

< 炉物理部会賞受賞記念寄稿 >

国産核データ JENDL-4.0 および CASMO5/TRACE/PARCS を用いた

SPERT-III 実験の解析および不確かさ評価

原子力規制委員会原子力規制庁

長官官房技術基盤グループ

システム安全研究部門

藤田 達也

## 1. はじめに

この度は、2019 年度の炉物理部会賞奨励賞をいただき、誠にありがとうございます。本研究は、私が原子力規制庁に入庁してから取り組んでいたものになり、学会発表をはじめ、日本原子力学会英文誌の論文としてとりまとめたものになります。この場をお借りして、本研究を進めるに当たって御指導・御助言いただきました共同研究者の酒井友宏氏に心より御礼申し上げます。

本稿は炉物理部会賞受賞記念寄稿ということで、受賞対象となった表題の研究テーマについて、簡単ではございますが、背景・目的及び研究概要を紹介させていただきます。

## 2. 背景・目的

米国原子力規制委員会 (U.S.NRC) との CAMP 協定 (Code Applications and Maintenance Program) [1]により 3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS を、原子炉解析のうち核熱結合が重要となる事象 (反応度投入事故及び原子炉停止機能喪失事故) 等の解析に導入しました。

平成 26 年度以降は、3次元動特性解析コードに独立行政法人原子力安全基盤機構 (JNES) から引き継いだ SKETCH に代わり PARCS を導入し、核熱結合先の熱水力解析コード TRACE や集合体平均核反応断面積の供給元の集合体核特性解析コード CASMO5 との結合も含めて、検証及び妥当性確認を進めてきました。この一部として、1960 年代に米国で実施された反応度投入実験である SPERT-III 実験[2]の解析を行いました。

また、実験解析を行っていた当時は、CASMO5 に関する論文の中に、 $^{238}\text{U}$  の共鳴上方散乱の取扱い[3]や実効ドップラー温度の設定 (燃料棒内の径方向温度分布の取扱い) [4]が、ドップラー反応度フィードバック効果に与える影響について記載されていたものを読んでいたこともあり、これらが実験解析の結果にどのような影響を与えるのか確認することも目的の 1 つでした。

時をほぼ同じくして、私は核データ起因の不確かさ評価にも取り組んでいました。この研究の前身には、JNES において、酒井氏が CASMO4 を用いたランダムサンプリング法による OECD/NEA LWR UAM ベンチマーク Phase I [5]の解析を実施していたことがありました。その際の経験をもとに、CASMO5 を用いた核データ起因の不確かさ評価に着手し、

OECD/NEALWR UAM ベンチマーク (Benchmarks for Uncertainty Analysis in Modeling (UAM) for the Design, Operation and Safety Analysis of LWRs) Phase I の解析を再度実施しました[6]。また、この UAM ベンチマークですが、Phase II では炉物理に関連するところでは時間依存問題 (燃焼計算及び動特性計算) が設定されることになっていたこともあり、動特性計算における核データの不確かさの影響を確認するため、試解析として SPERT-III 実験について不確かさ評価を実施しました。

### 3. 研究概要

#### 3. 1. SPERT-III 実験の解析[7,8]

CASMO5/TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験の解析については、大きく以下の 3 つの観点で、解析結果について議論・考察を行いました。

まず 1 つ目は核計算手法であり、拡散計算と SP3 (Simplified P3) 計算に基づく解析結果の比較に関するものでした。これは、SKETCH は拡散計算のみが実装されていましたが、PARCS は拡散計算に加えて SP3 計算も実装されているためです。拡散計算と SP3 計算による SPERT-III 実験の解析結果を比較したところ、同等であることを確認しました。これは、SPERT-III 実験の文献においては、制御棒位置などの記載が無く、TRACE/PARCS の解析においては投入反応度が文献データに同じになるように制御棒位置などを都度決めているためであると考えました。

次に 2 つ目は CASMO5 で使用する評価済み核データライブラリであり、JENDL-4.0 (国産) と ENDF/B-VII.1 (米国) に基づく解析結果の比較に関するものでした。これは、国内外の多くの論文では ENDF/B-VII.1 (もしくはその古いバージョン) を用いている一方で、JENDL-4.0 を用いている論文がなかったためです。SPERT-III 実験の全ての実験ケースにおいて、両ライブラリに基づく解析結果を比較したところ、各種炉心パラメータの時間変化及びピーク値が同等であることを確認しました。これについては、核反応断面積だけでなく、動特性パラメータ (実効遅発中性子割合など) も同等であったためと考えました。

