

2025年度  
高温ガス炉に関する国内外動向調査  
報告書

一般財団法人エネルギー総合工学研究所

2025年2月



## 目次

<b>1. はじめに .....</b>	<b>1</b>
1.1 目的 .....	1
1.2 実施内容 .....	1
1.3 実施体制 .....	2
<b>2. 国内外の学会，研究会等に関する情報収集 .....</b>	<b>3</b>
2.1 原子力学会 2024 年春の年会 .....	3
2.1.1 会議概要 .....	3
2.1.2 内容詳細 .....	3
2.2 ICONE31 .....	17
2.2.1 会議概要 .....	17
2.2.2 内容詳細 .....	18
2.3 原子力学会秋の大会 .....	24
2.3.1 会議概要 .....	24
2.3.2 内容詳細 .....	26
<b>3. 関係機関からの情報発信やニュース等の公開情報の収集と整理 .....</b>	<b>38</b>
3.1 海外の民間関連：国外の開発動向(B2-3) .....	38



## 1. はじめに

### 1.1 目的

21 世紀において 70 億人を超えた人類は、水・資源・エネルギー確保、地球環境の保全、社会経済の発展という 3 つの課題を同時解決し、持続可能な発展を達成しなければならない。そして、原子力の利用は、これらに対し大きく貢献すべきであり、また期待されている。かかる観点から、原子力エネルギーを有効に活用するには、安全性の確保を第一にして発電のみならず、発生する熱も活用していく必要がある。この原子力の安全かつ拡大利用の一層の向上に応えるものとして、高温ガス炉（HTGR）プラントは大きな可能性を持っていると考えられる。

そこで本業務では、高温ガス炉の開発・導入に向けた国内外の動向を広く集約することで、HTGR プラントの実用化に関する技術調査・研究・評価（安全性、経済性、市場性、開発戦略等を含む）の推進に資することを目的とする。

### 1.2 実施内容

#### (1) 国内外の学会、研究会等に関する情報収集

主要な原子力関連の学会、研究会等において、高温ガス炉に関する発表を抽出し、その概要をまとめた。その際、発表の件数、発表者の概況（国、組織、対象分野）を整理するとともに、個別の発表の概要を作成した。調査対象としては以下のとおり。

- 原子力学会春の年会（2024 年 3 月 26～28 日近畿大学東大阪キャンパス）
- ICONE31（2024 年 8 月 4～8 日 チェコ、プラハ）
- 原子力学会秋の大会（2024 年 9 月 11～13 日（東北大学河内北キャンパス）。

#### (2) 関係機関からの情報発信やニュース等の公開情報の収集と整理

以下のサイト等を定期的にチェックし、高温ガス炉に関するニュースがあればそれを抽出する。抽出されたニュースについては、分類タグをつけたうえで一覧表として整理するとともに、それぞれのニュースについて概要をまとめた

表 1-1 主要な調査対象及び分類番号

番号	情報源	具体的な調査対象 HP
国内	B1-1	JAEA JAEA の HP・プレス発表
	B1-2	日本の政府関連 文科省、外務省、経産省、大学等
	B1-3	国内の民間関連 原子力学会誌、電事連、JAIF 等 注) 海外の HP 等で記載されている紹介記事の場合、 海外の HP 記事と一緒に記載。
	B1-4	国内の報道機関 新聞(電子版)等
国外	B2-1	国際機関 IAEA、OECD/NEA 等
	B2-2	海外の政府関連 NRC、DOE、BATAN、NCJP
	B2-3	海外の民間関連 WNA(世界原子力協会)と WNN 等
	B2-4	海外の報道機関 Newspaper、etc.

### (3) 調査結果の報告と最終報告書

主要な調査結果については，高温ガス炉プラント研究会運営会議で3回，委員会で1回報告した．また，定期講演会で発表を行った．

これらの調査結果について最終報告書（本文書）として取りまとめた．

### 1.3 実施体制

本調査は一般財団法人エネルギー総合工学研究所がとりまとめを行った．調査の主要な部分は東京大学の西村洋亮氏に委託して実施した．

## 2. 国内外の学会，研究会等に関する情報収集

### 2.1 原子力学会 2024 年春の年会

#### 2.1.1 会議概要

日本原子力学会 2024 年春の年会は，3 月 26-28 日にかけて近畿大学東大阪キャンパスで開催された。調査は予稿集を入手して行い，高温ガス炉に関連する発表を調査対象として，計 16 件を選定した。

研究機関の内訳としては，名古屋大学，原子力機構，東京大学，東京工業大学，九州大学，近畿大学，東北大学，QST，東芝エネルギーシステムズ，大阪大学，三菱重工業，そして北海道大学であった。分野内訳は総合講演，スリーブレス燃料，トリチウム製造と閉じ込め，核計算，核計算コード開発，反応度測定であった。

主なポイントを下記に示す。

- 名古屋大・JAEA・東大による専門委員会の報告では，高温ガス炉実証炉への適用を念頭に，高温ガス炉の特長や性能に基づく安全基準の考え方を構築することを目的として 2023 年度から 2 年間の計画で活動している。HTTR の建設や運転・試験，新規性基準適合性審査で得た経験と過去の安全基準案検討結果を活用し，原子炉安全確保のための技術要件や安全評価方針の検討が発表された。
- 東大・東工大・JAEA によるスリーブレス燃料コンパクトのシリーズ発表では，事故時の燃料母材ふるまいとその安全性検討，また核熱計算による事故時燃料最高温度の解析結果が紹介され，事故時においても燃料の健全性が担保されることが示された。
- 九大等によるシリーズ発表で高温ガス炉による核融合炉への初装荷燃料を想定したトリチウム製造とその閉じ込め技術に関する最新の進捗が報告された。
- 東芝，MHI 等によるシリーズ発表でオリジナルの核計算コードに関する開発状況の最新報告がなされた。
- JAEA からは，今後の英国実証炉開発等の進捗を含めた高温ガス炉展望についてのまとめが紹介された。

表 2-1 日本原子力学会春の年会の調査結果のまとめ

番号	機関	炉型	分野	特記
3D_PL01	名大	B 型・HTGR	総合講演	専門委員会報告
3D_PL02	JAEA	B 型・HTGR	総合講演	専門委員会報告
3D_PL03	東大	B 型・HTGR	総合講演	専門委員会報告
2E14	東大，東工大， JAEA	B 型・HTGR	核燃料	スリーブレス燃料コンパクト
2E15	JAEA，東大	B 型・HTGR	原子炉設計	スリーブレス燃料コンパクト
1G11	九大，近大，東北大， JAEA，QST	B 型・HTGR	核分裂工学	トリチウム製造 閉じ込め
1G12	九大，QST	B 型・HTGR	核分裂工学	トリチウム製造

				閉じ込め
1G13	九大, QST	B 型・HTGR	核分裂工学	トリチウム製造 閉じ込め
2L04	東芝	B 型・HTTR	炉物理	核計算コード
2L05	阪大, 名大, MHI	B 型・HTTR	炉物理	核計算コード
2L06	阪大, 名大, MHI	B 型・HTTR	炉物理	核計算コード
2L07	北大, 名大	B 型・HTTR	炉物理	核計算コード
2L08	北大, 名大	B 型・HTTR	炉物理	核計算コード
3L02	九大, 近大	B 型・HTTR	炉物理	反応度測定
2M_PL03	JAEA	B 型・HTTR	総合講演	新型炉の最前線
2M_PL04	MHI	B 型・HTTR	総合講演	新型炉の最前線

## 2.1.2 内容詳細

### 3D\_PL01 総合講演・報告「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」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」研究専門委員会 2023 年度成果報告 FY2023 Annual Report of Research Committee on Investigation on Safety Standards of Prismatic-type HTGR

#### (1) 検討の背景と目的

#### (1) Background and Objective

\*山本 章夫<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 名古屋大学

#### 要旨

本セッションでは、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」の設立背景や目的、高温ガス炉の設計及び安全上の特徴、そして2023年度の成果として技術的論点と高温ガス炉の安全確保の考え方に関する検討状況が報告された。

2050年カーボンニュートラルの実現に向けて製鉄や運輸分野での脱炭素化が求められ、水素エネルギーの利活用が期待されている。その中でも、高温ガス炉は優れた安全性を持ち、二酸化炭素を排出せず高温熱を供給できるためカーボンフリー水素の大量生産が期待されている。「GX実現に向けた基本方針」（2023年2月閣議決定）では2030年代の運転開始を目指す高温ガス炉実証炉の開発工程が示され、経済産業省の革新炉ワーキンググループは技術ロードマップを定めた。この枠組みにおいて、2027年度中に基本設計を完了し、早急に実証炉の設置許可に向けた準備が求められる。

本研究専門委員会は、高温ガス炉実証炉への適用を念頭に、高温ガス炉の特長や性能に基づく安全基準の考え方を構築することを目的とし、2023年度から2年間の計画で活動している。HTTRの建設や運転・試験、新規基準適合性審査で得た経験と過去の安全基準案検討結果を活用し、原子炉安全確保のための技術要件や安全評価方針を検討する。



委員会は、大学、研究機関、産業界の専門家で構成され、主査の山本章夫（名古屋大学）、幹事の野本恭信（原子力機構）、その他ワーキンググループメンバーおよび委員により構成されている。

委員会では、技術的な論点候補に基づき以下の6つの論点を対象に議論を進めている。①著しい炉心損傷の実質排除の可能性、②深層防護の実装の適切性、③LBEの選定と評価の適切性、④未臨界移行が停止系の一系統に相当し得るか、⑤熱利用システム擾乱の影響の定量化、⑥安全確保の考え方や機能要求の前提条件の適切性。報告書では主たる論点に対するロジックを取りまとめ、公開することを目指すとした。

最後に、本セッションでは高温ガス炉の設計及び安全上の特徴について報告がなされ、技術的論点及び検討の進め方が説明された。

3D\_PL02 総合講演・報告「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」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」研究専門委員会 2023 年度成果報告  
FY2023 Annual Report of Research Committee on Investigation on Safety Standards of  
Prismatictype  
HTGR  
(2) 高温ガス炉の設計及び安全上の特徴  
(2) HTGR design and safety features  
\*佐藤 博之<sup>1</sup>、坂場 成昭<sup>1</sup>  
1 原子力機構

## 要旨

本講演では、高温ガス炉における安全確保の設計およびその特徴について報告がされた。

高温ガス炉の設計は、軽水炉と異なる材料を使用する点が特徴である。燃料被覆材にはセラミックス材、減速材には黒鉛、冷却材にはヘリウムを用いる。

## セラミックス被覆粒子燃料

三重等方性（TRISO）被覆粒子燃料は、燃料核を多層のセラミックスで被覆し、高い耐熱性を持つ。1800℃までの加熱試験で破損が認められず、2000℃でも著しい破損はない。これにより1600℃を超える範囲でも核分裂生成物を閉じ込めることができる。

## 黒鉛減速材

黒鉛は耐熱性が高く、2500℃でも使用可能。減速能が低く、炉心出力密度は軽水炉の約1/10となるが、大きな熱容量を持つ。さらに黒鉛は高い熱伝導率を有する。

## ヘリウム冷却材

ヘリウムは高温ガス炉で気体のまま使用され、化学的に不活性であるため燃料や構造材との反応がなく、瞬時にエネルギーが放出されることがない。中性子を減速や吸収する効果もほとんどない。

### (1) 安全上の特徴

高温ガス炉は、基本構成要素の特性を活かし、事故が発生しても以下の安全上の特徴を持つことが確認されている。

- **自然炉停止特性**：反応度温度フィードバックにより、自然に炉が停止し出力を自己制御する。
- **緩やかな温度上昇**：炉心の温度上昇は緩やかで、黒鉛構造物の熱伝導や原子炉圧力容器の周囲の自然対流による崩壊熱除去により、燃料温度は 1600℃以下に保たれる。
- **炉心の溶融がない**：セラミックス材料で構成された炉心は溶融せず、溶融燃料による脅威がない。

原子力機構は、HTTR（高温工学試験研究炉）を用いて高温ガス炉の安全性を実証している。異常事象を模擬した試験を実施し、安全性を確認している。

- **制御棒引抜き試験、1 次冷却材流量部分喪失試験、炉心流量喪失試験、炉心冷却喪失試験**などを実施。
- **2010 年 12 月の試験**では、出力 30%からの炉心流量喪失試験で物理現象のみで自然に静定・冷却されることを確認。
- **2022 年 1 月の試験**では、全交流電源喪失を仮定し、炉心冷却設備全停止の状態でも自然に静定・冷却されることを確認。

このように、高温ガス炉はその設計と安全性の特徴により、非常に高い安全性を有していることが実証されている。

3D\_PL03 総合講演・報告「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」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」研究専門委員会 2023 年度成果報告  
FY2023 Annual Report of Research Committee on Investigation on Safety Standards of  
Prismatic-type  
HTGR

### (3) 技術的論点と検討の進め方

#### (3) Technical topics and investigation approach

\*更田 豊志<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京大学

## 要旨

本セッションでは、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」における技術的論点や検討の進め方が報告された。

第1回委員会において、高温ガス炉の安全基準を既存の軽水炉の設置許可基準の書き換えに矮小化せず、実証可能な根拠を基に議論する重要性が指摘された。これを受け、安全確保の考え方や安全機能への要求に関連する技術的論点を抽出・明確化するために、委員からの意見を集約した。この意見集約には、過去の「高温ガス炉の安全設計方針」や「ブリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」、および IAEA の高温ガス炉に関する安全基準案の検討結果を参考資料とした。集約の結果、75 件の技術的論点候補が提出された。

## (2) 技術的論点

高温ガス炉の設計および安全上の特徴を踏まえ、安全対策の適正化に向けて、軽水炉から安全確保の考え方を変更するという観点で、以下の6つの技術的論点に整理した。

### 1. 著しい炉心損傷の実質排除の可能性

- 最悪のシナリオを考慮し、炉心損傷の実質的な排除が可能かどうかの検討。

### 2. 深層防護の実装の適切性

- 炉心損傷の実質排除の可否に応じた深層防護の実装が適切かどうかの検討。

### 3. LBE の選定と評価の適切性

- 深層防護に基づいた炉心冷却手段（LBE）の選定とその評価の適切性の検討。

### 4. 未臨界移行が停止系の一系統に相当し得るか

- 原子炉の固有の安全性による未臨界移行が停止系の一系統に相当するかどうかの検討。

### 5. 熱利用システム擾乱の影響の定量化

- 熱利用システムの擾乱が原子炉安全に与える影響の定量化の検討。

### 6. 安全確保の考え方や機能要求の前提条件の適切性

- 高温ガス炉の安全確保の考え方や機能要求の前提条件が適切であるかの検討。

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」の技術的論点や検討の進め方を報告した。今後は、高温ガス炉が有する特長と性能に基づいた安全基準の考え方を構築することを目的とし、深層防護の実装、事象選定方針、安全評価方針など、高温ガス炉の安全確保の考え方の検討を進めていく予定である。

