

## 2022年度夏期休暇実習報告

Report of Summer Holiday Practical Training on 2022

石塚 悦男 Hai Quan HO 北川 堪大 福田 理仁  
伊藤 諒 根本 将矢 楠木 捷斗 野村 拓朗  
長瀬 颯太 橋本 温希 中野 優美 石井 俊晃  
長住 達 飯垣 和彦

Etsuo ISHITSUKA, Hai Quan HO, Kanta KITAGAWA, Takahito FUKUDA  
Ryo ITO, Masaya NEMOTO, Hayato KUSUNOKI, Takuro NOMURA  
Sota NAGASE, Haruki HASHIMOTO, Yumi NAKANO, Toshiaki ISHII  
Satoru NAGASUMI and Kazuhiko IIGAKI

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

June 2023

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。（<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja>）  
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（<https://www.jaea.go.jp>）より発信されています。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 JAEA イノベーションハブ 研究成果利活用課  
〒 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 (including data) are not copyrighted, they must be used under the same terms and conditions as CC-BY.

For inquiries regarding this report, please contact Institutional Repository and Utilization Section, JAEA Innovation Hub, 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

2022 年度夏期休暇実習報告

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、Hai Quan HO\*<sup>1</sup>、北川 堪大\*<sup>2</sup>、福田 理仁\*<sup>2</sup>、伊藤 諒\*<sup>3</sup>、  
根本 将矢\*<sup>4</sup>、楠木 捷斗\*<sup>2</sup>、野村 拓朗\*<sup>5</sup>、長瀬 颯太\*<sup>6</sup>、橋本 温希\*<sup>6</sup>、  
中野 優美\*<sup>7</sup>、石井 俊晃、長住 達、飯垣 和彦

(2023 年 4 月 13 日受理)

「HTTR に関する技術開発」をテーマとした 2022 年度夏期休暇実習において、5 つの大学から 8 名が参加した。参加者は、原子力電池の検討、HTTR 炉心の燃焼解析、<sup>252</sup>Cf 製造の検討、冷却機能喪失時の挙動解析、炉容器近傍の熱流動解析について実習した。実習後のアンケートでは、就業体験として有益であったこと、一部の学生においては自身の研究に役立ったこと、他の大学生との議論が良い経験となった等の感想があり、本実習は概ね良好な評価を得た。

---

大洗研究所: 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002

\*1 高温工学試験研究炉部(2023 年 3 月まで)

\*2 九州大学

\*3 京都大学

\*4 東海大学

\*5 東京都市大学

\*6 北海道大学

\*7 株式会社ソフィアシステム

Report of Summer Holiday Practical Training on 2022

Etsuo ISHITSUKA, Hai Quan HO\*<sup>1</sup>, Kanta KITAGAWA\*<sup>2</sup>, Takahito FUKUDA\*<sup>2</sup>,  
Ryo ITO\*<sup>3</sup>, Masaya NEMOTO\*<sup>4</sup>, Hayato KUSUNOKI\*<sup>2</sup>, Takuro NOMURA\*<sup>5</sup>,  
Sota NAGASE\*<sup>6</sup>, Haruki HASHIMOTO\*<sup>6</sup>, Yumi NAKANO\*<sup>7</sup>,  
Toshiaki ISHII, Satoru NAGASUMI and Kazuhiko IIGAKI

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 April 13, 2023)

Eight people from five universities participated in the 2022 summer holiday practical training with the theme of "Technical development on HTTR". The participants practiced the feasibility study for nuclear battery, the burn-up analysis of HTTR core, the feasibility study for <sup>252</sup>Cf production, the analysis of behavior on loss of forced cooling test, and the thermal-hydraulic analysis near reactor pressure vessel. In the questionnaire after this training, there were impressions such as that it was useful as a work experience, that some students found it useful for their own research, and that discussion with other university students was a good experience. These impressions suggest that this training was generally evaluated as good.

Keywords: Summer Holiday Practical Training, HTTR, Core Calculation, MVP-BURN, <sup>252</sup>Cf  
Production, ORIGEN2.2, Loss of Forced Cooling Test, ANSYS Fluent

---

\*1 Department of HTTR until March, 2023

\*2 Kyushu University

\*3 Kyoto University

\*4 Tokai University

\*5 Tokyo City University

\*6 Hokkaido University

\*7 SOFIA SYSTEM Co.,LTD'.

目 次

1. 序論 .....	1
2. 原子力電池の検討 .....	1
2.1 可燃性毒物 .....	2
2.2 反応度温度係数 .....	2
3. HTTR 炉心の燃焼解析 .....	3
4. <sup>252</sup> Cf 製造の検討 .....	4
5. 冷却機能喪失時の挙動解析 .....	4
6. 炉容器近傍の熱流動解析 .....	5
7. 夏期休暇実習のアンケート結果 .....	5
謝辞 .....	6
参考文献 .....	6

Contents

1. Introduction .....	1
2. Feasibility study for nuclear battery.....	1
2.1 Burnable poison .....	2
2.2 Reactivity temperature coefficient .....	2
3. Burn-up analysis of HTTR core .....	3
4. Feasibility study for <sup>252</sup> Cf production .....	4
5. Analysis of behavior on loss of forced cooling test .....	4
6. Thermal-hydraulic analysis near reactor pressure vessel .....	5
7. Questionnaire results for summer holiday practical training on 2022 .....	5
Acknowledgements .....	6
References .....	6

This is a blank page.

## 1. 序論

日本原子力研究開発機構(原子力機構)の夏期休暇実習は、大学等の学生が夏期休暇期間を活用して原子力機構で就業体験できる制度であり、高温工学試験研究炉部では高温工学試験研究炉 (HTTR)に関連するテーマを取り上げて夏期休暇実習生を募集してきた。2017 年度から夏期休暇実習に参加した学生等の所属及びその人数を Table 1.1 に示す。2022 年度は、これまでの約 2 倍となる 8 名が参加した。

これまでの夏期休暇実習では、米国、カナダ、英国等において小型モジュール炉 (SMR)<sup>1)</sup>の実用炉に向けた開発が進展していることから、HTTR の炉心を SMR に例えて、熱電素子による発電と熱の直接的な利用を想定した原子力電池<sup>2)</sup>等について検討してきた<sup>3-5)</sup>。2021 年度には、HTTR の運転が再開され、炉心の核的パラメータが約 10 年ぶりに取得されたため、HTTR の炉心計算体験も兼ねて臨界制御棒位置及び動特性パラメータ等について検討した<sup>6)</sup>。2022 年度は、学生の希望も踏まえて実習テーマを 5 項目に増やして対応することとした。2022 年度の実習期間、実習テーマ及びその担当等の情報を Table 1.2 に示す。

本報告書では、実習の概要を紹介するとともに、本実習を改善するために実施したアンケート調査結果等についても報告する。

## 2. 原子力電池の検討

SMR は、「フルパッシブ等の革新的な安全設計」や「工場生産方式によるコスト削減、品質維持、性能向上」等を開発目標とし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<sup>1)</sup>。最近ではウクライナ情勢に端を発したエネルギー安全保障の観点から、SMR を含めた革新炉の早期開発が世界的な潮流となりつつある<sup>7)</sup>。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 HTTR 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<sup>3-5)</sup>。これまでの検討経緯を以下に示す。

- 2018 年度は、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<sup>3)</sup>。
- 2019 年度は、検討目標を熱出力 5 MW で 30 年の連続運転とし、目標の運転が可能となる燃料の<sup>235</sup>U濃縮度と可燃性毒物に関して検討した結果、<sup>235</sup>U濃縮度が 12 %、可燃性毒物の半径及び天然ウラン濃度が 1.5 cm 及び 2 wt% の燃料が必要なることを明らかにした<sup>4)</sup>。
- 2020 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、<sup>235</sup>U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(燃料ブロック数は HTTR 炉心の 36 %)<sup>5)</sup>。

