

話題・解説(II)

第 53 回(2020 年度) 日本原子力学会賞

学術業績賞

高速炉核設計手法の確立をめざして

元、日本原子力研究開発機構

石川 眞

fwiz2461@nifty.com

1. はじめに

本年(2021年)3月の原子力学会春の年会で、学術業績賞「高速炉のための標準核特性解析手法の開発と炉定数調整法に基づく核設計手法の確立」を受賞させていただきました。原子力機構(以下、JAEA)を完全退職して丸2年経ってからの突然のお話で大変驚きましたし、また私がこのテーマに約30年間プロジェクトマネージャ的(実体は単なるグループリーダーです・・・)に取り組んだのは事実ですが、個々の技術的課題は、JAEA 炉心解析グループの皆さん、大学の先生方、メーカー各社、計算機会社、JAEA 核データ研究分野の皆さんらが解決してきたものが大部分です。私一人がこの賞をいただくのはかなり心苦しかったのですが、時間をかけて学会賞のやっかいな推薦状を書いてくれた東海・大洗の皆さんのご厚意に甘えることにさせていただいたわけです。

今回たまたま、核データニュース編集委員会からこの記事を書かないかとお誘いをいただきましたので、この機会に、このテーマに関する私の思い、およびこのテーマに尽力して下さった多くの方々の貢献内容を述べさせていただくことにしました。技術的な内容は文献参照といたしますので、本稿ではほとんど出てきません。もし関心のある方はそちらをご覧下さると幸いです。

私がこの分野でめざしてきたことを一言でまとめれば、「高速炉核設計手法の確立」です。具体的内容を、(1) 高速炉核特性解析手法の開発、(2) 高速炉実験データベースの整備、(3) 炉定数調整法による核設計精度の向上、の3項目に分類して書きます。

2. 高速炉核特性解析手法の開発

高速実験炉「常陽」や高速原型炉「もんじゅ」が設計された 1960 年代後半～1970 年代当時には、炉心の核設計解析は、担当メーカーが各々作成した炉定数セットと解析コード群を使用して行われました。これらの社内解析ツールは原則非公開ですので「企業秘密」であり、担当メーカー以外がその具体的な内容を検討することはほぼ不可能で、現在の品質保証で重要と見なされている“Accountability”、“Traceability”、“Consistency”などの要件を満たすことはできません。時代の要請があったのだと思いますが、その後 1980 年代に開始された高速実証炉の核設計に当たっては、JUPITER 計画 (1978～1988 年) を動力炉・核燃料開発事業団 (以下、動燃)・大学・日本原子力発電 (以下、原電)・民間メーカーなどによる全日本的体制で実施し、ここで行われた ZPPR 臨界実験を解析評価することによって、高速炉核特性に対する標準的な解析手法を確立する努力が行われました。

(1) 基本炉定数

JUPITER 実験解析では、1982 年に日本原子力研究所 (以下、原研) から公開された ENDF フォーマットの汎用核データライブラリ JENDL-2 を高野秀機氏 (原研、2010 年 5 月に病で亡くなりました)¹らが処理した ABBN 型の 70 群炉定数セットが主に使用されました。当時の動燃には自前の炉定数を汎用ライブラリから作成する技術がなく、外部から受けとった炉定数セットをブラックボックス的に使用するだけでした。これでは、最終製品である核設計の品質保証ができません²ので、1999～2001 年に金子邦男氏 (総合技術情報機構) の全面的な指導を受けて、羽様平氏・千葉豪氏 (いずれも核燃料サイクル開発機構 (以下、JNC)) が、汎用ライブラリから任意の群構造の炉定数セットを作成できるシステム[2]を整備しました。このシステムが完成したことにより、50keV 以下で約 10 万群の超微細群解析が可能となり、高速炉解析で重要となる核データ共鳴構造の影響を正確に評価して解析精度を向上することができました。

(2) 体系解析

高速炉の臨界実験解析³は、ある程度の計算効率を重視する基準体系モデルの解析と、詳細な物理モデルを採用し基準計算値を補正する解析に分けられます。基準解析法について 1970 年代は各社ばらばらでしたが、1980 年代の JUPITER 実験解析では一次元セルモデル化法、プレート非均質効果の取扱い、輸送断面積の定義などについて標準化が図ら

¹ 氏名に続く括弧内は、当時の所属等を示します。

² この典型的な例が、1994 年に作成された JENDL-3.2 ベースの 70 群炉定数セットにあった重み関数取扱いの誤りが、2001 年に JNC により判明[1]したことです。これは、自前の炉定数セットを作成する能力がなければ発見できませんでした。

³ 近年では、連続エネルギーモンテカルロコードを用いて as-built 体系を一気に計算する方法が、臨界性などの全炉心核特性に対しては可能となってきていますが、ここでは、今後も核設計解析法の主流であると考えられる決定論解析を扱います。

れました。また、補正解析法についても、輸送理論効果・詳細メッシュ補正、ドロワ分類の詳細化補正などについて、標準的な手法を統一しました。JUPITER 計画が終了した後の 1990 年代に、動燃はこれらの標準手法を用いて JENDL-3.2 ベースで JUPITER 実験解析を全てやり直し、高速炉核設計のための基本データベースの初版[3]としました。またここで整備された JUPITER 標準解析手法は、ZPPR 以外の臨界実験解析や実機解析においても、対象体系の構成に応じて必要となる変更は加えられながら、その基本的な考え方は踏襲されて現在に至っています。