## 2E14 高出力密度高温ガス炉におけるマルチフィジクス挙動

### (1) 燃料母材の事故時ふるまい

#### Multiphysics Behavior in HTGRs with High Power Density

#### (1) Accident Behaviors of Fuel Matrices

\*西村 洋亮<sup>1</sup>, アンナ グバレビッチ<sup>2</sup>, 吉田 克己<sup>2</sup>, 高松 邦吉<sup>3</sup>, 岡本 孝司<sup>1</sup>

<sup>1</sup>東京大学, <sup>2</sup>東京工業大学, <sup>3</sup>日本原子力研究開発機構

## 要旨

次世代炉として位置付けられる高温ガス炉では、炉心出力密度の増大化と空気侵入事故時の安全性向上を目指し、炭化ケイ素（SiC）を母材としたフルセラミックス革新燃料の開発が進められている。先行研究で採用した反応焼結法により製作した SiC 燃料母材は、高温ガス炉の通常運転時における燃料最高温度の許容値を超えない熱伝導率を有していることが分かっているが、SEM と XRD 分析により未反応の C および Si が残存していることが確認されている。

これら約 10wt.% 含まれる不純物が空気侵入時の高温酸化挙動に与える影響を調べるため、示差式熱質量測定装置（TGA）を用いた実験を行った。事故を想定した温度と酸素濃度条件下で 10 時間の酸化試験を行い、燃料安全性の観点から性能評価が行われた。その結果、SiC 表面には安定な SiO<sub>2</sub> 酸化膜が形成されるパッシブ酸化モードを示し、優れた耐酸化性能が確認された。また、市販の反応焼結 SiC と比較して酸化速度が高いことから、Si リッチな SiC 母材は Si 酸化による SiO<sub>2</sub> 酸化物の形成により耐酸化性能が向上し、1400 度の事故時においても腐食せず、燃料安全性を担保できることが確認された。

### 2E15 高出力密度高温ガス炉におけるマルチフィジクス挙動

#### (2) 実機成立性評価

#### Multiphysics Behavior in HTGRs with High Power Density

#### (2) Feasibility Study

\*高松 邦吉<sup>1</sup>, 沖田 将一朗<sup>1</sup>, 橋 幸男<sup>1</sup>, 西村 洋亮<sup>2</sup>, 岡本 孝司<sup>2</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup> 東大

## 要旨

本研究では、SiC 母材を用いた燃料コンパクトを採用した高出力密度高温ガス炉の事故解析を行い、実機の成立性を評価した。高温ガス炉は 900℃を超える高温の熱供給が可能であり、「止める・冷やす・閉じ込める」を物理現象で達成できるため、安全性が高く、ゼロカーボンエネルギー源として注目されている。本研究の目的は、SiC 母材を用いた高出力密度高温ガス炉が受動的な安全性を確保できることを確認することである。

具体的には、2次元非定常伝熱解析コード（TAC-NC）を用いて減圧事故解析を行った。この解析により、燃料の最高温度が受動的な安全性を確保できる目標値である 1400℃を超えないことを確認した。解析の結果、HTR50S（原子炉出力 50MW、平均出力密度 3.5MW/cm<sup>3</sup>）に対して、SiC 炉心は原子炉出力 60MW、平均出力密度 4.2MW/cm<sup>3</sup> と 1.2 倍の増加が見られたが、事故解析の初期状態で SiC 炉心部の燃料最高温度は 1125℃、RPV（原子炉圧力容器）の最高温度は 252℃となった。さらに、減圧事故解析においても、SiC 炉心部の燃料最高温度は 1266℃、RPV の最高温度は 375℃となり、どちらも目標値を下回る結果となった。

このように、減圧事故時でも燃料の最高温度が 1400℃を超えないこと、RPV の制限温度 (540℃) 未満であることを確認した。これにより、SiC 母材の燃料コンパクトを採用した高出力密度高温ガス炉は、受動的安全性を確保できることが明らかになった。今後、この結果を基にして実機燃料開発への応用が期待される。

#### 1G11 高温ガス炉を用いた核融合炉用トリチウム製造法の検討

##### ～Ni 被覆Zr 球の水素吸収性能～

Study on T production method using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors

～ Hydrogen absorption property of Ni-coated Zr sphere ～

\* 松浦秀明<sup>1</sup>, 川井大海<sup>1</sup>, 北川堪大<sup>1</sup>, 古屋碧海<sup>1</sup>, 片山一成<sup>2</sup>, 大塚哲平<sup>3</sup>,

中川繁昭<sup>4</sup>, 石塚悦男<sup>4</sup>, 飛田健次<sup>5</sup>, 染谷洋二<sup>6</sup>, 坂本宜照<sup>6</sup>

<sup>1</sup> 九大院工, <sup>2</sup> 九大院総理工, <sup>3</sup> 近大, <sup>4</sup> JAEA, <sup>5</sup> 東北大工, <sup>6</sup> QST

### 要旨

核融合原型炉の運転にはトリチウムの保有が必要であり、高温ガス炉を用いてトリチウムを製造する可能性がある。高温ガス炉は黒鉛減速体系であり、Li との相性が良く、中性子吸収体である可燃性毒物 (BP) を炉心内に粗に配置できる。これにより、構造設計を大きく変更せずにトリチウム製造が可能となる。発電と軽水素製造とトリチウム製造の両立を目指し、製造されたトリチウムを Li 装荷体内に封じ込める方法として Ni 被覆 Zr 球を使用することを検討している。

Ni 被覆 Zr 球を用いた水素吸収実験では、Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 容器を使用した。直径 600  $\mu$ m 程度の Zr 球に 5  $\mu$ m 程度の Ni 被覆を施し、30 粒の Ni 被覆 Zr 球と LiAlO<sub>2</sub> 粉末 50mg を Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 容器に装荷し、900℃で一定時間共存させた。その後、試験体を 800Pa の水素雰囲気中に設置し、水素吸収量の時間推移を観測した。

酸化物と 3 日間・1 週間共存保持、保持期間無し、共存無しの試料に対する水素吸収性能の変化が観察された。酸化物との共存期間が長いほど拡散係数は 2 桁程度低下したが、溶解度係数には大きな変化はなかった。得られた拡散・溶解度係数を用いて推定された水素吸収量は、T 製造用高温ガス炉の標準設計における想定量の 10 倍以上であった。1 週間保持した試料についても劣化は見られなかった。

今回の実験では、Ni 被覆 Zr 球 30 粒に対し LiAlO<sub>2</sub> 粉末 50mg を使用したが、これは標準設計に比べて Zr との質量比で約 10 倍の量であるため、粉末装荷具合によって Ni 被覆 Zr 球の表面状態にばらつきが生じた可能性がある。今後は、LiAlO<sub>2</sub> 粉末の量を変えた場合や現在実施中の照射試験の状況についても議論・報告がなされるとされた。

#### 1G12 核融合炉トリチウム生産用リチウムロッドにおけるZr 添加効果の検討

Investigation of Zr addition effect on lithium rods for tritium production in fusion reactors

**\*五十川 浩希<sup>1</sup>, 片山 一成<sup>1</sup>, 小林正陽<sup>1</sup>, 松浦 秀明<sup>2</sup>,**  
**1 九大院総理工, 2九大院工**

## **要旨**

D-T 核融合炉の運転にはトリチウムが必要であるが、その調達方法は確立されていない。高温ガス炉によるトリチウム製造は有望であると考えられているが、リチウムと中性子との核変換反応で生産されたトリチウムの閉じ込め技術が課題である。トリチウム生産には  $\text{LiAlO}_2$  が用いられる予定であり、そのトリチウム放出特性の理解が重要である。

$\text{LiAlO}_2$  試料に中性子照射を行った。Ar 雰囲気において、中性子照射  $\text{LiAlO}_2$  粉末を石英管に充填し、Ar ガスを供給しながら、電気炉を用いて昇温速度  $5^\circ\text{C}/\text{min}$  で  $900^\circ\text{C}$  まで加熱し、1 時間保持した。また、本実験では、試料に Zr を含むことによる影響を調べるため、加熱実験の開始前に  $700^\circ\text{C}$  まで 30 分の予備加熱を行い、急冷させた後 3 時間の加熱実験を行った。放出されるトリチウムは、2 連の水バブラーで捕集した。水蒸気状トリチウムは前置バブラーに捕集し、水素状トリチウムは酸化銅で水蒸気状に転換して後置バブラーに捕集した。加熱後は  $\text{H}_2/\text{Ar}$  ガスと  $\text{O}_2/\text{Ar}$  ガスを Pt 触媒に導入して湿潤ガスを生成・流通させ、試料および配管表面に捕捉されたトリチウムを回収した。

予備加熱を行った実験では、低温でも水素状トリチウムの放出ピークが確認された。この結果は、予備加熱時に発生したトリチウムが酸化膜により Zr の内外に隔てられ、効果的に吸収されなかったことを示している。また、 $700^\circ\text{C}$  以上の温度帯では酸素原子が Zr 内部に拡散して酸化膜が消失することが考えられる。今後の課題として、Zr 酸化膜の直接観測やトリチウムの拡散挙動の温度依存性の理解が挙げられる。

高温ガス炉でのトリチウム生産に向けて、 $\text{LiAlO}_2$  からのトリチウム放出特性の理解が重要であり、特に Zr 酸化膜の挙動やトリチウムの拡散メカニズムの詳細な解析が必要である。今後の研究では、これらの課題に取り組み、トリチウムの効果的な回収技術の確立を目指す。

## 2L04 連続エネルギーモンテカルロ法による高温ガス炉用核定数作成法の開発 Development of nuclear constant generation method for HTGR based on continuous energy Monte Carlo technique

**\*鈴木 哲<sup>1</sup>, 吉岡 研一<sup>1</sup>, 木村 礼<sup>1</sup>**  
**1 東芝エネルギーシステムズ株式会社**

## **要旨**

東芝エネルギーシステムズは、蓄熱型高温ガス炉の開発を進め、その炉心解析手法の整備を行っている。高温ガス炉の核設計には通常、決定論的手法を用いた多群核定数が利用されるが、東芝は軽水炉向けに開発された連続エネルギーモンテカルロコード“MCNP”を使用し、複雑な幾何学的体系を近似することなく多群核定数を作成する方法を開発した。この手法を高温ガス炉

用に適用し、燃料カラムモデルでの炉心解析を実施した。MCNP を用いた多群核定数の作成方法は、独自開発の WFR 法を含む散乱マトリクスの評価に基づいている。

MCNP モデルでは確率論的幾何形状は格子 (Lattice) として扱われ、散乱マトリクス出力機能を付加した MCNP5 および MCNP のタリー出力からエネルギー3 群 ANISN 型および MCNP 多群モード向けの P1 断面積が作成された。これを用いて、カラム全体を 1 領域に均質化したモデルで決定論コード“DANTSYS”による輸送計算と MCNP 多群計算を実施した。MCNP 詳細計算の結果と“MVP”コードの確率論的幾何形状 (STGM) モードの参照解とを比較した結果、実効増倍率はほぼ同じであり、MCNP で作成した群定数での均質化計算が十分な精度で行えることが確認された。

この研究から、MCNP による多群核定数の作成とその妥当性検証が成功裡に行われ、今後は制御棒周りのモデル化や全炉心計算の手法についてさらに検討が進められる予定である。

## 2L05 高温ガス炉解析のサーマルカットオフエネルギー

### Thermal Cut-off Energy for Analysis of High Temperature Gas-cooled Reactor

\*北田 孝典<sup>1</sup>, 竹田 敏<sup>1</sup>, 山本 章夫<sup>2</sup>, 山路 和也<sup>3</sup>, 小池啓基<sup>3</sup>, 浅野耕司<sup>3</sup>

<sup>1</sup> 阪大, <sup>2</sup> 名大, <sup>3</sup> MHI

#### 要旨

燃料温度が高い高温ガス炉においては、上方散乱を正確に取り扱うことが重要であり、サーマルカットオフエネルギーの設定についても検討が不足していると指摘されている。そこで、本研究では HTTR を対象とし、サーマルカットオフエネルギーの影響を評価した。

計算条件として、HTTR に基づいた単一燃料体系（濃縮度 6.7 wt%）に対し、MVP3.0 モンテカルロコードを使用してサーマルカットオフエネルギーを変更した場合の影響を評価した。評価は燃焼初期 (BOL) と燃焼末期 (EOL) において、様々な燃料温度と黒鉛温度に対して行われ、MVP の ETH パラメータを変更して増倍率にどのように影響するかを調査した。

計算結果によると、BOL において燃料温度を 1900K、減速材温度を 300K とした場合、ETH を 4 eV とすると ETH を 100 eV に比べて増倍率が約 250 pcm 小さくなることが確認された。また、ETH が 30 eV 以上の場合、増倍率の変動が 50 pcm 以下であることが示された。EOL においても同様の傾向が観察された。

さらに、ETH = 4, 10, 30 eV の場合における BOL におけるドップラ反応度係数の比較から、ETH の変更がドップラ係数に与える影響は限定的であることも確認された。

## 2L06 三菱3 次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z の開発

### (8) 高温ガス炉の共鳴計算手法

Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code

## GALAXY-Z

### (8) Resonance Calculation Method for High Temperature Gas-cooled Reactor

\*山路 和也<sup>1</sup>, 小池 啓基<sup>1</sup>, 浅野 耕司<sup>1</sup>, 竹田 敏<sup>2</sup>, 山本 章夫<sup>3</sup>

<sup>1</sup>MHI, <sup>2</sup>阪大, <sup>3</sup>名大

#### 要旨

MHI は, GALAXY-Z を高温ガス炉に適用するため, 被覆燃料粒子における二重非均質効果を取り扱う共鳴計算機能を開発した. この機能の計算精度を確認するため, 連続エネルギーモンテカルロコード MVP との比較を行った.

GALAXY-Z は, 3次元非均質輸送計算コードであり, 高温ガス炉燃料における二重非均質効果を適切に取り扱うための共鳴計算機能を新たに導入した. この計算手法では, 無限体系を仮定した燃料コンパクト内でランダムに配置された被覆燃料粒子を MOC で解析し, 輸送計算結果を統計処理する DSTG 法が採用されている. 特に, 高温ガス炉体系においては, 中性子エネルギー 30eV までの上方散乱効果を考慮し, 超詳細群計算と等価原理を用いて精度を高めている.

精度確認では, JAEA が開発した FRENKY V2 を使用し, JENDL-5 に基づく超詳細群断面積ライブラリと SHEM361 群構造の多群断面積ライブラリを作成した. これにより, GALAXY-Z で高温ガス炉燃料を解析し, MVP と比較した結果, 実効全断面積で 2%, 無限増倍率で 0.04%dk/k, 単一燃料体の出力分布にて 0.3%以内の差異が確認され, 良好な一致が示された.

### 2L07 CBZ-GENESIS による HTTR 二次元炉心解析(1)-CBZ による多群定数の作成- Analysis of the two-dimensional core model of HTTR using CBZ and GENESIS (1) -Multi-group constant generation by CBZ-

\*千葉 豪<sup>1</sup>, 山本 章夫<sup>2</sup>

<sup>1</sup>北海道大学, <sup>2</sup>名古屋大学

#### 要旨

高温ガス炉の核設計には, 高精度な決定論的解析手法・ツールが必要である. 東芝エネルギーシステムズは, 国産かつ公開されている炉物理解析コードである CBZ と GENESIS を利用・拡張する形で, 高温ガス炉核設計用コードシステムの開発に着手した. 決定論的解析において, 体系を構成する媒質の多群実効断面積の高精度な評価が不可欠である. 本稿では CBZ を用いた多群定数の作成手法について述べる. 多群実効断面積の計算には, 以下の手法を採用した.

