

JAEA-Technology 2021-016 DOI:10.11484/jaea-technology-2021-016

2020 年度夏期休暇実習報告;

HTTR 炉心を用いた原子力電池に関する予備的検討

-核設計のための予備検討(3)-

Report of Summer Holiday Practical Training 2020; Feasibility Study on Nuclear Battery using HTTR Core -Feasibility Study for Nuclear Design (3)-

石塚 悦男 満井 渡 山本 雄大 中川 恭一 Hai Quan HO 石井 俊晃 濱本 真平 長住 達 高松 邦吉 Inesh Kenzhina Yevgeni Chikhray 松浦 秀明 藤本 望

Etsuo ISHITSUKA, Wataru MITSUI, Yudai YAMAMOTO, Kyoichi NAKAGAWA Hai Quan HO, Toshiaki ISHII, Shimpei HAMAMOTO, Satoru NAGASUMI Kuniyoshi TAKAMATSU, Inesh KENZHINA, Yevgeni CHIKHRAY, Hideaki MATSUURA and Nozomu FUJIMOTO

> 高速炉・新型炉研究開発部門 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

Department of HTTR HTGR Research and Development Center Oarai Research and Development Institute Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Development September 2021

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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。 本レポートはクリエイティブ・コモンズ表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。 本レポートの成果(データを含む)に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の 条件で利用してください。(<u>https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja</u>) 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(<u>https://www.jaea.go.jp</u>) より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課 〒 319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地 4 電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency. This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License (https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en).

Even if the results of this report (include data) are not copyrighted, they must be used under the same terms and conditions as CC-BY.

For inquiries regarding this report, please contact Intellectual Resources Section,

Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department,

Japan Atomic Energy Agency.

2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan

Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2021

2020 年度夏期休暇実習報告; HTTR 炉心を用いた原子力電池に関する予備的検討 - 核設計のための予備検討(3)-

日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門 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

石塚 悦男、満井 渡^{*1}、山本 雄大^{*1}、中川 恭一^{*1}、Hai Quan HO、 石井 俊晃、 濱本 真平、長住 達、高松 邦吉、Inesh Kenzhina^{*2*3}、Yevgeni Chikhray^{*2}、 松浦 秀明^{*1}、藤本 望^{*1}

(2021年7月16日受理)

2020 年度の夏期休暇実習において、昨年度に引き続き HTTR 炉心を原子力電池に見立てた場合の核的な予備検討として、MVP-BURNを用いて炉心の小型化について検討した。この結果、²³⁵U 濃縮度 20%、54燃料ブロック(18×3層)炉心、半径 1.6 mの BeO 反射体を使用すれば 5MW で 30年の連続運転が可能になることが明らかとなった。この小型炉心の燃料ブロック数は、HTTR 炉心の 36% に相当する。今後は、更なる小型化を目指して、燃料ブロックの材料を変更したケースについて検討する予定である。

大洗研究所:〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

- *1 九州大学
- *2 国立カザフスタン大学
- *3 カザフスタン国立核物理研究所

Report of Summer Holiday Practical Training 2020; Feasibility Study on Nuclear Battery using HTTR Core - Feasibility Study for Nuclear Design (3) -

Etsuo ISHITSUKA, Wataru MITSUI^{*1}, Yudai YAMAMOTO^{*1}, Kyoichi NAKAGAWA^{*1}, Hai Quan HO, Toshiaki ISHII, Shimpei HAMAMOTO, Satoru NAGASUMI, Kuniyoshi TAKAMATSU, Inesh KENZHINA^{*2,3}, Yevgeni CHIKHRAY^{*2}, Hideaki MATSUURA^{*1} and Nozomu FUJIMOTO^{*1}

Department of HTTR, HTGR Research and Development Center, Oarai Research and Development Institute, Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Development, Japan Atomic Energy Agency Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received July 16, 2021)

As a summer holiday practical training 2020, the feasibility study for nuclear design of a nuclear battery using HTTR core was carried out, and the downsizing of reactor core were studied by the MVP-BURN. As a result, it is clear that a 1.6-m-radius reactor core, containing 54 (18×3 layers) fuel blocks with 20 % enrichment of 235 U, and BeO neutron reflector, could operate continuously for 30 years with thermal power of 5 MW. Number of fuel blocks of this compact core is 36 % of the HTTR core. As a next step, the further downsizing of core by changing materials of the fuel block will be studied.

