

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering : 302-1 Advanced Reactor System

📅 Wed. Sep 11, 2024 11:10 AM - 12:00 PM JST | Wed. Sep 11, 2024 2:10 AM - 3:00 AM UTC 🏠 Room
G(Recture RoomsB 1F B101)

[1G05-07] High-temperature Gas-cooled Reactors

Chair:Tadakatsu Yodo(MHI)

11:10 AM - 11:25 AM JST | 2:10 AM - 2:25 AM UTC

[1G05]

Development of innovative design of HTGRs

*Yosuke Nishimura¹, Yusuke Yamazaki¹, Koji Okamoto¹ (1. The University of Tokyo)

11:25 AM - 11:40 AM JST | 2:25 AM - 2:40 AM UTC

[1G06]

Evaluation of Combustible Gas Explosion Hazard in HTTR Heat Application Test Facility

*Keisuke Morita¹, Takeshi Aoki¹, Atsushi Shimizu¹, Hiroyuki Sato¹, Nariaki Sakaba¹ (1. JAEA)

11:40 AM - 11:55 AM JST | 2:40 AM - 2:55 AM UTC

[1G07]

Development of Large-Scale Hydrogen Production Technology Utilizing Very High Temperature

Development of Hot Gas Duct Coupling HTTR with Hydrogen Production Facility

*Kentarō Nagatsuka¹, Naoki Mizuta¹, Keisuke Morita¹, Kaoru Kurahayashi¹, Takanori Yasuda¹, Hiroki Noguchi¹, Yasunobu Nomoto¹, Atsushi Shimizu¹, Hiroyuki Sato¹, Nariaki Sakaba¹ (1. JAEA)

11:55 AM - 12:00 PM JST | 2:55 AM - 3:00 AM UTC

Time reserved for Chair

革新的高温ガス炉システムの開発と展望

Development of innovative design of HTGRs

*西村 洋亮¹, 山崎 友資¹, 岡本 孝司¹

¹ 東京大学

ブロック型高温ガス炉の炉心高出力化と安全性向上をねらいとしてスリープレス燃料コンパクトの研究開発を行なってきた。本稿ではその概要と今後の展望について紹介する。

キーワード：高温ガス炉, 新型炉システム, 燃料安全性, 固有安全性, 受動安全性

1. 背景

高温ガス炉の炉心は、TRISO 燃料粒子を黒鉛(グラファイト)により焼き固めた円筒状の燃料コンパクトが用いられ、原子力機構の HTTR においてはこの円筒形燃料コンパクトの空気侵入事故時の燃料酸化を低減するため、管状の黒鉛スリーブに収められている。このスリーブの存在により、スリーブとコンパクト間のギャップコンダクタンスが原因となり炉心冷却性能に限界がある。そこで、黒鉛コンパクトではなく SiC によって TRISO 燃料粒子を焼き固めた SiC コンパクトを用いるアイデアが提案されており、すなわち SiC による耐酸化性能の向上と伝熱抵抗となっているスリーブを除去することで、冷却性能を大幅に向上させ、高温ガス炉の安全性を確保するとともに高出力密度を達成することができる。我々は令和 3-5 年にかけて文部科学省 国家課題対応型研究開発推進事業 (原子力システム研究開発事業)のプロジェクトにおいて、東京大学・東京工業大学・原子力機構により、高温ガス炉安全性にきわめて重要な SiC 酸化挙動評価を行うマルチフィジクスシミュレーションコードの開発を目指し、その V&V のための基盤技術の確立を行ってきた。

2. 開発の成果と今後の課題

反応焼結法を採用した SiC 燃料コンパクトの作成に成功し[1]、理論密度 95%と、通常運転時に要求させるのに十分な値の熱伝導率を達成した。製造された母材は Si 等の不純物を含有しているが、空気侵入事故時に想定されうる 1400℃までの高温酸化条件において優れた耐酸化性能を示し、著しい燃料母材の腐食が起きないことを確認した[2]。加えて様々な条件の下での酸化試験データを取得し、V&V に有用な燃料酸化モデルを構築することに成功している[3,4,5]。なお、核熱計算においては、設計燃焼度を達成するためには従来の HTTR と比較してウラン濃度を増大させる必要があるが、通常運転時における燃料最高温度は安全基準の 1495℃を十分に下回ること[6]、また減圧事故時には最高温度が 1300℃を下回り、受動安全性が確認された。今後、流路閉塞等のシナリオも加味した過渡事象安全解析や、スリープレス燃料を固定するためのスペーサ等の構造設計と機械強度、熱応力評価等が必要であり、昨年経産省から中核企業として指定された MHI からの委託事業としてこれらの課題解決に取り組む予定である。

