

文章编号: 0258-0926(2014)S2-0176-03; doi: 10.13832/j.jnpe.2014.S2.0176

# CENDL-NP 热谱临界基准检验

吴海成, 覃英参, 张环宇, 金永利, 王文明, 刘萍

中国原子能科学研究院核数据重点实验室, 北京, 102413

**摘要:**为了解决 CENACE-1.0 库热谱临界实验中高估有效增殖因子 ( $k_{\text{eff}}$ ) 的问题, 选取多种类型的热谱临界基准实验, 对制作 CENACE-1.0 库的基础评价数据库 CENDL-NP-1.0 进行基准检验。通过检验结果的趋势分析和相关性分析, 发现热能区的  $^{235}\text{U}$  裂变截面、辐射俘获截面和裂变平均中子数可能是导致高富集度铀金属热装置  $k_{\text{eff}}$  计算结果偏高的直接原因。

**关键词:** 临界基准检验; 热谱; CENACE; CENDL-NP

中图分类号: O571 文献标志码: A

## Validation with CENDL-NP Thermal Criticality Benchmark

Wu Haicheng, Qin Yingcan, Zhang Huanyu, Jin Yongli, Wang Wenming, Liu Ping

China Institute of Atomic Energy, China Nuclear Data Center, Beijing, 102413, China

**Abstract:** To solve the overestimation of  $k_{\text{eff}}$  in the thermal criticality experiment using CENACE-1.0 data library, the evaluated nuclear data library CENDL-NP-1.0 were validated with several kinds of thermal criticality benchmarks. By analyzing the trends and the relativities among the  $k_{\text{eff}}$  results, it is found that the direct contributions to the overestimation of  $k_{\text{eff}}$  calculation results for the metal thermal installation with high uranium enrichment are the (n,f), (n, $\gamma$ ) cross sections and the nubar of  $^{235}\text{U}$  in thermal energy region.

**Key words:** Criticality benchmark validation, thermal spectrum, CENACE, CENDL-NP

## 0 前言

2012 年, 中国核数据中心 (CNDC) 以中国评价核数据库核电应用专版 CENDL-NP-1.0 (简称 CENDL-NP) 为基础, 研发了包含 400 个核素的 ACE 格式多温度连续能量点截面库 CENACE-1.0。中国核动力研究设计院 (简称核动力院) 根据临界实验结果对该库进行临界基准检验。结果显示 CENACE-1.0 库有效增殖因子 ( $k_{\text{eff}}$ ) 计算值偏高 0.43%。为了从根本上改进 CENACE 库的性能, 有必要通过宏观检验来为 CENDL-NP 库的改进提供方向。

本研究选用与核动力院临界装置能谱特性相近的临界基准实验对 CENDL-NP、CENDL-3.1、ENDF/B-VII.0 和 JENDL-4.0<sup>[1-3]</sup> 进行有针对性的临界基准检验。通过对基准检验结果的分析, 确认有待改进的具体核素数据, 为 CENDL-NP 的改进提供依据。

## 1 基准检验方法

### 1.1 临界基准实验的选择

核动力院的临界装置能谱指标 EALF 为 0.164 eV。从国际核临界安全手册<sup>[4]</sup>中选择能谱指标 EALF 值介于 0.05 ~ 0.2 eV 的高浓铀金属热谱临界基准实验 (HMT) 72 个、EALF 值介于 0.1 ~ 0.2 eV 的高浓铀溶液热谱装置 (HST) 34 个、中浓铀化合物热谱装置 (ICT) 29 个和低浓铀化合物热谱临界基准装置 (LCT) 25 个, 共计 160 个临界实验对 CENDL-NP 库进行基准检验。表 1 给出了所选的实验装置编号及主要受检核素。选用不同  $^{235}\text{U}$  富集度的临界基准实验进行比对分析是为了更好地区分  $^{235}\text{U}$  和  $^{238}\text{U}$  数据对计算结果的影响。

### 1.2 数据库与临界计算

在基准检验计算中, 采用 MCNP5 程序<sup>[5]</sup>计算基准实验的  $k_{\text{eff}}$ 。在 KCODE 临界计算中, 每循环

表 1 选用的临界基准实验及检验涉及的主要核素  
Table 1 Selected Criticality Benchmark Experiments and Main Test Nuclides

