原子炉の詳細仕様は、フェーズ B の中で決定される。英国で高温ガス炉は発電の他、主に水素製造、産業熱、地域暖房等での熱利用に用いられる。「水素戦略 (UK Hydrogen Strategy)」の中で水素製造法の候補として、原子力を用いた水素製造法は低温水電解、高温水電解及び熱化学法が挙げられているが、英国高温ガス炉実証炉を用いた具体的な水素製造法は示されていない。

参考文献 :

UK Government, “Advanced Modular Reactor (AMR) Research, Development and Demonstration Programme: Phase A competition (closed to applications)”,

<https://www.gov.uk/government/publications/advanced-modular-reactor-amr-research-development-and-demonstration-programme>

(アクセス日 2023年5月26日)。

Nuclear Innovation and Research Advisory Board, “Achieving Net Zero: The role of Nuclear Energy in Decarbonisation”,

https://www.nirab.org.uk/cdn/uploads/attachments/NIRAB_Achieving_Net_Zero_-_The_Role_of_Nuclear_Energy_in_Decarbonisation_-_Screen_View.pdf

(アクセス日 2023年5月26日)。

HM Government, “UK Hydrogen Strategy”,

https://assets.publishing.service.gov.uk/government/uploads/system/uploads/attachment_data/file/1011283/UK-Hydrogen-Strategy_web.pdf

(アクセス日 2023年5月26日)。

2.2.3 波国研究炉計画

Q-91 : 熱出力は幾らなのか。発電するのか。電気出力は幾らなのか。水素製造はするのか。どのような方法で水素製造をするのか。

A-91 : 熱出力は HTTR と同じ 30MW である。蒸気供給を目的としており、蒸気温度は水素製造には不足しており、その他の化学工業向けのもの (主にアンモニア製造) を想定している。熱利用側の負荷変動の吸収を目的とした発電系を持つ。

参考文献 :

National Center for Nuclear Research, “Concept design of the HTGR-POLA research reactor,”

<https://www.ncbj.gov.pl/en/aktualnosci/concept-design-htgr-pola-research-reactor>

(アクセス日 2023年5月26日) .

Q-92 : ポーランドで計画されている研究炉の仕様は。

A-92 : ポーランドで計画されている研究炉の主な仕様は以下の通り。

- ・ 熱出力 : 30 MWth
- ・ 炉心出口ヘリウム温度 : 750 °C
- ・ 炉心入口ヘリウム温度 : 325 °C
- ・ 炉心ヘリウム流量 : 13.3 kg/s
- ・ 熱交換器 : 蒸気発生器
- ・ 蒸気温度 : 565°C
- ・ 蒸気圧力 : 15.6 MPaA
- ・ 蒸気流量 : 10.9 kg/s
- ・ 原子炉格納施設 : コンファインメント

参考文献 :

H. Ohashi, et al., “Conceptual Plant System Design Study of an Experimental HTGR Upgraded from HTTR,” Proceedings of 9th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR 2018), Warsaw, Poland, 2018, HTR2018-104, 6p., in USB Flash Drive.

Q-93 : ポーランドで計画されている研究炉と HTTR の違いは。

A-93 : ポーランドで計画されている研究炉では、経済性の観点から制御棒本数が HTTR に比べて 6 割少なく、加えて、出力分布を最適化して出力密度を HTTR に比べて 25%向上させて炉心のコンパクト化を図るとともに、出力分布の調整に用いる燃料濃縮度の種類数が削減されている。また、HTTR は、中間熱交換器及び 1 次加圧水冷却器で炉心から発生する熱を取り除くのに対して、ポーランドで計画されている研究炉では、蒸気供給を可能とするために蒸気発生器に置き換えられている。建設期間を短縮するため、HTTR で採用されている原子炉格納容器の代わりに、ポーランドで計画されている研究炉では、原子炉建屋と一体化したコンクリート製構造物 (コンファインメント) を採用する設計としている。

参考文献 :

H. Ohashi, et al., “Conceptual Plant System Design Study of an Experimental HTGR Upgraded from HTTR,” Proceedings of 9th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR 2018), Warsaw, Poland, 2018, HTR2018-104, 6p., in USB Flash Drive.