- **多群ライブラリ:** 無限希釈断面積, 散乱行列, 共鳴自己遮蔽因子を格納する多群ライブラリを作成した. このために, JENDL-4.0 もしくは JENDL-5 のファイルを FRENKY v2 で処理した.
- **エネルギー群構造:** SHEM361 群を採用した. これに基づいて HTTR 燃料領域の中性子スペクトルを計算し, 軽水炉のものと比較した.



高温ガス炉の背景断面積の評価には、二重非均質性を適切に考慮した Dancoff 係数の計算が重要である。具体的な手順は以下の通りである。

- **Dancoff 係数の計算：**一次元球体系でモデル化した複数の層からなる TRISO 燃料と黒鉛マトリクス（燃料コンパクト）について、燃料核を黒体として扱い、中性子輸送方程式を解いた。これにより燃料の熱中性子不利因子を求め、燃料コンパクトを均質として扱った場合の断面積を評価した。その後、冷却材や黒鉛スリーブ、燃料要素の黒鉛マトリクスで構成される単位燃料コンパクトモデルを用いて、エネルギー1群の中性子輸送計算を行い、燃料コンパクトの無限配列中の中性子束を求めた。これらの計算結果を用いて Neutron Current 法の考え方にに基づき、Dancoff 係数を評価した。

本研究では、CBZ による高温ガス炉の多群定数作成手法について述べた。今後は、この多群定数を用いた決定論的解析手法の計算精度について、別途の発表にて詳細に示す。

2L08 CBZ-GENESIS によるHTTR 二次元炉心解析(2)-CBZ による解析-  
Analysis of the two-dimensional core model of HTTR using CBZ and GENESIS (2) -Analysis  
by CBZ-

\*奥山 莉子<sup>1</sup>, 千葉 豪<sup>1</sup>, 山本 章夫<sup>2</sup>  
<sup>1</sup>北海道大学, <sup>2</sup>名古屋大学

**要旨**

高温ガス炉の設計において、決定論的解析手法が重要である。本稿では、CBZ における多群実効断面積の計算機能の実装を踏まえ、361 群の多群ライブラリと二重非均質性を考慮した Dancoff 係数を用いた CBZ と、連続エネルギーモンテカルロコード MVP の単一燃料要素の無限増倍率及び燃料コンパクト毎の核分裂率分布を比較した。

- **燃料要素モデル：**HTTR に装荷されている 16 種類の燃料要素モデルについて、単一燃料要素の計算を実施した。これらのモデルは、U-235 濃縮度や B-10 濃縮度が異なる。
- **計算条件：**
  - **CBZ：**エネルギー群数は 361 群、非等方散乱は P0 輸送近似で考慮した。レイトレース幅は 0.1cm、方位角分割数は  $36/2\pi$ 、極角の取り扱いには 2 点の TY-opt を適用し、MOC で多群中性子輸送方程式を解いた。中性子源の空間分布には平坦近似を適用した。
  - **MVP：**107 ヒストリーで計算を行った。
  - **使用データ：**JENDL-4.0 を使用し、JENDL-5 での計算も比較した。
- **誤差の評価：**最も詳細なメッシュ分割モデルを用いた結果を以下に示す。
  - **無限増倍率の誤差：**0.05%以下
  - **燃料コンパクト毎の核分裂率分布の RMS 誤差：**0.07%以下
- **依存性の評価：**U-235 濃縮度や B-10 濃縮度の依存性が僅かに見られたが、全体的には良好な一致が見られた。

- **JENDL-5 との比較:** JENDL-5 を用いた場合でも、無限増倍率では 0.07%以下、核分裂源分布では 0.06%以下の誤差であり、JENDL-4.0 を用いた場合とほぼ同程度の精度であることが確認された。

**2L09 CBZ-GENESIS によるHTTR 二次元炉心解析(3)-GENESIS による解析-**  
**Analysis of the two-dimensional core model of HTTR using CBZ and GENESIS (3) -Analysis by GENESIS-**

\*山本 章夫<sup>1</sup>, 千葉 豪<sup>2</sup>  
 1 名古屋大学, 2 北海道大学

**要旨**

HTTRの二次元全炉心モデルに対し、CBZを用いて多群核定数を作成し、GENESISで全炉心計算を行った。実効増倍率と燃料コンパクト毎の核分裂率分布について、二重非均質性を直接考慮した連続エネルギーモンテカルロコードMVPの結果と比較し、両者が良好に一致していることを確認した。CBZ-GENESISによる計算精度の確認として、HTTRの簡略化された二次元炉心モデルを用い、エネルギー群数や非等方散乱の取り扱い、離散化パラメータの影響を検証した。計算結果は、実効増倍率と核分裂率におけるエネルギー群依存性が明確であり、輸送補正による非等方散乱の扱いが適切であることを示した。また、MOCの離散化パラメータに対する感度は大きくないことも確認された。これにより、CBZ-GENESISはMVPと同等の計算結果を提供することが可能であり、高速な設計計算手法の基礎となる可能性がある」と結論した。

**3L02 UTR-KINKI におけるCd 試料の反応度値測定**  
**Cd sample reactivity measurements at UTR-KINKI**  
 守屋 壮一郎<sup>1</sup>, \*藤本望<sup>1</sup>, Irwan L. Simanullang<sup>1</sup>, 左近敦士<sup>2</sup>,  
 1九州大学, 2近畿大学

**要旨**

高温ガス炉でのBP反応度値評価手法の高度化を目指し、近大炉でCdサンプルの反応度値測定を行った。Cdサンプルをアルミ製ホルダーに挿入し、近大炉の中央ストリンガーに装荷した。CICとFC信号を使用して反応度評価を行い、いずれも良好な一致を確認した。Cdサンプルの寸法は3cm×3cm×1mm, 3cm×3cm×3mm, 4cm×4cm×1mm, 4cm×4cm×3mmの4種類を用意し、それぞれ3回の測定を行い、平均値を測定値とした。CICによる測定結果が最も信頼性が高いと考えられ、FC信号による測定でも1pcm以下の差で良好な一致が得られた。測定結果とMVP-3.0による事前解析との誤差は10%前後であった。今後は異なる大きさの試料や複数試料の測定を行い、測定データを拡充し、解析を進めていく予定である。

**2M\_PL03 新型炉部会セッション**  
**次世代革新炉（高速炉と高温ガス炉）開発の最前線**  
**Forefront of development of next-generation innovative nuclear reactors**

(fast reactor and high-temperature gas-cooled reactor)

(3) 国内外の高温ガス炉開発の最前線

(3) Forefront of high-temperature gas-cooled reactor development in Japan and foreign countries

\*坂場 成昭<sup>1</sup>、大橋 弘史<sup>1</sup>、佐藤 博之<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

**要旨**

本稿では、世界および日本の高温ガス炉の開発状況について紹介を行う。

## 1. はじめに

高温ガス炉は、高い安全性と 900℃以上の高温熱の取得が可能なため、日本を含む世界各国でカーボンニュートラル実現の鍵として期待されている。

## 2. 世界の高温ガス炉開発状況

**2-1. 米国** 米国の X-Energy 社は、DOE の支援のもとでペブルベッド型高温ガス炉の開発を進めている。2029 年には運転を開始する計画で、テキサス州に 4 基の炉を建設予定である。

**2-2. 英国** 英国政府は、軽水炉と並び革新炉として高温ガス炉を採用し、2022 年から高温ガス炉実証炉プログラムを開始した。2025 年までに基本設計を完了し、2030 年代初期に運転を開始する予定である。

**2-3. ポーランド** ポーランド政府は、石炭依存度を下げするために、高温ガス炉の導入を進めている。2024 年までに高温ガス炉研究炉の基本設計を完了し、熱出力 30MW の炉を建設する予定である。

**2-4. 中国** 中国は、清華大学の HTR-PM 商業運転を開始し、さらに HTR-PM600 の開発を進めている。これらの炉は、山東省に建設され、750℃の原子炉出口温度を実現している。

## 3. 我が国の高温ガス炉開発状況

**3-1. HTTR-熱利用試験** JAEA は、HTTR を利用した水素製造施設の接続技術確立のための HTTR-熱利用試験を進めている。2028 年までに水素製造を開始する予定である。

**3-2. 高温ガス炉実証炉開発** 2030 年代後半に運転を開始する高温ガス炉実証炉の開発が進められている。三菱重工が中核企業として、基本設計から製造・建設までを担当している。

## 4. おわりに

日本は、高温ガス炉の技術を活用して、多排出産業のカーボンニュートラル実現や社会のレジリエンス強化に貢献していくことが期待されている。世界の高温ガス炉開発競争の中で、日本の強みを最大限に活かし、新たな社会価値を提供していきたいと考えている。

#### 2M\_PL04 新型炉部会セッション

##### 次世代革新炉（高速炉と高温ガス炉）開発の最前線

Forefront of development of next-generation innovative nuclear reactors  
(fast reactor and high-temperature gas-cooled reactor)

##### (4) 高温ガス炉開発における中核企業の取り組み

##### (4) Effort of core company in high-temperature gas-cooled reactor development

\*原 輝夫<sup>1</sup>, 大西 宏行<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 三菱重工業株式会社

### 要旨

## 1. はじめに

2050 年に向けたカーボンニュートラル社会の実現に向け、製鉄や化学産業、運輸分野などでの水素利用が進められている。この実現には大量の水素が必要であり、その安定的な供給には高温ガス炉が有効である。高温ガス炉は 900℃以上の超高温熱を供給し、カーボンフリーな高温熱源として、大量かつ安定した水素製造に活用可能である。当社は、高温ガス炉をカーボンフリーな高温熱源として実証・実用化し、カーボンニュートラル社会の実現に貢献している。

## 2. 高温ガス炉開発への当社の取り組み

日本では、日本原子力研究開発機構（JAEA）により 1970 年代から高温ガス炉の研究開発が進められ、HTTR（高温工学試験研究炉）が建設された。当社は幹事会社としてこのプロジェクトを推進し、格納容器、主冷却設備、高温二重配管、加圧水冷却器、ヘリウム循環機などの主要機器を納入している。現在、高温ガス炉の開発スケジュールは経済産業省総合資源エネルギー調査会の革新炉ワーキンググループ（革新炉 WG）により 2022 年度に策定され、2030 年までに HTTR を利用した水素製造施設を接続し、高温ガス炉の規格と基準を整備する予定である。同時に、実証炉の基本設計を進め、2030 年代後半に運転を開始する計画である。

HTTR を活用した熱利用試験では、JAEA と連携し、HTTR-熱利用試験施設の基本設計を進めている。この施設では、メタン水蒸気改質法による水素製造施設を設置し、高温隔離弁、ヘリウム循環機、高温断熱配管などの接続技術の開発を行っている。2030 年代に運転開始を目指す実証炉開発においても、当社は中核企業として選定され、資源エネルギー庁の委託事業「高温ガス炉実証炉の設計にかかる研究開発」を受託し、開発を進めている。このプロジェクトでは、商用化済みのメタン水蒸気改質法を用いた水素製造技術を活用し、高温ガス炉の安全性を最大限に生かした初期プラントコンセプト検討を進めている。

### 3. おわりに

当社は長年にわたり培ってきた高温ガス炉関連技術をベースに、水素製造向けのカーボンフリー高温熱源として、高温ガス炉実証炉の開発を進めている。これにより、将来のカーボンニュートラル社会とエネルギーの安定供給、経済安全保障、地産地消の実現に貢献していくことを目指している。

## 2.2 ICON31

### 2.2.1 会議概要

ICON31 は、プラハで開催された。全部で 15 のトラックから構成され、運転、SMR 関連、燃料サイクル、CFD 等のテーマに分かれている。高温ガス炉限定のセッションは設けられておらず、高温ガス炉に関する発表は関連するテーマのセッションに分散している。調査は予稿集の分析をベースとするが、一部の講演については実際に聴講して情報収集を行った。高温ガス炉に関する発表を調査対象として、以下の計 11 件を選定した。大部分が中国精華大学からの報告であり、特に近年話題である AI を活用した運転戦略の成果報告が特筆すべきポイントである。総じて中国からは 10 件(熱流動、機械学習、腐食化学等)、そして日本からは 1 件(ベンチマーク核計算)の発表がなされた(下表参照)。

表 2-2 ICON31 の調査結果まとめ

講演番号	機関	炉型	分野	特記
ICON31-130256	Tsinghua Univ.	P 型-HTGR	材料	
ICON31-131748	JAEA	B 型-HTGR	ベンチマーク	
ICON31-131854	INET	P 型-HTGR	制御	
ICON31-131880	Tsinghua Univ.	P 型-HTGR	核計算	
ICON31-132744	Tsinghua Univ.	P 型-HTGR	ペブルフロー	
ICON31-133398	Tsinghua Univ.	P 型-HTGR	材料	
ICON31-135166	Tsinghua Univ.	P 型-HTGR	動的特性	
ICON31-135387	Tsinghua Univ.	P 型-HTGR	運転	
ICON31-135863	Nuclear Power Institute of China	P 型-HTGR	燃料	
ICON31-135983	Tsinghua Univ.	P 型-HTGR	制御	
ICON31-136000	Tsinghua Univ.	P 型-HTGR	熱伝導	

主なポイントを下記に示す。

- Tsinghua Univ. (中国)からインコネル 617 の酸化挙動と引っ張り特性に関する研究が報告された。インコネル 617 は不純なヘリウム中よりも空気中で著しく酸化し、引張強度が低下する。酸化を抑えるためには、ヘリウム中の酸素、水、CO の制御が重要であると議論さ

れた(ICONE31-130256 参照).

