

黒鉛減速臨界集合体におけるモンテカルロコードの解析精度評価

Evaluation of analysis accuracy in graphite-moderated critical assembly by Monte-Carlo code

*中川 直樹¹, 藤本 望¹, Ho Hai Quan², 濱本 真平², 長住 達², 石塚 悦男²

¹九州大学, ²JAEA

The accuracy of Monte-Carlo calculations were checked by using VHTRC experiments. As a result, detailed thermal neutron flux distribution in fuel region shows good agreement with experimental value, within 0.75 % error in average. These results shows usability of Monte-Carlo code to evaluation of graphite-moderated system.

キーワード: HTGR, VHTRC, モンテカルロ, 出力分布, 温度係数

1. 緒言

日本に現存する高温ガス炉として JAEA が保有する HTTR⁽¹⁾がある。過去の HTTR の核設計の際には多群拡散計算コードが用いられた。近年ではこれに加えてモンテカルロコード、MVP⁽²⁾を用いた計算が多く行われている。MVP では連続エネルギー法を用いた計算、また粒子と物質の衝突過程のより厳密な取り扱いが可能である。しかし本コードによる黒鉛減速炉の実験に基づいた解析例は少ない上に、過去の解析では十分なモデル化がなされたとは言えない⁽³⁾。特に炉心の安全性を確認する上で重要な炉内出力分布については過去にモンテカルロ法による解析例がない。本研究では、臨界集合体である VHTRC⁽⁴⁾を対象とした解析を行った。VHTRC は炉心温度が均一であるなど、計算コードの精度検証を行う上で不確かさ要素が少ない。本研究では、本炉心における実験に基づいて最新の計算コード、核データを用いた解析結果を総合的に評価することを目的とした。以下、主に炉内熱中性子束分布の解析について述べる。

2. 解析条件、解析モデル

解析時に模擬した VHTRC の炉心断面図を Fig.1 に示す。本炉心では炉心温度 300 K で熱中性子束分布の測定が行われた。4 wt%濃縮ウランの被覆燃料粒子を用いた燃料棒が 280 本装荷されている。別の炉心では炉心温度 500 K、4 wt%濃縮ウランを用いた燃料棒 310 本、2 wt%濃縮ウランを用いた燃料棒 144 本が装荷され測定が行われた。熱中性子束分布は炉心に装荷した銅線、銅箔の放射化法によって 3 次元的に測定された。

解析コードには MVP3 を、核データライブラリに JENDL-4.0⁽⁵⁾を用いた。また解析時には、銅線等は模擬せずに、測定領域ごとの中性子束に $^{63}\text{Cu}(n, \gamma)^{64}\text{Cu}$ 反応断面積を掛け合わせた。また実験値との比較の際には、過去の拡散計算による解析結果⁽⁶⁾との比較も合わせて行った。

3. 解析結果

解析の一例として 500 K の炉心における解析値と実験値の比較を、軸方向について Fig.2 に、径方向について Fig.3 に示す。MVP3 による解析値の実験値との差異は燃料領域で平均約 0.75 %と拡散計算と相違ない結果を示した。減速材領域では実験値との差異は平均約 2.25 %となった。また、体系温度、燃料濃縮度の違いによって解析精度に有意な差は生じなかった。また、燃料領域における実験値との最大差異は約 2.55 %であったが、HTTR の核設計上考慮している最大誤差⁽⁶⁾は軸方向で 4 %、径方向で 3 %であり拡散計算コードと同様にこれらを十分に満たす結果となった。

4. 結言

MVP3 を用いて黒鉛減速体系における核特性の解析精度評価を行った。その結果、熱中性子束分布については燃料領域において実験値との差異は平均約 0.75 %、最大約 2.55 %と精度良く予測可能であることが明らかとなった。また、解析精度は燃料濃縮度、燃料温度に有意に依存せず、濃縮度配分や温度分布が存在する実機においても同等の解析精度が期待できるなどモンテカルロコードの有用性が示された。発表では温度係数等の他の核特性の解析結果についても述べる。

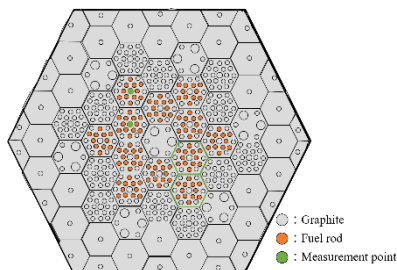


Fig.1. Cross-sectional view of VHTRC

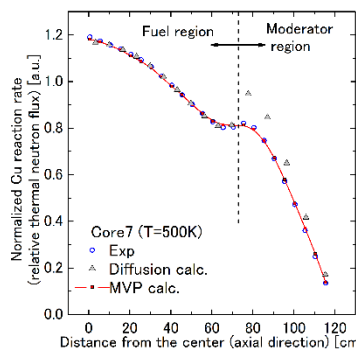


Fig.2. Normalized relative thermal neutron flux distribution at 500 K (axial direction)

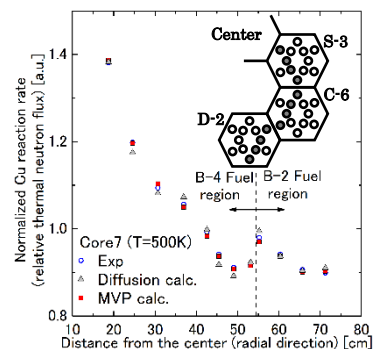


Fig.3. Normalized relative thermal neutron flux distribution at 500 K (radial direction)

参考文献

- [1] S.Saito, et al.: JAERI 1332, (1994).
- [2] Y.Nagaya, et al.: JAEA-Data/Code 2016-019, (2017).
- [3] N.Nojiri, et al.: JAERI-Tech 97-060, (1986).
- [4] H.Yasuda, et al.: JAERI-1305, (1986).
- [5] K.Shibata, et al.: J.Nucl.Sci.Technol.48(1), 1-30, (2011).
- [6] K.Yamashita, et al.: JAERI-M 88-245, (1988).

*Naoki Nakagawa¹, Nozomu Fujimoto¹, Ho Hai Quan², Shimpei Hamamoto², Satoru Nagasumi² and Etsuo Ishitsuka²

¹Kyushu Univ., ²JAEA