

EANDC (E) -119L

PNR/SETR R.026

“Influence des Incertitudes dans les Données Neutroniques sur quelques Parametres Caracteristiques d'un Réacteur a Neutrons Rapides”

par

J.Y.Barre

河原崎 雄紀 (日本原子力研究所)

“中性子データの不正確さの高速炉特性に及ぼす影響”

この研究の目的は、Phoenix 型高速炉のいくつかの特性パラメーターに、とりわけ炉の臨界量および中性子内部発生率に及ぼす、基礎的な中性子データ（微視的立場での種々の中性子断面積および値など）の実際問題としての不正確さの影響を調べることである。その結果として、巨視的立場での中性子データに対する評価と、さらに精度を上げた微視的中性子断面積測定の要請が生じてくる。

計算方法としては、拡散近似と零次へ取扱いをした L.N.Usachev¹⁾ によつて行なわれた一般化された摂動の方法を用いる。モデルとして選んだ高速炉は、炉心部を $\text{PuO}_2 \sim \text{UO}_2$ (濃縮度 $\sim 17\%$) を燃料とし、Na 冷却による Phoenix 250 型である。中性子データの不正確さによる炉の特性の変化として取り挙げるもの、炉の特性パラメーターとして、反応度 K 、臨界量 Mc 、中性子内部発生率 TRI 、速中性子寿命 ℓ 、 1.4 MeV 以上のエネルギーをもつ速中性子束の全中性子束に対する比率 R_4 と、散乱および捕獲による Na 係数 $CNAD$ 、 $CNAC$ である。

計算方法の大略は、以下の通りである。式は、L.N.Usachev¹⁾ の表示を用いて、次のように表わされる。

炉の臨界状態の方程式は、

$$M\varphi = (P - K)\varphi = 0$$

である。

多群表示関数 $F = f(\varphi_1^+, \varphi_1, \sigma_\mu)$ を導入して、主力 δM を与えるとして、

$$\begin{aligned} \delta F &= \frac{\partial b}{\partial \varphi_1^+} \delta \varphi_1^+ + \frac{\partial b}{\partial \varphi_1} \delta \varphi_1 + \frac{\partial b}{\partial \sigma_\mu} \delta \sigma_\mu \\ &= \delta F_1 + \delta F_2 + \delta F_3 \end{aligned}$$

第3項 δF_3 は、中性子データ（断面積）の不正確さに当る項である。

摂動後の臨界条件は

$$M \delta \varphi + \delta M \varphi = 0$$

σ_0 を巨視的な核分裂断面積として、定常状態は

$$\langle \delta \sigma_0, \varphi \rangle + \langle \sigma_0, \delta \varphi \rangle = 0$$

ここで、Usachev 理論に表われる関数 F に対する比としてベクトル φ^+ を次式のように定義する。

$$M^+ \varphi^+ + D \mathbf{1} = 0$$

$$\text{但し, } D \mathbf{1} = \frac{\partial b}{\partial \varphi} - C \sigma_0 = D - C \sigma_0$$

σ_0 は、規準化された中性子束における断面積、 C は定数、 D は、ベクトルで、その成分が、 b の微分になつている。 M^+ は、 N 次のマトリックスで $N-1$ 列の特異点をもつものである。

$$M^+ \varphi^+ = 0$$

$$C = \frac{\langle D, \varphi \rangle}{\langle \sigma_0, \varphi \rangle}$$

なる関係から

$$\left\langle \frac{\partial b}{\partial \varphi}, \delta \varphi \right\rangle = \langle D, \delta \varphi \rangle = \langle \varphi^+, \delta M \varphi \rangle - \langle \delta \sigma_0, \varphi \rangle \frac{\langle D, \varphi \rangle}{\langle \sigma_0, \varphi \rangle}$$

\mathbf{x} を核分裂スペクトルとすると

$$\langle \varphi^+, \delta \mathbf{x} \rangle + \langle \delta \varphi^+, \mathbf{x} \rangle = 0$$

そして、 K を定めるべき定数ベクトル E の成分を b の微分として

$$E \mathbf{1} = \frac{\partial b}{\partial \varphi^+} - d \cdot \mathbf{x} = E - d \cdot \mathbf{x}$$