2022 年度は、2020 年度に検討した小型炉心において、可燃性毒物の最適化と反応度温度係数について検討した。

## 2.1 可燃性毒物

小型炉心における可燃性毒物の計算は、HTTR で使用されている可燃性毒物を参考にして実施した<sup>4)</sup>。HTTR の可燃性毒物及び炉心の概要を Fig. 2.1 及び Fig. 2.2 に示す。HTTR の可燃性毒物は、各燃料ブロックに 2 箇所装荷されており、直径約 1.4 cm、有効長約 20 cm の炭化ホウ素と黒鉛粉末の混合焼結体(B<sub>4</sub>C-C コンポジット)が燃料ブロック内の上下に配置されている<sup>5)</sup>。可燃性毒物の天然ホウ素濃度は、2.22 wt%と 2.74 wt%の 2 種類が採用されており、垂直方向のフラックス分布を平滑化させるため、2 段目と 3 段目の燃料ブロックには 2.74 wt%が、それ以外の燃料ブロックには 2.22 wt%の可燃性毒物が装荷されている<sup>5)</sup>。

本年度の実習では、<sup>235</sup>U 濃縮度 20 %の燃料ブロックが小型炉心に装荷されているものとし、可燃性毒物の装荷箇所、可燃性毒物の半径及び天然ホウ素濃度をパラメータとした燃焼計算を実施した。小型炉心の計算モデルを Fig. 2.3 に示す。燃焼計算には MVP-BURN(核データライブラリ: JENDL-4.0)を用い、計算条件は熱出力 5 MW、炉心温度 800 K、制御棒全引抜き状態として計算した。燃料ブロック当たりの可燃性毒物の装荷箇所を 1 から 3 箇所とした場合の運転時間と実行増倍率(k<sub>eff</sub>)の計算結果を Fig. 2.4 から Fig. 2.6 に示す。

燃料ブロック当たりの可燃性毒物の装荷箇所を 1 箇所とした場合、運転初期の k<sub>eff</sub> は可燃性毒物の直径及び天然ホウ素濃度を変えて計算しても抑えることができなかった(Fig. 2.4)。装荷箇所を 2 箇所とした場合は、1 箇所とした場合より運転初期の k<sub>eff</sub> を抑えることができたが、目標の 1.0~1.1 の範囲に抑えることができなかった(Fig. 2.5)。装荷箇所を 3 箇所とし、可燃性毒物の直径を 1.7 cm 及び天然ホウ素濃度を 2.5 wt%とした場合、k<sub>eff</sub> は運転初期も含めて目標の 1.0~1.1 の範囲に抑えることができた(Fig. 2.6)。この時の <sup>235</sup>U, <sup>239</sup>Pu, <sup>10</sup>B の原子密度変化を Fig. 2.7 に示す。

原子炉の運転は、本条件による可燃性毒物の装荷により容易となるが、可燃性毒物装荷分だけ燃料ピン数が減少するため 25 年の運転にとどまり、目標の 30 年運転は達成できないことが明らかとなった。このため、運転期間の目標達成は、今後の検討課題である。

## 2.2 反応度温度係数

反応度温度係数の評価は、炉心の安全性を示す重要な指標となることから、上記の小型炉心について計算した。計算には MVP-BURN を用い、BeO 反射体を含めた炉心半径は 2 m とした。

反応度温度係数は、①燃料温度のみを変更した場合、②減速材温度のみを変更した場合、③燃料及び減速材温度の双方を変更した場合の 3 ケースにおいて計算した。温度範囲は、400~1200 K として 100 K 毎に計算し、反応度温度係数は次式を用いて求めた。

$$\Delta\rho = \frac{k_{eff2} - k_{eff1}}{k_{eff1} \cdot k_{eff2}} \dots\dots\dots (2.1)$$

$$\alpha = \frac{\Delta\rho}{\Delta T} \dots\dots\dots (2.2)$$

ここで、上記式の記号は以下の通りである。

- $\Delta T$  ; 温度差( $T_2 - T_1$ )
- $k_{\text{eff}1}$  ; 温度 $T_1$ の実効増倍率
- $k_{\text{eff}2}$  ; 温度 $T_2$ の実効増倍率
- $\Delta\rho$  ;  $T_1$ と $T_2$ の反応度差
- $\alpha$  ; 反応度温度係数

計算結果を Fig. 2.8 に示す。計算結果から、燃料に関しては計算した温度領域において負の反応度となること、減速材においては 400～600 K で正の反応度となること、燃料及び減速材の双方を加味した場合は、計算した温度領域において負の反応度となることが明らかとなり、炉心の安全性を維持できることが分かった。

### 3. HTTR 炉心の燃焼解析

HTTR 炉心の燃焼解析に関する実習では、MVP-BURN の使用法の習得も兼ねて、JENDL-4.0 の 2 種類の燃焼チェーンを用いた解析を行い、その比較を行った。JENDL-4.0 の 2 種類の燃焼チェーンを比較した目的は、従来の計算では JENDL-3.3 に基づくライブラリを用いて計算していたため<sup>8)</sup>、最新環境下における計算の適用性を確認するためである。本解析の炉心モデルは、HTTR の臨界試験時の炉心とし、熱中性子炉用の標準チェーンである「u4cm6fp50bp16T」と汎用チェーンである「u4cm6fp104bp12T」の 2 つの燃焼チェーンに着目して計算を行い、燃焼に伴う  $k_{\text{eff}}$  と評価上重要な核種 ( $^{235}\text{U}$ 、 $^{238}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{242}\text{Cm}$ 、 $^{83}\text{Kr}$ 、 $^{131}\text{Xe}$ 、 $^{133}\text{Cs}$ 、 $^{150}\text{Sm}$ ) についての挙動を評価した。

標準チェーン(u4cm6fp50bp16T)および汎用チェーン(u4cm6fp104bp12T)を用いた場合の燃焼に伴う  $k_{\text{eff}}$  の変化を Fig. 3.1 に示す。2 つの燃焼チェーンで計算した  $k_{\text{eff}}$  の差は、燃焼を経るごとに大きくなり、600 日後では最大 0.04  $\Delta k/k$  の差が生じたが、重要核種の燃焼挙動に関しては有意な差が見られなかった。この原因を調査するため、すべての核種について比較を行った結果、すでに報告されているように標準チェーン(u4cm6fp50bp16T)の疑似核種が原因であることが確認できた(Fig. 3.2)<sup>9)</sup>。今後は、本実習では使用しなかった開発者用チェーンを用いて燃焼計算を行い、前述の結果と比較することで適切な燃焼チェーンを選定する予定である。

#### 4. $^{252}\text{Cf}$ 製造の検討

$^{252}\text{Cf}$  は人工の自発核分裂性核種であり、その利用は HTTR 等の起動用中性子源をはじめとして、非破壊検査を含む工業計測や医療分野など広範囲に利用されている<sup>10-12)</sup>。一般的な  $^{252}\text{Cf}$  の製造は、 $^{238}\text{U}$  から始まって多数の中性子捕獲と途中数回の  $\beta$  崩壊を重ねて生成されることから、その製造には高中性子束炉での長期照射が必要とされている<sup>13)</sup>。しかし、少量であれば HTTR でも製造できる可能性があることから、本実習ではその可能性について検討した。