2.2.4 その他

Q-94：中国では実証炉が全出力運転を達成したとの報道がされているが、日本の技術が中国より優れている点はあるのか。

A-94：中国の実証炉の原子炉出口冷却材温度は 750℃であるのに対し、日本の HTTR の原子炉出口冷却材温度は、950℃（最高）である。水素製造等の熱利用を行う場合には、利用できる熱の温度が高い方が効率等の観点で有利である。

参考文献：なし。

Q-95：中国の高温ガス炉開発の現状はどうなっているか。山東省の HTR-PM のスペックはどのようなもので、原子力機構のものとの相違点は何か。山東省以外の建設計画には何があるか。

A-95：実証プラント HTR-PM（出口温度：750℃、電気出力 210MW（250MWt×2 基））が運転中（山東省栄成市石島湾）。2021 年に臨界、電力系統に接続、2022 年に全出力運転達成。HTR-PM は、ペブルベッド型と呼ばれるタイプの高温ガス炉であるのに対し、原子力機構の HTTR は、ブロック型の高温ガス炉である。

また、HTR-PM 技術に基づいた商用プラント HTR-PM600（出口温度：750℃、電気出力 600MW（250MWt×6 基））も開発中（概念設計終了）で、建設サイトのフェージビリティスタディー（FS）を実施中。

参考文献：

World nuclear news, “China's demonstration HTR-PM reaches full power,”

<https://world-nuclear-news.org/Articles/China-s-demonstration-HTR-PM-reaches-full-power>

（アクセス日 2023 年 5 月 26 日）。

日本原子力研究開発機構, “中国:高温ガス炉開発の概要”,

<https://www.jaea.go.jp/04/sefard/faq/files/material050202.pdf>

（アクセス日 2023 年 5 月 26 日）。

Q-96：日本が保有する（開発計画がある）高温ガス炉技術のうち、海外と比較して、優位なものは何か。

A-96：原子力機構の HTTR は、950℃のヘリウムガスを原子炉から取り出すことができ、中間熱交換器を介して、約 900℃のヘリウムガスを水素製造等の熱利用に用いることができる（今後、水素製造施設を接続する計画）。900℃を超える高温のヘリウムガスを原子炉外で取り扱う技術は、日本のみが有している。

参考文献：

高松邦吉,他, 高温工学試験研究炉(HTTR)の高温連続運転, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.

10, No. 4, pp. 290-300 (2011).

Q-97：各国の高温ガス炉開発状況はどうか。

A-97：中国：実証プラント HTR-PM (出口温度：750℃、電気出力 210MW (250MWt×2 基)) が運転中 (山東省栄成市石島湾)。2021 年に臨界、電力系統に接続、2022 年に全出力運転達成。また、HTR-PM 技術に基づいた商用プラント HTR-PM600 (出口温度：750℃、電気出力 600MW (250MWt×6 基)) も開発中 (概念設計終了) で、建設サイトの FS を実施中。

米国：先進炉実証計画 (ARDP) において、先進炉の一つとして、高温ガス炉 (ペブルベッド型) Xe-100 (X-energy 社) が選定された (2020 年 10 月)。Energy Northwest 社のワシントン州コロンビア原子力発電所敷地内に建設予定。また、2023 年 3 月、世界的な素材科学会社であるダウと X-energy 社が、ダウの米国メキシコ湾岸地域拠点の 1 つに、4 基の Xe-100 施設を開発する共同開発契約を締結した。さらに、USNC 社が高温ガス炉 (ブロック型) MMR を開発中。2021 年 6 月イリノイ大学アーバナ・シャンペーン校 (UIUC) が、キャンパス内での MMR 建設に向け許認可申請意向表明書を NRC に提出。

カナダ：カナダ原子力研究所 CNL が、2026 年の運転開始を目指し CNL チョークリバー・サイトに SMR を建設する計画を進行中。審査中の 6 社の内、3 社が高温ガス炉 (MMR, StarCore, U-Battery)。

ポーランド：高温ガス炉研究炉の基本設計に関する政府予算 (3 年間で総額約 18 億円) について、ポーランド国立原子力センター (NCBJ) と契約を締結。

英国：英国ビジネス・エネルギー・産業戦略省 (BEIS) (当時、現在はエネルギー安全保障・ネットゼロ省 (DESNZ)) が、2021 年 12 月、2030 年代初頭の実証を目指す AMR として、高温ガス炉を選択。2022 年 2 月、実証までのスケジュール概要を発表。同年 9 月、NNL と JAEA のチームを含むフェーズ A 実施機関を公表。