3. 結論

SiC コンパクト酸化挙動の VVUQ がなされ、設計の信頼性を大幅に高めることが可能となった。この SiC コンパクトを用いた高温ガス炉の高出力化は、東芝などをはじめとする、ポーランドへの高温ガス炉事業を進めている産業界からも期待が寄せられている。日本の技術力を世界に示し、高温ガス炉で世界を先導することにつながる。

参考文献

- [1] K. Yoshida et al., Proc. 30th International Conference on Nuclear Engineering, May 21-26, 2023, Kyoto, Japan.
- [2] Y. Nishimura et al., *Ceram. Int.*, **2024** (in press)
- [3] Y. Nishimura et al., *Mech. Eng. Lett.*, **2022**, 8, 22-00315.
- [4] Y. Nishimura et al., *Nucl. Sci. Technol.*, **2023**, 60 (11).
- [5] Y. Nishimura et al., *J. Euro. Ceram. Soc.*, **2024**, 44, 3031-3038.
- [6] S. Okita et al., Proc. 30th International Conference on Nuclear Engineering, May 21-26, 2023, Kyoto, Japan.

*Yosuke Nishimura¹, Yusuke Yamazaki¹ and Koji Okamoto¹

¹The University of Tokyo.

HTTR－熱利用試験施設における可燃性ガスの爆発影響評価

Evaluation of Combustible Gas Explosion Hazard in HTTR Heat Application Test Facility

*守田 圭介¹, 青木 健¹, 清水 厚志¹, 佐藤 博之¹, 坂場 成昭¹

¹原子力機構

本報では、水素製造施設の接続に係る高温ガス炉の安全評価手法として開発中の可燃性ガス漏えい及び爆発影響評価手法に関し、HTTR－熱利用試験施設を対象とした試算結果を報告する。

キーワード：高温ガス炉，水素，HTTR－熱利用試験，爆発影響評価

1. 緒言

高温ガス炉による大量かつ安定した水素製造の実現には、原子炉の安全確保を前提としつつ、原子炉施設と水素製造施設間の離隔距離を合理的に設定可能な手法の確立が必要である。原子力機構は、流体解析コード FLACS^[1]を用い、想定される事故シナリオに基づき、水素製造施設から漏えいした可燃性ガスの火災爆発が原子炉施設へ与える影響を評価可能とする手法の開発を進めている。本報では、HTTR（高温工学試験研究炉）と天然ガス水蒸気改質法による水素製造施設を接続する HTTR－熱利用試験施設（図 1）を対象に、当該手法を用いた試算結果を報告する。

2. 評価条件

(1) 事故シナリオ

原子炉建家から 55m の離隔距離にある水蒸気改質器近傍の配管が破損し、破損口から可燃性ガスが原子炉建家方向に一定の流速で漏えい及び拡散し爆発

(2) 評価条件

- 可燃性ガス組成： $\text{H}_2:\text{CH}_4:\text{CO}=52:47:1(\text{vol.}\%)$
- 可燃性ガスインベントリ：720kg
- 放出継続時間：50 秒間（水素製造施設の可燃性ガスが漏えい及び拡散し、定常状態となるまで）
- 着火点：可燃性ガスと空気の当量比が 1 となる地点近傍

3. 評価結果

爆発した際の着火点からの距離と最大圧力変化の結果を図 2 に示す。原子炉建家壁面での最大圧力は約 0.95 kPa となり、従来の評価手法^[2]を用いて算定される爆風圧 10kPa^[2]を下回ることを確認した。

4. 結言

開発中の手法を用いて爆発影響を試算した結果、従来手法に比べ、爆発による原子炉建家への圧力が低減することを確認した。今後は事故シナリオ分析や可燃性ガス漏えい及び爆風圧評価に係る不確実さ評価の手法を検討する。

参考文献

- [1] FLACS-CFD manual v22.2, Gexcon AS, <https://www.gexcon.com/support/flacs-cfd/technical-manuals/> (アクセス日 2024 年 6 月 20 日)
- [2] 原子力規制委員会, 原子力発電所の外部火災影響評価ガイド, 原規技発第 13061912 号 (2013)

*Keisuke Morita¹, Takeshi Aoki¹, Atsushi Shimizu¹, Hiroyuki Sato¹ and Nariaki Sakaba¹