- JAEA から, MVP-3 と JENDL-5 を用いて HTGR の核種生成・燃焼と崩壊熱評価方法の検証を進めていると報告された (ICONE31-131748 参照).
- INNET(中国)から HTR-PM600 の制御システムを MATLAB でシミュレーションする研究成果が報告され, タービン孤立時でも安定した負荷追従運転が可能であることが報告された(ICONE31-131854 参照).
- Tsinghua Univ.から高温ガス冷却ペブルベッド炉の燃料ペブルモデリング法を比較する報告がなされ, RPT モデル (Reactivity-equivalent Physical Transformation) が計算コストを削減しつつ非均質性効果を最適に捉えることが示された (ICONE31-131880 参照).
- Tsinghua Univ.から粒子流れ研究において, 転移学習を用いたデータ拡張戦略により, シミュレーションと実データを組み合わせて, データ収集の負担を軽減する議論がなされた (ICONE31-132744 参照).
- Tsinghua Univ.から二酸化炭素雰囲気での熱処理は, 照射黒鉛から C-14 を選択的に分離する有望な方法であるとの報告がなされた. 照射された A3-3 黒鉛を用いた実験で, 温度とガスの影響が調査され, 反応速度や活性化エネルギーが得られた. これらの成果は, C-14 分離の熱処理設計に役立つと考えられる(ICONE31-133398 参照).
- Tsinghua Univ.から MHTGR の熱電併給システムは, 熱負荷と電力負荷の相互接続が複雑で, 動的特性の調査が重要であるとの報告がなされた. 本研究では, 過熱蒸気生成システムの動的モデルを開発し, 制御スキームの正確性と有効性を確認した(ICONE31-135166 参照).
- Tsinghua Univ.から MHTGR の運転信頼性を設備状態に基づいて評価するモデルが提案され, マルコフ仮定法でモデル化する報告がなされた. 実験でこの方法が設備状態の影響を反映し, 運転リスクの特定と性能向上に寄与することが示された (ICONE31-135387 参照).
- Nuclear Power Institute of China から, TRISO/SiC 燃料要素は HTGR の安全性向上に寄与する報告がなされ, 粒子の配置が燃料要素の応力に影響を与えることを示し, 粒子クラスターを避けることで破損のリスクを減らせることが分かった (ICONE31-135863 参照).
- Tsinghua Univ.から, 一次ヘリウム循環器の振動抑制のために, 新しい非線形適応共振コントローラが提案された. 簡素な構造と少ない計算量で, システムの数学モデルに依存せず, その有効性が確認された (ICONE31-135983 参照).
- Tsinghua Univ.から, 分散燃料の ETC は内部熱源の影響を受けるため, 従来のモデルは温度を過小評価してしまうことが指摘された. 本研究は三次元有限要素法を用いて ETC を計算し, 熱源分布の特性化が必要であることを示した(ICONE31-136000 参照).

## 2.2.2 内容詳細

### (1) ICONE31-130256

#### OXIDATION BEHAVIOR AND TENSILE PROPERTY OF INCONEL 617 IN THE SIMULATION ENVIRONMENT OF THE VERY-HIGH-TEMPERATURE REACTOR

Bin Du<sup>1</sup>, Zhiyong Liu<sup>1</sup>, Huaqiang Yin<sup>1</sup>, Penghui Xiao<sup>1</sup>, Huang Zhang<sup>1</sup>, Xuedong He<sup>1</sup>, Tao Ma<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Tsinghua University, Beijing, China

## ABSTRACT

本研究では、インコネル 617 を CO や O<sub>2</sub> を微量にふくむヘリウムおよび空気中で 950℃ で最大 100 時間腐食させた。結果は、この合金が特に内部において不純なヘリウムよりも空気中で著しく酸化することを示した。これらの雰囲気における合金の酸化の違いには 2 つの理由があると考えられる。1 つは酸化ガス含有量の違いで、空気には 21% の酸素が含まれているのに対し、不純なヘリウムには少量の水蒸気しか含まれていないということである。もう 1 つは微気功反応の発生で、これにより形成された酸化物が還元反応を起こすと考えられる。酸化の違いは、合金の引張特性の違いにもつながる。引張試験の結果、不純なヘリウム中でのインコネル 617 の降伏強度 (YS)、最大引張強度 (UTS)、および伸び (Elong) はそれぞれ 309 MPa、674 MPa、43.5% から 291 MPa、649 MPa、39% に減少した。空気中では、インコネル 617 の YS、UTS、および Elong はそれぞれ 299 MPa、535 MPa、30% であった。劣化に影響を与える最も重要な要因の 1 つは酸化であり、合金粒界に沿って析出する細長い酸化物 (Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>) は、優先的に亀裂伝播の核となり、合金の破損を加速する可能性がある。そのため、炉の中間熱交換器の長期的な安全運転を確保するには、合金からの過剰な内部酸化物の析出をできるだけ避けるべきである。ヘリウム中の CO 含有量を制御することは、合金の酸化を抑制するための有効な方法である。ヘリウム中の酸素と水の量を最小限に抑えることに加えて、CO を制御することも合金の酸化度を低減する上で重要であると議論された。

## (2) ICONE31-131748

### JENDL-5 BENCHMARKING FOR ADVANCED TEST REACTOR FOR PREPARING BURNUP ANALYSIS USING ISOTOPIC DATA FROM HTGR TYPE FUEL IRRADIATION TESTS

Shoichiro Okita, Takeshi Aoki, Yuji Fukaya, Yukio Tachibana  
Japan Atomic Energy Agency, Ibaraki, Japan

## ABSTRACT

日本原子力研究開発機構 (JAEA) は、高温ガス炉用の核種生成・燃焼および崩壊熱評価の方法論を開発している。アイダホ国立研究所で実施された HTGR タイプ燃料照射試験 (AGR 試験) から得られた同位体組成データを用いて、評価方法の検証を行う予定である。この計画の第一歩として、連続エネルギーのモンテカルロコード MVP-3 を用いて、先進試験炉 (ATR) の炉心計算モデルの予備的な検証を行った。日本の最新の核データライブラリである JENDL-5 を使用して計算モデルを作成した。また、ATR 計算モデルの実効増倍率と相対発電密度を計算した。IRPhE ハンドブックに報告されている測定値との比較の結果、実効増倍率で実験誤差範囲内、相対発電密度分布で ±8.8% 以内で、JENDL-5 と MVP-3 で作成した計算モデルは良好な計算精度を示した。この結果は、AGR 試験データを用いた核種生成・燃焼および崩壊熱評価方法の予定された検証に役立つことが期待される。

## (3) ICONE31-131854

### DYNAMIC MODELING OF MODULAR HIGH TEMPERATURE GAS-COOLED REACTOR COGENERATION SYSTEM AND CONTROL DESIGN UNDER THE CONDITION OF TURBINE ISOLATION

Xuan Lin, Zhe Dong, Fan Chen, Shuqiao Zhou, Chao Guo, Duo Li, Weidong Sun

**ABSTRACT**

HTR-PM600 モジュール型高温ガス炉 (mHTGR) は、固有の安全特性と高い蒸気品質という利点を持ち、工業用熱供給と電力のコージェネレーションに応用することで経済性を向上させることができる。しかし、タービンが孤立した場合、モジュールはユーザー側の電力変動に適応するために負荷調整を行う必要があり、タービンの主蒸気調節弁は蒸気発生器の圧力制御に参加できなくなる。タービン孤立時に熱等の安定運転と負荷追従能力を確保する自動制御システムを設計するために、まず MATLAB/Simulink と Simscape ツールボックスに基づく動的シミュレーションモデルを構築した。典型的な運転条件点での定常状態シミュレーションテストと動的応答実験を行い、モデルの合理性と精度を検証した。構築したモデルに基づいて、タービン孤立状態での NSSS の協調制御スキームを設計し、蒸気発生器の入口で給水ポンプとバルブを調整した。シミュレーション結果は、この制御スキームと制御法則がコージェネレーションプラントの安全で安定した運転を確保でき、またタービンなしでの熱の負荷追従を実現できることを示している。

(4) ICONE31-131880

RESEARCH ON FUEL PEBBLE MODELING METHODS COMPARISON AND EIGENVALUE ANALYSIS OF THE RUNNING-IN PHASE OF HTR-PM

Qianye Yang<sup>1</sup>, Nan Gui<sup>1</sup>, Jiyuan Tu<sup>1,2</sup>, Shengyao Jiang<sup>1</sup> <sup>1</sup>Tsinghua University, Beijing, China, <sup>2</sup>RMIT University, Melbourne VIC 3000, Australia

**ABSTRACT**

高温ガス冷却ペブルベッド炉 (HTR) は、外側に黒鉛層を持つ燃料ペブルを使用し、内部の燃料領域には数千の TRi-structural ISOtropic (TRISO) 粒子が黒鉛マトリックスに分散しており、二重の非均質効果を引き起こすため中性子計算上の課題が指摘されている。モンテカルロ (MC) 法は、複雑な炉設計の中性子解析において有望とされているが、大規模システムでは計算コストが高く、効率的ではない。本研究では、精度と効率のバランスを取るために、異なる燃料ペブルのモデリング方法を計算し比較した。非均質効果を可能な限り再現したモデルと、高忠実度にさまざまなアプローチで均質化したモデルとを比較検討した。結果は、反応度等価物理変換 (RPT) モデルが非均質効果を十分な精度で捉えつつ、計算コストを削減することを示している。RPT に基づいて、HTR-PM の運転開始段階を計算するために固有値解析が行われた。炉心高さを実効増倍率 ( $k_{eff}$ ) の間に線形相関が見られ、これは HTR-10 のような小型炉における現象と一致している。この比較モデリングと解析は、燃料ペブルの均質化に関する洞察を提供し、全炉心 HTR の設計とシミュレーションに適切な燃料ペブルモデリングを適用する可能性を示唆するものである。

(5) ICONE31-132744

DATA AUGMENTATION FOR DISCHARGING TIME PREDICTION OF PARTICLE FLOW: A DEEP LEARNING AND STYLE TRANSFER APPROACH

Mengqi Wu<sup>1</sup>, Yang Liu<sup>1</sup>, Bin Li<sup>1</sup>, Zhen Zhang<sup>1</sup>, Nan Gui<sup>1</sup>, Jiyuan Tu<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>Institute of Nuclear and New Energy Technology, Collaborative Innovation Center of Advanced Nuclear Energy Technology, Key Laboratory of Advanced Reactor Engineering and Safety, Ministry of Education, Tsinghua University, Beijing, China



<sup>2</sup>School of Engineering, RMIT University, Melbourne, VIC 3083, Australia

#### **ABSTRACT**

近年、大規模データセットで訓練されたディープラーニングモデルを粒子流れの研究に利用することへの関心が高まっている。ディープラーニング手法により、粒子流れの特性に基づく排出時間を正確に予測することができる。しかし、実験データの収集は、相当な労力と設備費用がかかるため負担が大きい。小規模で不十分なサンプルの課題に対処するため、実データと計算データを効果的に組み合わせる転移学習を用いたデータ拡張戦略を開発し、最小限のコストでデータセットを拡張するためにデータを合成した。本研究では特に排出時間の予測に焦点を当てて、計算データからの流れの特性と実験画像の画像スタイルを組み合わせた合成データを生成した。これは、実データを取得する労力に比べて、シミュレーションおよび合成データ生成に要する時間が短いためである。結果は、スタイル転送モデルが合成データをうまく生成し、データ収集の負担を大幅に軽減することを示している。また、合成データで訓練されたモデルは、粒子流れの実画像の排出時間を予測する能力を持っていることが確認された。粒子流れ研究における実行可能なデータ拡張アプローチを提供し、今後はデータの質とネットワークの能力に関するさらなる取り組みが必要であると議論された。

#### **(6) ICONE31-133398**

##### **EXPERIMENTAL INVESTIGATION ON THE GASIFICATION KINETICS OF IRRADIATED A3-3 MATRIX GRAPHITE**

Weishuai Wang, Naizhe Zhang, Xuegang Liu, Feng Xie

Tsinghua University, Beijing, China

#### **ABSTRACT**

二酸化炭素雰囲気での熱処理は、放射線を照射された黒鉛の中から C-14 を選択的に分離するための有望な方法であることが証明されている。C-14 は、数千年経過しても照射黒鉛の放射能に大きく寄与しうる。熱処理においては、黒鉛の出所、炉の種類、処理中の雰囲気など、いくつかの重要な要因が大きな役割を果たす。照射された A3-3 黒鉛を選択し、CO<sub>2</sub>/Ar/CO ガス混合物の範囲でのガス化反応の動力学を研究し、異なる CO 分圧でのガス化反応速度も調査された。また、CO が存在しない場合、異なる CO<sub>2</sub> 分圧と温度でのガス化反応速度の結果が示された。実験研究の結果に基づいて、全体反応および素反応の活性化エネルギー値と前指数因子が得られた。結論として、975～1045℃の温度範囲で、照射された A3-3 マトリックス黒鉛粒子の表面で均一な気体-固体反応が起こることが推測される。これらの結果は、照射された A3-3 マトリックス黒鉛から C-14 を選択的に分離するための将来の熱処理設計に役立つ可能性がある。

#### **(7) ICONE31-135166**

##### **MODELING AND CONTROL SCHEME DESIGN OF A MULTI-MODULAR HIGH TEMPERATURE GAS COOLED REACTOR COGENERATION UNIT**

Zhonghua cheng, Zhe dong

Institute of nuclear and new energy technology, Tsinghua university, Beijing, China

#### **ABSTRACT**

マルチモジュール高温ガス冷却炉（MHTGR）は、固有の安全機能を備え高い出口蒸気温度を生成する能力など、多くの利点を誇っている。高温ガス冷却炉のコージェネレーションの可能性を

活用することで、その強みを十分に活かし経済的な実現性を高めることが可能である。MHTGR 発電ユニットと比較して、マルチモジュール高温ガス冷却炉の熱電併給（CHP）システムは、熱負荷と電力負荷の相互接続により、より複雑になることが懸念されている。その運転条件はより多様であり、熱負荷の変動に適応し熱負荷を追跡する必要がある。したがって、マルチモジュール高温ガス冷却炉 CHP ユニットの動的特性を調査することは、関連する協調制御スキームのその後の設計にとって非常に重要である。本研究の焦点は、蒸気変換技術を利用した過熱蒸気生成システムである。このシステムは、高温炉の主蒸気から熱を抽出し、淡水化された水の温度を上げ、化学工業団地に供給するための高温高压蒸気を生成することが可能になる。本研究では、各コンポーネントの動的モデルを開発し、計算のために統合した。モデルの開ループ動特性は分析に準拠しており、モデルは良好なシミュレーション精度を示し、ほとんどのプロセスパラメータの設定値からの逸脱は 15%未満であった。過熱蒸気の温度と圧力の制御スキームが設計された。2 つの運転条件下でのシステムの閉ループ応答により、設計された制御スキームの正確性と有効性が確認された。

(8) ICONE31-135387

RESEARCH ON OPERATING RELIABILITY OF MULTI-MODULAR HIGH TEMPERATURE GAS-COOLED REACTOR NUCLEAR POWER PLANT BASED ON EQUIPMENT STATE

Chao Guo<sup>1</sup>, Jianghai Li<sup>1</sup>, Qianqian Jia<sup>1</sup>, Ronghong Qu<sup>1</sup>, Xiaojin Huang<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Institute of Nuclear and New Energy Technology of Tsinghua University, Collaborative Innovation Center of Advanced Nuclear Energy Technology, Key Laboratory of Advanced Reactor Engineering and Safety of Ministry of Education, Beijing, China

**ABSTRACT**

単一の原子炉蒸気供給システム（NSSS）モジュールを持つ原子力発電所（NPP）と比較して、マルチモジュール高温ガス冷却炉（MHTGR）は設備の規模が大きく、操作がより複雑である。MHTGR の運転信頼性を NPP 設備の観点から研究し、オペレーターに現在の NPP の状態を警告することが必要である。本研究では、設備状態に基づく MHTGR の運転信頼性モデルを提案する。マルコフ仮定法を用いて設備やシステムをモデル化し、モデル内の状態爆発を避けるためにシステム状態を簡略化した。共有形式に基づいて、システムセット分類法を使用して MHTGR 全体の運転信頼性モデルを構築した。発電能力、システム故障の重大度、運転信頼性レベルなど、複数の視点からいくつかの運転信頼性指標を提案している。HTR-PM600 ヘリウム循環器システムの異常を例に挙げて、運転信頼性のモデリング方法を検証した。実験結果は、この研究が設備状態がプラント運転に与える影響を反映できることを示しており、オペレーターが運転リスクを特定し、全体的な認識を向上させることで、MHTGR NPP の運転性能を向上させるのに役立つと期待される。

