

「シグマ」調査専門委員会・核データ部会合同セッション

「核データ研究へのオールジャパンでの取り組み」

(3) JENDL 委員会とのかかわり

東芝エネルギーシステムズ (株)
エネルギーシステム技術開発センター
吉岡 研一
kenichi.yoshioka@toshiba.co.jp

1. はじめに

核データユーザーの立場から、これまで、多くの場面で“JENDL”を利用してきた。JENDL 委員会では、新たな評価結果や問題点等の最新の知見の取得とともに、ユーザーとして検証データの提供も行ってきた。核データの検証実験には飛行時間 (Time of Flight) 法などに代表される微分実験、臨界実験などに代表される積分実験がある。特に、私は JENDL 委員会において原子炉による積分実験に関する活動をさせていただいているので、原子炉システム設計における積分実験の役割を中心に JENDL とのかかわりについて報告する。

2. 原子炉システム開発における JENDL の利用

2.1. JENDL との出会い

私が初めて JENDL と出会ったのは、学生時代に大阪大学“OKTAVIAN”において行っていた核融合ブランケットにおけるトリチウム増殖比 (TBR: Tritium Breeding Ratio) 測定であった[1-2]。核融合炉では、D (重水素) -T (トリチウム) 反応によりエネルギーを発生させるが、トリチウムは天然には存在しないため、ブランケットと呼ばれる部分で、核融合で発生した中性子をリチウムに照射し、生成させる。また、D-T 反応では中性子は 1 個しか発生しないので、この中性子を増倍させるために(n,2n)反応による中性子増倍材が使用される。トリチウム増殖比は炉心で消費されるトリチウムに対するブランケットで生成するトリチウムで定義されるが、これが 1 を超えることが核融合炉システムの成立に関する重要な因子となる。

この研究の中で、“JENDL-3”を用いてトリチウム生成反応 (${}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$, ${}^7\text{Li}(n,\alpha)n'\text{T}$) 率の実験値の検証を行ったのが、JENDL との出会いで、奇しくも積分実験との出会いでもあっ

た。図 1 左が当時行っていた核融合ブランケット模擬実験体系である。図 1 右は飛行時間法を用いてトリチウム生成反応率のエネルギー情報を得たものである。微分実験の場合、小さなサンプルを用いるので、飛行時間法により反応断面積のエネルギー分布を得ることができるが、積分実験の場合、体系内で中性子が減速し、さらに体系を構成する材質の反応が混じりあうため、図の上段に示したものはあくまで平均エネルギーであり、“エネルギー情報”ではあるが“エネルギー分布”とは言えない。これは後述の臨界実験でも同じであるが、積分実験では、実験と解析で差が出た場合、その原因の特定が簡単ではない。

この実験の場合も、当時最新の核データであった JENDL-3 と“ENDF/B-VI”を用いてトリチウム生成反応率の解析を行った結果、中性子増倍材の候補として検討した重水を用いた体系で、2つの核データ間で低エネルギー領域に差があり、JENDL-3の方が実験値とよく合った。原因がすぐにはわからず、調べてみると、どうやら、重水の(n,2n)反応に違いがあるようで、ENDFではPhase shiftモデルによる評価を行っているが、JENDLの方はファデエフの3体反応モデルを用いて、より精度の高い評価を行っているとのことであった。JENDLの凄さに感銘を受けるとともに、積分実験を通して、核融合炉という未来の原子炉システムをJENDLが支えているということを知った。