Keywords: Nuclear Battery, HTTR Core, Fuel Design, Burnup Calculation, MVP-BURN

^{*1} Kyushu University

^{*2} Al-Farabi Kazakh National University

^{*3} Institute of Nuclear Physics

目 次

1. 序論	1
2. 原子力電池と設計目標	1
3. 燃料ブロック数と配置の影響	2
3.1 6×3 炉心モデル	2
3.2 燃料ブロック数を増やした炉心モデル	3
4. 反射体材料の影響	3
5. 結論	4
謝辞	4
参考文献	4

Contents

1.	Introduction	. 1
2.	Nuclear battery and its design goal	. 1
3.	Effects of number and placement of fuel blocks	. 2
3	$6 \times 3 \text{ model}$. 2
3	3.2 Core models with increased number of fuel blocks	3
4.	Effect of reflector material	. 3
5.	Conclusion	. 4
Acl	xnowledgement	. 4
Ref	erences	4

This is a blank page.

1. 序論

下記項目の特徴を生かした小型モジュール炉(SMR)¹⁾は、開発に向けて様々な取り組みが行われており、米国、カナダ、フランス等において実用炉に向けた開発が進展している²⁻⁶⁾。

・フルパッシブ等の革新的な安全設計

- ・内蔵放射能が小さいことによる合理的な安全基準の適用、防災計画エリアの縮小
- ・工場生産方式によるコスト削減、品質維持、性能向上
- ・燃料取替不要または交換頻度削減による容易なメンテナンス、核セキュリティ上のメリット
- ・電力需要が小さい地域や電力グリット未整備地域への導入
- ・熱供給等と併せた活用
- ・初期投資を抑えた電力自由化市場への対応

最近の報道例としては、米国における宇宙・軍事を目的とした SMR^{2,6)}やカナダにおける負荷追従運転可能で、遠隔地域のコミュニティに十分な電力と高温の蒸気を提供でき、海水の脱塩や水素生産などにも活用できる SMR^{3,5)}、仏・米の民間企業が共同開発するヘリウム冷却高速炉 SMR⁴⁾等があり、早期の実用化に向けた取り組みが進展している。

このような背景のもと、2018 年度から夏期休暇実習のテーマとして、優れた安全性を有する高温工 学試験研究炉(HTTR)の炉心をベースとした原子力電池に関する予備検討を開始した^{7,8)}。2018 年度 の夏期休暇実習では、HTTR 炉心を原子力電池に見立てた場合の核的な予備検討を実施し、熱出力 2 MW で約 30 年、3 MW で約 25 年、4 MW で約 18 年、5 MW で約 15 年の運転が可能であることを明 らかにした⁷⁾。また、2019 年度の夏期休暇実習では、熱出力 5 MW で 30 年の連続運転が可能となる 燃料の²³⁵U 濃縮度と可燃性毒物に関して検討し、²³⁵U 濃縮度が 12 %、可燃性毒物の半径及び天然ホ ウ素濃度が 1.5 cm 及び 2 wt% の燃料が必要になることを明らかにした⁸⁾。今年度は原子力電池の低コ スト化を目指して炉心の小型化について検討した。

2. 原子力電池と設計目標

一般的に原子力電池 ⁹とは、RI を熱源として発生した熱エネルギーを熱電変換素子で電力に変換し て利用するものであるが、ここでは RI の代わりに HTTR の炉心を熱源とし、開発が進められている新型 高温用熱電変換素子等の利用を想定して可動部分を無くし、メンテナンスフリーで長期間運転できる エネルギー源として検討している⁷⁰。本報告で検討している原子力電池のイメージを Fig. 2.1 に示す。ま た、原子力電池の設計目標は以下のとおりである⁷⁰。

1)	基本炉心	: HTTR 炉心
2)	熱出力	: 5 (MW)
3)	運転期間	: 30(年)

