

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering : 301-2 Reactor Design, Nuclear Energy Strategy, Nuclear Transmutation

📅 Fri. Sep 13, 2024 9:30 AM - 10:50 AM JST | Fri. Sep 13, 2024 12:30 AM - 1:50 AM UTC 🏠 Room D(Recture RoomsA 1F A106)

[3D01-05] Advanced Reactors Design

Chair:Shuhei Maruyama(JAEA)

9:30 AM - 9:45 AM JST | 12:30 AM - 12:45 AM UTC

[3D01]

Neutronics and Safety Evaluation of Directly Reusing Spent Fuel in a High-Temperature Gas-Cooled Reactor

*Hong Fatt Chong¹, Hiroshi Sagara¹ (1. Tokyo Tech)

9:45 AM - 10:00 AM JST | 12:45 AM - 1:00 AM UTC

[3D02]

Power Distribution Optimized in a Prismatic Type HTGR Using MgO-BeO as a Composite Moderator

*Irwan Simanullang¹, Nozomu Fujimoto¹ (1. Kyushu University)

10:00 AM - 10:15 AM JST | 1:00 AM - 1:15 AM UTC

[3D03]

Analysis of Effect of Nuclear Data Library on Transmutation Characteristics and Criticality in Fluoride Molten Salt Reactor

*Koji Fujikura¹, Naoto Aizawa¹ (1. Tohoku Univ.)

10:15 AM - 10:30 AM JST | 1:15 AM - 1:30 AM UTC

[3D04]

Study on Reactivity Control of Accelerator-Driven System by Inserting Void Reactivity

*Yuki Yokoyama¹, Naoto Aizawa¹ (1. Tohoku Univ.)

10:30 AM - 10:45 AM JST | 1:30 AM - 1:45 AM UTC

[3D05]

Study on minimization of burn-up reactivity loss for small PWR with TRISO Fuel Part2

*Shiryu Okuda¹, Takanori Kitada¹, Satoshi Takeda¹, Takeshi Yamanaka¹ (1. Osaka University)

10:45 AM - 10:50 AM JST | 1:45 AM - 1:50 AM UTC

Time reserved for Chair

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 Fatt¹, 相楽 洋¹

¹ 東京工業大学

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ための新しい高温ガス炉概念を達成するための炉心配置を検討し、核および熱特性解析により炉心成立性を評価した。

キーワード： 使用済み燃料管理、高温ガス炉、直接再利用

1. 緒言

これまでの研究でブロック型高温ガス炉の使用済燃料を直接再利用し、高い燃料利用効率および固有安全性と核拡散抵抗性を同時に達成できる使用済燃料管理戦略と基本概念を提案した[1]。本研究では、高温ガス炉の照射済燃料を直接再利用しマスマランスを取った炉心燃料配置を検討し、炉心の核特性および熱安全性への影響を明らかにすることを目的とする。

2. 研究手法

高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) を参照炉心とし、90 体の 14 wt.%濃縮ウラン酸化物新燃料ブロックがドライバー燃料領域に装荷され、2 バッチ燃焼が想定されている[2][3]。本研究対象である直接再利用炉心では、図 1 に示す通り照射済ドライバー燃料ブロックを外側反射体領域で 1 照射サイクル、さらに内側反射体領域で 1 照射サイクルの追加燃焼を行う 4 バッチ燃焼方式を想定した。炉心仕様を表 1 に示す。中性子輸送計算および燃焼計算に MVP3.0 および MVP-BURN を用い、核データとして JENDL-5 に基づくライブラリを用いた 2 次元炉心計算を行った。また、熱出力分布の計算結果に基づき、核熱流動解析コード RELAP5-3D を用いて、定常運転時における炉心内の温度分布を計算し、燃料コンパクトおよび压力容器の最高温度を求めた。

3. 解析結果

炉心反応度として、再利用炉心の 4 バッチ平衡サイクルにおける燃焼可能性を確認し、燃焼度についても参照炉心と比べ向上していることを確認した。また、定常運転時の核熱解析結果より、参照炉心の燃料コンパクトおよび压力容器の最高温度の評価結果が 1251K と 624K で、本研究対象である再利用炉心においても同程度の評価結果となり、定常運転時の熱的影響はほとんど見られなかった。

