

技術資料

UTR-KINKI の実効遅発中性子収量

三 木 良 太

Effective Delayed Neutron Yield for UTR-KINKI

Ryota MIKI

(Received: October 15, 1992)

はじめに

実効遅発中性子収量は、原子炉の動特性において極めて重要な役割をもつ基本的な炉定数の一つであるが、現実の原子炉では実験的に直接測定することが困難なため、間接的に実験データから値を求めるか、計算によってえた数値を使用することが一般に行なわれている。通常原子炉の初臨界時には、実験から求めたデータがない場合が多く、初臨界直後の特性試験においては、計算によってえられている実効遅中性子収量のデータを用いて炉特性の評価が行なわれている。

近畿大学原子炉 (UTR-KINKI) 場合も、1961年11月初臨界直後の特性試験の際の制御棒反応度値の測定においては、UTR の原型炉で炉心構成が類似している ANL のアルゴノート炉の実効遅中性子収量データ¹⁾を用いた経緯がある。その後、科学技術庁立会いで行なわれる定期検査、自主定期検査などにおいて、慣習的にこのデータが用いられていた。

先年、UTR-KINKI の核燃料の低濃縮化が検討された折りに、SRAC コード・システム²⁾によって近畿大学炉の一連の核設計計算を実施したが、その際に実効遅発中性子収量と平均即発中性子寿命についても、現在一般に広く使用されている ENDF/B-IV 及び ENDF/B-V を核データとして用い、SRAC のオプションを用いて計算を行なった。

前記のアルゴノート炉の遅発中性子のデータは、今から30年以上昔の1959年に発表されたものであり、当時の核データの精度と計算機の処理能力を考慮すると、今回の実効遅発中性子収量と平均即発中性子寿命の計算値の方がはるかに信頼性が高いと考えられるの

で、資料として以下に報告する。

SRACコード・システム

SRAC コード・システム (JAERI Thermal Reactor Standard Code System) は、日本原子力研究所で開発された原子炉設計・解析用の熱中性子炉体系標準核設計コード・システムで、核データ・ライブラリー、群定数ライブラリーとその処理コード、中性子スペクトルの計算ルーチン及び各種の輸送計算コード、1, 2, 3次元拡散ルーチンや動特性パラメータ・ルーチン、格子燃焼ルーチンなどから成っており、これまでに多くのベンチマーク計算や複雑な炉心構造をもつ研究炉の解析計算を通じて、その適用性が認められており、広範囲の利用者から高い評価を受けている。

2分割炉心をもち、内外の反射体に黒鉛を用いているため、一般の研究炉に比べて中性子漏洩率がかなり高い近畿大学炉 UTR-KINKI についても、固有値計算や中央反射体中心部に組み込んだトリウム及び天然ウラン体系の反応度効果や中性子束分布などの解析計算の結果は、実験値と極めて良い一致が得られており、この種の複雑な炉心体系の計算にも SRAC コード・システムの実用性が確認されている。

計 算

使用した核データは、JENDL-2 (U-238 及び AI-27)、ENDF/B-V (U-235) 及び ENDF/B-IV (前記以外の核種) の組み合わせを採用した。これは種々の体系に対するベンチマーク・テストで、この組み合わせが実験値に対して最も良い結果が得られていること

三木：UTR-KINKI の実効遅発中性子収量

による。速中性子領域74群，熱中性子領域48群の計122群の核データ・ライブラリーから多群定数（速中性子領域22群，熱中性子領域31群）を作成するためのセル計算は，単一燃料板，被覆材及び減速材から成る燃料領域モデルについて衝突確率計算コード（1次元スラブ体系）について行なった。なお近畿大炉の燃料板のウラン装荷量は，1枚当たり U-235 が 22.96g から 21.66g とかなり幅があるので，燃料タンク中央の4燃料要素，最外部の4燃料要素とその中間の4燃料要素についてそれぞれセル計算を行なった。次いで多群定数から少数群定数を作成するための炉心計算を1次元拡散コード TUD により行ない，多群定数（速中性子領域22群，熱中性子領域31群）と少数群定数（速中

性子領域5群，熱中性子領域5群）を作成した。全炉心に対する固有値等の計算は，多次元拡散コード CITATION により行ない，実効遅発中性子収量の計算は CITATION のオプションを利用した。なお，入力データはできる限り実体に近いものとし，3次元計算時のメッシュ数は33×28×18と細くとした。SRAC コードにはいくつかの Version があり，年々改良されているが，実効遅発中性子収量の計算値の場合，Version によって有効数字の3桁目にわずかに差が現れてくる程度なので，計算時の最も新しい Version である SRAC 6 による53群（速中性子領域22群，熱中性子領域31群）計算のデータを，Kimel らが発表した値と共に第1表に示す。

Table 1 Effective Delayed Neutron Parameters for UTR-KINKI

i	Kimel et al. for ARGONAUT		SRAC 6 JENDL 2/ENDF/B-IV/ENDF/B-V	
	λ_i (sec ⁻¹)	$\gamma \beta_i$	λ_i (sec ⁻¹)	$\gamma \beta_i$
1	1.25 E-2	2.50 E-4	1.27 E-2	3.05 E-4
2	3.15 E-2	1.50 E-3	3.17 E-2	1.64 E-3
3	1.54 E-1	2.13 E-3	1.15 E-1	1.50 E-3
4	4.56 E-1	2.40 E-3	3.11 E-1	3.24 E-3
5	1.61	8.50 E-4	1.40	1.02 E-3
6	14.30	2.50 E-4	3.87	2.07 E-4
Prompt Neutron Lifetime : 1.35 E-4			Prompt Neutron Lifetime : 1.50 E-4	

参 考 文 献

1) W.R. Kimel et al.; Nucl. Sci. and Eng. 6
233 (1959).

2) K. Tuchihasi et al.; SRAC: JAERI Thermal Reactor Standard Code System for Reactor Design and Analysis. JAERI 1285 (1983), and Revised SRAC Code System. JAERI 1302 (1986)