(3) 解析システムの抜本的再構築

JUPITER 実験解析で使用された核特性解析システムは、主に 1970 年代に海外研究機関や原研で開発された多数の解析コード群を導入し、必要な解析機能の追加や新たな炉物理解知の反映に必要な改修などを加えて整備してきたものです。しかし、1990 年代に入り、計算機性能の向上とともに解析システムへの要求が過大になってくると、改修につぐ改修を重ねてきた JUPITER 標準解析システム⁴はもう保守・改良を続けるのが困難な状況になってきており、またユーザーにとっても、システム上の制限や複雑なオプションの意味を正確に理解して慎重に入力データを作成しなければ、正しい計算ができないという深刻な問題が起きてきました。これは、プログラム中のどの変数でも自在にアクセスできる FORTRAN 言語と機械語からなる従来炉物理解析システムの宿命的な欠陥だったようで、仏国 CEA などでは 1980 年代後半から新しい計算スキームによる核特性解析システムの構築[4]が始まっていました。JNC では横山賢治氏 (JNC) を中心として、オブジェクト指向プログラミングを中核とする汎用核特性解析システム MARBLE [5]の開発が、2003 年からほそぼそとではありますが、一応 JNC の正式業務として開始⁵されました。現在、MARBLE システムは JAEA がソースから公開・配布しており、JAEA 内外で多くのユーザーに使用されています。

3. 高速炉実験データベースの整備

実機運転経験の少ない高速炉核設計においては、測定値の得られている臨界実験や実機データを解析し、この結果を反映して設計の最確値と不確かさを決定するのが標準です。動燃・JNC・JAEA はこのために、1990 年代から現在に至るまで、高速炉の実験デー

⁴ 当時私は、このスパゲッティ解析システムを、増築に次ぐ増築で迷路のようになってしまった和風旅館に例えて何とかしなければと思っていましたが、その方法論を見つけることができませんでした。横山氏が 2000 年代初頭に、CEA の ERANOS 解析システムと IT 分野の最新プログラミング技術を学んできたので、ようやく核特性解析システムの抜本的改革に着手することができたわけです。

⁵ 2003 年 6 月に、JNC の社内報告会で MARBLE の開発計画を説明したときに、たぶん技術的な内容を理解できていなかった上司の一人から「解析システムの書き換えなんて、夢がない」と非難され、大げんかをしたことを覚えています。その方は、一般受けする目新しい(珍奇な)解析手法の開発などでないと公的研究機関のミッションにならないと信じていたようですが、その後の経過を見ますと、横山氏らの当時の判断は正しいものだったと思います。

データベースの整備を進めてきました。基本となるのは JUPITER 実験ですが、後に述べますように、一つの臨界実験シリーズだけに全面的に頼るのは危険であるため、JAEA は表 1 に示すように、独立で多様な実験データを可能な限り収集・評価[6]して高速炉核設計に反映しています。以下に、主な実験データについて補足説明をします。

表 1 JAEA が整備した高速炉実験データベースで収集・評価した主な実験データ

実験装置 (研究所、国)	実験炉心 (合計数)	炉心の特徴	測定核特性	公開性
ZPPR <JUPITER計画> (ANL-W, 米国)	ZPPR-9, 10A~10C (4)	60~80kWe級 均質二領域MOX炉心	臨界性、反応率、制御棒価値、Naボイド 反応度、ドブラー反応度 (サンプル)	Yes. (IRPhE)
	ZPPR-13A (1)	65kWe級 径方向非均質MOX炉心	臨界性、反応率、制御棒価値、Naボイド 反応度、ドブラー反応度 (サンプル)	
	ZPPR-18A, 18C, 19B (3)	100kWe級 均質二領域MOX炉心 (外側：濃縮ウラン混合)	臨界性、反応率、制御棒価値、 Naボイド反応度	
ZEBRA <MOZART計画> (Winfrith, 英国)	MZA (1)	550ℓ-領域MOX クリーン炉心	臨界性、Naボイド反応度	Yes. (IRPhE)
	MZB, MZC (2)	2,300ℓ 均質二領域MOX もんじゅ模擬炉心	臨界性、制御棒価値、Naボイド反応度	
常陽 (JAEA, 日本)	JOYO Mk-I (1)	Pu・濃縮ウラン混合燃料のブランケット 付き75MWth高速実験炉	臨界性、制御棒価値、Naボイド反応度、 燃料置換反応度、等温係数、燃焼反応度	Yes. (IRPhE)
	JOYO Mk-II (1)	Pu・濃縮ウラン混合燃料のSS反射体付き 100MWth高速実験炉	MA照射後試験	No.
もんじゅ (JAEA, 日本)	MONJU Startup Tests (2)	28kWe均質二領域の 高速増殖原型炉	臨界性、制御棒価値、等温係数	No.
BFS (IPPE, ロシア)	BFS-62-1~62-5, 66-1 (6)	3,400ℓ 三または四領域 濃縮ウラン (+Pu) 炉心 (ブランケットまたはSS反射体)	臨界性、反応率、制御棒価値、 Naボイド反応度	No. (Yes. BFS-62-3A) (IRPhE)
	BFS-67, 69, 66 (3)	10kgのNpO ₂ を炉中心MOX領域に装荷 (原子炉級、兵器級、高次化Pu)	臨界性、反応率、制御棒価値、 Naボイド反応度	
MASURCA (CEA, 仏国)	ZONA-2B (1)	380ℓ Pu燃焼型MOX炉心 (CIRANO計画)	Naボイド反応度、燃料置換反応度	No.
SEFOR (General Electric, 米国)	SEFOR CORE-I, II (2)	20MWthPu・濃縮ウラン 混合燃料高速炉心	ドブラー反応度 (全炉心)	Yes. (PHYSOR2004)
Los Alamos (LANL, 米国)	FLATTOP-Pu, FLATTOP-25, JEZEBEL, JEZEBEL-240, GODIVA (5)	直径約10cmの球状炉心 (Pu-239、高次化Pu、ウラン燃料、 裸またはU-238反射体付き)	臨界性	Yes. (ICSBEP)