4. 結言

高温ガス炉の低反応度照射済燃料を直接再利用するための新しい高温ガス炉概念を達成するための炉心配置を検討し、核および熱特性解析により定常運転時における炉心成立性を示した。今後、設計基準事故に対する過渡解析による安全評価を行う。

謝辞 本研究の成果の一部は、東京工業大学原子力規制人材育成事業による予算支援を受けたものである。また、日本原子力研究開発機構の青木健氏から計算に関わる詳細情報の提供を受けた。

参考文献 [1] Chong H.F., H. Sagara, IZES. 2023 [2] Kunitomi et al., Nucl. Eng. Des. 2004; 230: 349–366. [3] S. Katanishi, K. Kunitomi, Nucl. Eng. Des. 2007; 237: 1372–1380.

*Hong Fatt Chong¹, Hiroshi Sagara¹

¹Tokyo Institute of Technology

表 1 参照炉心と直接再利用炉心の共通仕様

ドライバー燃料	14 wt.%濃縮 UO ₂
燃料粒子充填率	30%
熱出力	600 MW
1 照射サイクル期間	730 日
燃料交換バッチ数	2(参照炉心)、4(本炉心)
炉心実効直径	710 cm
入口/出口温度	587/850 °C
He 冷却材流量	439.3 kg/s

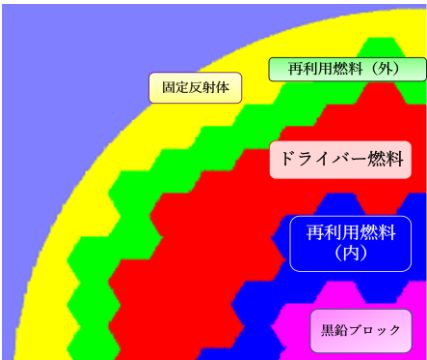


図 1 直接再利用炉心 1/4 水平断面図

Power Distribution Optimized in a Prismatic Type HTGR using MgO-BeO as a Composite Moderator

*Irwan L. Simanullang¹, Nozomu Fujimoto¹
¹Kyushu University

In high-temperature gas-cooled reactors (HTGRs), power distribution plays a prominent role in maintaining fuel temperature within safety limits under all operation conditions. In a previous study, the composite-based moderator MgO-BeO was investigated as a potential replacement for the graphite moderator in the HTGR. The results showed that a small prismatic-type HTGR with 50 MWt power could achieve a burnup of 80 GWd/t. This study investigates the power distribution in the core using non-uniform fuel enrichment while maintaining the burnup target of 80 GWd/t. Moreover, several burnable poison materials were examined to reduce the high initial reactivity in the core.

Keywords: prismatic-type HTGR, MgO-BeO moderator, burnup, power distribution, burnable poison materials

1. Introduction

The HTGRs use graphite as a moderator and reflector because it has good heat transfer capability, high heat capacity, and a low neutron absorption. However, graphite exhibits significant swelling, which is followed by a reduction in both thermal and strength conductivity under high irradiation condition [1]. In a previous study, a composite-based moderator, MgO-BeO, was investigated as a new candidate for replacing graphite moderator in HTGR design [2]. The results showed that a high burnup of 80 GWd/t could be achieved using a single uranium enrichment. This study aims to utilize heterogeneous uranium enrichment in the core to optimize power distribution in the core, and to introduce the burnable poison material for reducing the initial excess reactivity by maintaining the burnup target of 80 GWd/t.

2. Calculation Method

The small-sized HTR50S developed by the JAEA is used as the reactor model for this study [3]. This reactor consists of three kinds of hexagonal blocks: reflector blocks, control rod blocks, and fuel blocks. The fuel block consists of 33 fuel rods, 3 burnable poison rods, and 1 handling rod in the center. In this study, all graphite material except the graphite matrix in the fuel compact is replaced by MgO-BeO. The MVP3.0/MVPBURN was used to perform the criticality and burnup calculations. The JENDL-4.0 was used as a nuclear data library in this study. First, fuel compositions were optimized at the core level to achieve a burnup target of 80 GWd/t and to optimize the power distribution in the reactor core by varying the fuel packing fraction up to 50 % in the fuel compact and uranium enrichment. Thus, potential burnable poison materials were examined to reduce excess reactivity at the beginning of cycle (BOC). Several burnable poison materials such as B₄C, Gd₂O₃, Er₂O₃, and CdO were evaluated by varying the concentration of each burnable poison and the radius of burnable poison rods.

