

$^{235,238}\text{U}$ 核数据的快中子基准实验积分检验*

谢文胜 纳忠杰 徐宴芳

(北京应用物理与计算数学研究所 北京 100088)

摘 要 用四个快中子基准实验检验了 ENDF/B-VI、JENDL-3 和 CENDL-2 三个评价核数据库中的 ^{235}U 和 ^{238}U 等数据. 计算结果指出, ENDF/B-VI 库的数据对快中子积分实验的预言更准确.

关键词 快中子基准实验 积分实验

分类号 TL329

1 引 言

90 年代以来, 新的核评价数据库相继建立, 从已报导的资料来看, 其中较有影响的有美国的 ENDF/B-VI 库、日本的 JENDL-3 库和中国的 CENDL-2 库. 许多核科技研究单位根据这些评价库制作了多群参数系统, 并进行基准实验检验和数据评估. 在核数据评价和反应堆设计中, $^{235, 238}\text{U}$ 数据显得尤为重要和基本. 本文的目的在于描述上述各评价核数据库中 $^{235, 238}\text{U}$ 数据的快中子基准实验积分检验的状况. 虽然积分检验的结果由于计算程序的不同, 群结构、能谱的不同, 使得单从计算结果上看, 有时难以细致地判断数据的好坏, 但它仍然是评价核数据的一个重要而且被广泛接受的手段, 为论证微观核数据的可靠性提供了一定的判据. 希望这些结果能使数据使用者在选用参数时心中有数, 也希望能对评价者进一步评价数据和提高数据质量有裨益.

2 基准实验的选取

在反应堆的设计中, 需要预计装置中的各种中子反应率. 但是由于装置的复杂性, 中子输运计算很难达到可靠的精度, 而且也难以确定计算误差的来源. 基准实验以其简单的几何形状和物质成分降低了计算的难度, 增强了计算结果的可靠性. 因此, 人们

设计了各种基准实验来考查数据的质量和设计的安全性.

我们选取了四个标准的以 ^{235}U 或 ^{238}U 为堆芯的球形快中子基准实验: GODIVA、FLATTOP-25、BIGTEN 和 VERA-IB. 它们都是临界装置(见表 1). 前三个的数据来自文献[1], 最后一个取自文献[2].

快中子临界装置的有效增殖因子 K_{eff} 和中子反应率的计算值与观测值的比较能大体反映裂变谱能区(0.05~6.0 MeV)快中子行为和截面等参数的准确性. 另外, 为了评价中子输运计算中所用的核参数是否合适, 测量放入临界装置中心的小材料样品的反应率, 及比较测量结果与计算结果也是常用的重要手段.

3 计算结果与分析

所有的计算都由一维输运程序 ANISN 完成. 离散纵标法基于将 PN 近似及角度差分近似选为 P3-S16 的精度水平. 过去的研究工作^[3~5]表明, 对于重核和中等核材料系统, P3→P_∞引起的计算结果差别在 5×10^{-4} 水平, S16→S_∞引起的差别在 10^{-3} 水平. 前面所谈到的截面库中, 截面数据一般有 5% 的误差, 典型的是甚至最重要的快中子截面也有 1%~3% 的实验误差. 通常, 不要求有效增殖因子 K_{eff} 、反应率的测量值和由此截面数据所得

* 1998 - 06 - 06 收稿, 1998 - 01 - 19 收到修改稿.

表 1 基准实验的描述

基准实验	堆芯半径(cm)	核成分	密度 $n/(\text{barn} \cdot \text{cm})$	反射层外 半径(cm)	核成分	密度 $n/(\text{barn} \cdot \text{cm})$
GODIVA	8.741	^{234}U	0.000492
		^{235}U	0.045000			
		^{238}U	0.002498			
FLATTOP-25	6.116	^{234}U	0.000490	24.13	^{235}U	0.000340
		^{235}U	0.044490			
		^{238}U	0.002700		^{238}U	0.047740
BIGTEN	30.48	^{234}U	0.000050	45.72	^{235}U	0.000100
		^{235}U	0.004840			
		^{238}U	0.042680		^{238}U	0.047970
VERA-IB	19.14	^{235}U	0.007349	58.59	^{235}U	0.00025
		^{236}U	0.000014			
		^{234}U	0.000092			
		^{238}U	0.000455		^{238}U	0.03440
		C	0.057540			
		H	0.000058			
		Fe	0.006283		Fe	0.006464
		Ni	0.001635		Ni	0.001682
Cr	0.000689		Cr	0.000708		