4) 冷却方式 : ~!	リウム自然循環冷却→自然循環水冷
--------------	------------------

- 5) 冷却水出入口温度 :入口 40 (℃)、出口 100 (℃)
- 6) 熱電変換素子効率 : 10 (%)
- 7) 熱電変換素子温度 : 入熱側 400 (℃)、出熱側 200 (℃)

今年度は、炉心の小型化を目指して燃料ブロックを少なくし、燃料配置や²³⁵U濃縮度、反射体半径等を変えて熱出力 5 MW で長期連続運転が可能となるような炉心について検討した。現状の HTTR 炉心部の概略を Fig. 2.2 及び Fig. 2.3 に示す。

3. 燃料ブロック数と配置の影響

熱出力 5MW で 30 年運転の条件を満たす最小の燃料ブロック数、配置、²³⁵U 濃縮度、反射体半径 の最適な組合せを直接求めることは困難である。このため、はじめに適当な炉心を想定して燃焼計算 を行い、次に条件を満たさない場合は、燃料ブロックの配置、²³⁵U 濃縮度や反射体半径を変えて評価 し、それでも条件を満たさない場合は、燃料ブロックを徐々に増やしながら同様の計算を繰り返して最 適な炉心配置等を求めることにした。なお、燃焼計算は MVP-BURN(核データライブラリ:JENDL-4.0) を用い、30 年間運転できるかどうかについては、燃焼計算により求めた運転時間と実効増倍率の関係 から、「実効増倍率(kef)>1」を満たす運転時間が 30 年以上になるかどうかを判断基準とした。

3.1 6×3 炉心モデル

はじめに、Fig. 2.3 に示す HTTR 炉心のうち、最小の均一炉心として想定できる燃料領域 1 (ブロック 数:6 個) と 3 層の燃料からなる炉心 (以後、6×3 炉心と記述する) について計算した。 MVP の計算モ デルを Fig. 3.1 及び Fig. 3.2 に示す。 なお、黒鉛反射体の半径は HTTR 炉心と同様に 2 m とし、その 他の計算条件は以下とした。

・ヒストリー数	:20000×100 バッチ
・燃料ブロックあたりの燃料棒	:31本
·全制御棒位置	:405 cm (完全に引抜いた状態)
•可燃性毒物	:未装荷

炉心温度をパラメータとし、運転時間と²³⁵U 濃縮度の関係を求めた計算結果を Fig. 3.3 に示す。炉 心温度が低いほど長期間の運転が可能となるが、管理が容易とされる²³⁵U 濃縮度 20 % (低濃縮燃料 に分類)にしても 8 年程度の運転しか出来ないことが明らかとなった。また、黒鉛反射体半径の影響を 調べた結果を Fig. 3.4 に示す。同図から、運転時間は、黒鉛反射体半径を 1.4 m 以下にすると著しく 減少すること、1.4 m 以上にしてもそれほど長くできないことが明らかとなった。 3.2 燃料ブロック数を増やした炉心モデル

前節の計算結果から、以下の条件を固定し、燃料ブロック数とその配置を変えた場合の計算を行った。

• ²³⁵ U 濃縮度	:20 %
・炉心温度	:800 ŀ
·燃料層	:3 層
·黒鉛反射体半径	:2 m

計算に使用した炉心モデルを Fig. 3.5 から Fig. 3.11 に示す。1 層当たりの燃料ブロック数を 7、9、12、18 とし、燃料ブロック数 9 及び 12 に関しては配置も変えて計算した。

各炉心モデルにおける実効増倍率と運転時間の関係をFig. 3.12 に示す。計算結果から、運転時間 は、燃料ブロック数を増やすことによって長くなるが、18×3 炉心でも 22 年程度にとどまり目標を達成で きないことが明らかとなった。また、9×3 炉心及び 12×3 炉心において、燃料ブロックの配置を変えた 場合について計算したが、燃料ブロックの配置はそれほど大きな影響を与えないことも明らかとなった。 更に、Fig. 3.13 に示す様に、前節と同様に黒鉛反射体半径の影響を調べたが、これ以上半径を大きく しても運転時間を長くできないことが明らかとなった。