¹Japan Atomic Energy Agency

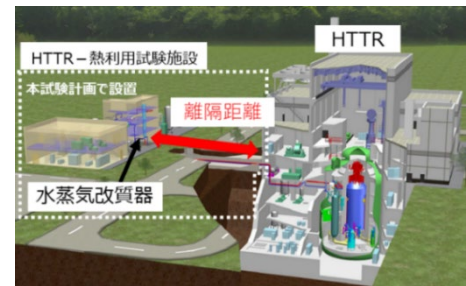


図 1 HTTR－熱利用試験イメージ

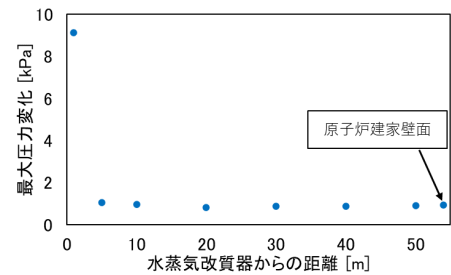


図 2 水蒸気改質器からの距離と圧力の評価結果

超高温を利用した水素大量製造技術の開発
－HTTR と水素製造施設を接続する高温断熱配管の開発－

Development of Large-Scale Hydrogen Production Technology Utilizing Very High Temperature
- Development of Hot Gas Duct Coupling HTTR with Hydrogen Production Facility -

*永塚健太郎，水田直紀，守田圭介，吉野匡紀，長谷川武史，石井克典，青木健，小野正人，高橋豪夫，倉林薫，安田貴則，野口弘喜，野本恭信，清水厚志，飯垣和彦，佐藤博之，坂場成昭
原子力機構

高温ガス炉と水素製造施設の接続機器である高温断熱配管の技術開発項目及び計画、並びに得られた成果の一部として高温断熱配管に用いる候補断熱材の熱伝導率及び放出ガス量の測定結果を報告する。

キーワード：高温ガス炉，水素製造，HTTR，HTTR-熱利用試験

1. 緒言 原子力機構は、高温ガス炉と水素製造施設の高い安全性を有する接続技術の確証に向けて、HTTR（高温工学試験研究炉）と商用化済みの天然ガス水蒸気改質法による水素製造施設を接続する HTTR-熱利用試験を計画之中である。HTTR と水素製造施設の接続には、図 1 に示す高温断熱配管を採用する。高温断熱配管に用いる断熱材は、高温ヘリウムガス輸送時の熱損失を低減するために高い断熱性能を有すること、また、ヘリウム雰囲気への不純物の放出量が少ないことが求められる。HTTR 建設時に内部断熱材として使用実績のあるカオウールは現在製造されていないため、新たな断熱材を適用した高温断熱配管を開発する必要がある。

2. 高温断熱配管の技術開発項目及び計画 カオウールの代替材となり得る断熱材として、ファイバーマックス、マフテック、ファイナフレックス BIO の 3 種類を選定した。これらの候補断熱材に関しては、ヘリウム環境下での特性データが存在せず、また、高温断熱配管及び二重管への適用実績がないため、高温断熱配管の製作に向けた検証が必要となる。これらの課題に対して、表 1 に示す高温断熱配管の技術開発項目及び計画を策定した。3 種類の候補断熱材を対象に、1 MPaG の低圧条件下での熱伝導率及びヘリウム雰囲気への放出ガス量のデータ取得を完了した。

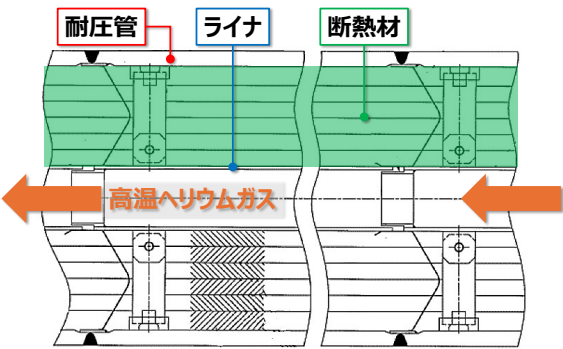


図 1 高温断熱配管の概念図

表 1 高温断熱配管の技術開発項目及び計画

技術開発項目	技術開発計画
断熱材のヘリウム環境下での特性データ取得	● 熱伝導率の計測（低圧条件、高圧条件） ● 復元率の計測 ● 放出ガス量の計測
製作性の検証	● 部分モックアップの試作を通じた施工性、溶接性、検査性等の検証

謝辞 本報告は、経済産業省資源エネルギー庁令和 5 年度高温ガス炉実証炉開発事業（超高温を利用した水素大量製造技術実証事業）の成果の一部である。

*Kentaro Nagatsuka, Naoki Mizuta, Keisuke Morita, Masaki Yoshino, Takeshi Hasegawa, Katsunori Ishii, Takeshi Aoki, Masato Ono, Hideo Takahashi, Kaoru Kurahayashi, Takanori Yasuda, Hiroki Noguchi, Yasunobu Nomoto, Atsushi Shimizu, Kazuhiko Iigaki, Hiroyuki Sato and Nariaki Sakaba
Japan Atomic Energy Agency