到的计算值之间的符合精度超过千分之一。因此，在我们所计算的系统中，P3-S16 的 10^{-3} 水平的误差能满足数值计算的精度要求。计算中，中子的能群取为 16 群。计算结果表明，这种分群基本能满足快中子临界系统的要求(见图 1)。中子能谱采用“thermal-1/e-fission+fusion”权重谱计算。

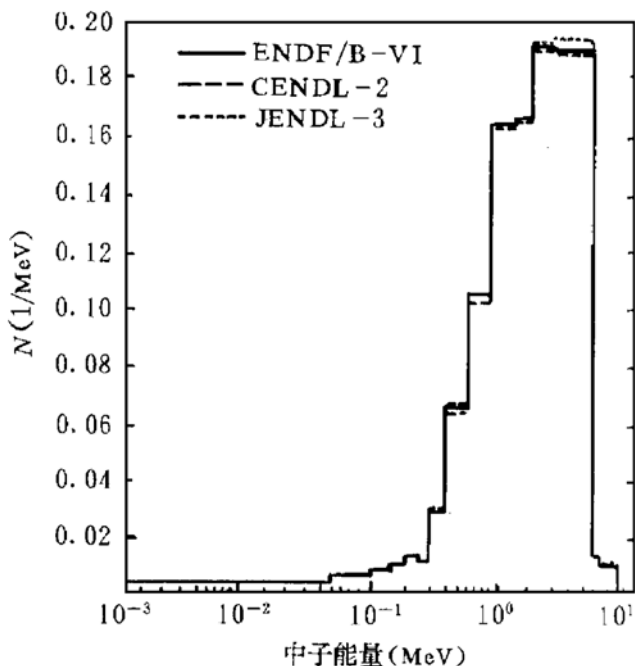


图 1 能谱的比较

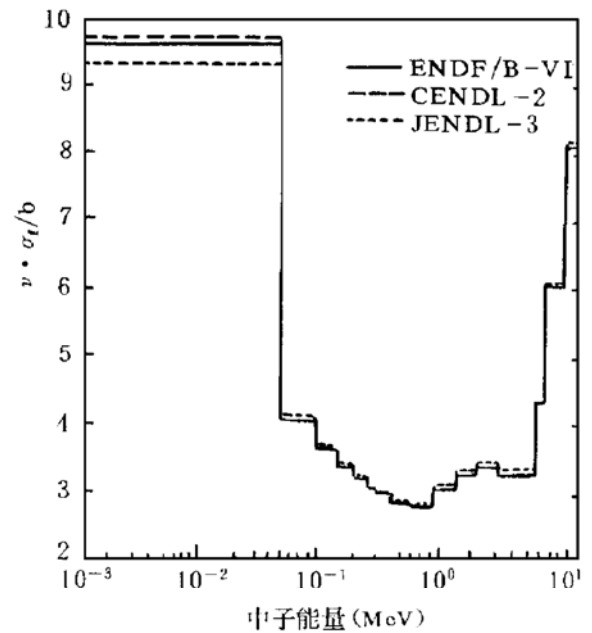


图 2 $\nu \cdot \sigma_f$ 的比较

3.1 K_{eff} 结果的比较

表 2 给出了对各临界装置用不同评价库参数计算得到的 K_{eff} 和测量值的比较。由表可以看出以下几点。

(1) 从 K_{eff} 的计算结果来看，ENDF/B-VI 库反映的 ^{235}U 、 ^{234}U 和 ^{238}U 等核素在裂变谱型快中子能区的基本数据对临界系统的预言

要强于其它两个库. JENDL-3 库对快临界系统的预言本领更差一些.

