

## 軽水炉安全設計と安全評価のための核データの現状

原子力安全システム研究所・技術システム研究所長

木村 逸郎

kimura@inss.co.jp

### 1. はじめに

我が国で原子力の平和利用が開始して40年を越え、多数の試験研究炉が研究開発のため盛んに利用され、また51基の軽水炉(BWR 28、PWR 23)が電力の1/3余りを賅い、核燃料サイクル施設の整備もようやく進みつつある。しかしいくつかの事故やトラブルのため、原子力の安全性に不安を持つ人の数は増加し、現在原子力は厳しい試練の淵に立たされている。ここで改めて、その安全性の向上に取り組み、信頼性の回復を図るよう万全を尽くす必要がある。

原子力研究・開発・利用の初頭より、正確な核データの必要性が認識され、日本原子力研究所(原研)を中心に中性子反応断面積の測定と解析が進められ、やがてそこに核データセンターが設置された。これに大学、他の研究機関、産業界が協力するネットワークとしてシグマ委員会(JNDC)が組織され、核データの収集・評価が始まり、我が国独自の評価済核データが編纂されるようになった。現在では、我が国の評価済核データ、例えばJENDLは世界的にも高く評価され、広く採用されるようになっている。しかしながら現在でも、軽水炉や核燃料施設の安全審査の現場において、安全設計と安全評価のために実際に用いられている核データは、今なお欧米の古い版(バージョン)のものが多く、これは核計算(炉物理、遮蔽など)コードにも言えることであり、軽水炉技術を輸入したことがそのまま残存しているともいえる。それらは、米国で研究開発が進められて以来実際に用いられ、いわゆる「使い込まれた」ものである。古いものが正確でないとは一般的に言えないが、やはり我が国で自ら作成した評価済核データは内味がよく分かっており、原子力の安全性向上のために少しずつでも使ってゆくよう努めるべきである。これはまた、原子力に関する情報公開や説明責任の点からも望ましい。

ここでは、まず原子炉とくに軽水炉の安全のための法規制について述べ、次いで軽水炉の安全設計と安全評価の現場で使われている核データの現状を例示し、今後努力すべき方向と方策を考察したい。

## 2. 軽水炉の安全のための法規制

原子炉と核燃料施設が他の工業施設と大きく異なるのは、内部に放射性物質を大量に保有し、原子炉では核分裂連鎖反応を中心として、多くの核反応（主に中性子反応）が進行する点である。従って、原子力の安全について、それを裏返して何が危険か、とくに一般公衆にとって何が怖いかといえ、この放射性物質が漏れ出して自分の近くに來ないかということである。放射線そのものが大量に公衆のところに来ることは、線源が一般公衆の近くに紛れこむ事故以外、これまであまり問題でなかった。ところが昨年秋のJCOの事故で、放射線、それも中性子線が「我が家」に來るといような事態を招いてしまった。幸い放射性物質の漏出は微量であったようだが、避難や自宅退避を蒙った人々やそれを映像や新聞で見た大多数の国民は、改めて原子力への恐怖感を持ち、安心感は一掃されたことであろう。（既に、筆者の研究所の社会システム研究所で、原子力に関する世論を調べるためのアンケート調査が行われている。<http://www.inss.co.jp/>参照）

ここで、ご存知の方も多いと思うが、あらためて軽水炉の安全審査と設計・工事の方法認可手順について、現状を示しておく。まず、原子炉の設置については、原子炉等規制法により、安全審査を受け、設置の許可を得ることが必要である。発電用原子炉の設置許可申請は、まず通商産業省で第1次審査を受け、その後に原子力安全委員会による第2次の安全審査を受けた上で、通商産業大臣の許可が出される。設置許可申請書には本文と添付書類があり、安全設計、平常運転時の被ばく評価および安全評価（事故解析）は、それぞれ添付書類の8、9および10に記載する。軽水炉の場合、こうした安全設計や安全評価に関する審査の方針と主な内容は、別途いくつかの指針に示されている。さらに指針の下に多くの報告書類がある。これらは「原子力安全審査指針集」<sup>(1)</sup>にまとめられている。その中で、どの場合にはどの核データを用いるかなども数カ所に示されている。例えば、軽水炉の「非常用冷却系の性能評価指針」の付録Ⅲにおいて、崩壊熱として日本原子力学会（AESJ）「原子炉崩壊熱基準」研究専門委員会の推奨値（プラス誤差の3倍）の採用が認められている。