(1) ZPPR 臨界実験

動燃と米国エネルギー省 (DOE) との JUPITER 共同研究として、1978~1988 年に米国 ANL の ZPPR 実験装置を用いて実施された大型 FBR 炉心の臨界実験です。炉心サイズが 60~100 万 kWe 級 (炉心体積で 4,600~8,500 L) と世界最大であること、均質、径・軸非均質炉心などの多様な炉心型式を扱っていること、クリーンベンチマーク炉心に加え、工学的模擬として制御棒の有無 (サイクル初期と末期の運転状態を想定) などを網羅していること、測定した核特性が非常に広範・多量であること、修正中性子源増倍 (MSM) 法

などの高度な測定技術を採用していることなどから、大型高速炉の炉物理研究における最大の実験データ供給源となっています。また、as-built の実験体系や実験 log 情報が米国 DOE と動燃の合意により、完全公開⁶されていることも、透明性や追跡可能性の観点から非常に大きな特長です。ZPPR への派遣員であった池上哲雄氏 (JAEA)・三田敏男氏 (NESI) と私は、2008 ～2012 年にかけて米国の協力を受けて、JUPITER 実験炉心の実験詳細情報及び as-built 体系情報を、オリジナルの ANL 実験レポート・実験 log などから再調査・発掘し[7]、9 個の ZPPR 実験をデータベース化して国際炉物理ベンチマーク (IRPhEP) ⁷に登録・公開しました。生き証人がまだ残っていて再調査が可能なぎりぎりのタイミングでしたが、ANL オリジナル文献からの再調査に全面的に協力してくれた Richard D. McKnight 氏 (ANL、2013 年 8 月に病で亡くなりました) と J. Blair Briggs 氏 (INL) には、深く感謝しています。現在は、上記の再調査から得られた as-built 情報の全てを JAEA が電子ファイル化⁸していますので、必要なら誰でも追跡・再現⁹することができます。

(2) 「常陽」MK-I 性能試験

高速実験炉「常陽」MK-I 炉心は、定格熱出力 75MWt の我が国初の Na 冷却高速炉実験機です。1977 年に初臨界になり、1981 年まで性能試験および定格運転 (図 1 を参照) が行

⁶ JUPITER 実験データが公開できたのは、実は僥倖に近い経緯からです。当初米国 DOE は、高速炉関係の実験報告書には全て非公開 (Applied Technology) のラベルを付けていました。1996 年に突然 DOE から動燃に、JUPITER 計画と類似の日米共同研究であった JASPER 遮蔽プロジェクトの実験報告書を公開したい (SINBAD という遮蔽実験の汎用データベースを作成するためだったようです) と申し込んできましたので、それなら JUPITER 実験も公開しようと動燃側から提案し、両プロジェクトの実験データが一挙に完全公開となったわけです。この国際交渉では、当時私のグループに国際特別研究員として滞在していた Peter J. Collins 氏 (ANL、2007 年 2 月に病で亡くなりました) が、米国側の情報収集に尽力してくれました。

⁷ IRPhEP は、1990 年代後半から OECD/NEA が推進してきた「国際臨界安全ベンチマーク評価」プロジェクト ICSBEP に続いて、2000 年代初頭に設立された「国際炉物理ベンチマーク実験」プロジェクトです。両プロジェクトの目的は、後世の核データ検証・改良や炉物理解析モデルの開発に役立てるために、高品質な実験情報とベンチマークモデルを組み合わせた形で、公開のデータベースとして確立することです。ここで、不確かさを含むベンチマーク評価の指針を主導したのが、Virginia A. F. Dean 氏 (INL コンサルタント、2012 年 4 月に病で亡くなりました) でした。JAEA による ZPPR 実験の登録に当たっても、実に繊細に審査・助言をしていただき、私達は深く彼女に感謝しています。実験情報の収集およびベンチマーク評価の方針に関する彼女の NSE 論文[8]は、炉物理実験および解析に関係する方にはぜひ読んでいただきたいと思えます。

⁸ この ZPPR 実験の as-built 体系情報は、IRPhEP の ZPPR ベンチマークに付録として添付されています。電子ファイル化したことにより、連続エネルギーモンテカルロコード MVP で、燃料プレート 1 枚 1 枚を忠実に模擬した as-built 体系の解析ができるようになりました。この MVP 入力データは、1 炉心あたり数十万行に及ぶ膨大なものですが、長家康展氏 (JAEA) の努力で電子ファイルから自動生成できるようになったものです。

⁹ 実は、1980 年代の全日本的体制による JUPITER 解析プロジェクトでは、ZPPR 実験炉心のプレート配置・組成などの as-built 情報及びセル計算は全て、斎藤正幸氏 (CRC 総研) お一人の管理に任されており、動燃を含む他のメンバーはその実体をほとんど把握していませんでした。参加各社は、斎藤氏が計算した領域毎の実効定数を受け取り、体系計算を行っていたわけです。品質保証や技術継承の観点からはこのやり方は良くなかったと思うのですが、予算はあるものの技術職員がほとんどつかない当時の動燃の状況ではやむを得なかったのかもしれない。