(2)三个库的数据对 GODIVA 的计算与实验符合较好,各库中²³⁵U 数据的精度对快反应堆的临界性预言是好的. 仔细的研究有可能会改进截面库, CENDL-2 和 JENDL-3

中²³⁵U 的 ν 或 σ_f 值可能偏高, 见图 2.

(3)如果以上结论可靠, 那么由 FLATTOP-25 和 BIGTEN 装置的计算结果来看, CENDL-2 和 JENDL-3 库中²³⁸U 的中子吸收截面可能高于 ENDF/B-VI. 这点导致临界计算时 K_{eff} 小于 1 的情况较多.

表 2 K_{eff} 结果的比较

基准实验	K_{eff} (计算)			K_{eff} (测量)
	ENDF/B-VI	CENDL-2	JENDL-3	
GODIVA	1.0001	1.0034	1.0035	1.0000±0.0030
FLATTOP-25	1.0007	0.9985	0.9918	1.0000±0.0010
BIGTEN	0.9946	0.9911	0.9857	0.9960±0.0030
VERA-1B	1.0052	1.0066	0.9824	1.0000±0.0028

(4)VERA-1B 是一个有石墨扩散剂和不锈钢反射层的快临界装置. 对它的计算不仅检验了²³⁵U 和²³⁸U 等裂变核素的截面数据, 而且在较小程度上也检验了 C、Fe、Ni 等核素的截面. 但是这种系统的中子谱与其它(重金属)装置中的相比会延伸到更低的能区. 由图 3 中子流的比较可以看到, VERA-1B 的低能中子流远大于其它装置. 在这些情况下, 共振区的中子吸收变得重要, 需要特别处理. 因此, 这里用的截面处理(中子能群下限为 1 keV), 特别是能群的选择和共振吸收的忽略也不一定适用于 VERA-1B 装置. 然而, 作为感兴趣的问题也把它包括在内了.

3.2 中心反应率结果的比较

表 3 列举了计算的一些中心反应率与测量值的比. 由表可得到如下结论:

(1)由临界装置中心处的能谱平均得到的各测量值与计算值大多符合得较好, 误差一般在 5% 以内. 这就意味着从整体来说, 裂变能区主要范围内的核数据是令人满意的, 特别是²³⁵U 的数据.

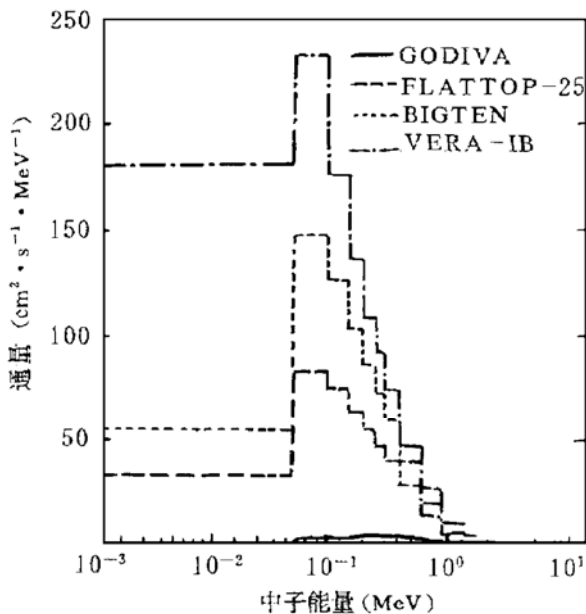


图 3 总通量的比较(ENDF/B-VI DATA)