本実習では、BWR 使用済み燃料から抽出した Pu、U ( $^{235}\text{U}$ 、 $^{238}\text{U}$  の混合物) 及び  $^{232}\text{Th}$  を照射ターゲットとした場合の  $^{252}\text{Cf}$  生成量を ORIGEN2.2 で計算して比較した。計算結果の一例を Fig. 4.1 に示す。使用済み燃料 Pu 照射ターゲットでは同位体組成を変化させて  $^{252}\text{Cf}$  の生成に最も影響している同位体を調べ、U 照射ターゲットでは  $^{235}\text{U}$  と  $^{238}\text{U}$  の比率をそれぞれ 10% から 90% まで変化させて計算を行った。使用済み燃料 Pu、U 及び  $^{232}\text{Th}$  から生成する  $^{252}\text{Cf}$  量を比較した結果、使用済み燃料 Pu 照射ターゲットが最も多く生成し、中でも  $^{242}\text{Pu}$  が大きく影響することが明らかとなった。U 照射ターゲットでは、 $^{235}\text{U}$  よりも  $^{238}\text{U}$  の方がより多くの  $^{252}\text{Cf}$  を生成したが、 $^{238}\text{U}$  の比率を 90% に増やしても使用済み燃料 Pu 照射ターゲットからの  $^{252}\text{Cf}$  生成量を上まわることはできなかった。 $^{232}\text{Th}$  照射ターゲットでは、 $^{252}\text{Cf}$  の生成が確認できなかったが、 $^{235}\text{U}$  及び  $^{238}\text{U}$  の生成が確認されたことから、より長期間の照射で  $^{252}\text{Cf}$  が生成できるものと考えられる。また、MVP-BURN を使用して同様の解析を試みたが、格納されている FP の種類が少なく、 $^{252}\text{Cf}$  の生成評価には適さないことが分かった。なお、計算で使用した使用済み燃料 Pu 照射ターゲット及び  $^{242}\text{Pu}$  90% 濃縮照射ターゲットの同位体比は以下の値を用いた。

- ・使用済み燃料 Pu :  $^{238}\text{Pu}$ :2%、 $^{239}\text{Pu}$ :52%、 $^{240}\text{Pu}$ :28%、 $^{241}\text{Pu}$ :12%、 $^{242}\text{Pu}$ :12%
- ・ $^{242}\text{Pu}$  90%濃縮 :  $^{239}\text{Pu}$ :6%、 $^{240}\text{Pu}$ :3%、 $^{241}\text{Pu}$ :1%

#### 5. 冷却機能喪失時の挙動解析

HTTR では、OECD/NEA(経済協力開発機構/原子力機関)の国際共同研究プロジェクトとして、原子炉の冷却ができない状況を模擬した状態で原子炉の安全性を確認するための安全性実証試験を進めている。安全性実証試験のイメージを Fig. 5.1 に示す。安全性実証試験は、図に示すように 3 種類の試験から構成され、そのうちの 2 種類は終了している<sup>14,15)</sup>。このうち、2022 年 1 月に実施した試験では、原子炉出力約 30%(9 MW)において、全ての冷却設備を停止して冷却機能の喪失を模擬した試験を世界で初めて実施した。この結果、原子炉出力は制御棒を操作しなくても自然に低下し、燃料温度の異常な上昇も無く安定な状態を維持することが確認され、高温ガス炉の高い固有の安全性を実証した。

本実習では、上記試験の動特性を理解する目的で、一次冷却材の流量をパラメータとして変化させた際に、原子炉出力や反応度がどのように変化するかについて調べた。解析には TAC/BLOOST コード<sup>14)</sup>を用い、一次冷却材入口温度を 180°C として計算した。この結果を Fig. 5.2 に示す。一次冷却材流量を 0% とした場合の計算結果は、原子炉出力が 9 MW から急激に 0 MW に近い値まで低下して

上記試験を再現できる結果が得られ、その後 8 時間程度で再臨界となった。次に、一次冷却材流量を 10 %から 90 %まで 10 %刻みで変化させる計算を行った結果、原子炉出力は一次冷却材流量が多いほど高い原子炉出力でバランスすることが明らかとなった。この結果は、制御棒を操作しなくても一次冷却材流量のみで原子炉出力を調整できることを示しており、新たな制御法の開発に繋がるものとして期待できる結果となった。今後は、2010 年に実施した試験条件等についてもパラメータ計算を進める予定である。

## 6. 炉容器近傍の熱流動解析

炉容器からの除熱は、Fig. 5.1 に示した様に輻射と周辺空気の内対流によって行われるが、その詳細な解析法は開発途上の段階にある。これらの炉容器近傍の詳細な熱流動解析は、事故時の詳細な温度評価において重要となるばかりでなく、熱電素子による炉容器部の熱を利用した緊急電源等の開発にも不可欠なものとなる。このため、ANSYS Fluent を用いて、HTTR の 1/6 スケール実験<sup>16)</sup>で得られた温度分布を詳細に解析するためのモデルを検討している。

先行研究<sup>17)</sup>では容器内部が主に真空条件で解析されてきたが、実際の高温ガス炉はヘリウムで満たされていることから、本実習では容器内部がヘリウムで満たされている条件で解析して実験データと比較した。計算で得られた試験容器の温度分布を Fig. 6.1 に示す。計算で得られた試験容器の温度分布は、計算モデルをより詳細化して実機に近づけたことで先行研究より実験値に近い値となったが、それでも圧力容器下部の温度分布は実験値よりも高くなっている。この原因については、現在のところ不明であるが、計算条件の設定や物性値に関するパラメータ解析等を実施して調査する予定である。

## 7. 夏期休暇実習のアンケート結果

本実習の改善を目的としてアンケート調査を実施した。アンケートは、以下の 6 つの質問に関する回答として、「はい」、「まあまあ」、「いいえ」の中から選択するものとし、実習生全員から回答を得た。アンケートの結果を Fig. 7.1 に示す。

- Q1) 実習内容に興味がありましたか？
- Q2) 実習は役に立ちましたか？
- Q3) 施設見学等は良かったですか？
- Q4) JAEA の業務の理解に役立ちましたか？
- Q5) 寮等での生活は快適でしたか？
- Q6) 本実習は、友人や後輩等に推薦する価値がありますか？

実習の内容に関する Q1)、Q2)、Q6) に関しては、興味を持てたものの、3 割の実習生がその価値はそれほど高くないとの結果となった。この原因は、大学等で担当している研究と異なる分野であった

めと考えられる。今後は、完全に対応することは難しいが、実習前のコミュニケーションを増やし、できるだけ対応したい。施設見学 Q3)に関しては、見学時間を制限せずに見学したこともあり、全員から高い評価を得た。JAEA の業務の理解 Q4)に関しても全員から高い評価を得ており、本実習の主目的である「夏期休暇期間を活用した原子力機構での就業体験」は、問題なく達成できたと考える。また、寮等での生活 Q5)に関しては、日用品等を容易に購入できない地理的な条件もあったためと考えられる。

実習生からの主な感想等を下記に列挙する。これらの感想の中で注目すべきは、「他大学の学生との交流が良い経験となった」との点である。このため、来年度は実習生が同時期に参加できるように調整し、より良い夏期休暇実習を体験できるようにしたい。

- ・ HTTR を見学することができて、具体的な原子炉のイメージをつかめた点が良かった。
- ・ 計算コードを用いて解析を進めるのも、高温ガス炉関連のことを取り上げるのも初めてであったが、何とかやり遂げることができて安心した。ほぼ同テーマで実習を行った学生から解析のいろはを学び、こちらからは自分の専門分野の意見を述べたりと、互いに切磋琢磨しながら時を過ごせたのがよかった。来年以降の学生にも、自分と異なるバックグラウンド及び知見を持っている方と議論することの重要性とその面白さを感じる良い機会にしてほしい。
- ・ 今回の実習では、卒業研究とは違う炉形を学ぶことができ、良い経験ができた。また、不明な点があった際は担当者に質問し、解決することができた。
- ・ 今回の実習では、コミュニケーションの大切さを改めて実感することができた。
- ・ 他大学の学生と交流を持つことができ、刺激をもらうことができた。
- ・ 施設見学では HTTR の隅々まで見学でき、とても勉強になった。
- ・ 今後の夏期実習では高温ガス炉に関する研究を行っている後輩に是非紹介したい。
- ・ JAEA の業務や HTTR の見学といった普通ではできないような経験ができた。自身の研究内容と密接に関係しているため、勉強になった。
- ・ 寮の冷房がベッドに直接当たってしまう配置であるため、夜が少し寒かった。厚めの布団なども用意して欲しい。実習については修士論文に関するテーマであったため、非常に役立った。

#### 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 ATOMO Σ, Vol.60, No.7, 2018, pp.382-386.
- 2) 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), 2020,

