

## 核データ部会・「シグマ」特別専門委員会合同企画セッション 「核データ評価における品質保証と JENDL の利用状況」

### (4) 国内許認可における JENDL の利用状況について

原子力安全基盤機構

中田 哲夫

[nakata-tetsuo@jnes.go.jp](mailto:nakata-tetsuo@jnes.go.jp)

京都大学

中島 健

[nakajima@rri.kyoto-u.ac.jp](mailto:nakajima@rri.kyoto-u.ac.jp)

#### 1. はじめに

評価済核データライブラリ JENDL については、その精度や妥当性について多くの報告がなされており、また実験解析などでは多くの報告事例が認められるが、実際の原子力施設の許認可における利用については、発電炉に対していくつか報告されている程度である<sup>1,2)</sup>。本報告では、JENDL の利用実態を再認識し、その利用を促進するために、従前の報告も踏まえ、国内原子力施設（実用炉、サイクル施設関係、研究炉等）の許認可における JENDL の利用状況の調査結果を述べる。

#### 2. 実用発電炉、サイクル施設関係（中田）

##### 2.1 原子力安全基盤機構におけるクロスチェック解析

原子力安全基盤機構（JNES）は、原子力安全・保安院と連携し、原子力の安全確保に関する専門的・基盤的な業務、例えば、原子力施設に関する検査、安全性に関する解析評価、防災対策や安全確保に関する調査・試験・研究及び安全確保に関する情報の収集・整理・提供などを行っている。筆者（中田）の所属する原子力システム安全部・システム評価室の核特性・放射線グループでは、炉特性、臨界、遮へい、被ばく分野の解析を担当しており、許認可申請に対する審査時のクロスチェック解析の実施やそれに使用するコードの整備、関連する試験研究を実施している。クロスチェック解析とは、原則として申請者の解析とは異なる解析コード・核データを用いて、代表的な対象について、申請者の解析結果に安全上問題が無いことや条件設定・モデル化などの妥当性を確認する作業である。

JNES で実施した主なクロスチェック解析の対象施設及び分野を、表 2-1 に示す。耐震

安全関係は、平成 18 年 9 月に改訂された耐震設計審査指針に基づき、現在、既設プラントの耐震安全性評価（バックチェック）を原子炉から核燃料サイクル施設まで幅広く実施しているところである。

一般に原子炉施設では、耐震以外のクロスチェック解析ニーズとしては、新設原子炉の設置許可申請書添付書類＋関係（事故解析・評価）が主であり、核データに関する直接的なニーズはほとんどない。一方、核燃料サイクル施設は、国内では設計経験の無い施設であったり、類似施設の建設から長い時間が経って設計技術の継承が十分ではない場合や、施設固有の特殊性を有していた場合などと、審査にはクロスチェック解析による定量的な確認が必要なことが多いと言える。また、参考となる例が少ないため、臨界・遮へい・被ばく・除熱・耐震など安全分野のフルコースとなる場合が多くなっている。

表 2-1 クロスチェック解析の主な対象と安全解析分野

クロスチェック解析の対象例	対象安全解析分野例
軽水炉 (BWR, PWR, MOX 炉心)	<u>臨界</u>
FBR	<u>遮へい</u>
再処理施設 (ガラス固化体貯蔵施設、製品貯蔵建屋など)	<u>被ばく (平常時、事故時)</u>
MOX 燃料加工施設	<u>事故解析 (RIA, LOCA など)</u>
ウラン燃料加工施設	熱・流動
ウラン濃縮施設	構造強度 (落下、衝撃など)
使用済燃料中間貯蔵施設	<u>放射化量</u>
使用済燃料輸送、貯蔵容器	耐震
使用済燃料プール	
廃棄物管理施設	
余裕深度処分	

下線部は、核特性・放射線グループ担当

後述のように許認可申請では、核データとして ENDF/B 系統のものを利用することが多く、解析コード・核データを途中で変更することはほとんどない。そのため、クロスチェック解析では、許認可申請とは異なる核データとして、JENDL を用いることが多い。

