

## 「原子炉崩壊熱基準」研究専門委員会の活動

(名大・工) 加藤敏郎

### 1. はじめに

原子炉を運転すると  $^{235}\text{U}$  の核分裂にともなって核分裂生成物 (FP) が生じる。これらの FP は、エネルギーを放射線の形で放出する。しかも、この放射線放出は、原子炉が停止しても、FP が存在する限りつづく。また、核分裂あるいは核融合にともなって放出される中性子により周辺の材料が放射化され、これらからも放射線が放出される。

さらに、ウランの中性子吸収により超ウラン元素も生成される。これらの放射性核からの放射線による発生熱が崩壊熱 (Decay Heat) で、その熱量は原子炉の出力の数パーセントにもなることが知られている。この崩壊熱は、原子炉の通常運転停止時、事故時、使用済み燃料および廃棄物の処理・輸送・貯蔵などの際に、考慮しなければならない。その評価のためのデータについては各国において実験的、理論的研究が積み重ねられている。たとえば、アメリカでは早くから ANS 5.1 基準として崩壊熱基準データが推奨され、さらに最近新しい ANS 5.1 基準データ<sup>2)</sup>が推奨されている。わが国でも、東大「弥生炉」での優れた測定<sup>2)</sup>、原研と原子力学会の「シグマ」研究専門委員会での理論的研究<sup>3)</sup>とあいまって、ANS 5.1 新基準よりも一層広範、精緻な成果が挙げられている。このわが国の成果を原子力施設の設計・運転のためのデータベースとして関連分野の見地からの検討を加え、推奨値を提示するために1987年度より日本原子力学会に「原子炉崩壊熱基準」研究専門委員会が設置された。以下に、この委員会の活動状況の概要を述べる。

### 2. 「原子炉崩壊熱基準」研究専門委員会の活動計画と目標

上記の委員会では、次のような活動計画と目標を設定した。

1. 分野ごとの崩壊熱データ利用の現状と要求の調査  
軽水炉 (沸騰水型、加圧水型)、高速炉、その他の原子炉 (試験研究炉)、核融合炉、再処理、廃棄物処理・処分、貯蔵、輸送
2. 計算と測定の比較
3. 崩壊熱フィッティング式

4. 超プルトニウムの生成・消滅の評価
5. FPガンマ線スペクトルのフィッティング式
6. 誤差評価
7. 報告書の作成

できれば、報告書がデータブックとなることを目標とする。

現在ではこれらの作業はほとんど終了し、報告書作成の作業に入っている。

### 3. 基準データの現状

崩壊熱評価のための基準データとしては、現在よく用いられているものとしてアメリカのANS 5.1がある。これは $^{235}\text{U}$ 、 $^{238}\text{U}$ および $^{239}\text{Pu}$ の瞬時照射と長期照射の後の発生崩壊熱を照射後の経過時間に対して求めたものである。基礎となったデータはロスアラモス(LA)とオークリッジ(ORNL)の測定値などを最小二乗法で整理して求めたものである。しかし、これは $10^3$ 秒以下の冷却時間で問題があり、補正計数(1.2)をかけて用いている。日本のものとしてはJNDC(核データ委員会)データライブラリー<sup>2)</sup>が利用出来る。このライブラリーは核分裂生成核の各種の核データの評価値のファイルで、また、それに基づいた崩壊熱の計算値もでている。測定値としてはLAのカロリメーターによる実験、ORNLのスペクトル積分の実験、および弥生炉<sup>2)</sup>のスペクトル積分の実験がある。

### 4. 崩壊熱の評価

崩壊熱の評価のためには、ウランの核分裂生成物からの放射線をまとめて測定して得たデータを用いる方法と、核分裂生成核の微視的核データを用いて計算によって放出エネルギーを加え合わせて得る方法(総和計算法)がある。しかし、実験は試料としてウランの微小片を用い、照射も瞬時照射あるいは長期照射など限られた場合のみであり、また、利用者にとって多くの実験値からの取捨選択の問題がある。計算は使用するデータの信頼度あるいは欠落などの問題がある。このことから、現場の原子炉等の設計担当者にとって実用的な崩壊熱評価のための基準をなんらかの方法で示すことが必要になる。委員会では実験値と微視的データによる総和計算値を比較し、利用の分野からの検討も加え、基準値を示すことにした。