3. Results and Conclusion

The fuel composition obtained from the parametric survey was 17.06 wt% of uranium enrichment with a 45% fuel packing fraction. To optimize the power distribution in the core, the uranium enrichment was varied without changing the fuel packing fraction of 45%. The alignment of fuel enrichment in the reactor core is given in Table 1. The higher fuel enrichment is located in the upper part of the core. The average fuel enrichment in the core should be around 17 wt% for maintaining the burnup level of 80 GWd/t. The initial k_{eff} was 1.34 when there was no burnable poison materials in the core. The Gd₂O₃ was selected as the suitable burnable poison material for this reactor design. The 8 wt% of Gd₂O₃ with the radius of 1.0 cm was preferred to compress the reactivity from 25.5 % $\Delta K/K$ to 10.0 % $\Delta K/K$, while the burnup target of 80 GWd/t could be achieved, as presented in Fig. 1.

Table 1. Alignment of fuel enrichment in the reactor core.

Fuel column (top to bottom)	Uranium enrichment (wt%)			
	Zone 1	Zone 2	Zone 3	Zone 4
1	18	18	20	20
2	18	18	20	20
3	15	15	18	18
4	15	15	18	18
5	15	15	15	15
6	15	15	15	15

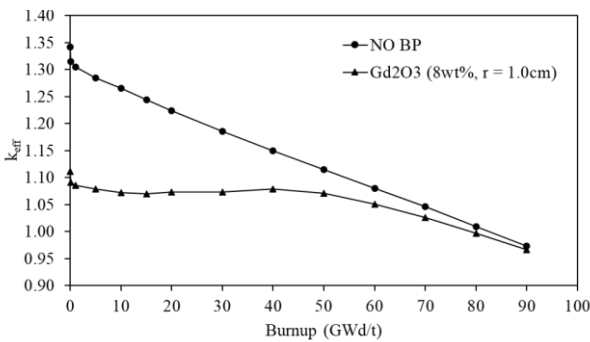


Fig. 1. Change in k_{eff} through the burnup period of the proposed reactor with and without burnable poisons.

References

[1] Campbell, A.A., Katoh, Y., Snead, M.A., Takizawa, K., 2016. Property changes of G347A graphite due to neutron irradiation. Carbon 109, 860–873.
[2] I.L. Simanullang, N. Fujimoto., 2024. Preliminary study of a small high-temperature gas-cooled reactor concept with MgO-BeO moderators. Nuclear Engineering and Design 420, 113036.
[3] Goto, M., Seki, Y., Inaba, Y., et al. 2014. Nuclear design study on an HTR50s with high burnup fuel and axial fuel shuffling. Nuclear Engineering and Design 271, 515-522

フッ化物溶融塩炉における核変換性能・臨界性に対する 核データライブラリの影響の解析

Analysis of Effect of Nuclear Data Library on

Transmutation Characteristics and Criticality in Fluoride Molten Salt Reactor

*藤倉 洪治¹, 相澤 直人¹

¹東北大学

多様な放射性核種の核変換を目的としたフッ化物溶融塩炉の炉物理計算において、核データライブラリの違いが及ぼす核変換性能および臨界性への影響を数値解析で評価した。

キーワード：溶融塩炉，核変換，フッ化物

1. 緒言：フッ化物溶融塩炉では核分裂生成物(FP)を溶解させた溶融塩の装荷による核変換を検討した研究[1]で放射性 FP の減容の可能性が示されているが、FP 核種の同位体分離が想定されており、核変換の実現可能性の向上には同位体分離を行わない核変換手法の再検討が必要である。また、溶融塩炉の数値解析では実験値と計算値の差[2]や核データライブラリを変更した場合の計算値の差[3]が大きいとの報告があり、核データライブラリの違いが核変換性能・臨界性に与える影響の評価も重要である。本研究では、同位体分離を仮定しない核変換手法を検討し、核データの違いが計算に与える影響を解析することを目的とした。