申請書の解析に問題があることはほとんど無いが、古い申請用解析コードに対してモデルに十分な裕度が設定されていないなど、設計の方法に課題がある場合がある。こうした差異の原因を明確にするため、クロスチェック解析では、特に正確かつ詳細な解析を行う必要がある。結果として、最新の連続エネルギーモンテカルロ法コードや JENDL-3.3 などの新しい手法及び新しい核データが必須となっている。クロスチェック解析を通じ

て安全審査における JENDL の知名度はあがってきているが、担当審査官は 2～3 年で異動してしまうため、そのたびに最初から説明しなくてはならないことが難点である。

## 2.2 申請書における解析手法の調査

実用発電炉における核データの使用実態を、設置変更許可申請書の添付書類八（安全設計）の核設計解析手法の説明部分で調べてみた。

表2-2に、最近の ABWR の設置変更許可申請書添付書類八での核設計解析手法についての記述<sup>3)</sup>を示す。他に少し古い BWR などいろいろな設置変更許可申請書の核設計解析手法についての記述も調べたが、部分的な表現を除けば、これとほとんど同じであり、解析コードや核データの具体的な記述は全くない。同様に PWR の設置変更許可申請書の添付書類八での核設計解析手法についての記述では、参考文献に解析コード名が記載されているが、記述内容は BWR とほとんど同じである。

一方、表2-3には核燃料サイクル施設の遮へい計算コードについての記述<sup>4)</sup>を示す。原子炉と違ってこれらには、コード名やライブラリが明記されている。核燃料サイクル施設の場合、使用しているコードや核データは必ずしも同じではなく、施設によって解析コード・核データが新しいものになってきている。ただし、核データは ENDF/B 系ライブラリをベースとしたものが多い。また、臨界計算では古くからモンテカルロコードが使用されてきたが、最近の事業許可申請では、遮へい計算にもモンテカルロコードが利用されている例がある。

表 2-2 設置変更許可申請書の添八の記載例（ABWR）<sup>3)</sup>

### (3) 解析方法

原子炉の核的性能を解析する際使用する計算法及び核データは、通常、発電用軽水型原子炉の設計で使用されているものとはほぼ同じである。

原子炉の核的性能の計算は、一般的には二種類に大別される。外部の水ギャップ部も含む単位燃料集合体の特性を計算する単位燃料集合体核計算<sup>(3)(4)(5)(9)</sup>と、炉心全体の核熱水力計算<sup>(6)(7)(8)(9)</sup>である。前者は、さらに燃料格子解析モデルで燃料集合体各部のエネルギー少数組の核定数を求める計算と、この核定数を使用して燃料集合体の特性を求める計算に分けられる。

単位燃料集合体核計算では、…略… 全炉心核熱水力計算は、この単位燃料集合体核計算結果を使用する。

次に、これらの計算方法の概要を述べる。

燃料格子解析モデルにおいては、…略… 燃料格子の幾何学的形状を考慮した共鳴吸収の自己遮へい効果や、制御棒、 $Gd_2O_3$  入り燃料棒のような強中性子吸収体による中性子スペクトル干渉効果を適切に考慮するモデルが用いられている。

単位燃料集合体核計算では、…略… 適切な燃焼ステップごとに、その時の各元素数に基づいて燃料格子解析モデル及びエネルギー少数組二次元拡散モデルにより計算している。

全炉心核熱水力計算は、…略… 通常、制御棒、ボイド率、 $Gd_2O_3$  の空間分布等を扱える三次元沸騰水型原子炉模擬計算コード<sup>(6)(7)(8)(9)</sup>を用いる。この計算コードは、サイクル期間中の制御棒パターンの検討、炉心流量変化に対する出力の応答等の計算にも使用できる。