さて、発電用原子炉の設置が許可されると、建設に先立ち電気事業法により工事計画認可申請（よく設工認という）を提出し、通商産業大臣の認可を受ける必要がある。この申請書に記載すべき内容の中でも、遮蔽計算などのために核データが必要になる。

## 3. 軽水炉の安全審査などで使用されている核データの例

まず第一に、現在我が国の加圧水型原子炉（PWR）の安全設計と安全評価などに実際に用いられている計算コードと核データの例を表1に示す。炉心核特性、動特性、被ばく評価などを通じ、我が国の評価済核データは用いられていないが、唯一の例外として、崩壊熱に上述のAESJのものが採用されている。

次に、現在我が国の沸騰水型原子炉（BWR）の安全設計と安全評価などに実際に用い

られている計算コードと核データの例を表2に示す。この場合も、炉心核特性、動特性、被ばく評価などを通じ、我が国の評価済核データは用いられていない。この場合は、崩壊熱にも AESJ のものは採用されていない。

現在、安全審査が進行中の全炉心混合酸化物 (MOX) の ABWR の場合でも、それに先だつてまとめられた審査の指標の報告書では、核分裂生成物の収率として、世界的にもレベルの高い我が国のデータは用いられず、かなり古い Meek and Rider の値<sup>(2)</sup>が採用されている。(ただ、この方針を決めるのに筆者も参加したので、大きなことは言えない)

試験研究炉の安全設計と安全評価などにおいては、我が国の評価済核データが広く使用されていると考えるが、それらの調査は行っていない。

昨年核データ研究会では、核燃料施設の事業許可申請の安全設計と安全評価についても言及し、JCO の場合非常に古い KENO-IV と Hansen-Roach 16 群定数を用いられていることを指摘したが<sup>(3)</sup>、ここでは省略する。この場合も最新の研究と現場の乖離は著しい<sup>(4)</sup>。

#### 4. 核データを原子力の安全に活用するための勧告

原子力の研究・開発・利用から40年を越えて、我が国の研究開発は世界のトップレベルに到達し、その成果は高く評価されるようになった。ただここにおいて、研究者は専門化しすぎ、原子力全体の常識を欠き、他分野への好奇心も少なくなったように思われる。ほとんどの核データ関係者にとって、原子炉や核燃料施設の安全性は遠くの存在になってしまった。一方、軽水炉や核燃料施設の担当者は核データのことなど念頭にない。

しかしながら、核データとくに評価済データは、商品のようなもので、原子力の現場で利用者(ユーザー)にどんどん使われなくては意味がない。軽水炉の場合、米国で研究開発が進められ、そこで実際に用いられてきた計算コードと核データが今だにそのまま使用され、我が国の評価済核データを採用すべきだという声はほとんどない。しかし、本当にこのままでいいのであろうか。核データ関係者がもう少し実際の原子炉や核燃料施設の安全審査の内容に関心を抱き、それらの指針や報告書類および設置許可申請書や事業指定または許可申請書そのものに用いられている核データの内容を調査すべきではなからうか。その上で、指針やその報告書の中で我が国で評価済核データを採用してもらうように積極的に働きかけるとよい。従来のもを全面的に抜いて、我が国のものに置換するのは無理であろうから、崩壊熱の場合のように並記して、両者を比較することから始める。しかも核データ関係者が実際にその作業に参加し、いろいろと試算するくらいの努力は要る。これは営業活動の第一歩である。