われました。私は動燃入社後まもなくだったので、運転に伴う出力係数・燃焼係数などの反応度実験や測定手法の改良などを担当させていただきました。JNC では、「常陽」MK-I 性能試験測定結果¹⁰に対して、2000 年代初頭に横山賢治氏（JNC）が当時の最新手法を用いて再解析・評価[9]を行い、庄野彰氏（JNC）の卓越した英文編集力により 2006 年に IRPhEP に登録・公開することができました。臨界実験とは異なり、通常の核特性に加えて温度核特性および燃焼核特性も測定され、燃料ピンと集合体ラップ管の 2 重非均質形状を有しているなどの特徴を持つ高速炉の実機について、as-built 体系情報と測定結果・不確かさ評価の詳細がていねいに報告されており、IRPhEP の審査会ではその高い品質を絶賛されました。

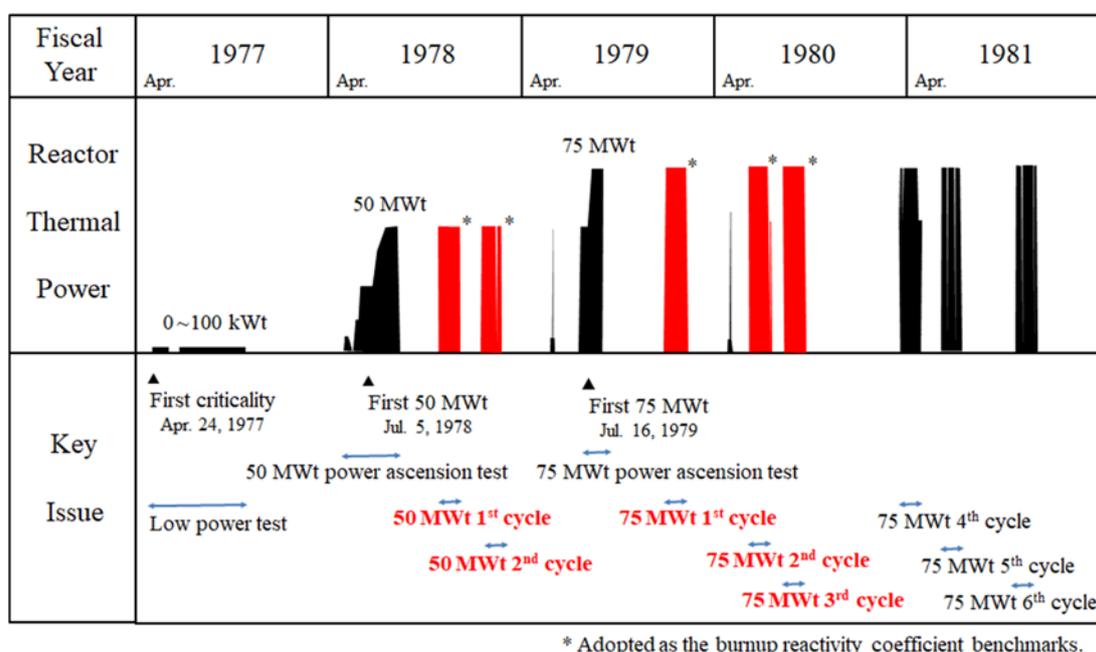


図 1 「常陽」MK-I 炉心の運転履歴

¹⁰ 横山氏が 30 年近く経過していた「常陽」MK-I 炉心性能試験を再解析・評価できたのは、性能試験当時の技術課長であった山本壽氏（日立からの出向、2013 年 3 月に病で亡くなりました）が、性能試験担当者に対して、各測定結果の詳細を不確かさ評価とともに、PNC 報告書として発行するように厳命したためです。担当者にとって、多忙な中で詳細試験報告書を作成し、かつ測定不確かさを定量的に評価するのは非常な苦痛でしたが、この時に記録を文書化して残しておいたことが、「常陽」MK-I 炉心の測定データを今日、信頼性を持って世界中で活用できる結果となりました。また私個人にとっても、測定不確かさ（とくに系統不確かさ）を定量的に評価したことは、自分の測定結果にひそむ不確かさ要素を真剣に考えるきっかけとなり貴重な経験となりました。山本氏は当時 40 歳過ぎでまだ若かったと思いますが、技術課長の地位で発揮したその優れた指導力が、巨大な費用をかけて得られた貴重な「常陽」性能試験データを生かすことになったと感謝しています。

(3) BFS 臨界実験

高速炉物理実験に関して旧ソ連時代には全く付き合いはありませんでしたが、ソ連が崩壊してロシアが混乱状況になったため、国際的なロシア支援の機運が 1990 年代に起きました。その一環として、ロシアの核兵器解体によって生じる余剰 Pu を濃縮ウラン燃料炉心である高速炉 BN-600 で燃焼処分するための、JNC とロシア IPPE 研究所による共同研究が 1999～2003 年に実施されました。炉物理分野の協力内容は、IPPE の BFS 臨界実験装置を用いて、BN-600 炉心に MOX 燃料を装荷した場合の核特性解析精度を実験的に検証することです。日本の高速炉開発計画では濃縮ウラン炉心を使うことはないのですが、臨界実験では濃縮ウランと Pu が併用して装荷されるため、濃縮ウラン高速炉心の解析精度を検証できる実験データベースは我が国にとっても有用です。このために、JNC が整備している高速炉実験データベースに BFS 臨界実験データを加えることを目的¹¹として、本共同研究を実施しました。ZPPR 実験装置などとは全く炉心構成や測定方法が異なる BFS 実験の技術情報入手はかなり困難を極めました。羽様平氏・杉野和輝氏・庄野彰氏（いずれも JNC）によるロシア人との粘り強い交信と解析評価により、as-built 実験体系と測定結果の詳細を実験データベース[10]として整備¹²し、高速炉核設計に活用することができました。