- [https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat\\_detail\\_08-04-02-08.html](https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-04-02-08.html), (参照 2022 年 10 月 24 日).
- 3) 石塚悦男, 松中一郎, 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.
  - 4) 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.
  - 5) 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, 高松邦吉, Kenzhina, I., Chikhray, Y., 松浦秀明, 藤本 望, 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)-, JAEA-Technology 2021-016, 2021, 16p.
  - 6) 五十川浩希, 直井基将, 山崎誠司, Hai Quan HO, 片山一成, 松浦秀明, 藤本 望, 石塚悦男, HTTR の核的パラメータの計算 -2021 年度夏期休暇実習報告-, JAEA-Technology 2022-015, 2022, 18p.
  - 7) 経済産業省, 資源エネルギー庁, エネルギーを巡る社会動向を踏まえた革新炉開発の価値, 2022, [https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku\\_gas/genshiryoku/kakushinro\\_wg/pdf/002\\_03\\_00.pdf](https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/kakushinro_wg/pdf/002_03_00.pdf), (参照 2022 年 10 月 24 日).
  - 8) 池田礼治, Hai Quan Ho, 長住 達, 石井俊晃, 濱本真平, 中野優美, 石塚悦男, 藤本 望, MVP-BURN を用いた軸方向詳細モデルによる HTTR の燃焼特性解析, JAEA-Technology 2021-015, 2021, 32p.
  - 9) 深谷裕司, 後藤 実, 西原哲夫, クリーンバーン高温ガス炉詳細設計のための各設計モデルの整備, JAEA-Technology 2015-017, 2015, 61p.
  - 10) 篠原正憲, 石塚悦男, 島崎洋祐, 澤畑洋明, PHITS コードを用いた HTTR 原子炉起動用中性子源の交換作業に伴う遮蔽計算, JAEA-Technology 2016-033, 2017, 65p.
  - 11) 放射線利用振興協会, 放射線利用技術データベース, Cf-252 中性子による微量水素・水分の計測, <http://rada.or.jp/database/home4/normal/ht-docs/member/synopsis/040320.html>, (参照 2022 年 12 月 9 日).
  - 12) Sâmia de Freitas Brandão, Tarcísio Passos Ribeiro de Campos, Comparative dosimetry in intracavitary balloon catheter brachytherapy with I-125 and in Cf-252 brachytherapy combined with BNCT for brain tumors, Radiol Bras., 46(4), 2013, pp.221-226.
  - 13) Knauer J.B., Alexander C.W. and Bigelow J.E, Cf-252: Properties, Production, Source Fabrication and Procurement, Nuclear Science Applications, Vol.4, 1991, pp.3-17.
  - 14) Takamatsu K., Tochio D., Nakagawa S., Takada S., Xing L. Yan, Sawa K., Sakaba N., Kunitomi K., Experiments and validation analyses of HTTR on loss of forced cooling under 30% Reactor power, J. Nuclear Science and Technology, Vol.51, 2014, pp.1427-1443.
  - 15) 日本原子力研究開発機構, HTTR(高温工学試験研究炉)における国際共同実験について -炉心冷却喪失試験の実施-, 2022, <https://www.jaea.go.jp/02/press2021/p22013101/> (参照 2022

年 12 月 12 日).

- 16) Takada S., Shiina Y., Inagaki Y., Hishida M., Sudo Y., Benchmark problem for IAEA coordinated research program (CRP-3) on GCR afterheat removal (I), JAERI-Research 95-056, 1995, 40p.
- 17) 寺町悠平, 高温工学試験炉 炉容器冷却設備の 3 次元伝熱解析モデルの改良, 北海道大学大学院工学院 令和 3 年度修士論文, 2021, 50p.

Table 1.1 Participants of summer holiday practical training for HTTR from 2017

Year	Affiliation	Number of participants	Total
2017	National Institute of Technology, Sendai College	1	3
	Kyushu University	1	
	Tokyo City University	1	
2018	Nagaoka University of Technology	1	4
	Tokyo City University	1	
	Kyushu University	1	
	Hokkaido University	1	
2019	Kyushu University	3	4
	Hokkaido University	1	
2020	Kyushu University	4	4
2021	Kyushu University	3	4
	Hokkaido University	1	
2022	Kyushu University	3	8
	Hokkaido University	2	
	Kyoto University	1	
	Tokyo City University	1	
	Tokai University	1	

Table 1.2 Summer holiday practical training for HTTR on 2022

Participants	Period	Practice themes	Related chapters
Kanta KITAGAWA, Takahito FUKUDA, and Ryo ITO	18-26 Aug.	Feasibility study for nuclear battery – Burnable poison	2.1
Masaya NEMOTO	22-26 Aug.	Feasibility study for nuclear battery – Reactivity temperature coefficient	2.2
Hayato KUSUNOKI	18-26 Aug.	Burn-up analysis of HTTR core	3.
Takuro NOMURA	18-26 Aug.	Feasibility study for <sup>252</sup> Cf production	4.
Sota NAGASE	29 Aug.- 9 Spt.	Analysis of behavior on loss of forced cooling test	5.
Haruki HASHIMOTO	18-26 Aug.	Thermal-hydraulic analysis near reactor pressure vessel	6.