(9) ICONE31-135863

IRRADIATION-THERMAL-MECHANICAL COUPLING BEHAVIORS OF A TYPICAL TRISO/SIC FUEL ELEMENT BASED ON ACTUAL DISTRIBUTION

Zhang Liangjie, Chen Ping, Liu Shichao, Wang Haoyu, Wei Chong, Pan Xiaoqiang  
Nuclear Power Institute of China, Chengdu, China

## ABSTRACT

TRISO (Tristructural isotropic) /SiC 燃料要素は、高温ガス冷却炉 (HTGR) 燃料の一種として開発され、商業用原子力発電の安全性、競争力、経済性の向上に寄与する。本研究では、セラミック SiC で製造され、1 万個以上の代用 TRISO 粒子を含む典型的な燃料要素に焦点を当てている。そして、粒子の実際の位置情報を有限要素解析に適用した。有限要素モデルは、包括的な結合挙動 (放射線照射による寸法変化、放射線照射によるクリープ、熱膨張、核分裂ガス圧、発熱と伝導、弾性および塑性など) および粒子間の相互作用を考慮し、COMSOL プラットフォームに基づいて開発され、正確に検証された。検証プロセスは主に、単一 TRISO 粒子、三層モデル、BISON を使用した核分裂ガス放出結果の IAEA ベンチマークに基づいている。単一粒子モデルに基づいて、より複雑な FEM が考慮される。これにより、各層の性能の詳細なモデリングと分析が提供され、膨大な計算リソースを必要とする場合がある。そのため、代表的な体積要素 (RVE) が選択され、対称性を持つ幾何構造がモデリングされる。結果は、燃料要素の密集した領域で顕著な高応力が存在し、粒子の破損の可能性が高まることを示した。応力場、温度場、モデルの変形を分析することで、TRISO 粒子の破損の可能性を減らすためには、製造過程で粒子クラスターを避けるべきであることが示されている。

## (10) ICONE31-135983

### SUPPRESSION OF HARMONIC VIBRATION IN AMB SYSTEM USING NONLINEAR ADAPTIVE RESONANT CONTROLLERS

Xiaoyu Bian<sup>1</sup>, Zhengang Shi<sup>1</sup>, Ni Mo<sup>1</sup>, Zhe Sun<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Institute of Nuclear and New Energy Technology of Tsinghua University, Beijing, China

## ABSTRACT

一次ヘリウム循環器 (PHC) は、高温ガス冷却炉の中心的な役割を果たす。PHC の回転機械を支える装置としてアクティブ磁気軸受 (AMB) の非接触特性が重要な役割を果たし、高温ガス冷却炉内のヘリウム環境の純度を確保する。しかし、ロータの質量不均衡とセンサのランアウトにより、AMB システム内で同期振動や高調波振動が発生する可能性が指摘されている。これらの振動はその後、シェルに伝達され、基礎の振動を引き起こし、システムの安定性と安全性に大きな脅威をもたらす。本研究では、システム内の同期振動と高調波振動を抑制するための新しい非線形適応共振コントローラを紹介した。このアルゴリズムは、簡単な構造で計算の複雑さが少なく、システムの数学モデルに依存せずに動作する。提案されたアルゴリズムは、ロータ位相計算モジュール、共振信号抽出モジュール、および適応反復モジュールの 3 つのモジュールで構成されている。ロータ位相計算モジュールは回転速度センサを利用して、1 回転期間内のロータ位相を計算する。共振信号抽出モジュールは、1 回の反復期間内の同期エネルギーと高調波エネルギーを計算することができる。適応反復モジュールは、適切な振幅と位相を持つフィードフォワード補償信号を出力できる。最後に、シミュレーション結果によりアルゴリズムの有効性が検証された。

## (11) ICONE31-136000

### STUDY ON THE INFLUENCE OF INTERNAL HEAT SOURCE CHARACTERISTICS AND DISTRIBUTION ON EFFECTIVE THERMAL CONDUCTIVITY OF CYLINDRICAL PARTICLE DISPERSED FUEL

Liu Yuhao, Sun Jun

Institute of Nuclear and New Energy Technology, Tsinghua University, Beijing, China

#### ABSTRACT

マトリックス内に燃料粒子を分散させることは、次世代の核燃料の重要な戦略である。分散燃料の内部温度分布は一般的に集計パラメータ法によって決定され、温度分布の決定には実効熱伝導率 (ETC) が重要なパラメータとして挙げられる。しかし、多くの計算では内部熱源を考慮していない古典的な ETC モデル (マクスウェル=オイケンモデル, Chiew-Glandt モデル, 有効媒体理論) が使用されている。いくつかの研究は、古典的なモデルの内部熱源が存在する場合、温度を過小評価する傾向があることを指摘している。さらに、熱源の確率的な分布は、ETC の値とそれに伴う温度予測に不確実性をもたらす。本研究ではランダムに分散した粒子を持つ円筒形分散体に焦点を当て、三次元有限要素法を用いて ETC を計算した。さまざまなケースで、構成要素の熱伝導率、粒子の半径、体積分率、および最小粒子間隔などのパラメータを調整した。各パラメータ設定について、多くのケースがランダムに生成され、シミュレーションされた。ETC 結果の統計的特性が分析された。その結果、内部熱源を考慮した場合、円筒形分散体の ETC の値と不確実性は、体積分率と構成要素の熱伝導率だけでなく、発熱粒子のサイズと最小粒子間隔にも影響されることが明らかになった。これは、分散燃料の新しい ETC モデルを提案する際に、内部熱源の分布を特徴づけ定量化する必要性を強調している。

## 2.3 原子力学会秋の大会

### 2.3.1 会議概要

日本原子力学会 2024 年秋の大会は、9 月 11-13 日にかけて東北大学河内北キャンパスで開催された。調査は予稿集を入手して行い、高温ガス炉に関連する発表を調査対象として、計 18 件を選定した。

研究機関の内訳としては、原子力機構、東京大学、福井大、東京工業大学、東京都市大、山梨大、九州大学、近畿大学、東北大学、QST、三菱重工業、日揮グローバル、そして日本エヌユーエスであった。分野内訳は再エネ調和、水素熱利用、総合講演、スリープレス燃料、トリチウム製造と閉じ込め、核計算、核計算コード開発、核熱ロケット利用、熱伝達特性評価、使用済燃料炉心であった。

主なポイントを下記に示す。

- MHI・JAEA による再エネ調和型新型炉の 4 件のシリーズ発表では、安全評価にかかるコード開発、IoT 利用、実験施設の建設に関する報告がなされた。特に水素製造や蓄熱を狙いとした新型発電事業に関する異常時の安全性評価ツールの開発が喫緊の課題である。すでに試験装置の設計は完了しており、過渡解析の結果の妥当性が議論された。
- 東大によるスリープレス燃料コンパクトの発表では、これまでの開発動向と、今後の燃料スペーサ設計の必要性、熱過渡解析の取り組み等が報告された。通常運転時および過渡変化時の燃料健全性に関して多様なアプローチで評価していく必要性が強調された。
- JAEA による高温ガス炉を利用した水素製造施設の安全評価手法として、可燃性ガス漏えいおよび爆発の影響評価手法の開発状況が報告された。高温ガス炉の安定した水素製造を実現するには原子炉の安全を確保しつつ、合理的な離隔距離の設定が求められる。原

子力機構は流体解析コード FLACS を用いて、事故シナリオに基づく水素製造施設からの可燃性ガス漏えい・火災爆発が原子炉施設に及ぼす影響を評価する手法の開発を進めている。

- 海外情報連絡会セッションでは、日本の原子力政策において 2030 年までの小型モジュール炉（SMR）の技術実証計画に関して報告がなされた。OECD/NEA の原子力施設安全委員会（CSNI）は、2021 年に SMR の安全評価を支援するために専門家グループ EGSMR を設立し、2023 年 10 月にその成果として CSNI Technical Opinion Paper No. 21（TOP-21）を発行した。
- 総合講演における 2 件のシリーズ発表では「原子力の将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会の目的、将来の核燃料サイクルに関する標準ライブラリモデルの構築が紹介され、核燃料シミュレータの信頼性向上と、原子力利用の未来シナリオが強調された。選定した原子炉タイプには、軽水炉、酸化物燃料高速炉、金属燃料高速炉、高温ガス炉、熔融塩炉、小型モジュール炉（SMR）が含まれる。高温ガス炉としては GTHTR300 が選ばれ、発電用途に加え水素製造への適用が想定されている。
- MHI による三菱 3 次元詳細輸送計算コード GALAXY-Z は、PWR 炉心計算に用いられていたものを高温ガス炉用に拡張しており、今回新たに燃焼計算機能を導入して 3 次元非均質全炉心計算を実施した。GALAXY-Z の高温ガス炉適用のため被覆燃料粒子に対応する共鳴計算機能を組み込み、燃焼計算では 150 核種からなる燃焼チェーンを採用。数値解法には krylov 部分空間法を使用、核データライブラリとして JENDL-5 を使用した報告がなされた。

表 2-1 日本原子力学会秋の大会の調査結果のまとめ

番号	機関	炉型	分野	特記
1G01	JAEA, MHI, 日揮	B 型・HTGR	安全性解析	再エネ調和
1G02	MHI	B 型・HTGR	安全性解析	再エネ調和
1G03	MHI, JAEA	B 型・HTGR	安全性解析	再エネ調和
1G04	JAEA, 日本 UNS	B 型・HTGR	安全性解析	再エネ調和
1G05	東大	B 型・HTGR	新型炉	スリーブレス燃料コンパクト
1G06	JAEA	B 型・HTGR	熱利用	可燃性ガス
1G07	JAEA	B 型・HTGR	熱利用	モックアップ
1GPL01	JAEA	B 型・HTGR	総合講演	SMR
1GPL02	東北大	B 型・HTGR	総合講演	SMR
1D08	MHI	B 型・HTGR	炉物理	核計算コード
2H06	山梨大	B 型・HTGR	熱流動	対流熱伝達測定
2D08	東京都市大	B 型・HTGR	炉物理	核計算コード
2GPL01	JAEA	B 型・HTGR	新型炉	GX
2GPL02	東大	B 型・HTGR	新型炉	エネルギーミックス
2B18	九大	B 型・HTGR	新型炉	トリチウム製造
3D01	東工大	B 型・HTGR	炉物理	使用済燃料炉心

3E15	JAEA, 山梨大	B 型・HTGR	熱流動	受動安全性
------	-----------	----------	-----	-------

## 2.3.2 内容詳細

### 1G01 再エネ調和型新型炉システムの安全性評価技術の開発

#### (1) 全体概要

Development of a test plant for integrated nuclear and renewable energy systems

#### (1) Project overview

\*相澤 康介<sup>1</sup>, 今井 良行<sup>1</sup>, 上地 優<sup>1</sup>, 赤坂 尚昭<sup>1</sup>, ヤン ジングロン<sup>1</sup>, 佐久間 渉<sup>2</sup>, 谷平 正典<sup>2</sup>,

岡本 圭太<sup>3</sup>, 森本 泰臣<sup>3</sup>

1JAEA, 2MHI, 3 日揮グローバル

#### 要旨

再エネ調和型新型炉システムの安全評価技術の開発計画と現状について報告する。開発の背景には、水素製造や蓄熱を行う新型発電システムの事業化があり、異常状態を模擬し安全性を評価する試験装置や解析ツール、需給バランス最適化のためのIoT開発が必要である。高温ガス炉やナトリウム冷却炉を対象に、事故模擬試験装置は各設備の安全運転技術を確認し、解析コードのデータ取得を行う。解析ツールは発電・蓄熱・水素製造設備の異常挙動を模擬し、IoT装置は複数システムの発電量等を最適化し安全性を評価する。開発状況として、試験装置の設計を完了し、解析ツールで適切な過渡解析が可能であることを確認。IoT装置は最適化計算を実施し、出力指示が出せることが確認された。今後は試験装置の詳細設計と試験計画を進める。

### 1G02 再エネ調和型新型炉システムの安全性評価技術の開発

#### (2) 再エネ調和型新型炉事故模擬試験装置の設計

Development of a test plant for integrated nuclear and renewable energy systems

#### (2) Design of the test plant for accident simulation

\*上地 優<sup>1</sup>, 相澤 康介<sup>1</sup>, ヤン ジングロン<sup>1</sup>, 蔵本 亮一<sup>2</sup>, 溝上 頼賢<sup>2</sup>, 谷平 正典<sup>3</sup>

1JAEA, 2MHI パワーエンジニアリング, 3MHI

#### 要旨

再生可能エネルギー調和型新型炉システムの安全評価技術の中で、特に事故模擬試験装置の設計に関する報告である。これらのシステムは、水素製造や蓄熱が可能な発電技術を含み、その事業化には異常状態を模擬し安全性を評価する試験装置と解析ツールの開発が不可欠である。加えて、再エネ電源の変動に対応した発電量や蓄熱量の最適化を行い、需給バランスと経済性を確保するための高速通信装置（IoT）の開発も求められている。試験装置は高温ガス炉とナトリウム冷却炉を想定し、ヘリウムガスループによる1次系および2次系、熔融塩を使用する蓄熱設備を含む。1次系には、加熱器、ガスタービン、発電機、中間熱交換器が含まれ、2次系には水素製造や蓄熱用の熱交換器が設置されている。さらに、ナトリウム系の熱交換器を持つ3次系も装備され、異常模擬が可能な発電モードとコジェネモードを運転モードとして設定している。設計結果として、各プラント構成要素について熱物質収支計算を行い、加熱器出力は5MW規模、出口温度は発電モードで約750℃、コジェネモードで約850℃と設定された。蓄熱設備には硝酸塩系熔融塩を用いた顕熱蓄熱方式を採用し、伝熱面積増大による大型化が懸念されたが、スタ

ティックミキサー内蔵型の熱交換器設計によりコンパクト化が図られた。これに基づいてプラント全体の配置設計も完了した。

結論として、試験装置設計の成果を報告し、今後は試験計画の詳細検討や安全性評価のための装置のコンパクト化、コスト削減のための更なる検討を進めていく予定である。

#### 1G03 再エネ調和型新型炉システムの安全性評価技術の開発

##### (3) 再エネ調和型新型炉用安全解析ツールの開発事故模擬試験装置の設計

Development of a test plant for integrated nuclear and renewable energy systems

##### (3) Development of a safety analysis tool based on the test plant

\*佐久間 渉<sup>1</sup>, 谷平 正典<sup>1</sup>, 相澤 康介<sup>2</sup>, 今井 良行<sup>2</sup>, 幕内 悦予<sup>2</sup>, ヤン ジングロン<sup>2</sup>