(4) ZEBRA 臨界実験

ZEBRA は英国原子力公社 UKAEA の高速炉臨界実験装置です。本データベースでは、1971～1973 年に高速原型炉「もんじゅ」炉心を模擬して実施された MOZART 実験等を対象として、2000 年代後半に千葉豪氏（JAEA）が as-built 体系情報および測定方法の詳細を調査し、解析評価して整備[11]しました。この ZEBRA 実験データの整備にあたって、千葉氏は膨大な量のオリジナル MTN 実験レポートを詳細に調査¹³して、実験体系モデルの構築や解析評価に反映しています。

¹¹ 管理方は、いかにロシア支援が成功しているかを外部にアピールすることに熱心でしたが、私はこの BFS 実験を将来に残るデータベースとすることを、本共同研究の本音の目的としていました。

¹² 実はこの共同研究開始時には、私はロシア IPPE による臨界実験の品質をあまり信用していませんでした。しかし解析評価を進めるにつれて、詳細な実験情報を入手して、セル体系等をきちんとモデル化すれば、ZPPR などとは全く独立な核設計データベースの一つとして扱う価値のあるものだと思うようになりました。事前に偏見を持つてはいけないと反省した次第です。

¹³ 実験データベースを整備するにあたっては、Virginia A. F. Dean 氏が強調していますように、可能な限りオリジナルの実験レポート・運転 log・実験担当者の記憶などを調査することが大事です。過去に誰かが加工整理した実験情報に頼るだけでは、思わぬ間違いや思い込みを起こす可能性があるからです。私達は今回の高速炉実験データベースの整備にあたって、可能な限りオリジナル文献を調査することを原則にしました。

(5) MASURCA 臨界実験

MASURCA は、仏国 CEA カダラッシュ研究所にある高速炉臨界実験装置です。MASURCA 実験の詳細情報は、1991 年に締結された CEA と動燃による先進技術共同研究を通して入手したもので、残念ながら非公開です。本実験のデータベースで整備対象とした炉心は、Pu 燃焼炉心研究 (CAPRA 計画) を目的として 1994 ~1997 年にかけて実施された CIRANO 実験シリーズです。ここでは、高次 Pu 置換反応度などの測定が行われ、大木繁夫氏 (JNC) による解析評価[12]の結果、有用であると判断されました。なお、臨界性については、共同研究当時の CEA 派遣員であった大木繁夫氏・杉野和輝氏 (いずれも動燃) が MASURCA 実験情報の詳細な調査・検討を行いました。測定結果と解析結果との差異が $1\% \Delta k$ を超えており、他の実験装置を用いた臨界性における差異と比較して極端に悪かったために、炉心燃材料の原子数密度データなどに何らかの問題がある¹⁴と判断してデータベースの整備対象外とせざるをえませんでした。ただし、今回実験データベースとして整備した置換反応度や Na ボイド反応度は、摂動前後の臨界性の差が評価対象ですので、置換する物質の形状・組成が正確に与えられていればこの影響はほとんど受けないと考えられます。

(6) SEFOR 実験

SEFOR は、全炉心ドップラー反応度¹⁵の測定を主な目的として米国で建造された Na 冷却 MOX 燃料型の高速実験炉です。1969~1972 年にかけてドップラー反応度を中心とした数多くの実験が実施され、詳細データが公開されています。羽様平氏 (JAEA) は、2000 年代前半に SEFOR 実験のオリジナル実験レポートを詳細に調査し、実験データの取捨選択および物性値や膨張反応度に関する全面的な再評価を行って、ドップラー反応度測定値の最確値と不確かさを高い信頼性をもって決定しました[13]。さらに羽様氏は、この SEFOR 実験再評価結果を CEA にも解析評価してもらい共同発表[14]することにより、国際的な信頼性も確保しています。

¹⁴ MASURCA 施設が保有している Pu などの模擬燃料は、ドイツや英国などで廃炉となった臨界実験施設の燃料も集めたもので、非常に複雑だったことが原因のひとつかもしれません。

¹⁵ 通常の臨界実験施設では、ドップラー反応度は特殊ドロワに装荷された U-238 などのサンプルを高温に熱して常温からの反応度変化を測定します。この反応度変化は非常に微小です。周辺と大きな温度差がつきますので、高い測定精度を得るのはたいへんです。一方、SEFOR 実験では、全炉心の温度を変化させますので、測定される反応度変化は十分大きいです。急激な温度勾配の問題もありません。ただし、燃料や構造材の膨張による反応度も測定反応度に含まれますので、ドップラー反応度を得るためには、これらの膨張反応度を小さくし精度良く評価するなどの実験上の工夫が必要です。一長一短ですが、臨界実験とは独立なドップラー反応度測定方法である SEFOR は非常に貴重な実験です。

4. 炉定数調整法による核設計精度の向上

我が国の高速炉核設計では1980年代末まで、臨界実験測定値(E)¹⁶とその解析値(C)の比を設計解析値に乘じる、いわゆる「E/Cバイアス補正法」¹⁷が核設計の最確値を決定するための手法でした。しかし、このバイアス補正法は直感的に受け入れやすいものの、臨界実験炉心と設計対象炉心の組成や体系の違いを核設計に適切に反映することが難しく¹⁸、また臨界実験の測定精度によってはバイアス補正後の設計精度がかえって悪化する可能性もあります。また、燃焼特性など臨界実験では直接測定できない核特性については、核設計への反映は当時、事実上不可能でした。

