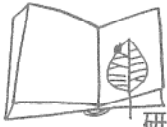


# 原子炉解析法の高度化と新型炉の開発



研究ノート

竹田 敏一\*

## Improvement of Nuclear Reactor Analysis Method and Development of New Reactors

**Key Words** : Nuclear Reactor, Analysis Method, Safety,  
Minor-Actinides, New Reactor

### 1. はじめに

エネルギー資源の乏しい我が国にとって、ウラン資源を最大限有効に利用できる高速炉が、将来のエネルギー安定供給のための最も有望な手段であることは認識されている。我が国の高速炉開発は、1960年代から開始され、1977年には実験炉「常陽」が稼働し、1994年4月には原子炉「もんじゅ」が初臨界を達成した。また、2000年代初頭には実証炉の建設も予定されているなど、核燃料サイクルの一環としての高速炉の実用化に向けて着実な進展を続けているところである。

最近はこのような開発に加え、原子炉の高レベル放射性廃棄物の含まれるNp, Am, Cmのようなマイナーアクチノイド及び核分裂生成物を原子炉で燃やしてしまい、廃棄物の処理・処分を必要なくしてしまふ、或いは少なくするための研究が実施されている。

我が国における高速炉開発の大きな特徴のひとつは、米国や欧州との国際協力を積極的に生かしながらも、技術の根幹については国内で開

発及び改良を行い、技術的な国産化を図ってきた点にある。高速炉炉心の核特性解析システムにおいてもこの方針は貫かれており、炉心解析コードについては、中性子ストリーミングの取扱い、中性子輸送効果の評価などに我が国独自の計算手法を取り入れたシステムが開発されてきた。更に、最新の高速炉炉心解析システムでは、炉心臨界実験と解析の比較結果を核データと炉物理実験解析全体の整合をとった炉定数の調整という形で全面的に実機核設計に反映している点も特徴のひとつとなっている。本稿では、これらの高速炉炉心核特性解析システムの進展及び新型炉の開発について、大阪大学が開発に関わってきた部分を紹介する。

### 2. 輸送計算コードの開発

高速炉の炉心解析において、中性子束の角度分布をできる限り正確に扱う必要がある場合には、輸送計算コードを使用した解析が行われることになるが、世界的に見て最も一般的に用いられている輸送計算法はSn法である。Sn法には拡散合成法という有力な加速法が適用可能であり、直交座標系用のSnコードではここ10年ほどで計算時間は約1桁減少し、更に計算機自身の性能向上がこれに加わって、実用化が一気に進んだ。今後、3次元Snコードは高速炉実機体系を忠実にモデル化することを目的にした3次元六角体系用の輸送コードの開発も進められている。

大阪大学で開発されたTRITACコードは3

\* Toshikazu TAKEDA  
1945年12月13日生  
1973年大阪大学工学研究科博士課程修了  
現在、大阪大学工学部原子力工学科第5講座、教授、工学博士、原子炉物理学  
TEL 06-879-7900  
FAX 06-875-5696



次元XYZ体系用のSnコードであり、大型高速炉の解析を最小の計算資源で行うべく改良が重ねられて今日に至っている。改良の結果、特に計算時間の短縮は目覚ましく、平均的な高速炉の解析に要する計算時間は、S4計算の場合で、現在の設計標準手法である拡散計算の約4倍程度までに短縮されている。大阪大学が1991年に提案したOECD/NEA 3次元輸送ベンチマーク問題に関する国際会議をパリで開催し、TRITACの収束精度以内でモンテカルロ法の結果と完全に一致することが確かめられた。

高速炉実機は六角形状を持ち、前述のXYZ体系用コードでは直接的なモデル化が難しいため、実機六角体系用3次元輸送コードの開発が長年の課題になっていたが、最近まで六角体系用の3次元Sn法の解法は確立されていなかった。この問題点を解決するためのアプローチのひとつとして、3次元六角体系用Snノード法を導出した。このSnコードは、上記OECD/NEAベンチマークのみならず、高速炉「もんじゅ」の設計にも応用し、実効増倍率に対し0.7%もの効果があることを示し、更に、この効果を取り入れると実験値と0.1%以内で一致することが確かめられた。