第2には、今度発足した日本原子力学会標準委員会の中で、評価済核データの利用を

積極的に進めることである。米国原子力学会（ANS）も規格に取り組んでおり、その多くが米国国家規格協会 ANSI の規格として制定されている。筆者の調査では、核データ関連の ANSI 規格はあまり多くないが、崩壊熱や臨界安全のものが有名である。とくに、臨界安全に関するものは数多く定められており、その中で超ウラン元素の臨界安全など今後の我が国の活動にとって参考になる。炉物理関係は ANSI/ANS-19 の中にあるが、原子炉設計用核データセット（19.1）は現在改訂中ときく。筆者自身が少し関係しているものとしては、米国 ASTM E10 グループの規格作りの活動がある。これは規格作りを主な目的とした学会であるとはいえ、その活動は誠に「すさまじい」ものである。そうしてやっと案ができると、それが全メンバーの投票に付される。その民主的な技術者魂には頭が下がる。ドシメトリー関係の核データの多くはそこに収められているが、その中には我が国のコード NEUPAC や JENDL Dosimetry File もきちんと記載されている。我が国では軽水炉の圧力容器材のサーベイランス試験において、中性子フルエンスの決定にはこうした ASTM の規格（実際にはそれを参考にした日本電気協会 JEAC のもの）が用いられている。核データ屋はこうした規格・基準作りにも注目し、学会の委員会を通じて核データの AESJ 規格化に努めるべきである。

第3は、核データのハンドブックやチャートなどの印刷物を作り、これを広く頒布することである。さらに使い易い電子情報として公開し、他の分野の人がどんどん使うようにすることである。既になされているものについてはもっと PR する必要がある。原研中の研究者がまず我が国の評価済核データを使用することが望まれる。現在、原子力学会の新入会者に対し、「核図表」を提供されているのは非常によいことであり、もっと宣伝してもよいのではないか。

この他、より広い原子力の教科書やハンドブックの中にある核データの値についても調査し、それらの本が版を改められるときには我が国の評価済核データを採用してもらうよう努めるとよい。筆者の調査では、代表的な炉物理の教科書でも正確でない古い核データの表や図が残っている。さらに中性子反応断面積に関する教科書の執筆を強く要望しておきたい。

ただ軽水炉の安全設計と安全評価とは違って、核燃料サイクルとくにバックエンドのためには、マイナーアクチノイドの核データが今後大いに使われるであろうし、さらに高エネルギー核データは高エネルギー加速器の遮蔽設計に使われるので、これらの分野の将来は明るいし、当初からそのように努めなければならない。

## 謝 辞

本稿をまとめるにさいし、東京電力（株）原子力本部長榎本聰明氏のご配慮の下で原子力技術部姉川尚史マネージャーに BWR の例を、そして故布金延章氏（元本研究所主

任研究員)に PWR の例を調査協力をしていただいた。また資料作りには、関西電力(株)原子力・火力本部副長柳千裕氏(元本研究所副主任研究員)の協力を得た。心より謝意を表したい。なお、その後急逝された故布金氏のご冥福を祈る。

#### 参考文献

- (1) 原子力安全委員会安全審査指針集(改訂9版)、大成出版社(1998)。
- (2) M. E. Meek et al., NEDO-12154-1(1974)。
- (3) I. Kimura, "Requirement and Prospect of Nuclear Data Activities for Nuclear Safety", JAERI-Conf 2000-005, p.9(2000)。
- (4) 木村逸郎、「臨界事故の教訓と今後の対応のあり方」、原子力 eye、46 巻、4 号、p.42(2000)。