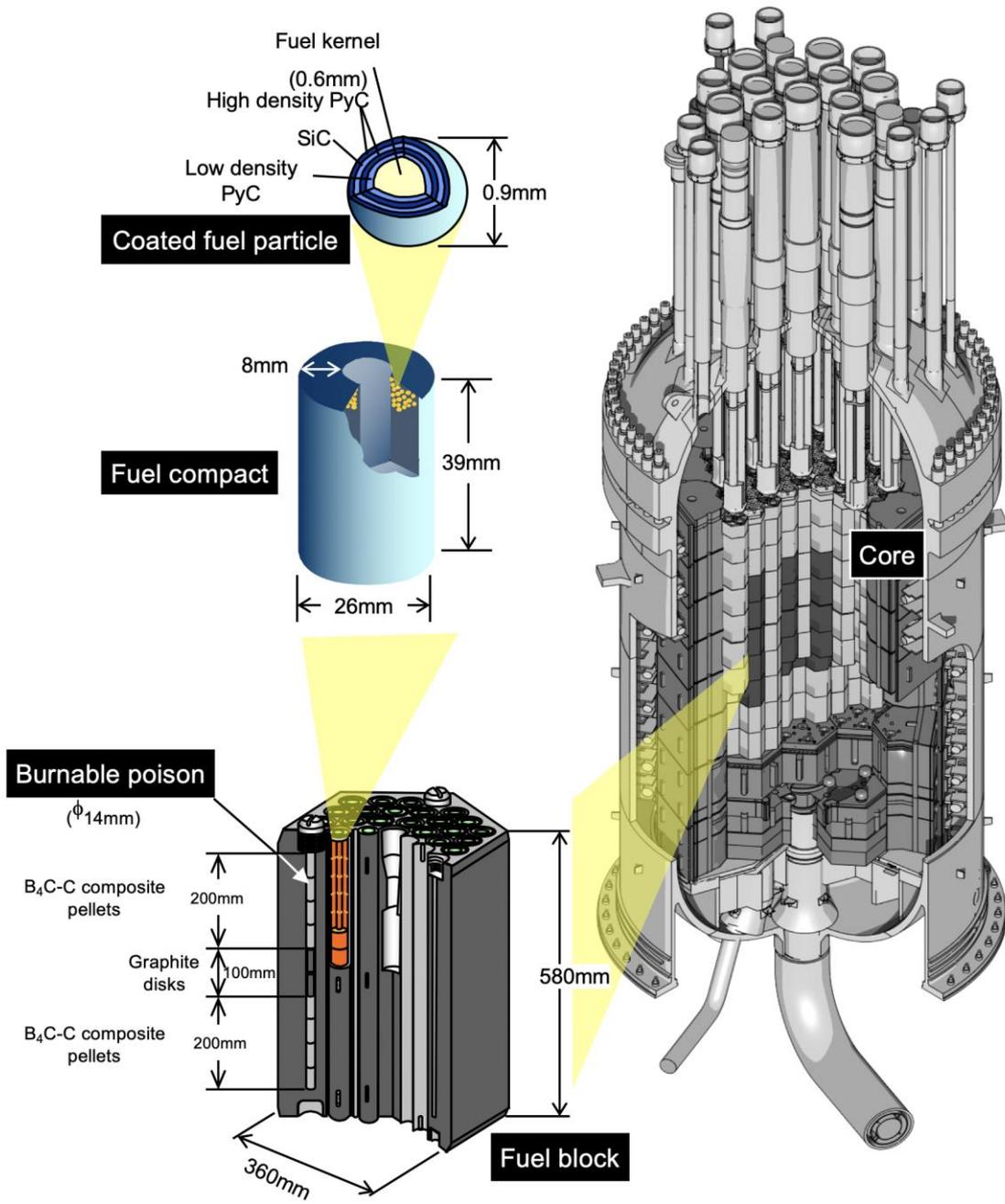


Fig. 2.1 Outline of HTTR core

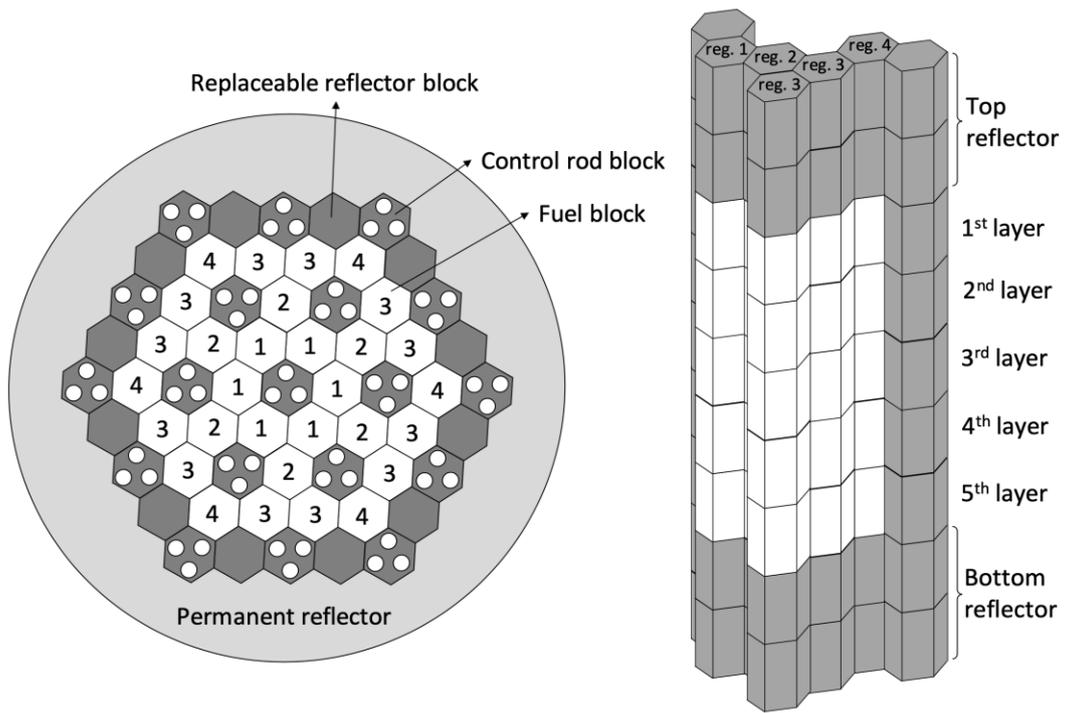


Fig. 2.2 HTTR core layout

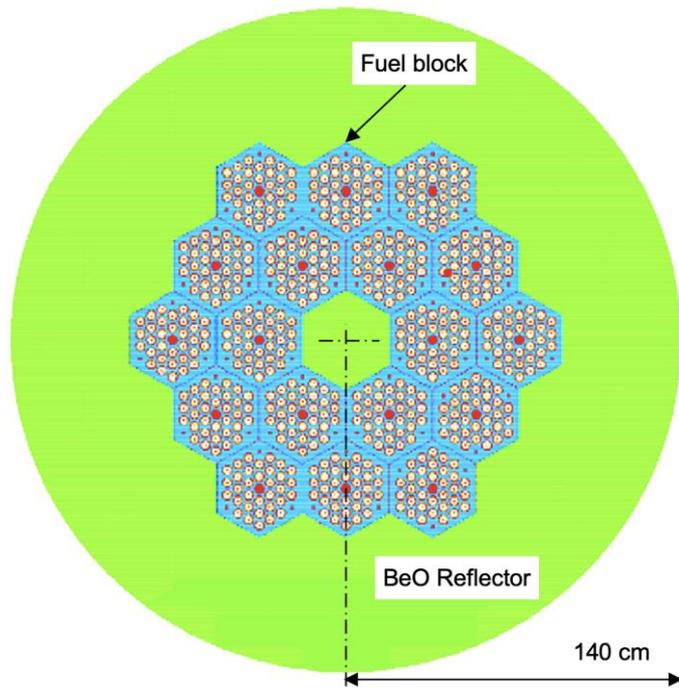


Fig. 2.3 Small core model

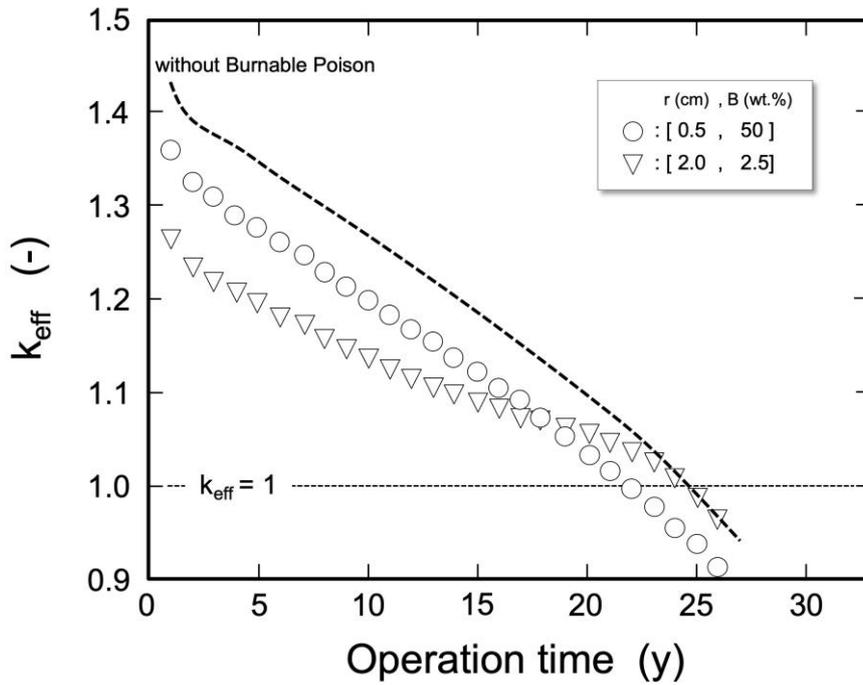


Fig. 2.4 Operation time and  $k_{\text{eff}}$  (burnable poison loading position: 1/fuel block)