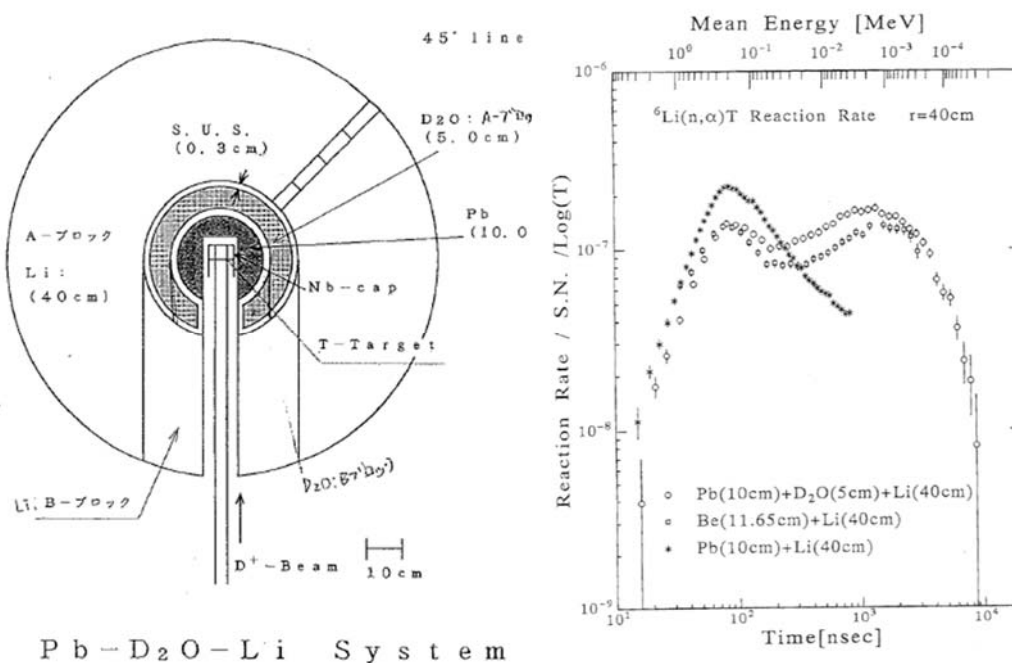


図 1 トリチウム増殖比の測定 (参考文献[2]より引用)

2.2. 積分実験による JENDL の利用

上述のように、積分実験は核データを原子炉システムとつなぐ重要な役割をもっている。

入社後、図らずも東芝臨界実験装置 (Toshiba Nuclear Critical Assembly: NCA) [3]において、軽水炉システムの開発に係ることとなり、臨界実験という積分実験を数多く行うこととなった。図 2 に NCA の概要を示す。なお、NCA は日本原子力事業により設置され (当初、NAIG Critical Assembly: NCA)、その後合併に伴い、東芝に承継された経緯がある。NAIG 関係者による理論的な研究も、JENDL の整備に貢献してきたことを、特筆しておきたい。