を作り、 ψ を次のように定義する。

$$M \psi + E \mathbf{1} = 0$$

これから

$$\begin{aligned} \delta F = & \langle \varphi^+, \delta M \psi \rangle - \langle \varphi^+, \delta \mathbf{x} \rangle \frac{\langle \varphi^+, E \rangle}{\langle \varphi^+, \mathbf{x} \rangle} + \langle \psi^+, \delta M \varphi \rangle \\ & - \langle \delta \sigma_0, \varphi \rangle \frac{\langle D, \varphi \rangle}{\langle \sigma_0, \varphi \rangle} + \left\langle \frac{\partial b}{\partial \sigma}, \delta \sigma \right\rangle \end{aligned}$$

を得、与えられた条件から次式のように簡略できる。

$$\delta F = \langle \varphi^+, \delta M \psi \rangle - \langle \psi^+, \delta K \varphi \rangle + \left\langle \frac{\partial b}{\partial \sigma}, \delta \sigma \right\rangle$$

炉の構成核柱は、重い方で $U-238$, $Pu-239$, $Pu-240$, 中重核で Fe, Ni, Na , 軽い核では O_2 である。

中性子データの不可確さの原因は、測定値の統計的誤差、系統的誤差と、測定値が存在しない時の理論計算による内挿、外挿値の誤差によるが、こゝでは、前者のみを考慮した。誤差の表現として、中性子エネルギーを4つのグループに分ける。

- グループ 1 1.4 ~ 10.5 MeV
 " 2 46.5 keV ~ 1.4 MeV
 " 3 215 eV ~ 46.5 keV
 " 4 thermal ~ 256 eV

評価された各種断面積およびν値の百分率誤差を次の表に示す。

| 核種 | エネルギーグループ | $\pm \frac{\delta \sigma_F}{\sigma_F} \%$ | $\pm \frac{\delta \sigma_C}{\sigma_C} \%$ | $\pm \frac{\delta \sigma_{TR}}{\sigma_{TR}} \%$ | $\pm \frac{\delta \nu}{\nu} \%$ | $\pm \frac{\delta \sigma}{\sigma} \%$ | $\pm \frac{\delta \sigma_{int}}{\sigma_{int}} \%$ |
|----------------|-----------|---|---|---|---------------------------------|---------------------------------------|---|
| U-238 | 1 | 9 | 10 | 15 | 3 | | 16 |
| | 2 | | 21 | 11 | | | 20 |
| | 3 | | 23 | 6 | | | |
| | 4 | | 20 | 10 | | | |
| Pu 239 | 1 | 8 | 70 | 14 | 3 | | 50 |
| | 2 | 8 | 40 | 14 | 1.8 | | 75 |
| | 3 | 17 | -43 +80 | 17 | 1.7 | | |
| | 4 | 23 | 50 | 22 | 1.7 | | |
| Pu 240 | 1 | 10 | 25 | 20 | 5 | | 60 |
| | 2 | 19 | 36 | 16 | 6 | | 90 |
| | 3 | 17 | 36 | 16 | 6 | | |
| | 4 | | 35 | 35 | | | |
| Fe | 1 | | 21 | 21 | | 15 | 25 |
| | 2 | | 42 | 11 | | 11 | |
| | 3 | | 97 | 10 | | 10 | |
| | 4 | | 33 | 9 | | 9 | |
| Ni | 1 | | 10 | 10 | | 20 | 50 |
| | 2 | | 40 | 9 | | 11 | |
| | 3 | | 41 | 10 | | 10 | |
| | 4 | | 5 | 10 | | 10 | |
| Na | 1 | | 21 | 30 | | 15 | 13 |
| | 2 | | 11 | 7 | | 7 | |
| | 3 | | 10 | 6 | | 6 | |
| | 4 | | 9 | 10 | | 10 | |
| O ₂ | 1 | | 8 | 11 | | 12 | |
| | 2 | | | 15 | | 15 | |
| | 3 | | | 17 | | 17 | |
| | 4 | | | 5 | | 5 | |
| U 235 | 1 | 8 | 34 | 15 | 2.4 | | 20 |
| | 2 | 7 | 17 | 11 | 1.7 | | 20 |
| | 3 | 11 | 23 | 8 | 1.7 | | |
| | 4 | 12 | 18 | 6 | 1.7 | | |