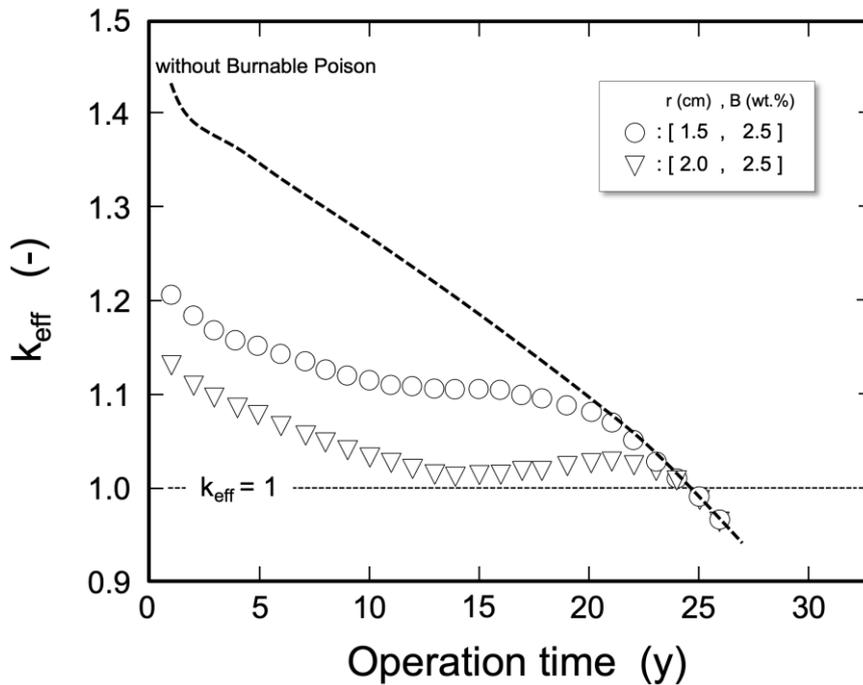


Fig. 2.5 Operation time and  $k_{\text{eff}}$  (burnable poison loading position: 2/fuel block)

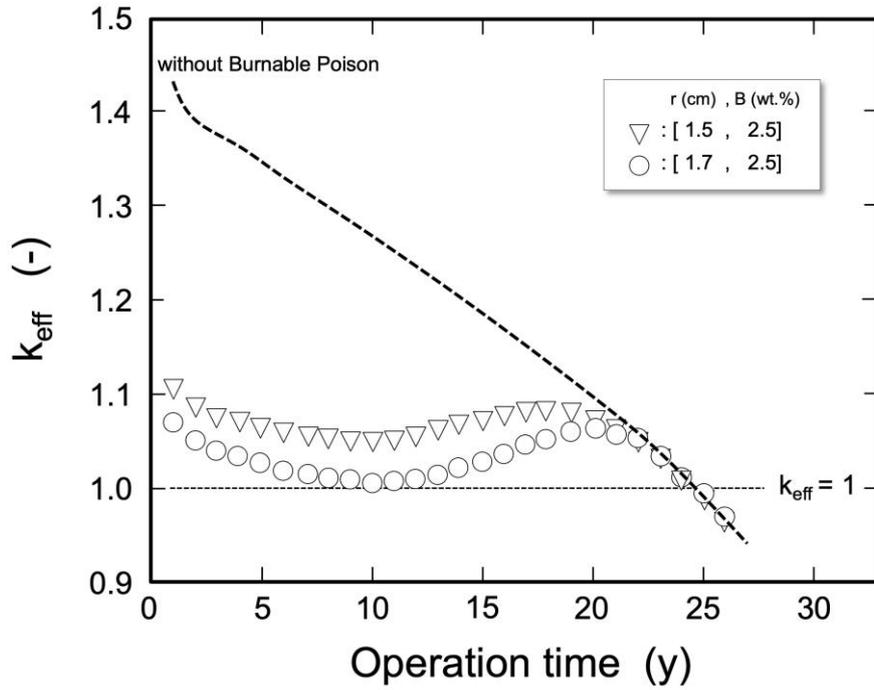


Fig. 2.6 Operation time and  $k_{eff}$  (burnable poison loading position: 3/fuel block)

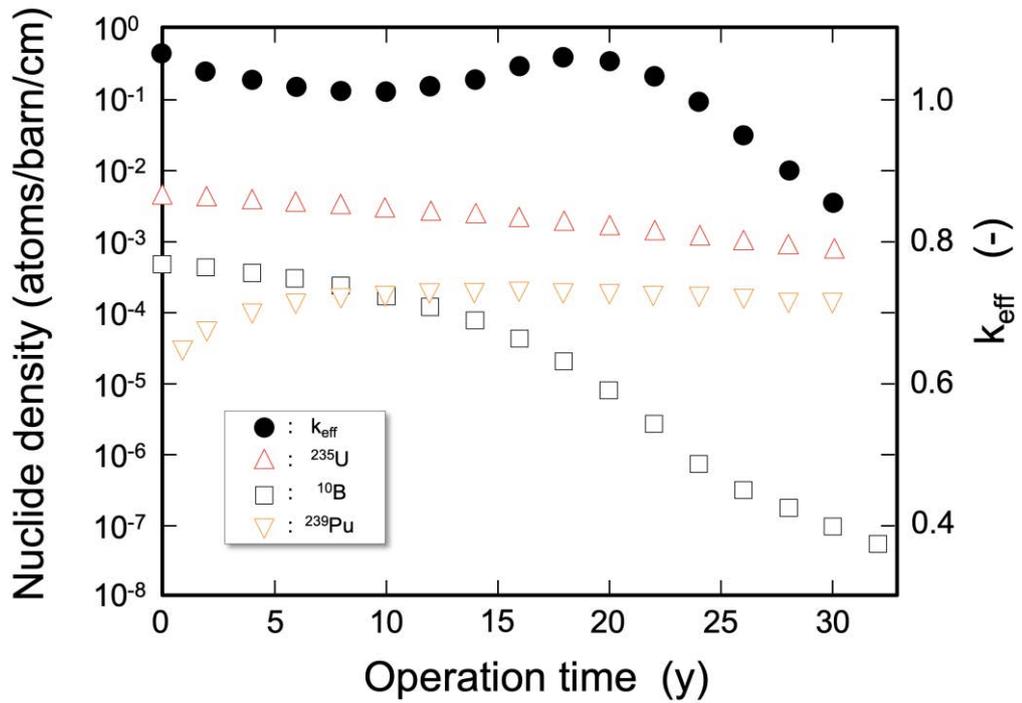


Fig. 2.7  $k_{eff}$  and nuclide densities of  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{10}\text{B}$

