

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering : 301-1 Reactor Physics, Utilization of Nuclear Data, Criticality Safety

🏠 Thu. Mar 13, 2025 9:30 AM - 10:40 AM JST | Thu. Mar 13, 2025 12:30 AM - 1:40 AM UTC 🏠 Room C (Zoom room 3)

[2C01-04] Analysis Code Development

Chair: Yasunobu Nagaya (JAEA)

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

[2C01]

Preliminary investigation to apply FRENDY-V2/GENESIS on three-dimensional LWR system

*Tatsuya Fujita¹, Go Chiba¹ (1. Hokkaido Univ.)

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

[2C02]

Verification and sensitivity investigation of FRENDY-V2/GENESIS for sodium-cooled fast reactor fuel assembly

*Jun-Shuang Fan¹, Tatsuya Fujita¹, Go Chiba¹ (1. Hokkaido Univ.)

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

[2C03]

Development of Mitsubishi PWR Nuclear Design Code System GalaxyCosmo-S

(14) Application of COSMO-S to Low Moderator Density Conditions

*Masato Yamamoto¹, Kazuya Yamaji¹, Hiroki Koike¹, Koji Asato¹ (1. MHI)

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

[2C04]

Verification and validation of MCNP6.3 DBRC function and burn-up calculation

*Michitaka Ono¹, Shinichi Namizono¹, Masayuki Tojo¹ (1. GNF-J)

10:30 AM - 10:40 AM JST | 1:30 AM - 1:40 AM UTC

Time reserved for Chair

FRENDY-V2/GENESIS の 3 次元体系への適用に係る事前検討

Preliminary investigation to apply FRENDY-V2/GENESIS on three-dimensional LWR system

*藤田 達也¹, 千葉 豪¹
¹北大

既往研究では、核データ処理コード FRENDY 第 2 版と 3 次元中性子輸送計算コード GENESIS を直接結合させたコードシステムについて、2 次元軽水炉燃料集合体体系への適用性を確認している。本稿では、3 次元体系への適用に向けて、軸方向位置に依存した実効断面積の作成方法に関する事前検討結果を報告する。

キーワード：軽水炉，FRENDY 第 2 版，GENESIS，JENDL-5

1. 背景・目的 既往研究では、ランダムサンプリング法に基づく核データ起因の不確かさ評価において、多群断面積摂動時の間接効果が不確かさ評価結果に与える影響の確認を目的として、核データ処理コード FRENDY 第 2 版と 3 次元中性子輸送計算コード GENESIS を直接結合させたコードシステム FRENDY-V2/GENESIS を新たに構築し、2 次元軽水炉燃料集合体体系への適用性を確認した[1]。一方で、当該コードシステムは、上記の目的のみならず 3 次元体系の核特性評価の参照解となり得ることが期待される。そこで本研究では、3 次元体系への適用に先立ち、軸方向位置に依存した実効断面積の作成方法を検討する。

2. 実効断面積の軸方向位置依存性

高さ約 365 cm の燃料棒の上下に水反射体を配置した 3 次元燃料棒格子体系にて、連続エネルギーモンテカルロコード MVP3 を用いて燃料領域の 1 群巨視的全断面積を評価し、これを 2 次元燃料棒格子体系のものと比較した。図 1 は体系上部の結果を示す。水反射体と近接する約 4 cm 分は 2 次元体系と 3 次元体系の 1 群全断面積に差異を確認したが、それ以外では同等であった。そのため、水反射体近傍を除き、2 次元体系で作成した実効断面積を用いることで計算精度を担保しつつ計算コストを低減可能であると考えられる。