2. 核変換手法の検討：使用済燃料中の FP 核種を同位体分離せずに溶解させた核変換用溶融塩を、燃料用溶融塩の付近に装荷して FP の核変換を行うこととした。燃料用溶融塩の組成は先行研究[4]より 70mol%LiF-17.5mol%BeF₂-12.5mol%UF₄ とし、ウラン濃縮度は 5 wt%とした。Sr-90、Cs-137 の高発熱性核種、Se-79、Zr-93、Sn-126、I-129、Cs-135 の長寿命核種を核変換対象とし、核変換用溶融塩の組成は溶融塩中の U を同じ原子数密度の FP 核種(他の同位体も含む)で置換したものとした。

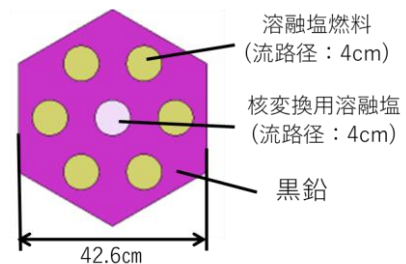


図 1: 解析体系の水平断面図

3. 解析体系・条件：上記の核変換手法を導入した炉心を想定し、黒鉛減速材とフッ化物溶融塩燃料で構成された、図 1 のような無限体系を構築した。計算コードに Serpent2[5]を用い、核データライブラリを JEFF-3.3、ENDF/B-VIII.0、JENDL-4.0、JENDL-5 としたそれぞれに対して、実効増倍率、各核種の反応率、生成量、変換量を計算し、計算結果の差を分析した。

4. 臨界性への影響：BOC での反応度の結果を図 2 に示す。JEFF-3.3 に対する反応度差は、JENDL-5 で-366 pcm となった。さらなる解析の詳細に関しては、発表にて説明する。

参考文献：[1] 藤倉ら，日本原子力学会 2024 年春の年会，3L09，(2024)。

[2] Dan Shen, et al., Nucl. Sci. Eng., 195, 825-837, (2021). [3] K.Fujikura and N. Aizawa, The 12th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC2023), 10-2, (2023). [4] O. Ashraf, et al., Ann. Nucl. Ene., 148, 107656, (2020). [5] J. Leppänen, et al., Ann. Nucl. Ene., 82, 142-150, (2015).

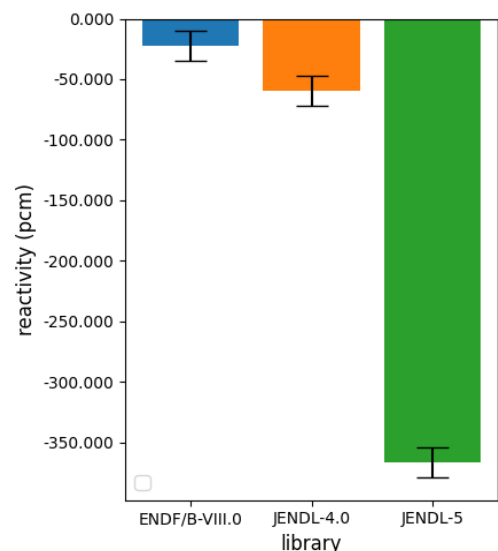


図 2: BOC における JEFF-3.3 に対する各ライブラリの反応度差

*Koji Fujikura¹ and Naoto Aizawa¹

¹Tohoku Univ.