表1 PWRの安全設計と安全評価に用いられている計算コードと核データ

項目	必要な核データ	解析コード/計算式	核データベース	核データの課題	備考
炉心核計算 設置許可申請書 添付書類八 [炉心核設計]	中性子断面積 $\sigma_{tr}, \sigma_a, \sigma_f, \sigma_s$ $\kappa$ 値、 $\nu$ 値 崩壊定数 (半減期) 核分裂スペクトル 核分裂収率、分岐比	PHENIX-P ANC	ENDF/B-V	・現状のデータは、安全設計・安全評価に用いる上では実用上の問題はない ・(一般論として) データの精度向上は望ましい	
使用済燃料ピット臨界計算 設置許可申請書 添付書類八 [未臨界性評価]	中性子断面積 $\sigma_{tr}, \sigma_a, \sigma_f, \sigma_s$ $\nu$ 値 崩壊定数 (半減期) 核分裂スペクトル	PHOENIX-P HIDRA	ENDF/B-V		
使用済燃料ピット崩壊熱計算 設置許可申請書 添付書類八 [使用済燃料ピット冷却系設計]	崩壊エネルギー 崩壊定数 (半減期) 核分裂収率、分岐比	AESJ 推奨コード (FP 崩壊熱) ORIGEN 2 (アクチニド崩壊熱)	JNDC ライブラリ ORIGEN ライブラリ	・現状のデータは、安全設計・安全評価に用いる上では実用上の問題はない ・アクチニドとFPのライブラリの統合	AESJ 推奨の崩壊熱はECCS評価指針に記載あり
1次冷却材中放射能濃度 設置許可申請書 添付書類九、十 [平常時被ばく評価] [事故時被ばく評価]	崩壊定数 核分裂収率 中性子吸収断面積 $\sigma_a$ (Xe-135のみ)	線量目標値評価指針に記載の式	「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」 2.65×10 <sup>6</sup> barn	・現状のデータは、安全設計・安全評価に用いる上では実用上の問題はない ・(一般論として) データの精度向上は望ましい	「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」は指針集にあり
安全解析 (動特性計算) 設置許可申請書 添付書類十 [安全評価]	実効遅発中性子割合 即発中性子寿命	各種過渡解析コード	Keepin データ ( $\beta$ ) (ENDF/B-V)		ENDF/B-V と Keepin データを用いて PHENIX-P/ANCにより計算した炉心平均値を過渡解析コードに入力
炉心崩壊熱計算 設置許可申請書 添付書類十 [安全解析]	崩壊エネルギー 崩壊定数 (半減期) 核分裂収率、分岐比	AESJ 推奨コード (FP 崩壊熱) ORIGEN (アクチニド崩壊熱)	JNDC ライブラリ ORIGEN ライブラリ	・現状のデータは、安全設計・安全評価に用いる上では実用上の問題はない ・アクチニドとFPのライブラリの統合	AESJ 推奨の崩壊熱はECCS評価指針に記載あり
FPインベントリ計算 設置許可申請書 添付書類十 [事故時被ばく評価]	核分裂収率 崩壊定数、分岐比	添付書類十に記載している式 (FPの生成と崩壊のバランスにより評価する簡易式)	「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」 Table of Isotopes, 6 <sup>th</sup> edition	・現状のデータは、安全設計・安全評価に用いる上では実用上の問題はない ・(一般論として) データの精度向上は望ましい	「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」は指針集にあり
放射線輸送計算 工事計画認可申請書 遮へい計算書 [生体遮へいの遮へい計算]	核断面積 $\sigma_{tr}, \sigma_a, \sigma_f$ 2次 $\gamma$ 生成断面積 中性子・ $\gamma$ 線スペクトル	点減衰核コード 輸送計算コード	ENDF/B-IV		