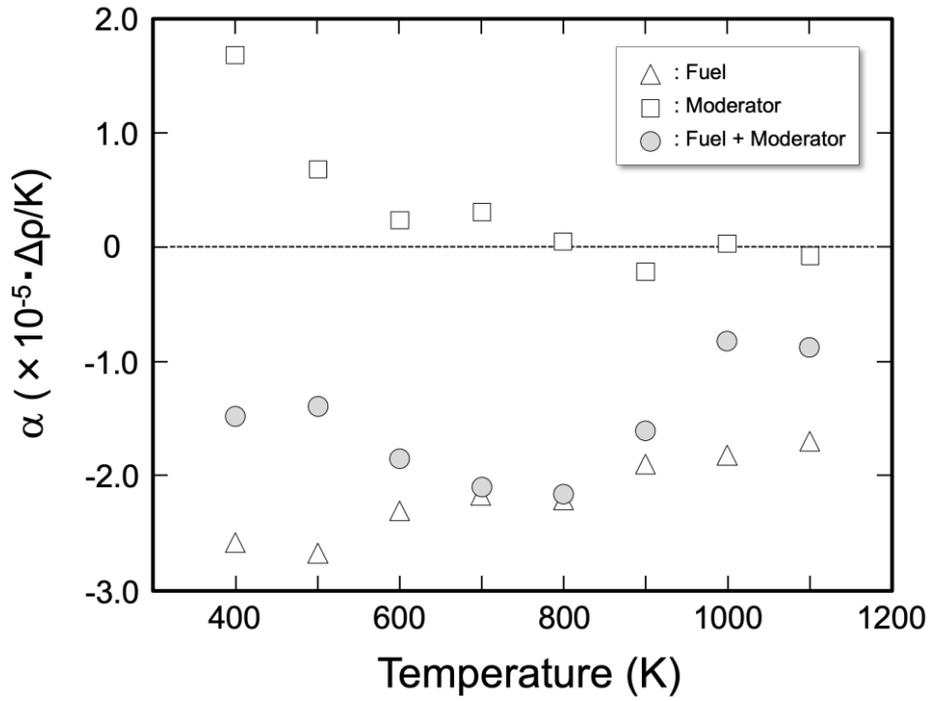


Fig. 2.8 Reactivity temperature coefficient of small core

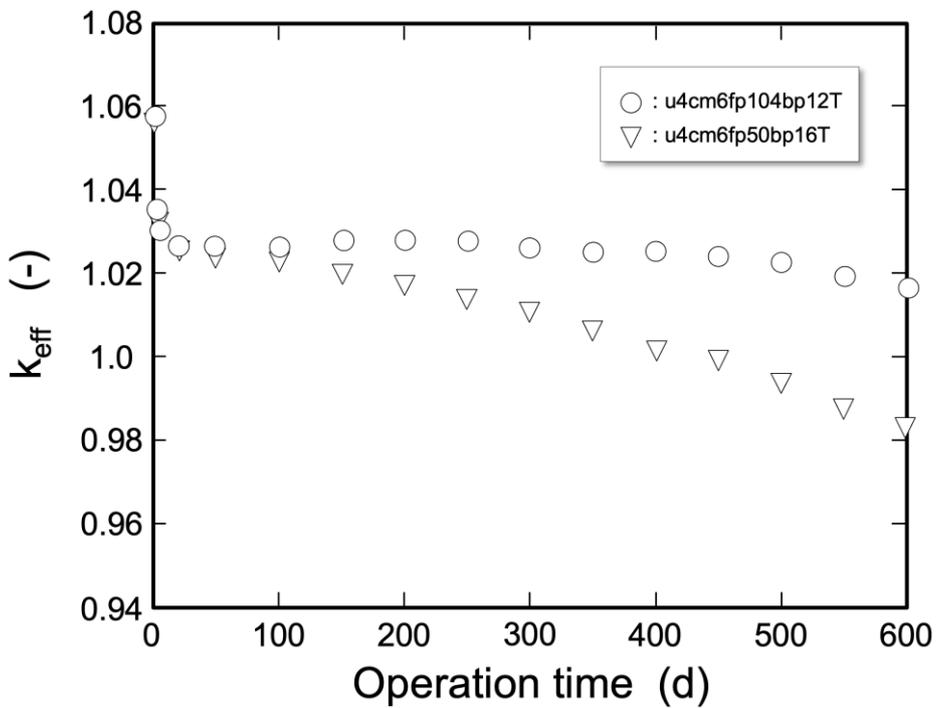


Fig. 3.1 Burnup chain comparison for  $k_{\text{eff}}$

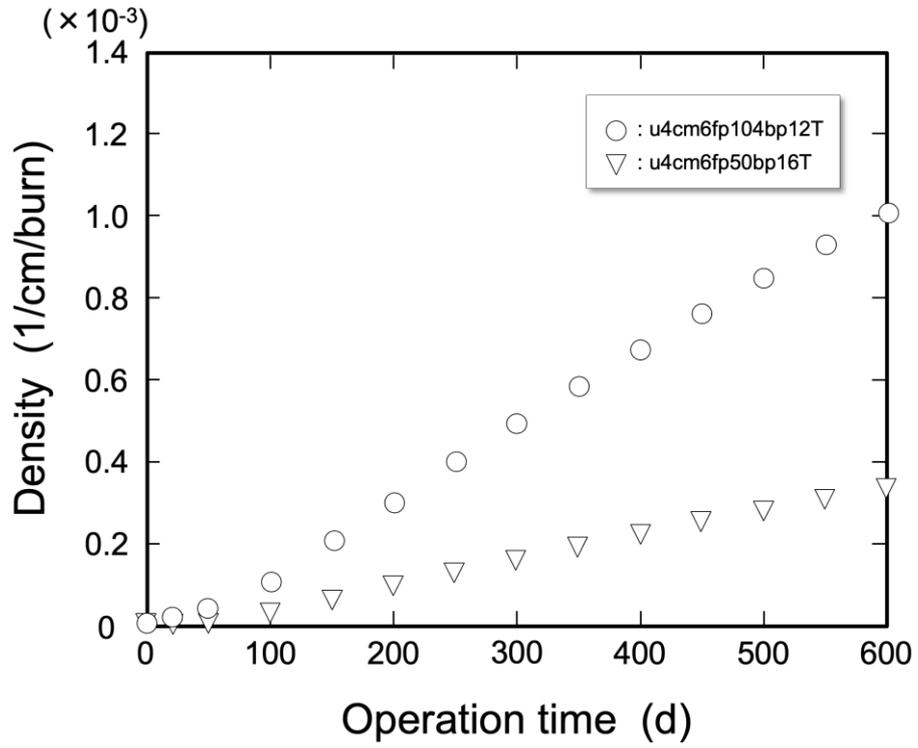


Fig. 3.2 Burnup chain comparison for pseudo fission product

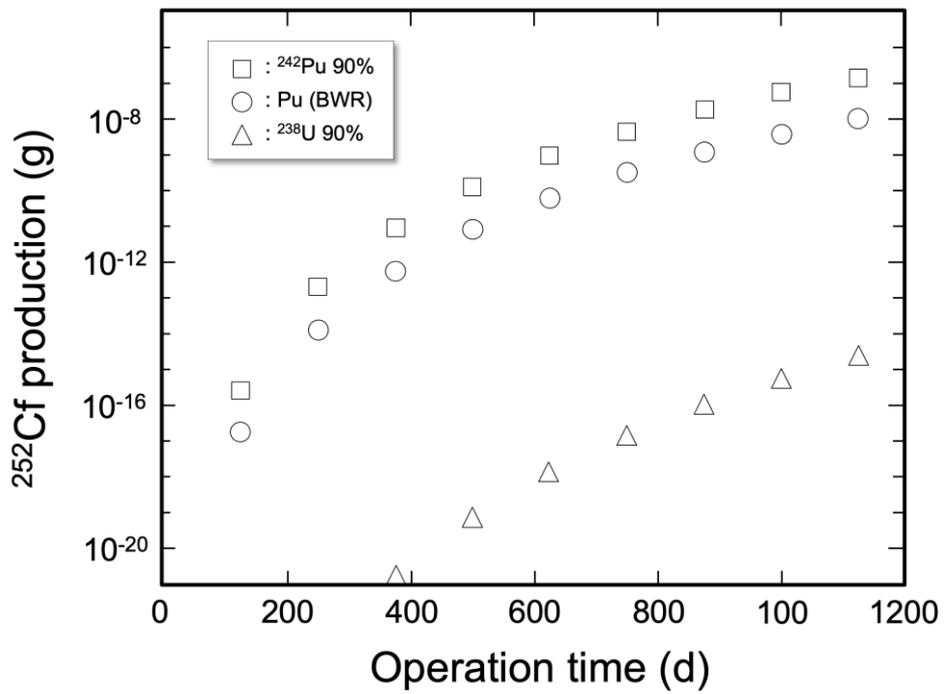


Fig. 4.1 Calculation results of <sup>252</sup>Cf production

- 30% power ( 9MW ) Loss of forced cooling test  
( All HGC tripped ) . . . Finished ( 2010 )
- 100% power Loss of forced cooling test  
( All HGC tripped ) . . . Planned
- 30% power Loss of core cooling test  
( All HGC + VCS tripped ) . . . Finished ( 2022 )

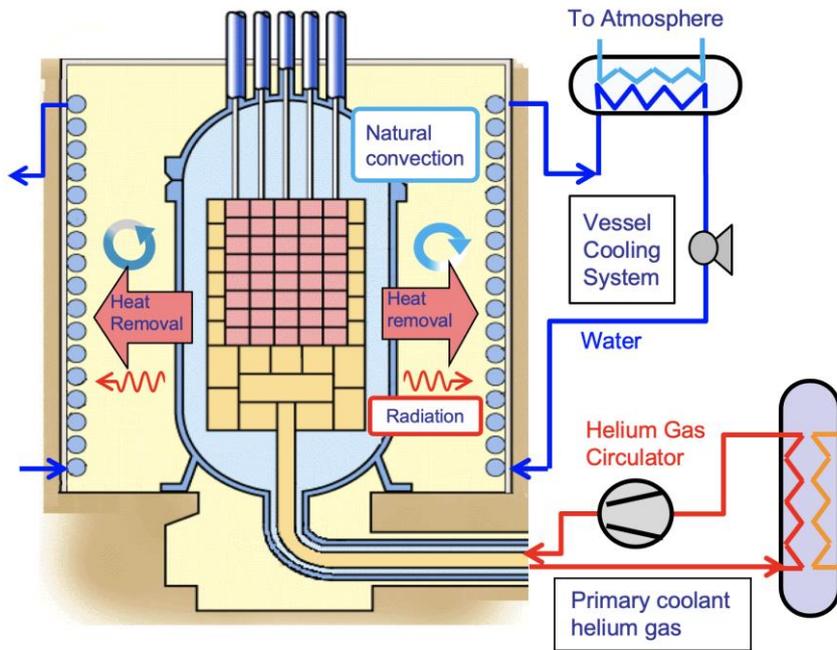


Fig. 5.1 Safety demonstration test and image of heat flows around reactor pressure vessel