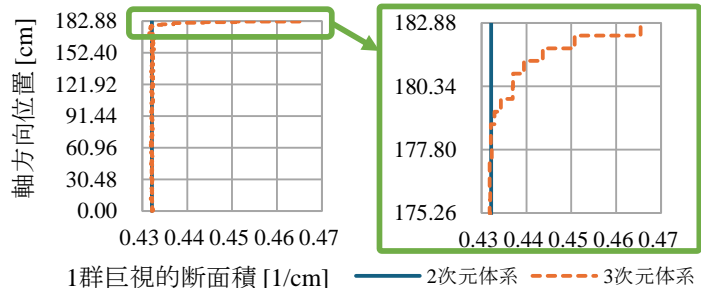


図1 実効断面積の軸方向位置依存性（統計誤差は約0.007%）

3. 3 次元体系に対する実効断面積の作成方法 FRENDY-V2/GENESIS では、ダンコフ係数を Neutron current method で計算し、これを用いて背景断面積を評価することで、燃料領域の実効断面積を作成する。Neutron current method では「孤立系」と「格子系」の中性子束からダンコフ係数を計算する。そのため、本研究では 3 次元体系に対するダンコフ係数については、計算対象とする 3 次元燃料棒格子体系を「格子系」に、またそのうち単一の燃料棒のみが減速材中に配置された 3 次元単一燃料棒体系を「孤立系」とした。

4. 3 次元体系の試解析 高さ約 26 cm の 3 次元燃料棒格子体系（軸方向及び径方向に完全反射境界条件、体系上部に高さ約 2 cm のスペーサグリッドを含む）を対象に、2 次元体系又は 3 次元体系で実効断面積を作成した場合（2 次元ケース又は 3 次元ケース）の計算精度を、MVP3 を参照解として確認した。核データライブラリは JENDL-5、エネルギー群構造は SHEM-361 群を用い、非等方散乱は 3 次まで考慮した。表 1 に示すとおり、無限増倍率の相対差異はいずれも 60 pcm 以内で参照解と一致した。図 2 に示すとおり、軸方向核分裂反応率分布は、いずれも軸方向に偏りが生じているが、約 0.01 以内の差異であるため、実用上の問題は無いと考えられる。

	無限増倍率[-]	相対差異[pcm]
MVP3	1.18288 ± 0.00004	---
2次元ケース	1.18234	-46 ± 4
3次元ケース	1.18223	-55 ± 4

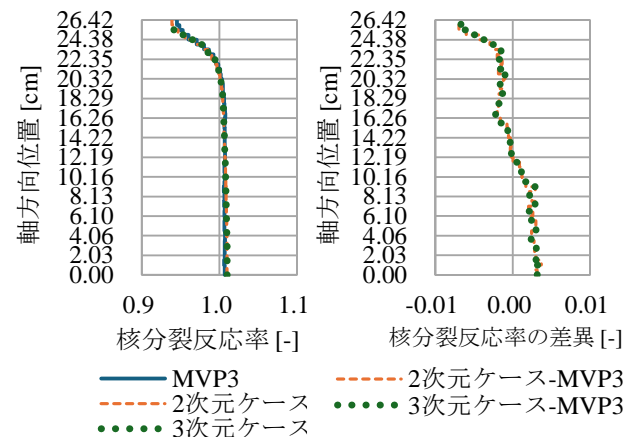


図2 核分裂反応率の計算結果（統計誤差は約0.06%）

参考文献 [1] T. Fujita, et al., JNST, (2024). [published online]

*Tatsuya Fujita¹ and Go Chiba¹

¹Hokkaido Univ.

Verification and sensitivity investigation of FRENDY-V2/GENESIS for sodium-cooled fast reactor fuel assembly

*Jun-Shuang Fan¹, Tatsuya Fujita¹ and Go Chiba¹

¹ Hokkaido Univ.

The applicability of FRENDY-V2/GENESIS for sodium-cooled fast reactor fuel assemblies was verified. Results showed good agreement with MVP3 for the infinite multiplication factor and the pin-wise fission reaction rates. Sensitivity analyses among various calculation conditions were performed, and it was found that the selection of energy group structure had the greatest impact.

Keywords: FRENDY Version 2, GENESIS, sodium-cooled fast reactor, neutron current method, JENDL-5.

1. Introduction A previous study confirmed the applicability of FRENDY-V2/GENESIS for LWR fuel assemblies [1]. FRENDY-V2/GENESIS is the direct coupling code system of nuclear data processing code FRENDY Version 2 and the three-dimensional MOC-based transport calculation code GENESIS. This study confirmed the applicability of the same calculation procedure to sodium-cooled fast reactor fuel assemblies. The infinite multiplication factor (k_{inf}) and pin-wise fission reaction rate (R_f) were compared with the reference results and the impact due to various calculation conditions on them were also quantified.