1MHI, 2JAEA

#### 要旨

再エネ調和型新型炉システムの安全評価技術の一環として、安全解析ツールの開発状況を報告する。本システムは水素製造や蓄熱など多様な発電用システムを備えており、異常時の挙動を模擬し安全性を評価する試験装置や解析ツールの開発が重要である。さらに、再生可能エネルギー供給に応じて発電量や蓄熱量を最適化するため、高速通信装置（IoT）との連携も必要とされる。今回報告する安全解析ツールは、RELAP5コードを基盤として構築され、事故模擬試験装置に対応するモデルを備える。

安全解析ツールは、ヘリウムガスを冷却材とする1次系と、発電や熱利用を模擬する2次系を含むシステム全体の過渡挙動を評価することが可能である。1次系には、原子炉模擬ヒータ、発電機、中間熱交換器があり、2次系は水素製造や蓄熱設備を想定している。この解析ツールは異常発生時の挙動を評価するだけでなく、再エネ電源からの電力供給状況に合わせて運転最適化を行う高速通信装置と連携し、発電と熱利用を同時に行うコジェネモードと発電モードの間で運転条件を過渡的に変更することもできる。

模擬試験装置の過渡解析では、発電機負荷喪失や中間熱交換器除熱喪失などのシナリオに対してツールを用いて解析を行った。発電機負荷喪失時、タービンが過回転するもバイパス流量制御系により適切に制御され、また、ヒータ出力制御系の作動により原子炉模擬ヒータの出口温度が維持された。これにより、開発した安全解析ツールが異常発生時のプラント挙動を正確に評価できることが確認された。

結論として、再エネ調和型新型炉用の安全解析ツールの開発が進展し、試験装置における異常時の評価が可能であることを報告した。今後、試験装置の詳細設計を反映したさらに精密な解析モデルを作成し、安全性評価の精度を高めていく予定である。

#### 1G04 再エネ調和型新型炉システムの安全性評価技術の開発

##### (4) 高速通信装置の開発

Development of a test plant for integrated nuclear and renewable energy systems

##### (4) Development of a high-speed communication device

\*岡本 圭太<sup>1</sup>, 角谷 亮介<sup>2</sup>, 森本 泰臣<sup>1</sup>, 赤坂 尚昭<sup>3</sup>, 幕内 悦予<sup>3</sup>, ヤン ジングロン<sup>3</sup>

1 日揮グローバル, 2 日本エヌ・ユー・エス, 3JAEA

#### 要旨

再エネ調和型新型炉システムの開発において、高速通信装置（IoT）のシステム概要、電力需給

調整の最適化評価結果、及び技術課題について報告する。再エネ調和型新型炉システムは、再生可能エネルギーの発電量や電力需要の変動に応じて、発電量と蓄熱量を安全かつ経済的に最適化し、適切なプラント操作を行う必要がある。このため、新型炉と再エネプラント間で高速通信を行い、電力需給調整を行うIoT装置を開発中である。

このIoT装置は、RELAP5コードに基づいて構築された新型炉システムの安全解析ツールと連携する形で開発され、Pythonを使用して最適化計算プログラムを構築した。最適化には、経済性の追求に加え、負荷追従運転や事故時の系統安定性を優先するケースも含めた複数の運転モードを考慮している。代表的なシナリオとして、1週間分の電力需要予測データを用いて最適化解析を実施し、機能評価を行った。

その結果、構築したプログラムが想定した最適化と出力配分指示を適切に実行できることが確認された。例えば、負荷追従運転時には需要電力量や再エネ発電量の変動に合わせて原子力発電と蓄熱設備を組み合わせ、安定した運転計画が提示された。これにより、システムが経済的かつ安全に対応可能なことが実証された。

今後の課題として、新型炉システム安全解析ツールとの接続により、安全運転への影響をより詳細に評価することが必要である。また、本研究では負荷追従運転、経済性、事故時の模擬に焦点を当てたが、環境負荷を考慮した運転モード（CO<sub>2</sub>排出量削減運転）を新たに導入する可能性も検討中である。これらの改良により、さらに持続可能で効率的な運転を目指す。

本報告は、経済産業省の「令和5年度 社会的要請に応える革新的原子力技術開発支援事業」の一環として実施された成果である。

## **1G05 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<sup>1</sup>, 山崎友資<sup>1</sup>, 岡本 孝司<sup>1</sup>**

**<sup>1</sup>東京大学**

#### **要旨**

高温ガス炉の炉心高出力化と安全性向上を目的としたスリーブレス燃料コンパクトの研究開発について報告する。従来、高温ガス炉の炉心は黒鉛で焼き固めたTRISO燃料コンパクトを使用し、HTTRでは空気侵入事故時の燃料酸化を防ぐために黒鉛スリーブに収められている。しかし、このスリーブが炉心冷却性能を制限していた。そこで、SiC（炭化ケイ素）を用いてTRISO燃料粒子を焼き固めたコンパクトを用いることで、スリーブを除去し冷却性能を大幅に向上させ、耐酸化性能を高めるアイデアが提案された。

令和3-5年にかけて、東京大学、東京工業大学、原子力機構の連携によりSiCの酸化挙動評価とマルチフィジクスシミュレーションコードの開発が進められ、その検証および妥当性評価（V&V）のための基盤技術の確立が行われた。反応焼結法によるSiCコンパクトの作成に成功し、理論密度95%を達成、運転時の熱伝導率も十分な水準であった。製造されたSiC母材は1400℃までの高温酸化条件下でも優れた耐酸化性能を示し、重大な腐食は見られなかった。さらに、酸化試験データに基づく有用な燃料酸化モデルも構築された。

核熱計算の結果、ウラン濃縮度を増大させる必要があるものの、通常運転時の燃料温度は安全基準の1495℃を下回り、減圧事故時にも1300℃以下を維持し受動安全性が確認された。今後は流路閉塞などの過渡事象を含めた安全解析、スリーブレス燃料を固定するスペーサの設計、機械強度や熱応力の評価が課題である。これらの課題はMHIからの委託事業として進められる予定である。



SiCコンパクトのV&Vが達成され、設計の信頼性が向上したことは高温ガス炉の高出力化への道を開き、ポーランドへの高温ガス炉事業を進める東芝などの産業界からも注目を集めている。この技術は日本の技術力を世界に示し、高温ガス炉分野でのリーダーシップを確立する一助となる。

### **1G06 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<sup>1</sup>, 青木 健<sup>1</sup>, 清水 厚志<sup>1</sup>, 佐藤 博之<sup>1</sup>, 坂場 成昭<sup>1</sup>**

#### **1 原子力機構**

#### **要旨**

高温ガス炉を利用した水素製造施設の安全評価手法として、可燃性ガス漏えいおよび爆発の影響評価手法の開発状況を報告する。高温ガス炉の安定した水素製造を実現するには、原子炉の安全を確保しつつ、合理的な離隔距離の設定が求められる。原子力機構は、流体解析コードFLACSを用いて、事故シナリオに基づく水素製造施設からの可燃性ガス漏えい・火災爆発が原子炉施設に及ぼす影響を評価する手法の開発を進めている。今回の報告では、HTTR（高温工学試験研究炉）と水素製造施設を接続するHTTR－熱利用試験施設に対する試算結果を示す。

評価では、原子炉建家から55m離れた水蒸気改質器近傍の配管破損により、可燃性ガスが原子炉方向へ一定流速で漏えい・拡散し爆発するシナリオを対象とした。ガスの組成はH<sub>2</sub>:CH<sub>4</sub>=52:47:1（体積%）で、インベントリは720kg、放出時間は50秒間と設定。着火点は可燃性ガスと空気が当量比1となる地点近傍に設定した。

試算結果では、着火点からの距離と最大圧力変化が評価され、原子炉建家の壁面での最大圧力は約0.95 kPaと算定された。これは、従来手法での爆風圧評価10 kPaを大きく下回っており、開発中の手法が爆発影響を抑えられることを示した。

本研究の結果、開発中の手法は従来の評価手法に比べて原子炉建家への圧力を低減できることが確認された。今後は、さらなる事故シナリオの分析や、可燃性ガス漏えいと爆風圧評価に関連する不確実性評価手法の開発を進める予定である。

### **1G07 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**

#### **要旨**

高温ガス炉と水素製造施設を接続するための高温断熱配管技術開発に関する計画と一部の成果を報告する。高温ガス炉の高い安全性を確保するため、原子力機構は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の接続を含むHTTR－熱利用試験を計画中である。高温断熱配管は、ヘリウムガス輸送時の熱損失を低減し、不純物放出を最小限にする断熱性能が求められるが、HTTR建設時に使用されたカオウルは現在製造されていないため、新たな断熱材を用いた配管の開発が必要である。

技術開発項目として、ファイバーマックス、マフテック、ファインフレックスBI0の3種類を候補断熱材に選定。これらの断熱材はヘリウム環境下での特性データがなく、高温断熱配管や二重管の適用実績もないため、特性データ取得と適用検証が求められる。これに対応し、高温断熱配管の技術開発項目と計画を策定し、1 MPaGの低压条件下で熱伝導率と放出ガス量の測定を実施した。技術開発計画では、断熱材の熱伝導率と復元率の測定、ヘリウム雰囲気でのガス放出量の計測を行う。また、製作性の検証として、部分モックアップを用いて施工性、溶接性、検査性を評価。測定の結果、選定した候補断熱材が高温環境下での特性データ取得を完了し、放出ガス量も確認済みである。

これらの成果により、開発計画の初期段階が達成され、新たな高温断熱材の適用が可能な見通しが立った。今後は高圧条件でのデータ取得やモックアップ試験を通じたさらなる技術検証を進め、実用化に向けた準備を進める。

### 1GPL01 海外情報連絡会セッション

#### EGSMR（小型モジュール炉に関する専門家グループ）の活動

#### Activities of EGSMR (Expert Group on Small Modular Reactors)

\*竹田 武司<sup>1</sup>

#### 1 日本原子力研究開発機構

##### **要旨**

日本の原子力政策では、2030年までの小型モジュール炉（SMR）の技術実証が計画されており、OECD/NEAの原子力施設安全委員会（CSNI）は、2021年にSMRの安全評価を支援するために専門家グループEGSMRを設立し、2023年10月にその成果としてCSNI Technical Opinion Paper No. 21（TOP-21）を発行した。TOP-21では、SMRの安全性に関する4つの主要関心領域と推奨活動が示されている。

EGSMRは、参加国の安全性研究のニーズを把握し、知識のギャップを特定し、CSNIに対する推奨を提供するために複数回のアンケートを実施した。日本はこのアンケートに対し、日立GEニュークリア・エナジー(株)、三菱重工業(株)、日本原子力研究開発機構の協力を得て回答した。

TOP-21で特定されたSMRの安全性の関心領域には、(1) 規制の調和、(2) 横断的な安全課題（受動的安全機能、緊急計画区域、複数モジュールの影響など）、(3) 実験キャンペーン、(4) 計算コードの検証と妥当性確認が含まれる。CSNIはこれらに基づき、実験データの集約やスケラビリティの検証を通じて、安全性の向上を図る活動を推奨している。

日本のアンケート回答には、ナトリウム冷却高速炉（SFR）の実用化に必要な技術や、酸化物分散強化型被覆管の量産技術、高温耐性材料のデータ整備、液体金属ナトリウムの熱流動評価技術、耐震性向上技術が挙げられた。また、HTTRと水素製造施設の接続に関して、一般産業法規に基づく設計や外部事象としての影響評価が計画されている。さらに、SMRの安全評価には、広範な実験データを用いた計算コードの妥当性確認が重要で、実験装置による受動的安全系の評価が求められている。

2024年以降のEGSMRの任務は、CSNIのSMR活動支援、知識ギャップへの優先順位付けと対応策の提供、CSNIとCNRAの調整、実験装置の特定などが含まれている。これらの活動は、SMRの安全設計支援を強化し、日本の技術開発を国際的に促進することを目指している。

## 1NPL04 総合講演・報告「原子力将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会

### 原子力将来シナリオの諸量評価技術の現状と今後の展開

#### Current Status and Next Development of Fuel Cycle Analysis Technique for the Future Scenarios

##### (4) 将来原子炉技術の諸量評価ベンチマークに向けた留意点

##### (4) Considerations for Benchmark of Future Nuclear Reactor Technologies

\*相澤 直人

東北大学

#### 要旨

「原子力の将来シナリオの諸量評価技術」研究専門委員会の目的は、将来の核燃料サイクルに関する標準ライブラリモデルを構築し、核燃料シミュレータの信頼性を向上させ、原子力利用の未来シナリオに貢献することである。選定した原子炉タイプには、軽水炉、酸化物燃料高速炉、金属燃料高速炉、高温ガス炉、熔融塩炉、小型モジュール炉（SMR）が含まれる。それぞれのタイプについて、専門のワーキンググループ（WG）が仕様データを収集し、標準ライブラリモデルを作成する。

軽水炉は、加圧水型（PWR）と沸騰水型（BWR）を採用し、UO<sub>2</sub>燃料炉心やMOX燃料混在炉心がモデルとして検討される。酸化物燃料高速炉は、ナトリウム冷却炉で、低増殖炉心と高増殖炉心のモデルが選定され、燃料には多重リサイクル組成が用いられる。金属燃料高速炉では、小型と大型ナトリウム冷却炉を取り上げ、特に小型炉では国内軽水炉使用済燃料由来の燃料やMA燃料を検討する。

高温ガス炉としてはGTHTR300が選ばれ、発電用途に加え水素製造への適用が想定されている。熔融塩炉は、フッ化物熔融塩熱中性子炉と塩化物熔融塩高速炉の2つがモデルとして選ばれ、それぞれ異なる燃料塩と設計が特徴である。SMRは米国NuScale社の標準プラントを候補とし、情報収集の制約がある場合は国内提案モデルの採用も検討される。

各原子炉モデルは熱出力や燃料組成、濃縮度、冷却材、減速材などの仕様がまとめられ、詳細は発表で説明される予定。これらの開発により、日本の原子力技術が未来の核燃料サイクルにおいて高い信頼性を持つものと期待される。

## 1D08 三菱3次元詳細輸送計算コードGALAXY-Zの開発

### (9) 高温ガス炉の燃焼計算と全炉心計算

#### Development of Mitsubishi Three-Dimensional Heterogeneous Transport Calculation Code GALAXY-Z

##### (9) Burnup Calculation and Whole Core Calculation for High Temperature Gas-cooled Reactor

\*山路 和也<sup>1</sup>, 小池 啓基<sup>1</sup>, 浅野 耕司<sup>1</sup>

1MHI

#### 要旨

三菱3次元詳細輸送計算コードGALAXY-Zは、PWR炉心計算に用いられていたものを高温ガス炉用に拡張しており、今回新たに燃焼計算機能を導入して3次元非均質全炉心計算を実施した。GALAXY-Zの高温ガス炉適用のため、被覆燃料粒子に対応する共鳴計算機能を組み込み、燃焼計算では150核種からなる燃焼チェーンを採用し、数値解法にはkrylov部分空間法を使用、核データライブラリとしてJENDL-5を使用した。