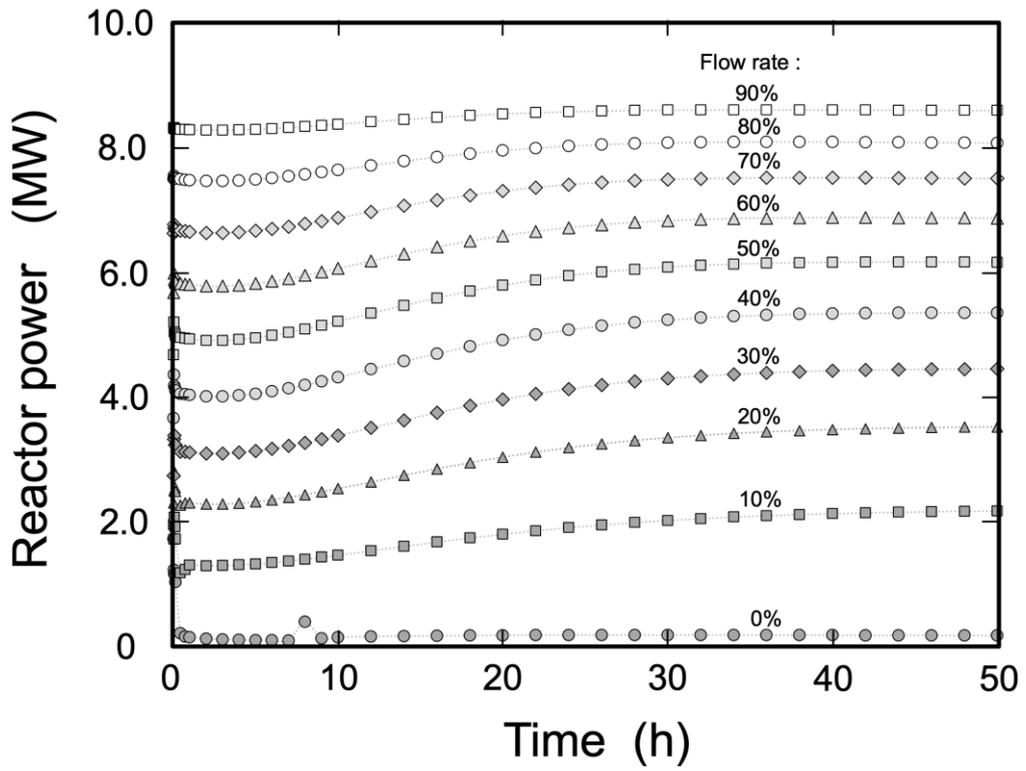


Fig. 5.2 Reactor power change with parameters of primary coolant flow rate

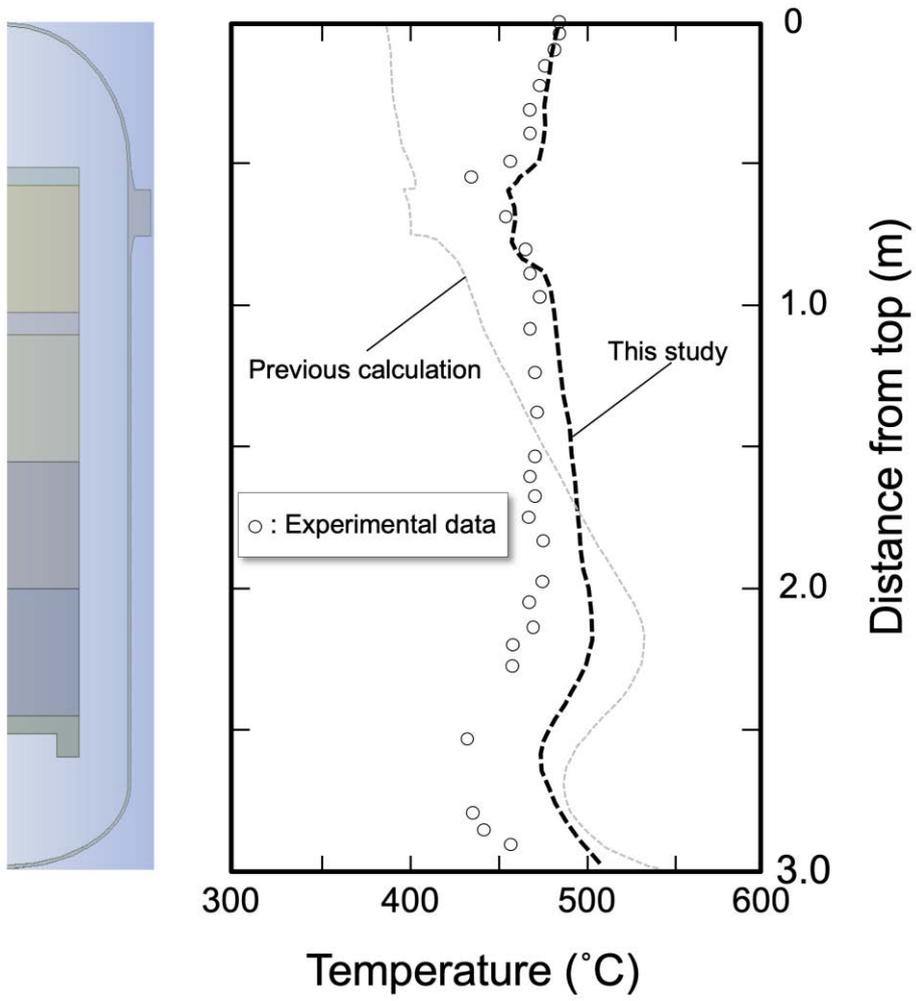


Fig. 6.1 Temperature distribution on vessel

Q1) 実習内容に興味がもてましたか？

	はい	まあまあ	いいえ
合計	8	0	0
A	1		
B	1		
C	1		
D	1		
E	1		
F	1		
G	1		
H	1		

←該当箇所「1」を入力

Q4) JAEAの業務の理解に役立ちましたか？

	はい	まあまあ	いいえ
合計	8	0	0
A	1		
B	1		
C	1		
D	1		
E	1		
F	1		
G	1		
H	1		

←該当箇所「1」を入力

Q2) 実習は役に立ちましたか？

	はい	まあまあ	いいえ
合計	6	2	0
A	1		
B	1		
C	1		
D		1	
E	1		
F		1	
G	1		
H	1		

←該当箇所「1」を入力

Q5) 寮等での生活は快適でしたか？

	はい	まあまあ	いいえ
合計	0	8	0
A		1	
B		1	
C		1	
D		1	
E		1	
F		1	
G		1	
H		1	

←該当箇所「1」を入力

Q3) 施設見学等は良かったですか？

	はい	まあまあ	いいえ
合計	8	0	0
A	1		
B	1		
C	1		
D	1		
E	1		
F	1		
G	1		
H	1		

←該当箇所「1」を入力

Q6) 本実習は、友人や後輩等に推薦する価値がありますか？

	はい	まあまあ	いいえ
合計	6	2	0
A	1		
B		1	
C	1		
D	1		
E	1		
F		1	
G	1		
H	1		

←該当箇所「1」を入力

Fig. 7.1 Results of questionnaire

This is a blank page.