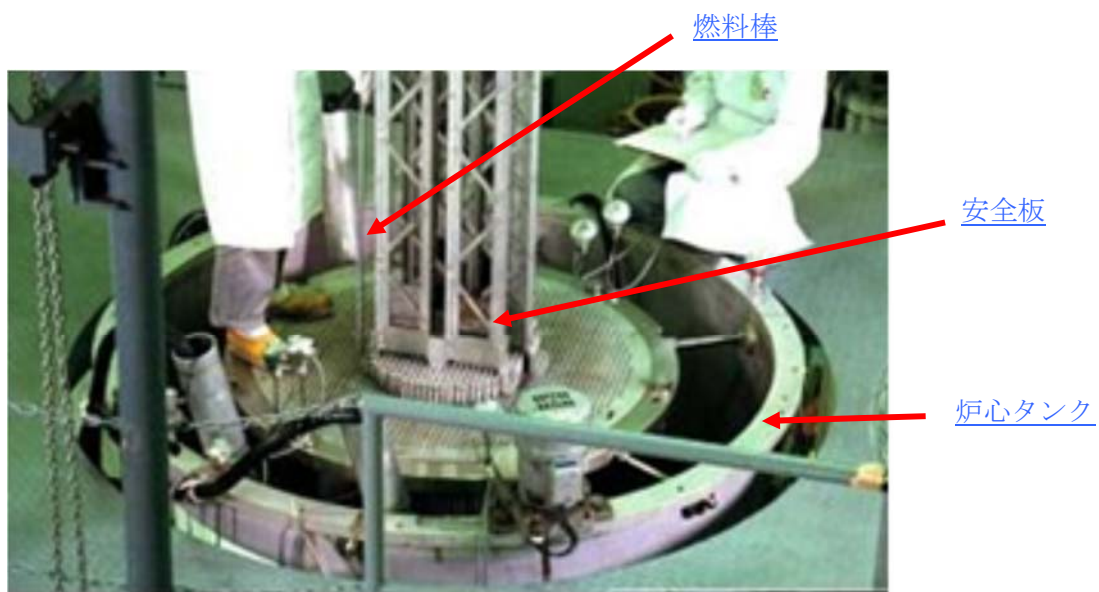


図 2 東芝臨界実験装置 (Toshiba Nuclear Critical Assembly) (参考文献[3]より引用)

軽水炉燃料臨界実験の結果は設計コードの許認可にも利用されるため、実験精度や誤差についても詳細な説明が必要である。中性子の輸送計算においては、決定論的手法と確率論的手法がある。決定論的手法ではエネルギーや空間に関する変数を離散化、均質化することで、計算速度の向上を図っている。一方、確率論的手法はモンテカルロ法であり、特に連続エネルギーモンテカルロ法は、計算時間は増加するが、上記のエネルギーや空間の離散化に伴う近似がない手法である。設計コードには核データが用いられているが、複雑な軽水炉燃料中の中性子の輸送を効率よく計算するために、決定論的手法を用いた様々な解析上の近似が導入されており、設計コードを用いた臨界実験解析から核データの検証を分離して議論することは困難であった。一方、計算機の進歩に伴い、連続エネルギーモンテカルロ法の利用が容易になり、臨界実験解析において、ほぼ近似のない解析シミュレーションが可能となってきた。このため、臨界実験解析結果から、核データの精度

についての議論が可能になり、JENDL 委員会でも NCA の臨界実験結果を報告する機会が増えてきた。

臨界実験において最初に議論される測定値は実効増倍率 (k_{eff}) である。積分実験は様々な核種が混ざり合うため、どの核種が k_{eff} に影響を与えているかを議論するには感度解析が有効である。拡散計算等の決定論的手法により求めた中性子束と随伴中性子束を用いる一次摂動論に基づく感度解析は広く普及している。特に自己遮蔽の影響が小さく、空間均質化に伴う誤差が小さい高速炉の分野では、核データの検証に大きな貢献をしている。一方、軽水炉分野においては、燃料中の熱・共鳴中性子の自己遮蔽の影響が大きく、空間均質化においては自己遮蔽因子による補正等が必要であった。このため、軽水炉臨界実験解析から、核データが k_{eff} に与える影響を感度解析により直接議論することが困難であった。近年、連続エネルギーモンテカルロ法による随伴中性子束の計算法[4]の開発が進められ、空間離散化を行うことなく感度解析が可能となった。代表的な連続エネルギーモンテカルロコード“MCNP”[5]においても感度解析機能が設けられている。MCNP を用いた軽水炉臨界実験の感度解析も取り組まれており[6]、今後、軽水炉臨界実験解析の核データへのフィードバックが進むと考えられる。なお、一次摂動論は、摂動前後で中性子束分布が変化しないことを仮定しているが、上述のように自己遮蔽の大きな軽水炉体系では摂動前後での中性子束分布の変化がしばしば無視できない。この一次摂動論の誤差については、上記の MCNP による感度解析でもまだ残ると考えられる。一方、一次摂動論とは別のアプローチとしてランダムサンプリング法による感度解析も近年開発が進められている。ランダムサンプリング法は確率論的アプローチであり、統計的な誤差は生じるが、一次摂動に伴う誤差は生じない。また、共分散データを用いるため、核データライブラリの共分散データの充実が今後求められるであろう。