2. Calculation method and result The macroscopic cross sections for each medium were generated using FRENDY-V2 with SCALE 302 group, VITAMIN-J 175 group, and JFS 70 group structures. The resonance interference effect between multiple nuclides was considered

in FRENDY-V2 calculations. The fuel pellet media were treated as different resonance media. The neutron current method [2] was applied to calculate the Dancoff factors by GENESIS. The background cross-sections used in FRENDY-V2 were calculated based on the approximation formula to Carlvik's rational two-terms approximation. The MOC calculations were performed by GENESIS. The reference results of k_{inf} and R_f were given by MVP3. Sensitivity analyses indicated that the selection of energy group structure had the largest impact on calculation results. For each energy group structure, differences of k_{inf} indicated the current analysis procedure simulates accurately (Table 1). Less than 50 pcm difference result can be obtained with 302 group calculation. As for pin-wise R_f spatial distribution, although 0.16% level tilt was observed (Fig. 1). It was also reveals that R_f on the center region was underestimated, and that on the peripheral regions was overestimated in 70 group calculation. However, it was insignificant for the practical use.

3. Conclusion The applicability of FRENDY-V2/GENESIS for sodium-cooled fast reactor fuel assemblies was verified as an extension work. Enough accurate results were obtained in comparison with MVP3. Sensitivity analyses of various calculation conditions were investigated, and it was confirmed the group structure had largest impact on k_{inf} and R_f . Although the spatial tilt of pin-wise R_f differences was observed in 70 group calculation, it is considered insignificant for the practical use.

References [1] Fujita, T., et al. (2024). [published online] JNST. [2] Sugimura, N. et al. (2006). JNST, 43(10), 1182–1187.

Table 1. Difference of k_{inf} between various energy group structures. (Statistical error (MVP3): $\pm 0.0011\%$)

# of energy group	difference (%)
302	-0.036
175	-0.096
70	0.261

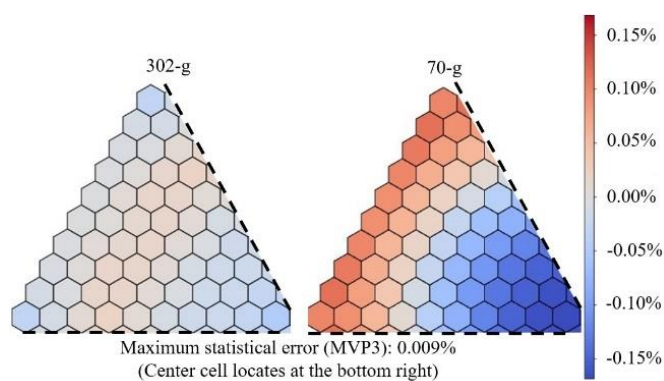


Figure 1. Pin-wise R_f differences of 302 group (left) and 70 group calculations (right).

三菱 PWR 核設計コードシステム GalaxyCosmo-S の開発 (14) 低水密度条件への COSMO-S の適用

Development of Mitsubishi PWR Nuclear Design Code System GalaxyCosmo-S

(14) Application of COSMO-S to Low Moderator Density Conditions

*山本 真人¹, 山路 和也¹, 小池 啓基¹, 浅野 耕司¹

¹三菱重工業株式会社

拡散ノード法に基づく 3 次元炉心計算コード COSMO-S に対して、低水密度においても核特性を精度良く評価するための反射体定数作成手法を開発した。低水密度 (~0g/cm³ 近傍) でも有限値となる拡散係数と、非均質輸送計算の中性子漏れを保存する不連続因子から成る反射体定数を COSMO-S へ導入し、非均質輸送計算コードとの良好な一致を確認した。