最後に 3 つ目はドップラー反応度フィードバック効果に影響を与えるモデルである、 $^{238}\text{U}$  共鳴上方散乱モデルと実効ドップラー温度モデルの取扱いに関するものでした。これは、前述のとおり、CASMO5 に新たに加えられたモデルであるとともに、本研究の解析対象である SPERT-III 実験はドップラー反応度フィードバック効果に係る動特性解析コードの妥当性確認に用いられているためです。上記 2 つのモデルの考慮/非考慮の組合せパターンとドップラー反応度係数の  $\pm 10\%$  摂動の解析結果を比較したところ、 $^{238}\text{U}$  共鳴上方散乱モデルを考慮しないことの影響はいずれの実験ケースにおいてもドップラー反応度係数の  $-10\%$  摂動よりも小さいこと、実効ドップラー温度モデルを考慮しないことの影響は冷温条件の実験ケースにおいて大きくなりドップラー反応度係数の  $+10\%$  摂動よりも大きいことを確認しました。

### 3. 2. 核データ起因の不確かさ評価[9]

SPERT-III 実験の不確かさ評価の試解析については、弾性散乱反応断面積、非弾性散乱反応断面積、 $(n,2n)$  反応断面積、中性子捕獲反応断面積、核分裂反応断面積、及び核分裂放出中性子数の共分散データを用いたランダムサンプリング法により、各種炉心パラメータの時間変化及びピーク値の不確かさを評価しました。

上記におけるランダムサンプリング法の手順としては、CASMO5 用核データライブラリを摂動させた後、CASMO5/TRACE/PARCS を一貫して実行し、得られた計算結果を統計処理することで不確かさを評価することにしました。

各種炉心パラメータの標準偏差の時間変化については、急激な増減などの変化は見られず、事象進展全体をとおしてほぼ同じ値でした。なお、これは海外機関の研究結果[9]と同等のものでした。

また、各種炉心パラメータの最大値における標準偏差については、SPERT-III 実験の文献に記載されている実験誤差の範囲内であることを確認しました。

一方で、試解析においては、

- 計算時間の都合上、ランダムサンプリング法におけるサンプル数が少ない  
(このときは 100 回のみ)
- 遅発中性子パラメータの不確かさは考慮していない
- 核種ごと、核反応ペアごとの寄与割合は評価されていない
- JENDL-4.0 のみを用いた

(他の評価済み核データライブラリとの比較は未実施)

など

という状況であることから、これらが今後の課題となっているため、これから取り組もうと改めて思った次第です。

### 4. おわりに

原子力規制庁に入庁して 6 年が経とうとしています。1 年目は炉物理から離れていましたので、研究活動としてはようやく 5 年間が終わろうとしているところです。

核データ起因の不確かさ評価については取り組んでいるうちに新たな課題が見つかりまだまだ終わりが見えないところです。一方で、CASMO5/TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験の解析については、1 つの研究成果として日本原子力学会英文誌の論文としてまとめることもでき、私としては一区切りついたように感じています。

次の 5 年間は、いわゆる若手研究者を卒業し、さらなる飛躍の期間にしていきたく考えています。今回の受賞を励みに、今後もより一層精進していきたいと思います。

参考文献

- [1] Code Applications and Maintenance Program,  
<https://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/research/obtainingcodes.html>.
- [2] J. Dugone, *SPERT III Reactor Facility: E-core Revision*, U.S. Atomic Energy Commission, IDO-17036 (1965).
- [3] D. Lee, K. Smith, J. Rhodes, “The influence of  $^{238}\text{U}$  resonance elastic scattering approximations on thermal reactor Doppler reactivity,” *Proc. PHYSOR2008*, Interlaken, Switzerland, Sep 14-19 2008, (2008). [CD-ROM].
- [4] G. Grandi, R. Ferrer, “Effects of CASMO5 models and delayed neutron data on SIMULATE-3K reactivity initiated accident predictions,” *Proc. PHYSOR2018*, Cancun, Mexico, Apr. 22-26 2018, (2018). [USB].
- [5] K. Ivanov, M. Avramova, S. Kamerow, I. Kodeli, E. Sartori, E. Ivanov, and O. Cabellos, *Benchmarks for Uncertainty Analysis in Modeling (UAM) for the Design, Operation and Safety Analysis of LWRs*, OECD/NEA/NSC, NEA/NSC/DOC(2013)7, May 2013 (2013).
- [6] T. Fujita, T. Sakai, “Uncertainty analysis of OECD/NEA/NSC UAM benchmark Phase I using CASMO5/SIMULATE5 with JENDL-4.0 library and covariance data,” *Proc. BEPU2018*, Lucca, Italy, May 13-19 2018, (2018). [USB].
- [7] T. Fujita, T. Sakai, “Analysis of the SPERT-III E-core experiments using CASMO5 and TRACE/PARCS codes with JENDL-4.0 library,” *Proc. PHYSOR2018*, Cancun, Mexico, Apr. 22-26 2018, (2018). [USB].
- [8] T. Fujita, T. Sakai, “Analysis of the SPERT-III E-core experiment using CASMO5/TRACE/PARCS based on JENDL-4.0 and ENDF/B-VII.1,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, 56[9], pp. 553-571, (2019).
- [9] 藤田達也, 酒井友宏, “JENDL-4.0 に基づく CASMO5/TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験解析・不確かさ評価,” 第 6 回炉物理専門研究会, 熊取, 大阪, 平成 29 年 11 月 29 日・30 日.