参考文献：

<https://world-nuclear-news.org/Articles/China-s-demonstration-HTR-PM-reaches-full-power>

(アクセス日 2023 年 6 月 26 日)。

<https://www.jaea.go.jp/04/sefard/faq/files/material050202.pdf>

(アクセス日 2023 年 6 月 26 日)。

<https://world-nuclear-news.org/Articles/DOE-marks-milestone-as-Xe-100-basic-design-complet>

(アクセス日 2023 年 6 月 26 日)。

<https://world-nuclear-news.org/Articles/New-regional-centre-to-support-Xe-100-fleet-rollou>

(アクセス日 2023 年 6 月 26 日)。

<https://x-energy.com/media/news-releases/dow-and-x-energy-advance-efforts-to-deploy>

first-advanced-small-modular-nuclear-reactor-at-industrial-site-under-does-advanced-reactor-demonstration-program

(アクセス日 2023 年 6 月 26 日) .

<https://www.usnc.com/university-of-illinois-at-urbana-champaign-and-usnc-will-collaborate-to-license-and-construct-next-generation-micro-modular-reactor/>

(アクセス日 2023 年 6 月 26 日) .

<https://www.cnl.ca/clean-energy/small-modular-reactors/siting-canadas-first-smr/>

(アクセス日 2023 年 6 月 26 日) .

<https://www.nucnet.org/news/nuclear-research-centre-signs-agreement-for-htgr-development-5-5-2021>

(アクセス日 2023 年 6 月 26 日) .

UK Government, “Advanced Modular Reactor (AMR) Research, Development and Demonstration Programme: Phase A competition (closed to applications)”

<https://www.gov.uk/government/publications/advanced-modular-reactor-amr-research-development-and-demonstration-programme>

(アクセス日 2023 年 5 月 26 日) .

Q-98 : 高温ガス炉は、米、英、独で 1960 年代から開発がなされたが、中止されたのはそれぞれどういう理由か。
--

A-98 : 米国 : 電力需要の伸び悩み等に加え、TMI 事故及びチェルノブイル事故等による発電用原子炉の需要の低下のため。

(参考) 米国は高温化による発電効率の向上を目的に、実験炉ピーチボトム炉 (115MWt、1962 着工)、原型炉フォート・セント・ブレイン炉 (842MWt、1968 着工) を建設した。ピーチボトム炉は高い稼働率で順調な運転実績を残して、1974 年に運転終了し解体された。フォート・セント・ブレイン炉は炉心出口温度の変動等の初期故障などにより定常運転まで時間がかかったが、1981 年に 100%出力運転を達成し、40%近い高い熱効率を得ている。しかし、その後の稼働率が必ずしも良くなかったこともあり、1989 年に運転を終了し解体された。当時の米国の高温ガス炉開発中止の背景としては、当時の米国では、電力需要の伸び悩み等に加え、TMI 事故及びチェルノブイル事故等による発電用原子炉の需要の低下がある。現在では、米国においては高温ガス炉の原子炉固有の安全性を高め、事故時に周辺住民の緊急避難を必要としない小型モジュール型炉の開発を進めている。

英国 : 英国はマグノックス炉、改良型ガス炉等のガス冷却型原子炉開発のパイオニアであるが、北海油田・ガス田の発見以来、原子力開発がスローダウンしたため。

(参考) 英国は高温ガス炉燃料の特徴である被覆燃料粒子が 1956 年に開発された国であり、世界発の高温ガス炉として OECD/NEA による実験炉ドラゴン炉 (20MWt、1960 年着工) が英国に建設された。燃料及び黒鉛の開発と健全性実証のための照射試験を広範囲に行うとともに、高温ガス炉の運転保守についての

貴重な経験を積み重ねて、1976年に運転を終了した。英国の高温ガス炉開発中止の背景としては、英国はマグノックス型炉、改良型ガス炉等のガス冷却型原子炉開発のパイオニアであるが、北海油田・ガス田の発見以来、原子力開発がスローダウンしたことが挙げられる。近年、北海油田・ガス田の枯渇、エネルギー安定供給、地球温暖化ガス排出削減目標の達成等から、原子力発電が見直されている。