4. 反射体材料の影響

前章の計算結果から、黒鉛反射体のままでは層あたりの燃料ブロックを18体まで増やした18×3炉 心でも目標である30年運転を達成できないことが明らかとなった。このため、反射体の材料を変更する ことによって運転時間を長くできるかどうかについて検討した。

黒鉛に替わる反射体材料として、JMTR や JRR-3 の様な水冷却型試験研究炉では、中性子反射体 としての核特性が優れていることからベリリウム^{10,11)}が採用されている。ベリリウムと黒鉛の散乱断面積 の比較を Fig. 4.1 に示す。しかし、中性子照射下における高温での利用は、ベリリウム蒸気圧が高いこ とや中性子照射によって生じるスエリングが大きいこと^{11,12)}等の問題がある。これに対して BeO は、化 学的な安定性が高いために高温に耐えること、機械的強度が高いためにスエリングが抑えられること、 熱伝導率も酸化物の中では極めて高いことから、ガス炉の減速材として検討された経緯がある¹³⁾。この ため、黒鉛反射体を BeO 反射体に替えた場合について検討した。

燃焼計算は、18×3 炉心を対象とし、黒鉛反射体を BeO 反射体に変更する以外は前章と同じ条件 で計算した。反射体半径をパラメータとした場合の燃焼計算の結果を Fig. 4.2 に示す。同図から、反射 体を BeO に変更することで、反射体半径を 1.6 m に小型化しても 30 年の運転が可能となることが明ら かとなった。また、運転末期において、実効増倍率が上昇する傾向が見られたため、この原因を調査す る目的で ²³⁵U、²³⁹Pu、²⁴¹Pu の原子密度変化を調べた。この結果を Fig. 4.3 に示す。同図より、運転 末期に実効増倍率が上昇したのは、²³⁹Pu と ²⁴¹Pu の原子密度が増えたためと考えられる。²³⁵U、²³⁹Pu、 ²⁴¹Pu の核分裂反応断面積¹⁰⁾を Fig. 4.4 に示す。同図からも明らかな様に、²³⁹Pu や²⁴¹Pu の反応断面は²³⁵U より大きいため、²³⁹Pu や²⁴¹Pu の生成が実効増倍率の上昇に影響を与えたと考えられる。

5. 結論

優れた安全性を有する高温ガス炉の炉心をベースとした原子力電池に関する予備検討として、低コスト化を目指して炉心の小型化について検討した結果、以下が明らかとなった。

- ・反射体に黒鉛を使用する場合、²³⁵U 濃縮度 20 %の燃料ブロックを用いて、18×3 炉心を構成して
 も熱出力 5 MW で 22 年程度の運転にとどまり、30 年運転の目標を達成できないことが明らかとなった。
- ・反射体に黒鉛を使用する場合、運転時間は黒鉛反射体半径を1.4 m 以下にすると顕著に減少すること、1.4 m 以上にしてもそれほど長くできないことが明らかとなった。
- ・反射体に BeO を使用する場合、²³⁵U 濃縮度 20%、18×3 炉心、反射体半径 1.6 m の条件で熱出力 5 MW、30 年連続運転が可能になることが明らかとなった。これは、HTTR 炉心の燃料ブロック数が 150 体であることから、36% に相当する。

次年度の夏期休暇実習は、更なる炉心の小型化を目指して、燃料ブロックの材料を変更したケース について検討するとともに、これらの予備検討により実習生のスキルアップに繋げる予定である。

謝辞

本報告書をまとめるに当たり、高速炉・新型炉研究開発部門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 堀 直彦次長に貴重なご意見を頂いた。以上、記して謝意を表します。

参考文献

- 1) 田中隆則,小型モジュール炉(SMR)を巡る国際動向とそのインパクト,日本原子力学会誌 ATOMOΣ, Vol.60, No.7, 2018, pp.382-386.
- 原子力産業新聞,米エネ省のアイダホ研、月面探査用の原子力発電技術開発で情報依頼書を 発出,2020, https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/4115.html,(参照 2021 年 1 月 25 日).
- 3) 原子力産業新聞, 米 X-エナジー社、開発中の小型高温ガス炉「Xe-100」でカナダのベンダー審 査開始, 2020, https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/4233.html, (参照 2021 年 1 月 25 日).
- 4) 原子力産業新聞, フラマトム社と GA 社、モジュール式の小型へリウム冷却高速炉開発で協力, 2020, https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/5065.html, (参照 2021 年 1 月 25 日).