表 2-3 核燃料サイクル施設の申請書記載例（ガラス固化体貯蔵施設）<sup>4)</sup>

<p><b>D.4 シャへい評価</b>          輸送物の外部の指定場所でガンマ線量当量率、中性子線量当量率を評価するために使用した基本手法とコードについては以下に説明する。</p> <p><b>1. 基本手法</b>          シャへい計算はガンマ線、中性子共に DOT3.5 コードを用いて行った。          DOT3.5 コードは二次元輸送計算プログラムであり、角度方向を Sn 近似により、散乱の角度依存性を Pl 近似によりそれぞれ扱っている。本解析では、文献<sup>6)</sup>で推奨されている P<sub>3</sub>S<sub>8</sub> 近似を用いた。          断面積は、DLC-23/CASK ライブラリのデータ<sup>4)</sup>を使用した。          線束から線量当量率への変換係数は ICRP Publ.74<sup>5)</sup>の 1cm 線量当量率変換係数を用いた。</p>
-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------

これら許認可の申請書の記載ぶりを見ると、原子炉施設では、解析コード・核データについて、具体的な説明はほとんど無いのが実態で、一部参考文献の引用資料で改訂されているものがあるが大きな変更はない。

### 2.3 核設計コードと核データの現状

表 2-4 及び表 2-5 に、国内の軽水炉及び燃料設計関係について、許認可用と開発中の核設計コードと核データを過去の文献<sup>1,5)</sup>に基づき整理したものを示す。これによると許認可用の核データは、核設計コードと一体で使用されており、概ね ENDF/B-IV か ENDF/B-V であることがわかる。一方、開発中のコードと核データでは、一部 JENDL も研究用や比較用に整備されてきていることがわかる。このように、JENDL に対する整備ニーズは、今後も継続して存在すると言える。

表 2-4 許認可用核設計コードと核データの例

コード名	機能	核データ	備考
PHOENIX-P ANC	2D 燃料集合体輸送計算コード、定数作成 3D 拡散計算コード、炉心核特性	ENDF/B-V —	1D, 2D は、 PANDA/LEOPARD/HIDRA システム
HINES	2次元単位セル計算コード or 核定数計算コード (GAM-THERMOS 相当)、定数作成 3D 拡散-核熱水力計算コード、炉心核特性	ENDF/B-IV & V、 GAKER (H <sub>2</sub> O) —	Thermos と同じ PIJ
TGBLA	2D 燃料集合体輸送計算コード、定数作成 3D 拡散-核熱水力計算コード、炉心核特性	ENDF/B-IV & V —	Thermos と同じ PIJ
Improved NULIF ASY5G SHARP	格子計算コード、定数作成 2D 拡散計算コード、燃焼計算 3D 拡散計算コード、炉心核特性	ENDF/B-V — —	改良 NULIF コードシステム、MUFT/SOFOCATE 系 修正粗メッシュ法
CASMO-4	PIJ: 円筒格子計算、定数作成 Respons Matrix 法: 2DX-Y 計算、定数作成	ENDF/B-IV & V	Thermos と同じ PIJ
CASMO-4 SIMULATE	2DXY 計算コード、燃料集合体燃焼計算 3D 拡散ノード法計算コード、炉心核特性	— —	Characteristics 法(MOC)
TGBLA LOGOS, PANACEA	2D 燃料集合体輸送計算コード、定数作成 3D 拡散-核熱水力計算コード、炉心核特性	ENDF/B-IV & V —	Thermos と同じ PIJ

コード名	機能	核データ	備考
CASMO-4	PIJ:円筒格子計算、定数作成 Respons Matrix 法:2DX-Y 計算、定数作成	ENDF/B-IV & V	Thermos と同じ PIJ
CASMO-4 SIMULATE-3	2DXY 計算コード、燃料集合体燃焼計算 3D 拡散ノード法計算コード、炉心核特性	— —	Characteristics 法(MOC)
CASMO	PIJ:円筒格子計算、定数作成 Respons Matrix 法:2DX-Y 計算、定数作成	ENDF/B-IV & V	Thermos と同じ PIJ
CASMO SIMULATE	2DXY 計算コード、燃料集合体燃焼計算 3D 拡散ノード法計算コード、炉心核特性	— —	Characteristics 法(MOC)
NEUPHYS NEUPHYS COS3D	格子計算コード、定数作成 2次元輸送計算、集合体計算 3D 拡散計算コード、炉心核特性	ENDF/B-IV — —	Characteristics 法(MOC)