ボイド導入による加速器駆動システムの反応度制御に関する研究
Study on Reactivity Control of Accelerator-Driven System by Inserting Void Reactivity

*横山 祐貴¹, 相澤 直人¹
¹東北大学

JAEA が提案する加速器駆動システム炉心について、反応度制御を目的とした人工的な冷却材ボイド導入の初期検討を行った。冷却材中のボイド体積割合を変化させて固有値・燃焼計算を行い、各炉物理パラメータや核変換性能、ビーム電流への影響を評価し、具体的なボイド利用型反応度制御手法の方針を示した。

キーワード：加速器駆動システム，ボイド反応度，核変換，燃焼解析

1. 緒言

MA 核変換用加速器駆動システムの実現のため、ビーム電流低減を目指した反応度制御手法が検討されているが、新たな手法として気泡（ボイド）を炉心に導入することにより中性子スペクトルを硬化し反応度を増加させる手法を提案する。この手法はボイドを止めれば反応度が減少する点で安全性が高く、使用済み可燃性毒物等の新たな放射性廃棄物を生成しない利点がある。本研究では、JAEA が提案する LBE 冷却 ADS 炉心^[1]でのボイド効果による炉心核特性や燃焼への影響を評価し、ボイド利用型反応度制御の可能性について検討することを目的とした。

2. 解析体系・計算条件

解析に用いた炉心は図 1 に示すような JAEA が提案する ADS 炉心を用い、初期実効増倍率は参照炉心で 0.97 とした。燃料領域の冷却材ボイド化を VAR (Voiding Active Region)、燃料棒全体の冷却材ボイド化を VWA (Voiding Whole Assembly) と呼び、この 2 つの条件で冷却材中のボイド体積割合を 25%刻みで設定し、燃焼期間を 600EFPD とし、1 ステップ 100EFPD の計 6 ステップに分割して固有値計算と固定源計算・燃焼計算を行った。計算に用いたコードは炉心計算をモンテカルロ計算コードの Serpent2^[2]、核破砕中性子源を PHITS^[3]を用いて計算した。核データライブラリは JENDL-4.0 を使用した。各計算条件において実効増倍率やビーム電流等の核特性変化や燃焼による組成変化の比較を行った。

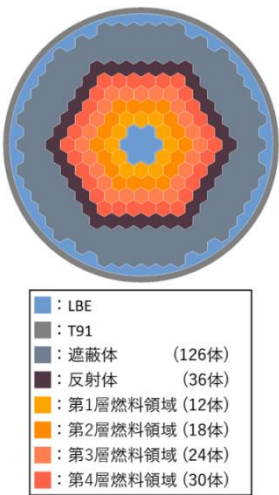


図 1：解析炉心体系(xy 平面)

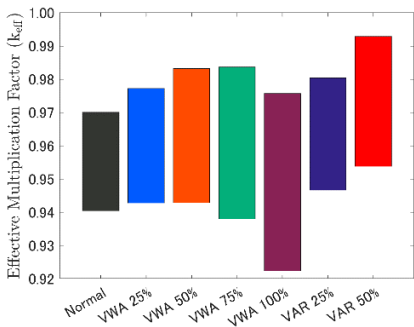


図 2：実効増倍率の推移(単調減少)

3. 解析結果

各炉心条件に対する実効増倍率の推移を図 2 に示す。ボイド率上昇により実効増倍率が上昇するが、VWA では 75%以上で中性子漏れ増加が増倍率上昇を相殺し始めていると考えられる。燃焼反応度は MA の親物質としての性質がスペクトル硬化で弱まり増加しているが、増倍率上昇効果によって漏れの少ない VAR では最小増倍率が上昇している。したがって、中性子漏れ効果を低減することで、ボイドによる反応度制御が可能であることが示された。

参考文献

[1] 岩永他, 加速器駆動炉の出力分布平坦化のための核設計, JAEA-Research 2007-025, (2007).
[2] J. Leppänen, et al., Ann. Nucl. Ene., 82, 142-150, (2015).
[3] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 61, 127-135 (2024).

*Yuki Yokoyama¹ and Naoto Aizawa¹
¹Tohoku Univ.