基准实验类型	实验装置编号	主要受检核素/元素
高浓铀金属热谱临界实验 HEU-MET-THERM	HMT1、HMT6_1~18、HMT8、HMT9、HMT10_1,2、HMT11_1~43、HMT12、 HMT13_1,2、HMT14、HMT15、HMT16、HMT18、HMT22、HMT31	$^{235}\text{U}$ 、 $^{16}\text{O}$ 、C、 $^{27}\text{Al}$ 、 $^1\text{H}$
高浓铀溶液热谱临界实验 HEU-SOL-THERM	HST9_3、HST17_2~8、HST18_1~4,7、HST28_9~18、HST29_1~7、HST30_4~7	$^{235}\text{U}$ 、 $^1\text{H}$ 、 $^{16}\text{O}$ 、 $^{56}\text{Fe}$ 、 $^{10}\text{B}$ 、Gd
中浓铀化合物热谱临界实验 IEU-COMP-THERM	ICT1_1~29	$^{235}\text{U}$ 、 $^1\text{H}$ 、C、 $^{238}\text{U}$
低浓铀溶液热谱临界实验 LEU-COMP-THERM	LCT1_1~8、LCT2_1~5、LCT3_22、LCT6_9~18、LCT7_2	$^{235}\text{U}$ 、 $^1\text{H}$ 、 $^{238}\text{U}$ 、 $^{16}\text{O}$

历史事件数为  $10^4$ ，总循环代数 1100 代， $k_{\text{eff}}$  的评估跳过最初的 100 代，得到的统计误差约为 0.02% ~ 0.04%。检验计算所采用的常温连续能量点截面库由 NJOY99 程序<sup>[6]</sup>加工得到，处理参数相同。热散射数据均来自 CENACE-1.0。

## 2 检验计算结果与分析

### 2.1 检验计算结果

图 1 至图 4 分别给出了所选基准实验的  $k_{\text{eff}}$  计算结果与实验值的比较，横坐标是能谱指标 EALF，纵坐标是计算值与实验值之比 (C/E)。除了 CENDL-3.1，其他 3 家评价库的计算结果基本一致，与实验数据存在相同的偏离。图 1 和图 3 中 CENDL-3.1 库计算结果的整体偏高是因为  $^1\text{H}$  数据造成的，这一不足在对  $^{233}\text{U}$  评价数据的临界

基准检验中已经被发现<sup>[7]</sup>。本文之后的分析，仅围绕 CENDL-NP 展开。

### 2.2 趋势分析

2.2.1 高浓铀金属热谱临界基准实验 高浓铀金属热装置的比对结果 (图 1) 显示，在  $0.04 \text{ eV} < \text{EALF} < 0.2 \text{ eV}$  的范围，C/E 值最大正偏差达到 1.8%，最大负偏差达到 -0.84%，没有一致的  $k_{\text{eff}}$  偏离趋势。图 1 中“user”代表用户的宏观检验结果， $k_{\text{eff}}$  被高估 0.43%。与之相邻的 3 个实验，其  $k_{\text{eff}}$  计算结果均在实验误差范围内。

为了进一步研究 HMT 装置检验  $k_{\text{eff}}$  偏离的原因，对 HMT011 系列实验进行单独的趋势分析，研究  $k_{\text{eff}}$  变化的系统规律。该系列实验采用 U-Al 合金作为燃料，轻水作为慢化剂和反射层材料。图 5 给出了 HMT011 系列实验的计算结果与实验

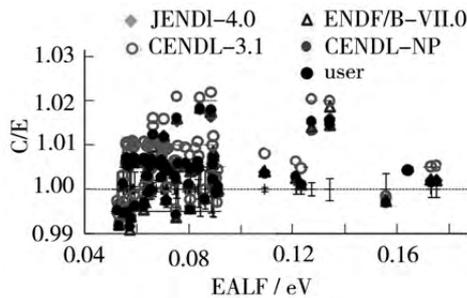


图 1 HMT 装置  $k_{\text{eff}}$  的 C/E 值比较  
Fig. 1 Comparison of C/E Values of  $k_{\text{eff}}$  for HMT System