表 2-5 開発中の核設計コードと核データの例

コード名	機能	核データ	備考
PARAGON(PWR)	格子計算コード、定数作成	ENDF/B-VI (研究用: JENDL-3.3)	CCCP(Current Combination Collision Probability Method)
PARAGON(PWR)?	集合体計算 3D 拡散ノード法計算コード、炉心核特性		Characteristics 法(MOC)
LANCER LANCER AETNA	格子計算コード、定数作成 2次元輸送計算、集合体計算 3D 拡散ノード法計算コード、炉心核特性	ENDF/B-IV — —	PIJ 改良 CCCP 法
CASMO	PIJ:円筒格子計算、定数作成 Respons Matrix 法:2DX-Y 計算、定数作成	ENDF/B	Thermos と同じ PIJ
CASMO SIMULATE	2DXY 計算コード、燃料集合体燃焼計算 3D 拡散ノード法計算コード、炉心核特性	— —	Characteristics 法(MOC)
AEGIS	格子計算コード、定数作成	ENDF/B-VI, VII JENDL-3.3	
AEGIS (NELAT?) SCOPE2	2次元輸送計算、集合体計算 3D ノード法輸送計算コード、炉心核特性	— —	Characteristics 法(MOC) ピン単位
Improved NEUPHYS Improved NEUPHYS COS3D	格子計算コード、定数作成 2次元輸送計算、集合体計算 3D 拡散計算コード、炉心核特性	JENDL-3.2 — —	Characteristics 法(MOC)

### 3. 研究炉等（中島）

#### 3.1 調査の方法及び対象施設

原子力公開資料センターにおいて公開されている我が国の研究炉等の設置（変更）許可申請書の記載に基づき、核特性評価（解析）等で使用されている核データライブラリを調査した。調査は9つの原子炉施設と2つの核燃料施設の計11施設について行った。調査対象施設を表3-1に示す\*。

研究炉では、実用発電炉と異なり炉の型式がすべて異なっているためか、設置（変更）許可申請書の核設計に関する記述が比較的詳しくなされており、多くの炉について核計

\* 本報告では、原型炉、実験炉、試験炉、臨界実験装置などもまとめて研究炉と呼ぶこととする。

算コード及び核データに関する記載があった。なお、表に示されているように、対象施設は、京都大学の原子炉 KUR を除いて、すべて日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）の施設である。

表 3-1 調査対象施設一覧

施設区分	施設名	設置者
原子炉施設	高速増殖原型炉 もんじゅ	日本原子力研究開発機構
	高速実験炉 常陽	
	高温工学試験研究炉 HTTR	
	材料試験炉 JMTR	
	(研究炉)JRR-3	
	(研究炉)JRR-4	
	定常臨界実験装置 STACY 及び 過渡臨界実験装置 TRACY	
	軽水臨界実験装置 TCA	
	京都大学研究用原子炉 KUR	京都大学
核燃料使用施設	プルトニウム燃料第三開発室	日本原子力研究開発機構
再処理施設	東海再処理施設	

### 3.2 調査結果

調査結果を表 3-2 に示す。表中、「もんじゅ」では、補正申請の一部で JENDL-3.2 が使用されている。また、「常陽」の核データ JFS-3-J2 は、JENDL をベースにした高速炉用の核データである。これら 2 施設を含めると、11 施設のうち、7 原子炉施設で JENDL を使用していることとなり、その割合は大きい（STACY と TRACY は設置申請書が一つであることから、1 施設としてカウントしている）。研究炉は、上述のように他に同様の炉型がほとんどないことから、実用炉のような「前例」がほとんどない。このことは、各施設の安全審査において核設計の妥当性をその都度検証する必要性が生じるため、審査の負担が大きくなるが、逆に前例に縛られることなく、設計において最新の知見を導入しやすくしている。このことが、核データとして JENDL を使用する施設が多くみられる要因と考えられる。