原子炉システム開発と核データをつなぐ重要な役割を持つ積分実験であるが、まだ取り組むべき課題もある。

まず、実験面について、研究炉そのものの維持が困難となり、今後、実験できる施設も限られてくると考えられる。そのため、限られた施設、許認可の範囲でいかに検証したい原子炉システムを再現するかの工夫が必要となってくる。図3はNCAでの軽水炉模擬臨界実験体系の一例であるが、BWR体系、PWR体系ともに、中央にターゲットとするテストバンドルを構成し、その周囲に臨界を維持するためのドライバー燃料を配置している。ドライバー燃料を有効活用し、部分的にターゲットを模擬する実験は装置の活用範囲を広げる手法の一つである。

また、マイナーアクチニドのような十分なサンプル量が入手困難な場合は、パイルオシレータ法に代表される微小な反応度の測定法も有効と考えられる。さらに、未臨界度測定の精度が上がれば、未臨界状態における反応度測定など、臨界炉以外の施設でも積分実験データ取得の可能性がある。これら実験技術の開発には、施設を維持管理し、法規制に対

応できる人材も必要である。

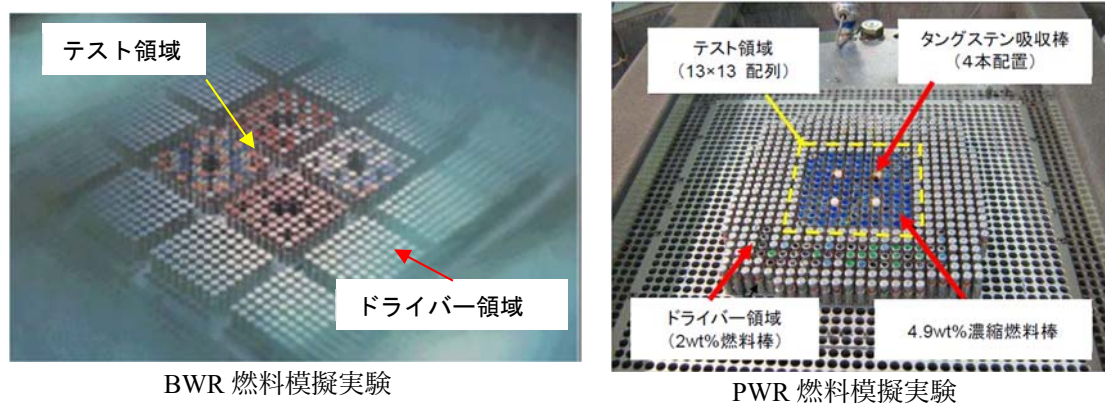


図3 燃料集合体模擬実験の例（参考文献[3]より引用）

解析面について、上述のように感度解析技術は強力なツールであるが、改善の余地もある。“部分模擬”の場合は、位置によりスペクトルが異なるため、 k_{eff} に影響を与える核種だけでなく、どの位置の核種が影響を与えているかも重要となり、感度解析技術の更なる高度化が期待される。また、微小反応度測定への解析には、連続エネルギーモンテカルロ法の統計誤差の低減が必須であり、大規模並列計算の他、摂動モンテカルロ法などの解析上の工夫も有効である。燃料集合体内の出力分布に基づく出力ピーキング係数は、燃料設計の重要な指標の一つである。臨界実験において、これまで多くの出力分布測定が行われており、解析との比較が行われているが、出力分布に対する感度解析手法は確立されていない。出力分布に対する測定と解析の比較では、下記のような R.M.S. (Root Mean Square) が指標として用いられることが多い。このような指標に対する核データの影響などが、今後の開発ターゲットになると考えられる。

$$R.M.S(\%) = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N \left(\frac{P(i)_{cal} - P(i)_{meas}}{P(i)_{meas}} \times 100 \right)^2}{N}}$$