燃焼計算では、被覆燃料粒子の核種数密度、エネルギー群ごとのマイクロ断面積、中性子束が入力となる。計算効率向上のため、燃料コンパクトを均質化して中性子束を計算し、その平均値にDSTG法に基づく不利因子を乗じて燃料カーネル内の中性子束を求める手法を採用。これにより、燃焼計算で燃料カーネル内の核種生成を直接評価可能とした。

検証として、JENDL-5を用いた連続エネルギー燃焼モンテカルロコードMVP-BURNと比較した結果、燃焼計算結果は無限増倍率で0.08%dk/k以内の一致を示し、高い精度を確認した。また、3次元非均質輸送計算の並列化により、全炉心の1サイクル分の燃焼計算を約3日で完了できることがわかった。計算結果から、全炉心の径方向出力分布の詳細な評価も可能であることが確認された。この研究により、高温ガス炉の3次元非均質全炉心計算の燃焼評価が迅速かつ正確に行えるようになり、今後の設計・評価に貢献できることが示された。

## **1G14 核熱ロケット炉心の制御ドラム回転による出力分布の変化及び**

### **Xe による毒作用の影響と対策**

**Effects and countermeasures of power distribution change by control drum rotation and Xenon override in nuclear thermal rocket core.**

**\*森田 大<sup>1</sup>, 浪園 真一<sup>1</sup>,**

**1 福井大学**

#### **要旨**

核熱ロケットは、原子炉を用いて推進剤を高温に加熱し噴射することで推進力を得るロケットであり、化学ロケットを超える高い比推力を実現可能である。1970年代には米国や旧ソ連で研究され、現在は火星探査用として再び注目されている。核熱ロケットの制御は、炉心外周に配置された制御ドラムを回転させることで中性子の反射量を調整し出力を制御するが、その際の炉心内の出力分布変化や<sup>135</sup>Xeによる毒作用の影響が十分に理解されておらず、燃料の安全性の確保が課題である。

本研究では、モンテカルロ計算コードSCALEを用いて制御ドラムの回転による出力分布変化と原子炉停止時の<sup>135</sup>Xe毒作用を解析した。まず、制御ドラム回転時の解析では、核分裂密度が平均値の0.6~1.8倍の範囲で変化することが確認され、燃料の温度超過を防ぐための追加検討が必要であることが示された。また、火星探査ミッションを想定し、1.5時間の定格出力運転後に原子炉を停止する条件で燃焼計算を実施したところ、<sup>135</sup>Xeの蓄積により約-0.25(Δk/k)の負の反応度が生じ、停止後約50時間にわたり原子炉の再起動が不可能となることが判明した。原子炉の余剰反応度が0.083(Δk/k)であるため、この毒作用の影響は特に再起動計画において重要な課題となる。

## **2H06 片面加熱鉛直矩形流路の自然対流熱伝達特性**

**Natural convection heat transfer characteristics in a one side heated vertical rectangular channel.**

**\*藤城 和峻<sup>1</sup>, 武田 哲明<sup>2</sup>**

**1 山梨大(院), 2 山梨大学**

#### **要旨**

高温ガス炉の炉容器冷却システム(VCS)の安全性と冷却性能を評価するため、鉛直矩形流路内

に金属細線を多孔性材料として挿入した場合の空気による自然対流の除熱性能への影響を調査した。使用した実験装置は、長辺175mm、短辺19mm、高さ1000mmの片面加熱鉛直矩形流路で、作動流体は空気、金属細線は直径1mmの銅細線を使用した。空隙率は0.999~0.996のたわし状形状と空隙率1.000で試験し、ヒーター出力は100W、166W、242Wの条件下で実験を実施した。

結果として、空隙率が0.996の場合の除熱量がすべてのヒーター出力条件で最大であることが確認された。特に、ヒーター出力が242Wの場合、空隙率0.999と0.998では平滑流路の除熱量よりも減少する現象が見られた。これについては実験の再現性や計測精度に依存するため、詳細な原因解明は難しいが、今後は壁面温度が高くなった際に熱放射による細線への伝熱増加が除熱量の向上に寄与するかを調査する予定である。この研究により、高温ガス炉の冷却性能向上のための設計に貢献する知見が得られると期待される。

## **2D08 PHOEBE 法による大型高温ガス炉の出力分布推定**

### **Power distribution estimation of Large-scale high-temperature gas-cooled reactor based on the PHOEBE method**

**\*木村 礼<sup>1</sup>, 西山 潤<sup>2</sup>**

**1 東芝エネルギーシステムズ株式会社**

**2 東京都市大学**

#### **要旨**

PHOEBE法は、燃料間の出力相関を考慮して中性子検出器の応答を基に出力分布を推定する手法で、これまで小型炉心での適用性が確認されてきた。本研究では、高温ガス炉GTHTR300を対象に、この手法を大型炉心に適用し、その有効性と課題を評価した。

GTHTR300は直径約8mの円環状炉心で、燃料・減速材カラムの幅は約40cmである。出力相関係数および検出器応答係数の計算には、計算コスト削減のためSRAC-CITATIONを用いた。燃料濃縮度は同一とし、出力異常を模擬するために濃縮度を20%に高めたケースを評価し、その出力分布を参照解とした。

出力分布推定の結果、PHOEBE法による分布は全体的な傾向を再現し、特に下部に出力ピークが見られる参照解に対し、上半分の出力が低下し、下半分が増加する傾向が確認された。ただし、出力ピークの位置には2カラム程度の誤差が生じた。これを改善するため、中性子エネルギーの選定や検出器構造の詳細な検討が必要である。

結論として、大型高温ガス炉においてもPHOEBE法による炉外計装で出力分布推定が一定程度可能であることが示された。しかし、中性子エネルギーの選定や検出器設計の最適化が今後の課題であり、さらなる研究が必要とされる。

## **2GPL01 新型炉部会セッション**

### **再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発**

#### **New technology development expected for advanced reactors toward massive expansion of renewable energy capacity**

##### **(1) 再エネ協調技術開発の国内外動向**

##### **(1) Development trends of nuclear-renewable hybrid energy technologies in Japan and**

foreign countries

\*山野 秀将<sup>1</sup>, 豊岡 淳一<sup>1</sup>

1 日本原子力研究開発機構

## 要旨

2022年12月に「GX実行会議」で「GX実現に向けた基本方針 ～今後10年を見据えたロードマップ～」が取りまとめられ、2023年2月に閣議決定された。この方針は、エネルギー安定供給を確保するために、省エネの徹底、再生可能エネルギー（再エネ）や原子力の活用などの脱炭素電源への転換を進め、成長志向型カーボンプライシング構想を実現・実行するものである。2023年には「GX推進戦略」や「GX分野別投資戦略」が策定され、GX経済移行債を用いた投資促進が進んでいる。2024年5月には「GX2040ビジョン」を策定する方針が示され、次期エネルギー基本計画の改定議論が進められている。

ロシアのウクライナ侵攻や中東情勢の緊張などにより、エネルギー安全保障の重要性が増し、カーボンニュートラルに向けたエネルギー構造転換が求められている。原子力は安定供給と脱炭素効果が期待される電源として注目され、次世代革新炉の開発・建設が進められている。特に高速炉と高温ガス炉への投資や原子力サプライチェーンの強化が進行中である。2030年度には再エネが36～38%、原子力が20～22%とされ、火力発電は調整力として一時的に活用されるが、2050年のカーボンニュートラルに向けて削減が求められる。

IAEAは2018年の会議で原子力と再エネの協調システムにおける課題を議論し、2023年に報告書を発行した。報告書では、原子力が熱エネルギーを発電や産業熱、地域暖房などに活用し、再エネの変動性を補完する重要な役割を持つことを強調。また、水素製造では高温ガス炉を用いた高温水蒸気電解の技術が期待されており、JAEAのGTHTR300Cは高効率発電と負荷追従運転が可能で再エネ協調技術に適している。

GIFでは第四世代原子炉の非電力利用（NEANH）を推進し、2022年にカナダで第1回ワークショップを開催、2024年には韓国で第2回を開催した。これらの会議では、産業用途での高温利用や水素製造などへの原子力の利用が議論され、規制の不確実性や燃料転換の困難さが指摘されつつも、商業的に利用可能になれば産業界は原子力を導入する意向が示された。

国内外では、統合エネルギーシステム（IES）や蓄熱技術の開発も進んでおり、これにより再エネの変動性を補完できる。米国のNatriumTMやX-energyによる実証プロジェクト、中国のHTR-PMによる地域暖房、日本の次世代革新炉の研究基盤提案などがその例である。水素製造では、米国やロシア、韓国、英国が原子力を用いた実証プロジェクトを進めており、日本でもHTRを用いた水素製造試験が行われている。

再エネ協調技術開発は原子力の新たな価値を生み出し、特に高温ガス炉や高速炉がその役割を果たすと考えられる。日本は再エネ協調技術開発で遅れを取っているが、国が民間の革新炉開発を支援し、人材や技術基盤の強化に取り組むことが重要である。

## 2GPL02 新型炉部会セッション

### 再生可能エネルギー導入拡大を見据えた新型炉に期待される新たな技術開発

New technology development expected for advanced reactors toward massive expansion of renewable energy capacity

#### (2) 新型炉とエネルギーミックス

#### (2) Advanced reactors and energy mix

## \*小宮山 涼一

### 1 東京大学

#### 要旨

エネルギー政策の基本方針として、安定供給、経済効率性、環境性、安全性(3E+S)が掲げられ、2050年のカーボンニュートラル達成が目標とされている。自然災害の激甚化に対応したレジリエンス強化や再生可能エネルギーの主力電源化、非効率な石炭火力の廃止などを踏まえ、これらの方針に適合した電力エネルギーシステムの構築が求められている。特に新型炉、例えば小型モジュール炉(SMR)は、安全性や機動性、水素製造能力、分散配置可能性を考慮し、エネルギー問題の解決に貢献することが期待される。将来のエネルギーシステム像を具体的に示すことで、新型炉の技術要件を明確にできると考えられる。

再生可能エネルギーの拡大に伴い、電力安定供給のための調整力、電力システムの柔軟性向上、送配電容量の増強、周波数や電圧の安定化などの課題に取り組む必要がある。筆者らは、カーボンニュートラル、再エネ主力電源化、電力レジリエンス強化を見据えた電力システムの数値シミュレーション手法を開発し、既存の大型原子炉や小型軽水炉、高温ガス炉、小型高速炉を組み込んだ最適導入シナリオを検討している。この手法により、原子力の最大活用と再エネ導入によるエネルギー安定供給と脱炭素化を定量的に分析できる。

開発したシミュレーション手法は、コスト最小化や脱炭素化を目指し、時間・空間解像度の高いボトムアップ型技術選択モデルを基にしている。再エネの出力変動、送電制約、蓄電池などの需給調整技術の詳細な性能を取り入れ、日本全体の電力基幹システムを地域別に約400地点の母線、約500本の送電線でモデル化した。これにより、SMRの地域導入ポテンシャルや負荷追従性能を評価し、電力システムの安定性や供給力、調整力を考慮した電力構成の分析が可能となった。

具体的には、軽水炉SMR、高温ガス炉SMR、高速炉SMRを考慮し、年間8,760時間での送電制約や経済的競合を分析した結果、再エネ大量導入時に負荷追従性能の低い大型原子炉の稼働率が低下する一方、SMRは一定の建設費を前提に調整力を発揮し、再エネとの親和性が高い技術オプションとして選択される可能性が示された。

今後の課題として、配電システムに接続する分散エネルギーリソース(DER)や需要家に近いGrid Edge Technologyの進展がSMR導入に影響する可能性がある。これまでのアプローチでは、基幹システムを主に分析対象としていたが、自然変動電源の拡大が見込まれるローカルシステムや配電システムを考慮に入れたモデルを開発し、需要側の技術が電力需給安定化に与える影響を含めてSMR導入を評価することが求められる。

#### 2B18 高温ガス炉を用いた核融合炉用T 製造法の検討

##### ～ 80-8000 Pa 圧力下におけるZr 球の水素吸収性能 ～

Study on T production method using high-temperature gas-cooled reactor for fusion reactors

～ Hydrogen absorption performance of Zr spheres in 80-8000 Pa hydrogen atmosphere ～

\*川井大海<sup>1</sup>, 松浦秀明<sup>1</sup>, 古屋碧海<sup>1</sup>, 片山一成<sup>2</sup>, 大塚哲平<sup>3</sup>,

石塚悦男<sup>4</sup>, 中川繁昭<sup>4</sup>, 飛田健次<sup>5</sup>, 染谷洋二<sup>6</sup>, 坂本宜照<sup>6</sup>

九大院工<sup>1</sup>, 九大院総理工<sup>2</sup>, 近大<sup>3</sup>, JAEA<sup>4</sup>, 東北大工<sup>5</sup>, QST<sup>6</sup>

#### 要旨

高温ガス炉を用いたトリチウム(T)製造方法として、Liロッドを炉内に装荷し、 $6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$ 反応によりTを生成する方法が提案されている。Liロッドは、円柱型のAl<sub>2</sub>O<sub>3</sub>容器にLiAlO<sub>2</sub>ペブルとT

の内圧上昇を抑えるためのZr球を装荷した構造をとっており、生成されたTをLiロッド内に閉じ込め、発電機能や水素製造機能への影響を抑えることを目指している。これまで、Tの拡散モデルを作成し、Tの製造率や物性値に応じてLiロッド内のT内圧を評価する研究が進められてきた。Zr球の水素吸収性能については、800 Pa圧力下でのデータ取得が行われていたが、異なるT圧力下での性能変化については不明な点が多かったため、本研究では80-8000 Pa圧力下での水素吸収性能を調べた。

実験では、Zr球30個とLiAlO<sub>2</sub>粉末5 mgをAl<sub>2</sub>O<sub>3</sub>容器に装填し、900℃まで昇温後に石英管内へ水素を導入し、圧力変化を記録した。初期圧力90 Paと8000 Paの条件で実験を行った結果、圧力の減少はZr球による水素吸収を示していた。これに基づき、見かけの拡散係数と溶解度係数を拡散モデルで推定したところ、8000 Paの高圧条件では見かけの拡散係数が低下し、溶解度係数は上昇することが分かった。しかし、どちらの条件でも過去の800 Pa圧力下でのデータ(拡散係数 $10^{-12}$ – $10^{-11}$  m<sup>2</sup>/s、溶解度係数100–250 mol/m<sup>3</sup>/Pa<sup>1/2</sup>)と大きな差はなく、Zr球は80–8000 Paの範囲でLiロッド内のT流出を抑制するために十分な水素吸収性能を持つと結論付けられた。

これにより、Zr球が高温ガス炉でのトリチウム製造において安定した吸収性能を示し、異なる圧力条件下でもTの流出を抑える機能を持つことが確認された。発表では、見かけの拡散係数と溶解度係数に水素圧力によって生じた違いの原因についても議論を行う予定である。

### 3D01 使用済燃料を直接再利用するブロック型高温ガス炉の核特性と安全性評価 Neutronics and Safety Evaluation of Spent Fuel Direct Reuse in High-Temperature Gas-Cooled Reactor