なお、KUR の設置変更申請は平成 18 年で、今回の調査の中で最新の申請であり、最新の核データライブラリ JENDL-3.3 が使用されている。KUR での JENDL-3.3 の使用経験については、次節で述べることとする。

表 3-2 調査結果

施設名	核データ	核計算コード	申請書
もんじゅ	ENDF/B-II, III, JENDL-3.2	多群拡散及び輸送計算コード	平成 18 年変更
常陽	JFS-3-J2 (補正用 JFS-V-II)	CITATION, TRIANGLE 他	平成 6 年変更 (MKIII)
HTTR	ENDF/B-III, IV	SRAC, TWOTRAN, CITATION	平成元年設置
JMTR	ENDF/B-IV	SRAC (CITATION?)	平成 3 年変更 (低濃縮化)
JRR-3	JENDL-3.2 (JENDL-3)	SRAC (CITATION)	平成 10 年変更 (シリサイド化)
JRR-4	JENDL-3.2 (JENDL-3)	SRAC (CITATION)	平成 7 年変更 (低濃縮化)
STACY 及び TRACY	ENDF/B-IV (MGCL) JENDL-2	JACS (KENO-IV) SRAC (CITATION)	昭和 62 年設置
TCA	JENDL-2	SRAC (CITATION)	昭和 63 年変更
KUR	JENDL-3.3	SRAC (CITATION)	平成 18 年変更 (低濃縮化)
第三開発室	ENDF/B-IV	SCALE4 (KENO-Va)	平成 16 年変更
東海再処理	ENDF/B-IV	SCALE4.4/CSAS25 (KENO-Va)	平成 12 年変更 (JCO 燃料受入)

### 3.3 KUR 設置変更における JENDL-3.3 の使用経験

KUR では、燃料のウラン濃縮度低減のために設置変更申請を平成 18 年に行った。この変更では、それまでの高濃縮ウラン燃料に替えて、低濃縮ウラン燃料を使用するため、炉心の核設計や燃料貯蔵時の臨界安全設計等を全面的に見直すこととなった。KUR では、今回の全炉心低濃縮化に先行して、平成 3 年に試験的に 2 体のみの燃料の低濃縮化を行うための設置変更申請を平成 3 年に行っている。このときにも、炉心核設計等の見直しを行っているが、その際には従前の解析との整合性を図るために、核データとしては ENDF/B-IV を使用した。今回の設置変更では、安全評価を含めた解析の全面的な見直しが行われることと、最新の知見を反映すべきという考えに基づき、最新の核データである JENDL-3.3 を採用することとした。

この結果、次に述べるような事象が発生した。

- ・ 変更前後の核特性の比較において、本来の燃料濃縮度の違いによる差異の他に、核データの違いによる差異を別途説明する必要が生じた。
- ・ JENDL-3.3 を用いて計算した実効遅発中性子割合が、従前の値よりも有意に変化し、安全解析結果が制限条件を満足しない可能性が生じたため、安全上の制限値（反応度付加率）を変更することとなった。

これらの事象については、安全審査における対応が必要となり、その対応のために申請者の負担が増えるものであるが、最新の知見を反映した結果であり、より信頼性の高い

結果と考えられ、受け入れるべきものと判断した。特に、後者については、安全上の制限値を変更することから、保安規定や制御系の変更も必要となり、その影響は大きいものであったが、新たな解析結果の方が精度が高いのであれば、やむを得ない必要な措置であったと言える。

このように、最新の手法（この場合は、核データ）を採用した場合、申請者にとって不都合な事象が生じる可能性があることから、従来の手法が十分に検証されているのならば、申請者は従来の手法を使用することとなる。