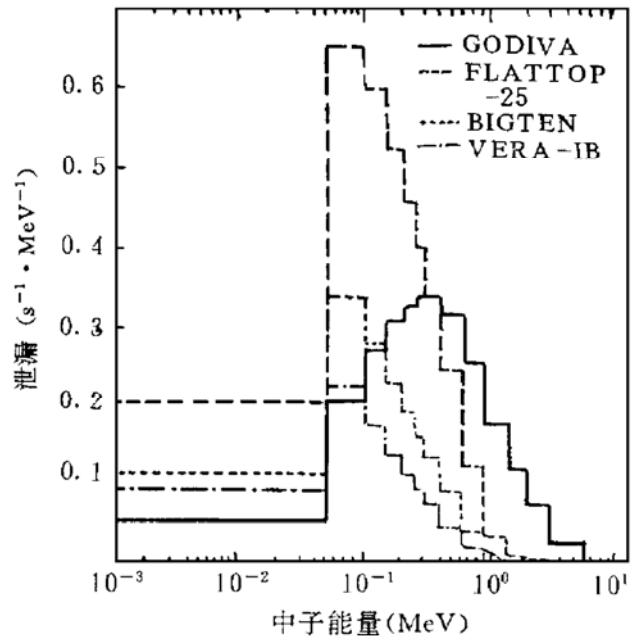


图 4 总泄漏的比较(ENDF/B-VI DATA)

(2)对这三个库, f_{28}/f_{25} 计算值和测量值的比随着临界系统的半径增大有一致增大的趋势. 从图 4 给出的各装置泄漏的比较可

表 3 中心反应率^a(C/E)

基准实验		f28/f25	c28/f25	f23/f25	f49/f25	f26/f25	
GODIVA	ENDF/B-VI		0.955	1.043 ^b	1.000	0.981	...
	CENDL-2		0.956	1.041 ^b	1.000 ^c	0.991	...
	JENDL-3		0.965	0.989 ^b	0.999	1.023 ^c	...
FLATTOP-25	ENDF/B-VI		0.970	...	0.994	0.990	...
	CENDL-2		0.975	...	0.994 ^c	1.000	...
	JENDL-3		0.988	...	0.991	1.038 ^c	...
BIGTEN	ENDF/B-VI		1.070	1.016	0.996	0.987	...
	CENDL-2		1.051	1.045	0.992 ^c	0.984	...
	JENDL-3		1.110	1.057	0.980	0.966 ^c	...
VERA-IB	ENDF/B-VI		1.174	1.003	1.056	1.039	1.248
	CENDL-2		1.162	1.004	1.055 ^c	1.054	1.233 ^c
	JENDL-3		1.222	0.981	1.050	1.057 ^c	1.307

a f 为裂变, c 为俘获, 23=²³³U, 25=²³⁵U, 26=²³⁶U, 28=²³⁸U, 49=²³⁹Pu;

b 是 c28/f28 的计算与测量比;

c 23、26 或 49 的数据取自 ENDF/B-VI 库.

看出, 这一趋势是由于反射层的增加和变厚导致的泄漏(特别是高能中子泄漏)减少而形成的.

(3) 由于已知的原因, VERA-1B 的计算结果与测量结果相差较大.

4 结 论

仅对以上四个基准实验作检验计算, 若以同积分实验测量结果符合程度为综合标准, 上述分析初步表明: ENDF/B-VI 库的 ²³⁵U 和 ²³⁸U 快中子数据好于 CENDL-2 和 JENDL-3 库; 而 CENDL-2 库要好于 JENDL-3 库. 当然, 这还期待于进一步的工

作.

作者感谢张本爱和蔡少辉教授对本工作所给予的宝贵意见和指导.

参 考 文 献

- 1 LA-9037-MS(ENDF-318), 1981
- 2 BNL 19302(ENDF-202), 1974
- 3 贝尔 G I, 格拉斯登 S. 核反应堆理论. 北京: 原子能出版社, 1979, 167~170
- 4 Hugh K Clark. Subcritical Limits for Uranium-235 Systems. Nucl Sci & Eng, 1982, 81: 351~378
- 5 徐宴芳. 几种主要核素的 B 库数据检验状况. 1996 年核数据会议, 泰山

Fast Benchmark Testing of ^{235,238}U

Xie Wensheng Na Zhongjie Xu Yanfang

(Institute of Applied Physics and Computational Mathematics, Beijing 100088)

Abstract Four fast benchmark experiments have been used to the data of ^{235,238}U in test ENDF/B-VI, JENDL-3 and CENDL-2 nuclear data libraries. The results show that the fast neutron data of ²³⁵U and ²³⁸U in ENDF/B-VI are better.

Key Words fast benchmark experiment integral test