キーワード : COSMO-S, 低水密度条件, 拡散ノード法, 拡散係数, 不連続因子

1. 緒言

一般的な拡散係数($D = 1/(3\Sigma_{tr})$)は、水密度が 0g/cm³ の場合に有限な値を取らないため、0g/cm³ 近傍の低水密度条件での炉心計算では、炉心外への中性子漏れを過大評価し核特性の予測精度が悪化する傾向にある。この改善に向け、本研究では水密度が 0g/cm³ でも有限値を取る拡散係数を適用し、それを用いた不連続因子作成手法を検討した。得られた拡散係数及び不連続因子を用いて作成された反射体定数を COSMO-S に導入し、多集合体体系にて適用性を確認した。

2. 手法

本研究では、水密度が 0 g/cm³ でも有限な値を取る拡散係数として、even-parity の輸送方程式に基づく拡散係数 Transport Consistent Diffusion coefficient^[1] (以下、 D^{TCD} と記載) を用いる。 D^{TCD} を式(1)に示す。

$$D^{TCD} = \frac{1}{\Sigma_{tr}} \frac{\tau^2 \int_{-1}^{+1} \mu \tanh\left(\frac{\tau}{\mu}\right) d\mu}{4\tau - 2 \int_{-1}^{+1} \mu \tanh\left(\frac{\tau}{\mu}\right) d\mu} \dots (1)$$

τ : 光学距離(= $\Sigma_{tr}\Delta x$)

Σ_{tr} : 輸送断面積

Δx : メッシュ幅

2 次元集合体計算コード GALAXY にて燃料と反射体を含む非均質 2 次元体系での輸送計算を実施し、 D^{TCD} 及び断面積、中性子束(ϕ_{Hetero})及び中性子流を計算する。続いて、これら D^{TCD} 、断面積、中性子流を入力とし、均質 2 次元体系での中性子束(ϕ_{Homo})を解析的に算出する^[2]。得られた ϕ_{Hetero} 、 ϕ_{Homo} より当該反射体と隣接する燃料及び反射体間での境界面における不連続因子を算出し、反射体領域での D^{TCD} 及び断面積を不連続因子で除することで反射体定数を作成する。

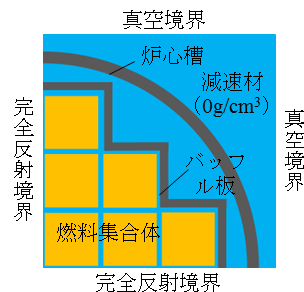


図1 計算体系

3. 検証

図1に示す多集合体体系に対し、2章の手順にて作成した反射体定数を用いて COSMO-S による拡散計算を実施し、実効増倍率を評価した。水密度 0g/cm³ 近傍での本手法による実効増倍率の参照解 (GALAXY による非均質輸送計算) との相対差異は、一般的な拡散係数を用いた場合に比べて大幅に低減し、0.1%dk/k 以内となった。

4. 結論

低水密度条件での拡散ノード法向けの反射体定数作成手法を開発した。低水密度条件での実効増倍率を評価した結果、非均質輸送計算による参照解と良好に一致し、本手法の多集合体体系への適用性を確認した。

参考文献

[1] A.Yamamoto, et. al., *J. Nucl. Sci. Technol.*,56, 716 (2019) [2] Y.Tahara, et. al., *J. Nucl. Sci. Technol.*,37, 986(2000)

*Masato Yamamoto¹, Kazuya Yamaji¹, Hiroki koike¹ and Koji Asano¹, ¹MHI

MCNP6.3 の DBRC 機能及び燃焼計算の検証・妥当性確認

Verification and validation of MCNP6.3 DBRC function and burn-up calculation

*小野 道隆¹, 浪園 真一¹, 東條 匡志¹

¹GNF-J

最新の MCNP6.3 では、6 以降に実装された IFP に基づく動特性パラメータの計算機能、燃焼計算機能に加えて、重核種の熱振動による中性子の上方散乱を扱う機能 (DBRC 機能) が実装された。GNF-J では、設計コードの検証・妥当性確認で用いている MCNP5_DBRC の将来的な代替に向けて、MCNP6.3 の各種計算機能の検証・妥当性確認を実施している。本報では、主に DBRC 機能及び燃焼計算の検証・妥当性確認結果について報告する。