#### 4. おわりに

設置許可申請書等を基に、国内原子力施設の許認可における核データライブラリ JENDL の利用状況を調査した。その結果、以下のことがわかった。

- ・ 数多くの申請実績があり、解析項目の多くがパターン化されている実用発電炉の核設計では、米国で整備されている ENDF/B 系ライブラリが使用されており、一部、研究用や比較用に JENDL も整備されている状況である。
- ・ 核燃料サイクル施設では、種類の施設が少ないことなどから、施設ごとに解析コード・核データが異なっている場合が多い。ただし、核データの多くは ENDF/B 系ライブラリをベースにしている。
- ・ JNES で実施しているクロスチェック解析では、申請者と異なる手法を採用することから、JENDL ライブラリが多く使用されている。
- ・ 研究炉等については、他に同様の炉型が無いことなどから、施設ごとに解析コード・核データが異なっている場合が多い。調査した研究炉9施設のうち、7つの炉で JENDL を使用している。

以上より、許認可申請において多くの実績がある施設（実用発電炉）では、前例に従い同じ核データを利用していることがわかる。これは、上述のように、過去の安全審査等において精度が検証された手法（核データも含む）があれば、よほどの利点が無い限りは従来の手法を使用する傾向が強いためである。我が国の原子力開発の過程において、海外（主に米国）から ENDF/B 系ライブラリと一体となった核設計手法が導入されたことから、実用発電炉では核データとして基本的に ENDF/B 系ライブラリが使用されることとなったと推定される。海外に原子力技術を輸出できるようになった現在でも、核設計コードの多くが JENDL ではなく ENDF/B 系ライブラリを採用しているのは、国際的な知名度や信頼性（技術的な信頼性とは異なる）が後者の方が高いためと考えられる。

このような状況を踏まえると、JENDL が広く利用されるようになるためには、その精度が良いことに加えて、以下のような手段により、国際競争力を高める努力が必要であろう。

- ・ 具体的な設計事例に対して、解析コードと一体となった手法の精度検証が十分にな

されていること。核データ単独での精度は、利用者にとってあまり意味はなく、実際に解析しようと思っている体系に対して、(核データを含む)解析手法が十分な精度を有していることが重要であり、その検証結果について安全審査等で引用できる報告書(文献)としてまとめられていることが必要となる。

- ・ 他のライブラリとの比較により、JENDL を利用することのメリットが明らかになっていること。ENDF/B 系ライブラリと同程度の精度であるならば、すでに手法として確立している従来のやり方を変更する必要性はない。核データを JENDL に変更するためには、JENDL ライブラリが他のライブラリに比べて大きな利点を有していることが必要となる。同じような実験データを用いて、同じような手法で評価が行われている現状では、独自の利点を持たせることは困難といえる。我が国の原子力研究の考え方に反するかもしれないが、場合によっては、実験データを非公開にする等の戦略が必要かもしれない(ちなみに、前節で述べた遅発中性子割合の問題は、数少ない JENDL-3.3 の独自性といえる)。また、方向性が逆になるが、核データの評価、検証等の過程をすべて公開して、利用者の信頼性を高めるという方法も考えられる。後者は、JENDL-4 で導入予定の品質保証の考え方に合致するものである。

## 参考文献

- 1) G.Hirano and S. Kosaka, Proc. 2005 Symposium on Nuclear Data (JAEA-Conf 2006-009), p.58-63, Feb. 2-3, 2006, Tokai, Japan (2006).
- 2) 千葉 敏, 核データニュース, No.90, p.33-39 (2008).
- 3) 大間原子力発電所原子炉設置許可申請書、東京電力株式会社(平成 16 年)
- 4) 廃棄物管理施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書、日本原燃株式会社(平成 15 年)
- 5) T. Takeda, "Neutronics Codes Currently Used in Japan for Fast and Thermal Reactor Applications," Proc. PHYSOR 2004 -The Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems: Global Developments, Chicago, Illinois, April 25-29, 2004, on CD-ROM (2004).