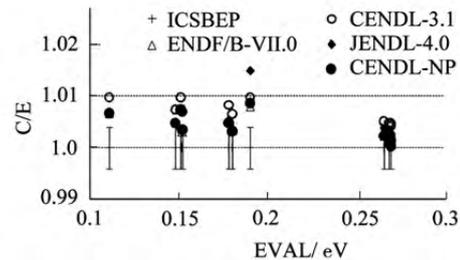


图 3 ICT 装置  $k_{\text{eff}}$  的 C/E 值的比较  
Fig. 3 Comparison of C/E Values of  $k_{\text{eff}}$  for ICT System

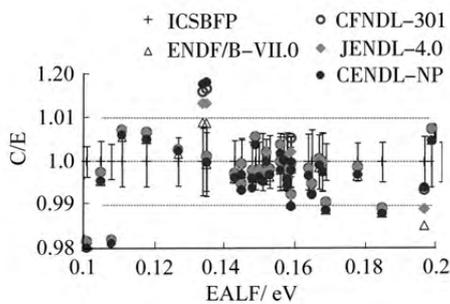


图 2 HST 装置  $k_{\text{eff}}$  的 C/E 值比较  
Fig. 2 Comparison of C/E Values of  $k_{\text{eff}}$  for HST System

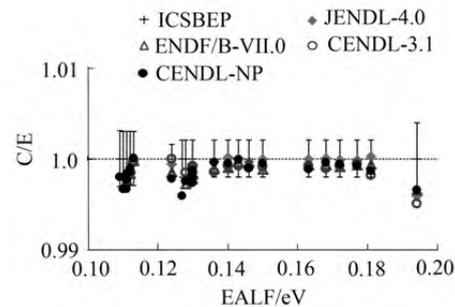


图 4 LCT 装置  $k_{\text{eff}}$  的 C/E 值比较  
Fig. 4 Comparison of C/E Values of  $k_{\text{eff}}$  for LCT System

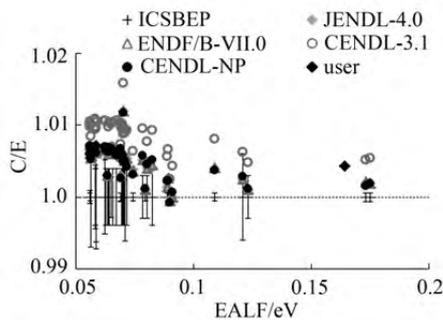


图5 HMT011系列基准实验 $k_{\text{eff}}$ 的C/E值的比较

Fig. 5 Comparison of HMT011's  $k_{\text{eff}}$  C/E Values

值的比较。在 $0.04 < \text{EALF} < 0.1$  eV的范围内, $k_{\text{eff}}$ 计算值显示出随着能谱变软逐渐偏大的趋势。该系列装置主要对 $^{235}\text{U}(n,f)$ 和 $(n,\gamma)$ 、 $^1\text{H}(n,\text{el})$ 和 $(n,\gamma)$ 反应相关数据比较敏感,包括轻水的热散射率数据 $^1\text{H}(\text{H}_2\text{O})$ 其他核素对 $k_{\text{eff}}$ 计算结果的影响较小。

2.2.2 中浓铀化合物热谱临界基准实验 图3中ICT001系列实验 $k_{\text{eff}}$ 计算结果整体偏高约0.41%,该系列实验的燃料是 $^{235}\text{U}$ 富集度为30%的氟化铀聚四氟乙烯( $\text{UF}_4 \cdot [\text{CF}_2]_n$ );在模拟计算中缺少聚四氟乙烯( $[\text{CF}_2]_n$ )的热散射率数据。另外,在CENACE-1.0的基准检验中,已经发现聚四氟乙烯反射层高浓铀快临界基准实验HMF007\_32,33,34的 $k_{\text{eff}}$ 计算值偏高,其中 $^{12}\text{C}$ 或 $^{19}\text{F}$ 的评价数据在快区可能存在问题。因此,导致ICT001系列实验 $k_{\text{eff}}$ 计算结果随能谱变软而逐渐偏高的原因可能是多方面的。