このような背景のもと1989～1992年の3年間、動燃・原電の共同研究として大学・原研・メーカー・計算法会社の参加を得た全日本的体制¹⁹で、JENDL-2ベースのJUPITER臨界実験解析の結果を積分核特性値へ直接反映させるのではなく、炉心核計算の基本データである炉定数の改訂として高速実証炉設計に反映する「炉定数調整法」の研究[15]が実施されました²⁰。炉定数調整を行うためには、臨界実験値だけではなく、炉定数調整の詳細手法、核特性に対する核データ感度係数、核データの不確かさ評価(共分散)など、多くのデータおよび解析ツールの整備が必要です。これらの主なものについて、述べます。

(1) 炉定数調整対象核データの拡張

断面積に関する炉定数調整のマトリックス基礎式は1970年代に確立されていましたが、実機設計に適用するためには、核特性に感度のある全ての核データを対象とする必要があります。1989～1992年の共同研究では、新たに核分裂スペクトル・核分裂当りの即発発生中性子数・遅発中性子収率・弾性散乱の平均方向余弦・非弾性散乱などの調整機能が整備されました。炉定数調整の手法に関する当時の理論的支柱は、竹田敏一氏(阪大)・亀井孝信氏(東芝)らでした。

¹⁶ 実験炉「常陽」に対しては原研のFCA実験、原型炉「もんじゅ」に対しては英国ZEBRAのMOZART実験、大型高速炉に対しては米国ZPPRのJUPITER実験がこれにあたります。

¹⁷ 動燃入社直後に、「常陽」MK-I炉心の核設計手法がE/Cバイアス補正法であると聞き、先輩に「バイアス補正法では、いったい何を補正しているのですか？」と質問して、全く相手にされなかった記憶があります。今思えばけっこう穿った質問でしたが、炉定数調整法を知るまで、その後深く考えることはありませんでした。

¹⁸ この典型的な例が、1980年代のJUPITER臨界実験解析で見出された制御棒価値や反応率分布の「C/E値空間依存性」です。当時、E/Cバイアス補正法では核設計への根拠のある反映はほぼ不可能と考えられました。

¹⁹ 余談ですが、昔先輩から、一つのソフト研究に使う予算のオーダーは、電力が1億円、動燃が1千万円、原研が100万円、大学が10万円であると聞きました。私は誇張した冗談だろうと思っていたのですが、この共同研究のとりまとめ担当者になって、あながちの外れでもないことが分かりました。

²⁰ 炉定数調整法のアイデア自体は、1964年から提唱されており、多くの基礎研究が行われてきました。しかし、我が国で高速炉核設計に適用するための実用化研究が行われたのは、これが最初です。

(2) 燃焼特性の感度係数

実機設計では燃焼特性の予測精度評価が必要ですし、「常陽」MK-I 炉心では燃焼反応度が測定されていますので、これも炉定数調整に活用したいところです。このためには、燃焼特性に関する核データ感度係数[16]を整備しなければなりません。動燃は、1990年代中頃に、阪大から燃焼感度係数を計算するベースコードを導入させていただき、その実用システム化を、**花木洋氏・澤田周作氏**（いずれも日立）らに行っていただきました。さらに JAEA は 2000 年代中頃に、ユーザーにとって非常に難解であったこの燃焼感度解析システムを、オブジェクト指向のカプセル化技術を用いて**巽雅洋氏・平井康志氏**（いずれも原燃工）らに、ユーザーフレンドリなものに大幅改良していただくとともに、燃料交換を含む実機燃焼解析ができるシステムを MARBLE 上で構築していただきました。

(3) 温度核特性の調整

実機設計ではさらに、温度核特性（ドップラー反応度と熱膨張反応度）の設計精度予測と実験データを使った精度向上が望めます。炉定数調整でドップラー反応度を扱うためには、自己遮蔽因子の温度勾配に関する核データ共分散が必要です。JAEA は世界で初めてのこの機能を得るために、2000 年代中頃に**大塚直彦氏**（IAEA）・**瑞慶覧篤氏**（ナイス）らに、汎用ライブラリに格納された共鳴パラメータの共分散から自己遮蔽因子の温度勾配共分散を生成するシステム[17]を整備していただきました。

(4) 核データ共分散の整備

炉定数調整を行うためには、核データの不確かさマトリックス（共分散）が必要です。1989 年に動燃・原電共同研究を開始した当時には、実用に耐える核データ共分散は世界のどの汎用ライブラリにも格納されていませんでした。このため**中川庸雄氏**（原研）らに委託して、JENDL-2 の主要核種に対する共分散ファイルを整備²¹していただきました。その後 1993 年から、原研のシグマ委員会は、**神田幸則氏**（九大）を主査として「共分散評価 WG」²²を設置[18]し、JENDL-3.2 を対象として共分散の評価方法を確立する研究を本格的に開始しました。その成果の一つとして、**河野俊彦氏**（九大）・**柴田恵一氏**（原研）は、核模型計算のパラメータの不確かさを実験データの不確かさから推定し、不確かさ伝

²¹ ここでは、対角要素は JENDL-2 の周りの核断面積測定値のバラツキにより評価し、非対角要素は核データ評価方法に応じて工学的に設定しています。現在からみればかなりプリミティブな方法ですが、当時は、とにかく核データ評価者自身により技術的根拠のある共分散を作成していただいたので、炉定数調整側にとっては非常に有り難いものでした。