\*CHONG Hong Fatt<sup>1</sup>, 相楽 洋<sup>1</sup>

<sup>1</sup> 東京工業大学

#### 要旨

本研究では、高温ガス炉の低反応度照射済燃料を直接再利用する新しい炉心概念の検討を行い、その核および熱特性を評価した。これまで、ブロック型高温ガス炉の使用済燃料を再利用することで、燃料利用効率の向上、固有安全性、核拡散抵抗性を達成する管理戦略が提案されていた。本研究では、照射済燃料を活用しマスマランスを取った炉心配置の検討と、その核特性および熱安全性への影響を評価することを目的とした。

研究対象としてGTHTR300の炉心を参照とし、14 wt.%濃縮ウラン酸化物を用いた新燃料ブロックを装荷した2バッチ燃焼方式を基に、再利用炉心では、照射済ドライバファエルブロックを外側反射体領域と内側反射体領域で追加燃焼する4バッチ燃焼方式を検討した。中性子輸送および燃焼計算にはMVP3.0とMVP-BURNを用い、JENDL-5に基づくライブラリを用いて2次元炉心計算を実施。熱出力分布の結果を元にRELAP5-3Dで炉心内の温度分布を解析し、燃料コンパクトと圧力容器の最高温度を評価した。

解析結果において、再利用炉心の4バッチ平衡サイクルでの燃焼可能性が確認され、燃焼度は参照炉心と比較して向上していた。核熱流動解析の結果、再利用炉心における燃料コンパクトと圧力容器の最高温度は、それぞれ1251Kと624Kであり、参照炉心と同程度であることが示された。このことから、定常運転時において熱的影響はほとんど見られず、炉心の成立性が確立されたと結論付けた。

今後は、設計基準事故に対する過渡解析を行い、安全性のさらなる評価を進める予定である。



### 3E15 放射冷却を利用した受動的炉容器冷却システムの研究

#### 実装方法の検討

Research on a passive Vessel Cooling System (VCS) utilizing radiative cooling

Examination of how to integrate the actual VCS with a reactor building

\* 高松 邦吉<sup>1</sup>, 船谷 俊平<sup>2</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>山梨大

#### 要旨

本発表では、高温ガス炉における新たな炉容器冷却システム(VCS)の構造概念を提示し、実験や解析による性能評価結果を報告した。高温ガス炉は炉心溶融を防ぐ固有の安全性を有しているが、事故時に崩壊熱および残留熱を効果的に除去する冷却設備が求められる。既存のHTTRでは冷却水の強制循環による能動的なVCSが使用されていたが、動的機器を必要とせず、受動的に熱を除去できる冷却システムの開発が望まれている。

本研究では、事故時に水や空気の流体駆動に頼らず、放射冷却によって崩壊熱および残留熱を受動的に除去する新たなVCSを開発した。このシステムは原子炉建家を取り囲むドーナツ型断面構造を有し、HTTRの原子炉圧力容器(RPV)を参考に、高さ20 m、直径10.61 mのRPVを仮定し、VCSの幅を24.2 mに設定して評価を行った。過去の研究から、必要な熱流束として原子炉熱出力の0.33%以上を除去できることが求められた。

評価では、外気との熱交換面について自然対流熱伝達率 $18 \text{ W/m}^2/\text{K}$ 、外気温度 $40^\circ\text{C}$ 、輻射率0.8という条件を設定した。結果として、600MWtの熱出力を持つ原子炉の場合、VCSの高さはHTTR原子炉建家の高さ(24.2 m)の約27%に抑えられると示され、十分な除熱能力が確認された。

結論として、事故時における崩壊熱や残留熱を受動的に除去できる放射冷却を利用した新たなVCSの構造概念を提案し、その性能評価により必要な除熱能力を備えていることが示された。

### 3. 関係機関からの情報発信やニュース等の公開情報の収集と整理

#### 3.1 海外の民間関連：国外の開発動向 (B2-3)

##### (1) Funds awarded to assist Xe-100 development in the UK

04 April 2024 WNN  
<https://world-nuclear-news.org/Articles/Funds-awarded-to-assist-Xe-100-deployment-in-the-U>

X-Energy 社、UK Holdings 社と Cavendish 社は、Xe-100 小型モジュール炉の設計評価とサプライチェーン開発のために、英国の将来の原子力促進基金から資金を申請し、成功した。英国政府は 334 万ポンドを提供し、X-Energy 社も同額を拠出して合計 668 万ポンドのプログラムとなる。このプロジェクトは、ハートルプールに 12 基の炉を建設し、2030 年代初頭までに完成させる計画で、英国で最大 40 基の炉を建設することを目指している。このプロジェクトは多くの雇用を創出し、クリーンで信頼性のある電力を提供することを目的としている。

##### (2) UK' s NNL and Japan' s JAEA strengthen HTGR fuel collaboration

24 April 2024 WNN  
<https://world-nuclear-news.org/Articles/UK-s-NNL-and-Japan-s-JAEA-sign-HTGR-fuel-agreement>

被覆粒子燃料（CPF）は、国立原子力研究所（NNL）のプレストン実験室で生産されているが、日本の経験を学ぶため、JAEA と NNL が協力覚書に署名した。この協力は、HTGR 実証炉の燃料製造技術の開発と知的財産権の取り決めに焦点を当てている。英国政府は HTGR 研究に 6000 万ポンドを拠出し、NNL と JAEA は 3100 万ポンドを受け取った。この協力により、英国はネットゼロ達成に向けて進展し、日本と英国は難脱炭素化産業向けの技術開発を目指す。

##### (3) Study to assess benefits of Hartlepool SMR plant

23 May 2024 WNN  
<https://world-nuclear-news.org/Articles/Study-to-assess-benefits-of-Hartlepool-SMR-plant>

ティーズサイド大学と X-energy 社および Cavendish 社は、ハートルプールの原子力発電所プロジェクトの社会経済的影響を評価するために協力関係を築いた。評価は、地域社会や経済に与える影響を分析し、雇用創出や脱炭素化への貢献を見積もることを目的としている。このプロジェクトは、英国政府と X-energy 社の共同資金による 668 万ポンドのプログラムの一部であり、

2030 年代初頭までにハートルプールに 12 基の炉を建設する計画である。ティーズサイド大学の専門知識と地域社会との連携を活用し、地域への利益を最大化し、影響を軽減するための最善の方針を策定する。

#### (4) Jacobs to assist in development of UK-Japanese HTGR

28

May

2024

WNN

<https://world-nuclear-news.org/Articles/Jacobs-to-assist-in-development-of-UK-Japanese-HTG>

NNL の多分野設計コンサルタントである Jacobs は、HTGR の初期設計および提供計画のレビューを担当し、コスト見積もり、規制遵守、市場需要の評価などを行う。2023 年 9 月に NNL と JAEA は HTGR に関する協力覚書に署名し、UK HTGR 実証炉プログラムの次段階に進んだ。2022 年 12 月、英国政府は HTGR 研究に 6000 万ポンドの資金を発表した。AMR R&D プログラムのフェーズ B は 2025 年 2 月に終了予定で、2030 年代初頭に HTGR のライセンス取得、建設、運転が行われる。HTGR 技術は、加工業や製鉄業などの難脱炭素産業における脱炭素化に貢献すると期待されている。

#### (5) CNNC extends cooperation with ENEC, EDF

04

June

2024

WNN

<https://world-nuclear-news.org/Articles/CNNC-extends-cooperation-with-ENEC,-EDF>

Emirates Nuclear Energy corporation (ENEC) と China National Nuclear Corporation (CNNC) は、原子力発電所の開発と運用における最善の実践を共有するための覚書 (MoU) に署名した。この協力は、燃料サイクル調達、原子力施設の運用・保守、環境保護、新規原子力発電所の開発、研究開発など多岐にわたる。特に、第四世代原子炉や水素生産技術、淡水化技術の利用が含まれる。今回の協力は、昨年 の COP28 で署名された既存の協力覚書を基にしており、HTGR 技術の開発と展開の可能性も探っている。

#### (6) Amazon、X-energy への投資を発表、SMR プロジェクト計画を公開 2024 年 10 月 16 日

WNN

<https://www.world-nuclear-news.org/articles/amazon-invests-in-x-energy-unveils-smr-project-plans>

Amazon は、X-energy に出資し、2039 年までにアメリカ国内で最大 5GW の小型モジュール炉 (SMR) を展開することを目指していると発表した。

Amazon の気候変動対策基金「Climate Change Pledge Fund」が、X-energy に対する 5 億ドル

の資金調達でメインの投資家として機能した。この資金調達には、シタデルの創業者兼 CEO のケン・グリフィン、Ares Management Corporation、プライベート・エクイティ会社 NGP、およびミシガン大学も参加している。

この資金は、原子炉設計とライセンスの完成、そしてテネシー州オークリッジにおける TRISO-X 燃料製造施設の最初のフェーズの完成を目指している。

最初のプロジェクトはワシントン州で実施される予定で、Amazon は州の公営ユーティリティのコンソーシアムである Energy Northwest と、約 320 メガワット (MWe) を発電する 4 基の先進型小型モジュール炉 (SMR) を設置する契約を締結した。また、発電能力を 960 MWe に増やすオプションもあり、これは約 77 万戸の住宅を賄うのに十分な量である。

Amazon は、同プロジェクトの初期の実現可能性調査段階を資金援助し、Energy Northwest のコロンビア発電所近くに計画されたサイトで実施される。この契約の下で、Amazon は第 1 フェーズで発電される電力を購入する権利を有し、Energy Northwest は追加の 8 基を建設するオプションを持ち、その追加の電力は Amazon および周辺のユーティリティに供給される。

Amazon Web Services の CEO、マット・ガーマン氏は、「気候変動に対処する最も速い方法の 1 つは、社会をカーボンフリーのエネルギー源に転換することです。核エネルギーはカーボンフリーでスケールが可能であるため、Amazon にとって重要な投資分野です。これらの契約は、新しい核技術の建設を促進し、将来的にエネルギーを供給することができるであろう」と述べた。

Energy Northwest のエネルギーサービスおよび開発担当副社長、グレッグ・カレン氏は、「私たちは何年も前からこのプロジェクトの開発に取り組んでおり、この大胆な一歩を踏み出すことは特に生産コストで電力を提供するユーティリティにとって難しいものであった。Amazon がその財力と電力需要、そしてノウハウを活かして、この地域に信頼性のあるカーボンフリーな電力未来を築くリーダーシップを発揮してくれたことに感謝している」と述べた。

Xe-100 は第 4 世代の先進型炉設計であり、X-energy によると、高温ガス炉の運転と研究・開発に基づいている。320 MWe の 4 基セット発電所としての標準構成や、80 MWe 単位での拡張が可能である。Xe-100 は 565°C の蒸気で 200 MWt の出力を持ち、鉱業や重工業などの他の電力用途にも適している。

X-energy の CEO、クレイ・セル氏は、「Amazon と X-energy は、商業市場での先進的な原子力エネルギーの未来を築く準備ができています。AI の可能性を最大限に実現するためには、安全で信頼性のあるクリーンな電力を証明された技術で提供し、需要に応じて拡大可能な電力を供給する必要があります。Amazon、ケン・グリフィン、その他の戦略的投資家に深く感謝している。これらの協力によって、エネルギーとテクノロジーの未来に対する変革的なビジョンを実現するユニークな立場にある」と述べた。

初の Xe-100 発電所は、米国で産業施設に初めて導入される原子炉となるテキサス州ガルフコーストにある Dow Inc の UCC シードリフトオペレーションズサイトで開発中である。

Dominion Energy 社との間で、同社の既存のノースアンナ原子力発電所の近くで SMR プロジェクトを開発することを検討する覚書も締結された。Amazon がデータセンター施設をペンシルバニア州の Talen Energy 社の原子力発電所の隣に設置するのは、同社の初めての原子力エネルギー参入ではない。

Dominion Energy 社の会長兼 CEO であるロバート・ブルー氏は、「この協定は、Amazon や他の大手テクノロジー企業との長期的なパートナーシップを基にしており、バージニア州でのカーボンフリーな発電の開発を加速するものである。この協力により、住宅用顧客への料金への影響を最小限に抑え、開発リスクを大幅に削減して SMR の導入を進める可能性が生まれる」と述べた。

た。

7 月には、Dominion Energy 社が主要な SMR 核技術企業からの提案依頼を発表し、ノースアンナ発電所での SMR 開発の可能性を評価している。

#### (7) Ultra Safe Nuclear Corporation、チャプター11の申請を提出 2024 年 10 月 30 日

WNN

<https://www.world-nuclear-news.org/articles/ultra-safe-nuclear-corporation-files-chapter-11-petition>

マイクロモジュール炉（MMR）および TRISO 燃料の開発企業である Ultra Safe Nuclear Corporation（USNC）は、アメリカでチャプター11の破産保護を申請し、売却プロセスの実行を目指していると発表した。

USNC は、債務者保有資金調達（DIP）を取得しており、この資金により「アメリカやカナダでの MMR システムの展開、TRISO ベースおよびフルセラミックマイクロカプセル化燃料の大規模生産、さらに複数の米国政府機関向けの宇宙および防衛プロジェクトを含む、全てのプロジェクトの運用継続が保証される」としている。

同社は Standard Nuclear との間で資産購入契約を締結し、「USNC の燃料関連資産および技術開発契約に対する Stalking Horse Bidder（最初の買い手）として機能」することを予定している。資産の価格は 2800 万ドルで、12 月に取引を完了するための裁判所の承認を求めている。

USNC の取締役会会長であるカーク・エドワーズ氏は、「Ultra Safe Nuclear は、世界の電力および産業市場に安全で商業的に競争力のあるクリーンで信頼性の高い原子力エネルギーを提供することに引き続き尽力している。すべての選択肢を慎重に検討した結果、この裁判所監督の下での売却プロセスが、当社の主要技術イニシアチブの継続を確保しつつ、最も良い道筋であると判断した。これらのイニシアチブには、TRISO ベースの燃料の市場投入、カーボンフリーのエネルギーソリューションとしての MMR の展開、米国国防総省、NASA、英国エネルギー安全保障省およびネットゼロ省向けの重要技術の開発が含まれている。当社の戦略的目標に沿った、経験豊富な企業との合意されたオファーでこのプロセスを開始できることを喜ばしく思う」と述べた。USNC の MMR は、45MW の熱出力、15MW の電力出力を持つ高温ガス炉で、TRISO 燃料と黒鉛ブロックを使用。黒鉛ブロックには、セラミック FCM 燃料ペレットがスタックされており、ヘリウム冷却で、9%から 19.75%までのウラン濃縮が可能。初回の認可を受けた原子炉の寿命は 40 年である。同社は現在、カナダ・オンタリオ州のカナダ原子力研究所のチョークリバー施設および米国のイリノイ大学アーバナ・シャンペーン校でのプロジェクトに取り組んでいる。

同社のパイロンマイクロリアクターは、1.5～5 MWe を出力するコンテナ輸送可能なシステムであり、MMR 高温ガス炉システムよりも軽量で、地球上および宇宙でのオフグリッドの場所への輸送が可能。地上用途では、システムは核熱供給システムとプラント全体のモジュールに分かれており、標準の 20 フィート（6 メートル）のコンテナに収まる。