表2 BWRの安全設計と安全評価に用いられている計算コードと核データ

項目	必要な核データ	解析コード/計算式	核データベース	核データの課題	備考
炉心核計算 設置許可申請書 添付書類八 [炉心核設計]	中性子断面積 $\sigma_{tr}, \sigma_a, \sigma_f, \sigma_n$ $\kappa$ 値、 $\nu$ 値 崩壊定数(半減期) 核分裂スペクトル 核分裂収率、分岐比	燃料集合体核特性計算コード 3次元沸騰水型原子炉模擬計算コード	ENDF/B-IV & ENDF/B-V (主要重核種)	・現状のデータは安全設計・安全評価に用いる上では実用上の問題はない。 ・(一般論として)データの精度向上は望ましい。	
使用済燃料貯蔵庫臨界計算 設置許可申請書 添付書類八 [未臨界性評価]	崩壊定数(半減期) 中性子断面積 $\sigma_{tr}, \sigma_a, \sigma_f, \sigma_n$ $\nu$ 値 核分裂スペクトル	燃料集合体核特性計算コード 2次元3群拡散計算コード	ENDF/B-IV & ENDF/B-V (主要重核種)	・現状のデータは安全設計・安全評価に用いる上では実用上の問題はない。 ・(一般論として)データの精度向上は望ましい。	
使用済燃料プール崩壊熱計算 設置許可申請書 添付書類八 [使用済燃料プール冷却系]	崩壊エネルギー 崩壊定数(半減期) 核分裂収率、分岐比	ORIGEN 2	ORIGEN ライブラリ	・現状のデータは安全設計・安全評価に用いる上では実用上の問題はない。 ・(一般論として)データの精度向上は望ましい。	この他に崩壊熱相関式(May-Wittの式)で評価する方法も採られている。
原子炉冷却材中放射能濃度 設置許可申請書 添付書類九、十 [平常時被ばく評価] [事故時被ばく評価]	崩壊定数 核分裂収率	線量目標値評価指針に記載の式	「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」	・現状のデータは安全設計・安全評価に用いる上では実用上の問題はない。 ・(一般論として)データの精度向上は望ましい。	「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」は指針集にあり
安全解析(動特性)計算 設置許可申請書 添付書類十 [安全評価]	実効遅発中性子割合 即発中性子寿命 減速材ボイド反応度係数 ドップラ反反応度係数	各種過渡解析コード	Tuttleデータ( $\beta$ ) (ENDF/B-IV & ENDF/B-V) (主要重核種)	・現状のデータは安全設計・安全評価に用いる上では実用上の問題はない。 ・(一般論として)データの精度向上は望ましい。	ENDF/BとTuttleデータを用いて燃料集合体核特性計算コードにより計算し、炉心内で重み付け平均して過渡解析コードに入力
炉心崩壊熱計算 設置許可申請書 添付書類十 [安全解析]	崩壊エネルギー 崩壊定数(半減期) 核分裂収率、分岐比	GE+3 $\sigma$ 式(FP崩壊熱) NEDO-10625記載の式 (アクチニド崩壊熱)	NEDO-10625記載の文献類	・現状のデータは安全設計・安全評価に用いる上では実用上の問題はない。 ・(一般論として)データの精度向上は望ましい。	GE+3 $\sigma$ 式はECCS性能評価指針で適用が認められている
F Pインベントリ計算 設置許可申請書 添付書類十 [事故時被ばく評価]	崩壊定数 核分裂収率 分岐比	TLR032「沸騰水型原子炉発電所事故時の被ばく評価手法について」(東芝)及び HLR021「沸騰水型原子炉発電所事故時の被ばく評価手法について」(日立)に記載している式(FPの生成と崩壊のバランスにより評価する簡易式)	「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」	・現状のデータは安全設計・安全評価に用いる上では実用上の問題はない。 ・(一般論として)データの精度向上は望ましい。	「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」は指針集にあり
放射線輸送計算 工事計画認可申請書 遮へい計算書 [生体遮へいの遮へい計算]	核断面積 $\sigma_{tr}, \sigma_a, \sigma_f, \sigma_n$ 二次 $\gamma$ 生成断面積 中性子・ $\gamma$ 線スペクトル	点減衰核コード 除去拡散コード	コード内蔵 データ (BNL-325他)	・現状のデータは安全設計・安全評価に用いる上では実用上の問題はない。 ・(一般論として)データの精度向上は望ましい。	