### 3. 核設計予測精度の向上

一般に高速炉の炉心核設計においては、実機炉心を模擬した臨界実験を行い、その結果を解析して核特性を評価する方法が取られている。大型高速炉炉心に対しては、米国と日本の共同研究として実施されたJUPITER大型炉心臨界実験がこの模擬臨界実験にあたる。

臨界実験の解析結果を実機の核設計に反映する方法として、臨界実験体系の核特性値の実験値(E)と解析値(C)の比を実機体系の解析値に乗じて設計値とするいわゆるE/Cバイアス補正法が我が国では従来採用されてきた。しかし、このバイアス補正法は、臨界実験体系が実機設計体系を良く模擬している場合には有効であると考えられるが、炉心組成や体系の違いなど臨界実験から実機体系への外挿が大きい場合には、その理論的な裏付け及び信頼性に問題が生じ、設計精度が悪くなる可能性がある。

このバイアス補正法に代わる核設計手法として近年確立されたのが、炉定数調整法である。炉定数調整法は臨界実験の解析結果を核特性値へではなく、炉心核計算の基本データである炉定数への修正として反映するものである。原理的に、臨界実験が実機のフルモックアップでない場合や臨界実験では直接測定できない燃焼特性に対しても実機設計体系への外挿が可能である。

三谷・黒井やDragtらの炉定数調整法を、竹田・亀井らが解析誤差を含む包括的な定式化へ拡張し、実機体系への適用研究が進められた。

JENDL-2ベースの基本炉定数がJUPITER実験解析により調整された。臨界性については0.994～0.998と過小評価であったC/E値(計算値/測定値)が、炉定数調整法によりほぼ1.0になり炉心型式依存性もなくなった。反応率では、U-238捕獲反応とPu-239核分裂反応の比における約5%の過大評価が大幅に改善された。制御棒値では、約5%～12%の径方向依存性が見られたものがほぼ完全に解消した。このように炉定数調整により、核特性予測精度を向上させることができた。

### 4. 新型炉の開発

安全性・経済性に優れた将来の高速炉のひとつとして、冷却材であるNaが事故で沸騰した場合、或いはNaの喪失事故時でも負のフィードバック反応度が入り、自動的に出力を制御できる静的安全炉の設計研究を行っている。負のフィードバック反応度を持たすため、Na喪失時の中性子スペクトルが硬化して正の反応度が入らないように水素化ジルコニウム層を用いた炉心を提案した。炉心に水素化ジルコニウム層を設置すると、中性子減速によりその付近の出力密度が極端に高くなり、燃料安全性の面から問題があるので、内部ブランケットの内に水素化ジルコニウム層を設置した。更に、Na喪失時の中性子漏洩を増やし、負の反応度が入るように炉心上部にNaプレナム領域を設けた。

提案した炉心の安全特性を調べるため、Na喪失事故でしかも制御棒挿入も不可能になった場合の事故解析を行った。事故時でもNaの沸

騰も起こらず、反応度は時間と共に減少することが分かった。

このような静的安全炉の他、高レベル廃棄物を燃料として燃やすことができる原子炉の設計研究も現在実施中であり、このような原子炉が実現すれば廃棄物を環境に出さない夢の原子炉ができるものと期待している。

## 5. おわりに

大阪大学で開発した原子力コードは、国内外で広く用いられ、高速炉の設計の信頼性向上に役立っており、大学の基礎研究が世の中で使われていることは喜ばしいことである。今後、このような基礎研究に加え、前章で述べたような核燃料サイクルを考え、放射性廃棄物まで燃料として利用できる夢の原子炉を考えてみたい。更に、そのような原子炉を実現するための基礎実験・解析を実行していく予定である。