独：チェルノブイリ発電所事故と前後して原子力反対運動が活発化した社会情勢及び経済情勢の変化により国内の原子力開発が停滞したため。

(参考) ドイツ(西独)は球状燃料(ペブルベッド)を詰めて炉心を構成する独特のペブルベッド型炉心の原子炉を開発してきた。実験炉 AVR 炉(46MWt、1961着工)、原型炉 THTR-300 炉(750MWt、1971着工)を建設した。AVR 炉は極めて高い稼働率(約 77%)で発電用実験炉としても順調に運転され、1974年には炉内最高温度を世界最高である 950℃まで上げることに成功した。その後、ペブルベッド型炉の運転データを蓄積し 1988年に運転を終了した。THTR-300 炉は、稼働率は 50~60%で営業運転していたが、1988年に高温ダクト内の断熱板のボルトの頭が破損したトラブルをきっかけに運営会社と州政府及び連邦政府間での運転維持費の分担問題が解決せず、財政的理由から運転終了となった。ドイツの高温ガス炉開発中止の背景は、THTR-300 炉以後も開発は続けられたが、その後のチェルノブイリ発電所事故と前後して原子力反対運動が活発化した社会情勢及び経済情勢の変化により国内の原子力開発が停滞した。なお、2002年の原子力法は新規原子炉の建設を禁じている。

参考文献：

科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力科学技術委員会 高温ガス炉技術研究開発作業部会，“高温ガス炉技術開発に係る今後の研究開発の進め方について”，平成 26 年 9 月，
https://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/072/attach/1351826.htm

Q-99：高温ガス炉実証炉は、発電、熱利用を行うのか。

A-99：令和 5 年 3 月に資源エネルギー庁により出された高温ガス炉実証炉開発の中核企業選定に係る公募要領では、「大量の水素を安定的に供給する可能性を念頭に、製鉄や化学等での産業利用」との記載があり、利用用途は、水素製造等の熱利用である。

参考文献：

資源エネルギー庁，“高温ガス炉実証炉開発事業を担う中核企業の選定に係る公募について”，令和 5 年 3 月 1 日。

https://www.enecho.meti.go.jp/appli/public_offer/2022/0301_01.html

(アクセス日 2023 年 5 月 26 日)。

Q-100：実証炉はどのような方法で水素製造をするのか。

A-100：資源エネルギー庁委託事業「超高温を利用した水素大量製造技術実証事業」において、高温ガス炉との組合せに適したカーボンフリー水素製造技術の選定及び開発的としたFSが実施されている。カーボンフリー水素製造技術の候補として、ISプロセス法、メタン熱分解法、高温水蒸気電解法が検討されている。

参考文献：

中桐基裕，他，“超高温を利用した水素大量製造技術の開発 その2（3）超高温を利用した水素製造技術のフィージビリティスタディ”，日本原子力学会 2023年春の年会予稿集，2023年3月13日

Q-101：水素製造施設は一般産業施設（高压ガス施設）になると思われるが、原子炉施設と一般産業施設の境界はどのように設定するのか。

A-101：水素製造施設の異常が、原子炉施設の外乱の発生要因とならない範囲に一般産業法規を適用する。原子炉施設と一般産業施設を結ぶ配管には遮断弁を設置し、当該弁を施設境界とする。

参考文献：

青木 健，他，“HTTR-熱利用試験施設の安全設計の考え方”，JAEA-Technology 2022-011 (2022) 60p.

3. おわりに

国内外での高温ガス炉開発に対する高まりを受け、高温ガス炉に関する技術情報を正確に伝えるため、「高温ガス炉技術」に関し、「高温ガス炉技術」、「水素製造技術等の熱利用技術」、「接続技術」、「高温ガス炉燃料技術」の4項目を、「他機関との連携」につき「国内実証炉計画」、「英国実証炉計画及び英国燃料技術開発」、「波国研究炉計画」、「その他」の4項目を選定し、FAQ集を整備した。

謝 辞

本FAQ集を作成するにあたって、高温ガス炉プロジェクト推進室員の他、高速炉・新型炉研究開発部門、高温ガス炉研究開発センターの皆様にもご協力をいただきました。この場をもちまして御礼申し上げます。

This is a blank page.