小型 PWR 用 TRISO 燃料における燃焼反応度損失の低減に向けた検討 その 2

Study on minimization of burn-up reactivity loss for small PWR with TRISO Fuel Part2

*奥田 子龍¹, 北田 孝典¹, 竹田 敏¹, 山中 健史¹

¹大阪大学

小型 PWR の反応度制御では可溶性ホウ素を用いない方法が検討されている[1]。また、より安全性の高いとされている TRISO 燃料の使用が考えられている。本研究では、可燃性毒物を用いて、小型 PWR 用 TRISO 燃料の燃焼反応度損失低減に向けた検討を行った。

キーワード：小型 PWR、TRISO 燃料、燃焼反応度損失低減

1. 緒言

減速材に可溶性ホウ素を添加しない小型 PWR 用 TRISO 燃料が検討されている。先行研究[2]では、TRISO 燃料に Eu を添加することで燃焼反応度損失(Δk)の低減を行ったものがある。しかし可溶性ホウ素を完全に除去するには Δk を 0.01 まで低減させる必要がある。そこで Δk の低減に有効だと考えられる、中性子毒物 2 種類の組み合わせを検討した。

2. 計算条件・評価方法

図 1 に計算体系を示す。SCALE6.3 を用いて、出力は 25MW、最高燃焼度 52.5GWd/t、燃焼計算は ORIGEN、輸送計算は NEMT で計算を行った。燃料部分に、TRISO 燃料、2 種類の中性子毒物を均質化して与え、Eu だけを添加した場合より Δk を小さくするような組み合わせを選定した。中性子毒物は B_4C およびランタノイドの中から選定した。まず、数理最適化により有効と思われる各種の組み合わせを選定した後、燃焼計算を行い有効性の評価を行った。

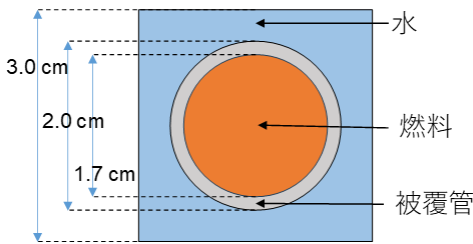


図 1 計算体系

3. 結果

数理最適化及び燃焼計算による選定の結果、(Eu, Gd)、(Eu, Sm)、(B_4C , Eu)、(B_4C , Er)、(B_4C , Dy)、(B_4C , Lu)、(B_4C , Tm)、(B_4C , Nd) の組み合わせで添加すると、Eu を単体で添加する場合より Δk が低減されることが分かった。その結果を図 2 に示す。 B_4C を含む組み合わせについて、いずれの組み合わせにおいても $k_{\text{-inf}}$ の推移は大きく異なることをふまえ、図 2 では(B_4C , Eu)だけ示している。Eu のみを用いる場合と比べ、(Eu, Gd)、(Eu, Sm)では燃焼初期の反応度を抑えることができた。また、Gd および Sm は約 10 GWd/t で燃え尽きるが、B は燃焼末期まで徐々に減少し続けるため、 B_4C を含む組み合わせでは燃焼末期まで反応度を抑えることができた。

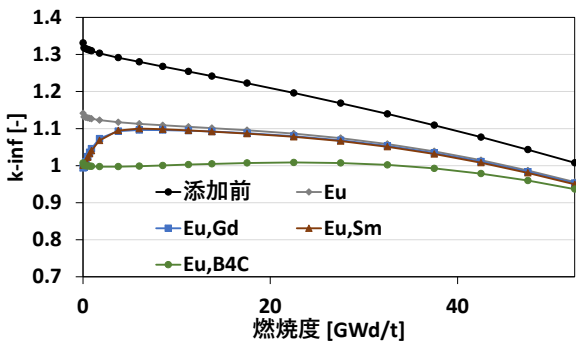


図 2 $k_{\text{-inf}}$ 推移

4. 結論

2 種類の中性子毒物の添加により、Eu と Gd、Sm または B_4C と Eu、Dy、Er、Lu、Tm、Nd の組み合わせが、Eu 単体で添加した場合よりも Δk の低減に有効であることが明らかになった。しかし、 Δk を 0.01 まで低減させることはできなかったため、今後は燃料集合体に適応させることによって更なる Δk の低減を図る。

参考文献

[1] Annals of Nuclear Energy July 2000 Pages855-871 Soon Young Kim, Jong Kyung Kim
[2] 小型 PWR 用 TRISO 燃料に対する燃焼反応度損失の低減に向けた検討 2023 山中健史

*Shiryu Okuda¹, Takanori Kitada¹, Satoshi Takeda¹, Takesi Yamanaka¹

¹Oosaka Univ.