²² 私もこの WG にオブザーバ的に参加させていただきました。神田氏は核データニュース[18]に、「同時に、共分散の使用者であるメンバーも直接このワーキンググループに参加して、積極的に意見を述べ、共分散評価法に強い関心を寄せていることは、評価者側の使命感と相まって、需要の高さの意志表示でもあり、内容を十分知って使おうと言う欲の現れで、高度の成果を期待させる。」と書いてくださっています。ある WG 会合で、「この WG で評価した共分散はどの程度確かなのですか？」と無邪気に私が質問し、神田氏に「君は誤差の誤差を聞くのか。そんなやつは出ていけ。」と冗談めかして叱られたことをなつかしく思い出します。

播計算により評価済核データの共分散を作成する KALMAN システム[19]を開発しました。このシステムは現在、JENDL のほか、米国の ENDF/B ライブラリでも共分散評価ツールの一つとして活用されています。共分散の評価に関しては、当時の JENDL は世界で最も進んでいました。

なお、最近になって、核データ評価時における積分実験データの利用に絡んで、「汎用ライブラリに格納された核データ共分散と核設計で用いる共分散ファイルの関係はいかにあるべきか」という議論が起こっています。これは核データ評価側と核データユーザー側の双方にとって非常に重要なテーマですので、JENDL 委員会の WG 報告書[20]をぜひご覧下さい。

(5) 群構造共分散ファイルの作成

汎用ライブラリから群構造の共分散ファイルを作る機能は、米国のライブラリ処理コード NJOY にありましたが、共鳴領域については全ての共鳴公式を処理できない不完全なものでした。JNC は、2000 年代初頭に小迫和明氏（住友原子力）および後を継いだ千葉豪氏（JNC）に、完全な共分散処理コード ERRORJ を整備[21]していただきました。この ERRORJ コードは、後に NJOY コードにも組み入れられ、世界のユーザーに活用していただいています。

(6) 統合炉定数の作成

1992 年に動燃・原電共同研究の成果として、JENDL-2 ベースの統合炉定数²³ADJ91[15]を作りました。ここでは、82 個の JUPITER 実験データのみを調整用積分データとして採用しています。しかし、ZPPR 実験装置にも、燃料組成や製作公差など系統的な不確かさが存在するはずであり、一つの実験装置にだけ依存するのはたいへん危険です。このため JNC は、2000 年当時に利用可能であった世界の独立な高速炉実験データ（ZPPR、FCA、「常陽」MK-I、BFS、MASURCA、Los Alamos 超小型炉心）から 237 個を選定して、JENDL-3.2 ベースの統合炉定数 ADJ2000 [22]を作成しました。その後も調整手法・実験データの拡張を継続し、現在の最新版は JAEA が 620 個の実験データを用いて調整した JENDL-4.0 ベースの ADJ2017 [6]になっています。

(7) 海外との協力

2000 年代中頃に、高速炉核燃料サイクルの新生構想（GNEP、GEN-IV）の機運[23]が起きました。これに対応して、OECD/NEA の核データ評価協力ワーキングパーティ（以

²³ 英語では、Adjusted Cross-section です。直訳すれば「調整炉定数」なのですが、管理方から「ちょこちょこ核データをいじっている印象でよくない」と言われてしまい、苦し紛れに“微分核データと積分実験情報を統合した”という意味だとして「統合炉定数」という造語を作りました。今となっては、調整炉定数を押し通せばよかったと思っています。

下、WPEC) で検討が行われ、「現在の核データの精度のみでは、高速炉で要求されている核設計精度を満たせていない」との結論になりました。ここで高速炉核設計の目標精度を達成するために最も有力な手法として国際的に合意されたのが、炉定数調整法でした。その後 2009～2013 年にかけて、**Massimo Salvatores 氏**²⁴ (CEA・INL、2020 年 3 月にインド旅行中の事故で亡くなりました)・**Giuseppe Palmiotti 氏** (INL) を議長として、WPEC のもとに炉定数調整法を研究するための Sub-working Group (SG) 33 [24]が設置されました。この SG33 には、米国 INL・ANL・BNL・ORNL、仏国 CEA・IRSN、韓国 KAERI、スロベニア JSI、ロシア IPPE、スイス PSI、ベルギー IRMM、オランダ NRG、中国 CIAE が参加し、炉定数調整に関わる世界のほとんどの国を網羅しています。我が国からは私と **杉野和輝氏** (JAEA) がメンバーとして活動しました。

SG33 の活動成果としては、1) 各国が使用している炉定数調整の基礎式が実質同一であることの確認、2) 各国が計算した感度係数の比較検討、3) JENDL-4.0 の共分散と米国 COMMARA-2.0 の共分散の比較と提言、4) JAEA が提案した積分実験データの不確かさマトリックス評価方法の採用、5) 代表 20 個の積分実験データを用いた炉定数調整の実施と結果の妥当性の確認、6) 異質データを追加したストレステストによる炉定数調整の頑健性 (robustness) の確認などがあります。この WPEC/SG33 の活動により、炉定数調整の具体的な手法と性能に関する基本的な認識が、国際的に合意されたと思います。

5. おわりに

これまで述べてきた約 30 年間の高速炉核設計手法の開発は、必ずしも管理方の手厚い支援を受けてきた訳ではありません。逆に、高速炉サイクルの設計研究・環境負荷の低減・海外機関との協力など、その時その時に流行ったテーマの陰に隠れて、予算・人員削減の圧力を受けながらも、何とか後に残る仕事をしようと苦心してきたのが実情です。高速炉核設計手法の確立という最終目標はまだ達成できていませんが、約 30 年前に比べれば、近年要求されているシミュレーションの信頼性確保 (V&V・UQ) の議論ができるレベルにはなったと思います。次の世代がこれを完成して、いずれ必要となる高速炉の核設計に適用してくれることを期待しています。