2.2.3 低浓铀化合物热谱临界基准实验 从所选的LCT系列基准实验的检验结果来看(图4),各家评价库在该类型装置上的临界计算预言能力非常好。与HMT、HST和ICT装置相比,在LCT装置中 $^{238}\text{U}(n,\gamma)$ 反应截面的重要性要超过 $^{235}\text{U}(n,\gamma)$ 反应截面。

综合分析几种类型的基准检验结果说明: $^1\text{H}(n,\text{el})$ 和 $(n,\gamma)$ 截面、 $^1\text{H}(\text{H}_2\text{O})$ 热散射数据、 $^{235}\text{U}$ 热区裂变谱对于热谱装置计算有足够的准确度;高浓铀装置 $k_{\text{eff}}$ 计算结果的偏离主要是因为 $^{235}\text{U}$ 的裂变和俘获反应以及裂变平均中子数。

### 2.3 反应权重相关性分析

为了深入理解上述检验计算结果,需分析HMT、HST和ICT系列临界基准实验MCNP计算结果中反应权重与 $k_{\text{eff}}$ 的线性相关性。

研究发现,HMT011系列装置 $k_{\text{eff}}$ 计算结果的变化趋势与 $^{235}\text{U}$ 裂变权重呈正相关,相关系数高

达0.995。但在 $^1\text{H}$ 散射和 $^1\text{H}$ 俘获权重与 $k_{\text{eff}}$ 并没有强的关联性。HMT006系列、HST系列基准实验的分析结果与HMT011相似。在ICT系列装置的 $k_{\text{eff}}$ 相关性分析中, $^{235}\text{U}$ 裂变权重与 $k_{\text{eff}}$ 计算值之间几乎没有关联性。

由此可见, $^{235}\text{U}$ 裂变率偏高是HMT、HST系列装置 $k_{\text{eff}}$ 偏高的直接原因。因此,热能区的 $^{235}\text{U}$ 裂变、辐射俘获截面以及裂变平均中子数都是需要评价者进一步改进的核数据。

## 3 结论

利用HMT、HST、ICT以及LCT基准实验对CENDL-NP在热临界装置中的 $k_{\text{eff}}$ 预测能力进行宏观检验。通过分析发现:

(1) 热能区的 $^{235}\text{U}$ 裂变截面、辐射俘获截面和裂变平均中子数可认为是导致HMT装置 $k_{\text{eff}}$ 计算结果偏高的直接原因。

(2) HST系列装置 $k_{\text{eff}}$ 计算结果的偏离与 $^{235}\text{U}$ 裂变率相关数据有强关联。

(3) ICT系列装置计算结果的偏离是多种原因造成的,需要将来进一步研究。

根据上述检验结果,建议评价者对 $^{235}\text{U}$ 裂变截面、辐射俘获截面以及裂变平均中子数开展进一步的研究。

### 参考文献:

- [1] Ge Z G, Zhuang Y X, Liu T J, et al. The updated version of Chinese evaluated nuclear data library (CENDL-3.1)[J]. Journal of Korean Physical Society, 2011, 59(2): 1052-1056.
- [2] Chadwick M. B, Herman M, Obložinský P, et al. ENDF/B-VII.1 nuclear data for science and technology: cross sections, covariances, fission product yields and decay data[J]. Nuclear Data Sheets, 2011, 112(12): 2887-2996.
- [3] Shibata K, Iwamoto O, Nakagawa T, et al. JENDL-4.0: a new library for nuclear science and engineering[J]. Journal of Nuclear Science and Technology. 2010, 48(1): 1-30.
- [4] Briggs J B. International handbook of evaluated criticality safety benchmark experiments[R]. NEA/NSC/DOC(95)04/1, Nuclear Energy Agency, Paris, 2006.
- [5] X-5 Monte-Carlo Team. MCNP-A general monte carlo N-Particle transport code, version 5[R]. Los Alamos National Laboratory, LA-UR-03-1987, 2003.
- [6] MacFarlane R E, Muir D W. NJOY99.0, code system for producing pointwise and multigroup neutron and photon cross sections from ENDF/B Data[R]. Los Alamos National Laboratory, LA-12740-M, 2000.
- [7] 吴海成, 张华.  $^{233}\text{U}$ 评价数据的基准检验[J]. 原子能科学技术. 2012, 46(10): 1158-1164.

(责任编辑:左成元)