モデルとして選んだ高速炉は、Phenix 250 型炉で主な仕様は次の通りである。

$$\text{臨界量 } M_c = 1290 \text{ Kg (Pu O}_2\text{)}$$

$$\text{内部発生率 } \text{TRI} = 0.75$$

$$\text{寿命 } \ell = 0.31 \times 10^6 \text{ S}$$

$$1.4 \text{ MeV 以上の束の全束に対する比 } R_4 = 0.095$$

$$\text{Na 係数 } \text{CNAD} = +0.12 \times 10^{-6}$$

$$\text{CNAC} = +0.14 \times 10^{-7}$$

このモデルでは、臨界量 M_c と反応度 K との間には

$$\frac{\delta M_c}{M_c} = -1.75 \times \frac{\delta K}{K}$$

の関係がある。

以上与えられたデータの誤差と、炉のパラメータから、前に述べた計算方法を用いて

$$\frac{\delta K}{K}, \frac{\delta M_c}{M_c}, \frac{\delta \text{TRI}}{\text{TRI}}, \frac{\delta R_4}{R_4}, \frac{\delta \ell}{\ell}, \frac{\delta \text{CNAD}}{\text{CNAD}}, \frac{\delta \text{CNAC}}{\text{CNAC}} = f\left(\frac{\Delta \sigma}{\sigma}\right)$$

を計算できる。これらは、表に示されている。(こゝでは略す)

一例として、グラフ表現のエネルギー毎に断面積値の誤差が、臨界量に及ぼす影響を示す。

これは、エネルギーを定めての断面積の誤差が、炉特性にどれほどの変化を与えるかと云うことを示しているが、更に総括的に全エネルギーを含んで、断面積誤差が炉特性に及ぼす影響を調べてみると、次表のようになる。

| 核種 | $\frac{\delta M}{M}$ | $\frac{\delta K}{K}$ | $\frac{\delta \text{TRI}}{\text{TRI}}$ | $\frac{\delta R_4}{R}$ | $\frac{\delta \ell}{\ell}$ | $\frac{\delta \text{CNAD}}{\text{CNAD}}$ | $\frac{\delta \text{CNAC}}{\text{CNAC}}$ |
|--------|----------------------|----------------------|--|------------------------|----------------------------|--|--|
| U-238 | ± 8 % | ± 4.6 % | ± 1.2 % | ± 10 | ± 7 | ± 50 | ± 15 |
| Pu 239 | -7%+10% | +4%, -5.6% | +13%, -22 | -2, +4 | +8, -20 | -40,+80 | +7, -17 |
| Fe | ± 3.5 % | ± 2 % | ± 3 % | ± 7 | ± 4 | ± 15 | ± 3 |
| Pu 240 | ± 1.5 % | | | | | ± 10 | |
| O | | | ± 2 % | ± 1 | ± 4 | | ± 5 |

以上の検討から、

Pu-239の捕獲および核分裂断面積と、U-238の捕獲断面積の精度が問題になる。

全体的に、熱エネルギーから200eVの範囲について、1.5 MeV~10.5 MeVの範囲での誤差の影響は、U-238の非弾性散乱を除いて、小さい。

更に精度を上げて測定する必要がある核種と測定量は次のようにまとめられる。

| 核種 | 測定量 | エネルギー範囲 | 精度 |
|--------|------------------------|--------------------|-------|
| U-238 | $\sigma_n, \gamma(E)$ | 500 eV ~ 20 keV | 4 % |
| U-238 | $\sigma_n, \gamma(E)$ | 20 keV ~ 800 keV | 5 % |
| U-238 | $\sigma_{n,t}(E)$ | 0.1 ~ 2.5 MeV | 8 % |
| U-238 | $\sigma_{n,n'}(E, E')$ | 2 ~ 10 MeV | 10 % |
| Pu-239 | $\sigma_{n,t}(E)$ | 0.5 ~ 50 keV | 2 % |
| " | " | 0.05 ~ 2.5 MeV | 2 % |
| Pu-239 | $\sigma_{n,\gamma}(E)$ | 0.5 ~ 50 keV | 6 % |
| " | " | 50 keV ~ 500 keV | 11 % |
| Pu-239 | $\nu(E)$ | 0.2 ~ 50 keV | 1.5 % |
| " | " | 50 ~ 2.5 MeV | 1 % |
| Pu-240 | $\sigma_{n,\gamma}(E)$ | 0.2 ~ 50 keV | 20 % |
| Fe | $\sigma_{n,t}(E)$ | 20 keV ~ 1 MeV | 10 % |
| Fe | $\sigma_{n,\gamma}(E)$ | 1 ~ 10 keV | 70 % |
| Na | Γ_γ | resonance at 3 keV | 10 % |
| O | $\sigma_{n,t}(E)$ | 0.02 ~ 1 MeV | 9 % |

以上は、論文中の表N-8のうちから優先度1のものを引用したものであり、N-8表には、各項別にコメントがつけてある。