- 5) 原子力産業新聞, 米エネ省、先進的原子炉実証プログラムの支援対象企業 2 社を発表, 2020, https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/5110.html, (参照 2021 年 1 月 25 日).
- 原子力産業新聞、米トランプ政権、宇宙探査と国防目的の SMR 利用促進で大統領令発令, 2021、 https://www.jaif.or.jp/journal/oversea/6070.html, (参照 2021 年1月 25 日).
- 7) 石塚悦男,松中一朗,石田大樹, Hai Quan HO,石井俊晃,濱本真平,高松邦吉, Kenzhina, I., Chikhray, Y.,近藤 篤,高木直行,藤本 望,2018 年度夏期休暇実習報告; HTTR 炉心を用い た原子力電池に関する予備的検討 -核設計のための予備検討-, JAEA-Technology 2019-008, 2019,12p.
- 石塚悦男,中島弘貴,中川直樹, Hai Quan HO,石井俊晃,濱本真平,高松邦吉, Kenzhina, I., Chikhray, Y., 松浦秀明,藤本 望, 2019 年度夏期休暇実習報告; HTTR 炉心を用いた原子力電 池に関する予備的検討 -核設計のための予備検討 (2)-, JAEA-Technology 2020-008, 2020, 16p.
- 9) 日本原子力研究開発機構, ATOMICA, 原子力電池(アイソトープ電池), https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-04-02-08.html, 2020, (参照 2021 年 7 月 9 日).
- 10) Nuclear Data Center, Plotting Tool for ENDF (Evaluated Nuclear Data File), https://wwwndc.jaea.go.jp/ENDF_Graph/, (参照 2021 年 3 月 19 日).
- Stonehouse, A.J., Physics and chemistry of beryllium, J.Vac.Sci.Technol. A, Vol.4, No.3, 1986, pp.1163-1170.
- 12) Ishitsuka, E., Kawamura, H., Terai, T., Tanaka, S., Effects of helium production and radiation damage on tritium release behavior of neutron-irradiated beryllium pebbles, J. Nucl. Mater., Vol. 283-287, pp.1401-1404, 2000.
- Wallace, W. P. and Simnad, M. T., Comparison of BeO versus Graphite as a Moderator for MGCR, General Atomic, Division of General Dynamics Corporation, GAMD-974, MGCR-M-223, 1959, 10p.







Fig. 2.2 Outline of HTTR core



Fig. 2.3 HTTR core layout



Fig. 3.1 Horizontal cross section of 6×3 core



Fig. 3.2 Vertical cross section of 6×3 core



Fig. 3.3 Operation time and ²³⁵U enrichment



Fig. 3.4 Operation time and core radius







Fig. 3.6 Horizontal cross section of $9 \times 3(a)$ core



Fig. 3.7 Horizontal cross section of $9 \times 3(b)$ core



Fig. 3.8 Horizontal cross section of $12 \times 3(a)$ core



Fig. 3.9 Horizontal cross section of $12 \times 3(b)$ core



Fig. 3.10 Horizontal cross section of $12 \times 3(c)$ core



Fig. 3.11 Horizontal cross section of 18×3 core



Fig. 3.12 $\,$ Operation time and $k_{\rm eff}$ for different core models



Fig. 3.13 Operation time and core radius for different core models



Fig. 4.1 Elastic cross section of Be and C



Fig. 4.2 Operation time for BeO reflectors



Fig. 4.3 $\,$ $\,$ k_{\rm eff} and nuclide densities of $^{235}\text{U}\text{,}$ $^{239}\text{Pu}\text{,}$ ^{241}Pu



Fig. 4.4 Cross section of ²³⁵U, ²³⁹Pu, ²⁴¹Pu