最後になりましたが、実験データベースの膨大な解析作業や解析コード群の保守・改修は、わずかな数の職員だけではとても無理でした。年間役務という形で、職員と一体になって長年作業をしてくれた **佐藤若英氏・沼田一幸氏・岩井武彦氏・神智之氏** (いずれも NESI) の献身的な努力があったからこそ、ここまで来ることができたのです。ここに、あらためて深い感謝を申し上げます。

²⁴ 私は Salvatores 氏とは、1990 年代の動燃・CEA 共同研究以来の知り合いです。当時は、交渉事での彼の強引さが苦手であまり好感を持っていませんでしたが、SG33 では議論の多いこのテーマに対する彼の卓越した指導力に感服し、JAEA も全力で協力しました。Salvatores 氏は 1964 年の炉定数調整に関する最初のジュネーブ国際会議論文の共著者ですので、その思い入れは非常に強かったようです。

参考文献

- [1] 千葉豪、羽様平、石川眞：「高速炉用炉定数セット JFS-3-J3.2 の改訂」、日本原子力学会和文論文誌、Vol.1、No.4、pp.335-340 (2002).
- [2] 羽様平、千葉豪、佐藤若英、沼田一幸：「SLAROM-UF：高速炉用超微細群格子計算コード」、JNC TN9520 2004-001 (2004).
- [3] 石川眞、佐藤若英、杉野和輝、横山賢治、沼田一幸、岩井武彦：「核設計基本データベースの整備 (VIII) - JUPITER 実験解析結果の集大成 -」、PNC TN9410 97-099 (1997).
- [4] J. Y. Doriath, et al.: "ERANOS 1: The Advanced European System of Codes for Reactor Physics Calculations", M&C+SNA'93, Vol.2, pp.177-186, Karlsruhe, Germany (1993).
- [5] 横山賢治、神智之、平井康志、羽様平：「汎用炉心解析システム MARBLE2 の開発」、JAEA-Data/Code 2015-009 (2015).
- [6] 横山賢治、杉野和輝、石川眞、丸山修平、長家康展、沼田一幸、神智之：「高速炉用統合炉定数 ADJ2017 の作成」、JAEA-Research 2018-011 (2018).
- [7] 石川眞、池上哲雄、三田敏男：「日米協働による JUPITER 実験詳細データの発掘」、核データニュース、No.90、pp.40-47 (2008).
- [8] Virginia A. F. Dean: "The Benchmark Evaluation Process: From Experimental Data to Benchmark Model", NSE 145, pp.20-38 (2003).
- [9] 横山賢治、沼田一幸、庄野彰、石川眞：「高速実験炉「常陽」MK-I 性能試験の再評価と最新炉物理解析手法に基づく解析評価」、JNC TN9400 2005-024 (2005).
- [10] 羽様平、庄野彰、岩井武彦、佐藤若英：「BFS 臨界実験解析 - BFS-62-3A 及び 62-4 炉心の解析 -」、JNC TN9400 2002-036 (2002).
- [11] 千葉豪：「IRPhEP ハンドブックのデータを用いた MOZART 臨界実験解析」、JAEA-Research 2010-042 (2010).
- [12] Shigeo Ohki and Takehiko Iwai: "Analysis of the CIRANO Experiment for Plutonium Burning Fast Reactor using JNC's Calculation Scheme", JNST, Supplement 2, pp.888-891 (2002).
- [13] 羽様平、沼田一幸：「SEFOR 実験解析 (II) - 等温温度係数(Core II) 及び出力係数 -」、JAEA-Research 2006-059 (2006).
- [14] Taira Hazama and Jean Tommasi: "Re-Evaluation of SEFOR Doppler Experiments and Analyses with JNC and ERANOS systems", PHYSOR 2004, Chicago, Illinois, on CD-ROM (2004).
- [15] Makoto Ishikawa, Takashi Hoshi, Toshio Sanda, Takanobu Kamei and Takashi Kawakita: "Improvement of Nuclear Design Method for Large LMFBR Cores Using the Cross-section Adjustment", M&C+SNA'93, Vol.1, pp.593-604, Karlsruhe, Germany (1993).
- [16] 石川眞：「高速炉核特性の予測精度と燃焼感度解析」、第 30 回炉物理夏期セミナーテキスト、pp.138-157 (1998).

- [17] Naohiko Otuka, Atsusi Zukeran, Hideki Takano, Go Chiba and Makoto Ishikawa : “ERRORF - A Code to Calculate Covariance of Self-shielding Factor and Its Temperature Gradient”, JAEA-Data/Code 2008-012 (2008).
- [18] 神田幸則 : 「共分散評価 WG」、核データニュース、No.49、pp.111-115 (1994).
- [19] 河野俊彦、柴田恵一 : 「共分散評価システム」、JAERI-Data/Code 97-037 (1997).
- [20] 千葉豪、他 : 「JENDL 委員会 共分散データ活用促進 WG 最終報告書」、JAEA-Review 2021-014 (2021).
- [21] Go Chiba:“ERRORJ - Covariance Processing Code Version 2.2”, JNC TN9520 2004-003 (2004).
- [22] 石川眞、沼田一幸、佐藤若英、杉野和輝 : 「高速炉用統合炉定数 ADJ2000 の作成」、JNC TN9400 2001-071 (2001).
- [23] 石川眞、久語輝彦 : 「DOE 主催の GNEP 核データに関するワークショップ」、核データニュース、No.85、pp.23-32 (2006).
- [24] Co-ordinators: M.Salvatores and G. Palmiotti:“Methods and Issues for the Combined Use of Integral Experiments and Covariance Data”, NEA/NSC/WPEC/DOC(2013)445 (2013).