## 5. 総和計算に必要な核データ

総和計算は、サンプル、照射条件、原子炉運転条件、冷却条件、燃料組成などに応じて答えを求めることができ、崩壊熱以外にもFPの存在量、遅発ガンマ線エネルギーなどの物理量のデータベースを得ることが出来る。一方、問題点は、基礎データベースの精度が結果に影響することであり、ときには測定データが無い場合もある。

計算に必要な核データは核分裂収率データ、崩壊図式データ(Decay Scheme Data: 半減期、崩壊エネルギー、ガンマ線のエネルギーと分岐比、ベータ崩壊のエネルギーと分岐比)、崩壊のチェイン、中性子捕獲断面積などである。ベータ崩壊のエネルギーのうち、ニュートリノの持ち去るエネルギーは熱発生には寄与しないので考えにいれてはいけない。これらの核データは主として実験値に基づく評価値を用いるが、欠落している場合には理論計算値を用いる。

これらのデータは主要な各国ではそれぞれデータファイルあるいはデータライブラリーとして収集整備されている。わが国では、核データ委員会のJNDCデータライブラリー<sup>23)</sup>があり、アメリカにはENDF/B-IV,Vがある。また、フランスはCEA、イギリスはUKFPDD、ヨーロッパ連合はJEF、スウェーデンはFPLIB6を用意している。これらのライブラリーに収録されているデータは現段階では、まだ若干の問題も含んでいる。従来のライブラリーによる総和計算では、ベータ線による崩壊熱は実験よりも10%高く、ガンマ線による寄与は20%低い。JNDCライブラリーではベータ崩壊の大局的理論で測定データを補正し、崩壊熱測定の実験<sup>24)</sup>とよく合う結果となった。最近、スウェーデンのグループがベータ線スペクトルの精密測定によってベータ線のエネルギーの平均値を直接に求めた<sup>25)</sup>。測定は112核種について行なわれ、その結果はJNDCの結果を支持している。

## 6. 各分野ごとの崩壊熱データ利用の現状と要望

原子力施設等の各分野ごとの崩壊熱データ利用の現状と要望の調査を行なって、基準値作成の参考資料とした。

### 軽水炉(BWR)

BWRの場合には、崩壊熱を考慮する系統として、通常停止時には残留熱除去系、異常停止時には原子炉隔離時冷却系と残留熱除去系、事故時とくに冷却材喪失事故時には非常用炉心冷却系と格納容器冷却系などがある。このほかに、使用済み燃料プール浄化

系がある。これらの系統を設計する際に使用する崩壊熱データは、たとえば、非常用炉心冷却系の設計解析では「GE + 3 $\sigma$ 」である。崩壊熱データ使用の立場からは基準データの作成に使用した基礎データとその妥当性を示し、保守性の取り方に対する考え方を明確にすることが要望されている。

#### 軽水炉（PWR）

PWRでは通常停止時には主蒸気系統設備・復水設備および余熱除去設備、事故時には非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器スプレイ設備等がある。また、使用済み燃料ピット水浄化冷却設備がある。これらの設備の設計にPWRの場合にはANS 5.1に基づく崩壊熱データを使用している。ANS 5.1については原子炉停止後10<sup>4</sup>秒以降の領域で大きめの評価になっている。この領域での精度の向上が望まれる。

#### 試験研究炉

研究炉の形式は多種多様であり、出力の範囲は8桁にも及ぶ。いわゆる低出力炉では崩壊熱は炉心の健全性確保の上でほとんど問題にならない。中出力炉では炉心部の冠水を確保することが望ましく、高出力炉では崩壊熱は重要になる。要望としては、崩壊熱のデータの精度は<sup>235</sup>Uの核分裂生成物と生成するアクチノイドに関するものについて当面は10%、将来は5%が望まれる。