キーワード: MCNP6.3, DBRC, 燃焼計算, 検証, 妥当性確認

1. 緒言 LANL から公開されている最新版の MCNP6.3 に DBRC 機能が実装されたため、設計コードの検証・妥当性確認のための臨界計算 (反応度計算含む)、燃焼計算、動特性パラメータ計算を MCNP6.3 のみで実施可能となった。本報では、主に DBRC 機能及び燃焼計算の検証・妥当性確認結果について報告する。

2. DBRC 機能 Mosteller の Doppler ベンチマーク問題^[1]の UO₂ 燃料を対象に、MCNP6.3 と MCNP5_DBRC の Doppler 係数を比較した結果を図 1 に示す。評価済み核データは ENDF/B-VII.0 を使用し、DBRC 機能が必要となる OK の散乱断面積は FRENDY コードで作成した。両者の Doppler 係数は統計誤差の 2 σ 以内で一致しており、DBRC による影響も概ね同程度であることを確認した。

3. 燃焼計算 福島第二原子力発電所 2 号炉で照射された 8 \times 8 ウラン燃料集合体について、照射後試験で得られた同位体組成データを対象に妥当性確認を行った。一部の核種 (Am^{242m}, Sm など) を除き、MONTEBURNS2 (中性子束ソルバーとして MCNP5_DBRC を使用) と MCNP6.3 が評価した核種組成の C/E は同程度であることを確認した。一部の核種で大きな違いがみられるが、両者で使用している崩壊関連データ (燃焼用断面積, 崩壊定数, 分岐比など) の違いによると考えられる。

4. まとめ MCNP6.3 の DBRC 機能, 燃焼計算機能の検証・妥当性確認を実施した。燃焼計算 (照射後試験解析) でみられた MONTEBURNS2 と MCNP6.3 の差の要因については、より詳細な調査を進める。

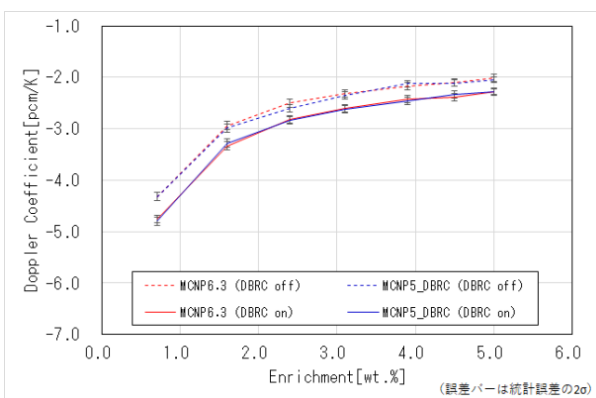


図 1 Doppler 係数の比較結果

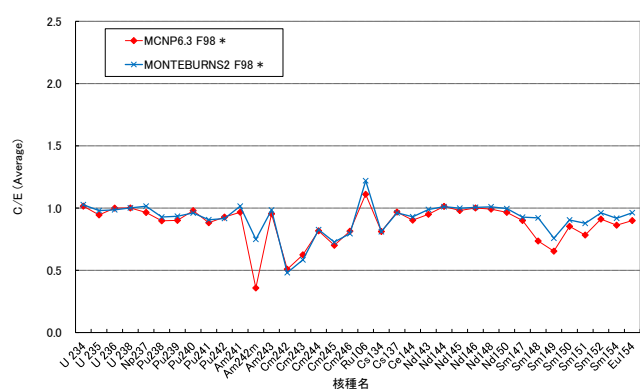


図 2 PIE の解析結果

参考文献 [1] LA-UR-06-2968, R. D. Mosteller, “Computational Benchmarks for the Doppler Reactivity Defect”

[2] Nuclear Technology Vol 137, 2002 Issue2, Y. Nakahara et. al. , “Nuclide Composition Benchmark Data Set for Verifying Burnup Codes on Spent Light Water Reactor Fuels”

*Michitaka Ono¹, Shinichi Namizono¹ and Masayuki Tojo¹

¹Global Nuclear Fuel-Japan Co., Ltd.