$P(i)_{cal}$: 燃料棒 i の核分裂率分布（計算値）、
 $P(i)_{meas}$: 燃料棒 i の核分裂率分布（測定値）、
 N : 測定された燃料棒の数。

これらの技術開発結果の意見交換、人材交流に JENDL 委員会が果たす役割は大きい。核データ開発側とユーザー側が密接に連携することで、研究開発成果の社会実装が加速するものと考えられる。

2.3 JENDL の普及に向けて

近年、JENDL の普及に向けた国際活動ワーキンググループにも参加させていただいている。JENDL は米国の“ENDF”、欧州の“JEFF”と並ぶ世界 3 大核データライブラリである。ユーザーによる核データの利用は、ライブラリ開発を維持していくためにも、重要な役割を持っており、核データとユーザーをつなぐ各種コード群の位置づけもまた重要である。

これまで、米国に依存していた核データ処理が、JAEA による“FRENDY”の開発[7]により国産化できた意義は大きい。

また、国際活動ワーキンググループで取り組みが進められている、“SCALE”[8]や“CASMO”[9]等の世界的に利用者の多いコード用の JENDL ライブラリの作成は JENDL の普及を促すものとして期待できる。

さらに、JENDL の普及には、許認可における実績は欠かせない。新たな炉の新設の他、廃止措置においても遮蔽や放射性廃棄物の予測などに核データが果たす役割は大きい。今後、増加する研究炉の廃止措置においても積極的な JENDL の利用により、許認可実績を積み上げていくことは重要である。

3. まとめ

原子炉システム開発における積分実験が果たす役割を中心に JENDL 委員会とのかかわりについて述べた。ここで挙げた原子炉システムの他、遮蔽や核種生成予測、さらには医療分野でも核データは利用されており、放射線利用の拡大とともに核データ利用も今後拡大していくと予想される。

JENDL 委員会はこのように必ずしも核データが専門でないユーザーも含む多様な利用者と、高度な核データの技術・知見を有する開発技術者をつなぐ、貴重な場である。今後とも、核データが社会に貢献できるよう、積極的な活動を期待する。

参考文献

- [1] K. Sumita, A. Takahashi, J. Yamamoto, K. Yamanaka, K. Yoshioka, Y. Murakami, C. Yuan, L. Rong, “Integral benchmark experiments on Be Li-graphite systems for tritium breeding blanket design”, Fusion Engineering and Design, Vol.18, p. 355-360 (1991)
- [2] 吉岡研一 大阪大学修士論文「核融合ブランケットにおけるトリチウム増殖の研究」
- [3] 東芝エネルギーシステムズ エネルギーシステム技術開発センターホームページ (<https://www.global.toshiba/content/dam/toshiba/jp/technology/energy/erd/nuclear-laboratory/pdf/202107.nca.pdf>)

- [4] Y. NAUCHI, T. KAMEYAMA, “Development of Calculation Technique for Iterated Fission Probability and Reactor Kinetic Parameters Using Continuous-Energy Monte Carlo Method”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 47(11), p. 977–990 (2010)
- [5] C. J. Werner, et al., "MCNP6.2 Release Notes", Los Alamos National Laboratory, report LA-UR-18-20808 (2018).
- [6] 吉岡研一 「熱中性子炉体系における JENDL-5 の積分ベンチマーク解析」,核データニュース, No.132, p.17(2022)
- [7] K. Tada, Y. Nagaya, S. Kunieda, K. Suyama, T. Fukahori, "Development and verification of a new nuclear data processing system FRENDY," J. Nucl. Sci. Technol., 54, pp.806-817 (2017).
- [8] W. A. Wieselquist, R. A. Lefebvre, and M. A. Jessee, Eds., SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.4, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (2020).
- [9] J. Rhodes, K. Smith, and D. Lee, “CASMO-5 development and applications”, PHYSOR-2006, Vancouver, 10-14 Sep 2006

本論文に掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合があります。