#### 高速炉

高速炉で崩壊熱を考慮する必要があるのは、炉心からの崩壊熱除去設備および使用済み燃料の冷却設備である。崩壊熱の評価は総和計算コードFPGSおよびDCHAINにより求めている。崩壊データライブラリーとしてはENDF/B-IVあるいはJNDC-1.5を使用している。構造材の放射化については多群放射化燃焼計算コードにより評価している。

崩壊熱データの精度としてプラス・マイナスで10%以下となることを要望する。

#### 核融合炉

核融合炉では崩壊熱は構成材の中性子による放射化が主である。冷却材喪失事故時、機器の修理の時および長寿命放射性廃棄物の処理時に問題となる。崩壊熱の評価の結果、核融合炉では崩壊熱は核分裂炉に比べて1桁以上低く見積られる。計算には誘

導放射能計算システム T H I D A - 2 を用いる。 計算値の実験的検証が必要である。

#### 再処理施設

再処理施設あるいは再処理工程では崩壊熱は使用済み燃料の貯蔵、溶媒抽出、高放射性廃液の貯蔵、ガラス固化体、プルトニウム製品で問題となる。 これらの段階で崩壊熱を除去し、過度の温度上昇を防止するための対策がとられている。 設計に際して現在では十分な安全裕度を考慮しているので崩壊熱計算精度は現在のもので十分である。 基準値としてはユーザーが手軽に利用出来るものが望ましい。

#### 廃棄物の処理・処分

廃液の受け入れと前処分およびガラス固化体の貯蔵で崩壊熱を考慮する必要がある。 現在では崩壊熱の計算は ORIGEN コードによるもので十分であると考えられている。

#### 燃料、廃棄物等の輸送

燃料、使用済み燃料、放射性廃棄物の輸送に用いる輸送容器は収納物の崩壊熱の影響を十分に評価することが重要である。 すなわち、内部から外部への熱の放散である。 一方、外部からの火災などの熱は遮断できなければならない。 この両者のバランスをとる事が重要な問題となる。 計算は ORIGEN コードで行なう場合が多い。

### 7. 報告書案

以上のような調査と検討の結果を次のように報告書としてまとめることとした。

#### P A R T - I

##### 第1章 序論

##### 第2章 必要な核データ

##### 第3章 総和計算と実験との比較

##### 第4章 推奨値

(できればこの章のみ切り離しても利用出来るようにする。)

PART - II 原子力施設等の各分野ごとの崩壊熱データ利用の現状と要求

第1章 各分野ごとの利用と要求のまとめ

第2章 軽水炉 (BWR, PWR)

第3章 高速炉

第4章 試験研究炉

第5章 核融合炉

第6章 再処理施設

第7章 廃棄物処理・貯蔵

第8章 輸送

参考文献

- 1) ANSI/ANS-5.1-1979, American National Standard for Decay Heat Power in Light Water Reactors prepared by the American Nuclear Society Standard Committee Working Group ANS-5.1
- 2) 秋山雅胤、古田一雄、井田俊雄、坂田薫、安成弘： $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ および $^{233}\text{U}$ の高速中性子核分裂による核分裂生成物からの $\gamma$ 線崩壊熱の測定，日本原子力学会誌 vol. 24, no. 9, pp 709-722(1982)  
秋山雅胤、古田一雄、井田俊雄、坂田薫、安成弘： $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ および $^{233}\text{U}$ の高速中性子核分裂による核分裂生成物からの $\beta$ 線崩壊熱の測定，日本原子力学会誌 vol. 24, no. 10, pp 803-816(1982)
- 3) 田坂完三ほか JNDC グループ： JNDC Nuclear Data Library of Fission Products, JAERI 1287(1983)
- 4) H. Aleklett, G. Rudstam: Average Beta-Ray Energies of Short-lived Fission Products, Nuclear Science & Engineering 80 74-91(1982)  
G. Rudstam et al.: Average beta-ray energies of fission products and their use for decay heat predictions, Proceedings of a Specialist' Meeting on Data for Decay Heat Predictions, 7 Sept. 1987