

文章编号: 1007-4627(2006)02-0142-04

HENDL1.1/MG 数据库和 VisualBUS1.0 程序的 临界基准计算与分析*

张春早^{1,2}, 吴宜灿¹, 许德政¹, 郑善良¹, 李静惊^{1, #}

(1 中国科学院等离子体物理研究所, 安徽 合肥 230031;

2 淮南师范学院, 安徽 淮南 232001)

摘要: 使用自主开发的一维输运/燃耗/可视化计算程序系统 VisualBUS1.0 和 HENDL1.1/MG 数据库, 对²³³U, ²³⁵U 和²³⁹Pu 的热溶液临界球基准实验和²³⁷Np, ²⁴¹Am 和²⁴⁴Cm 的金属快裂变临界球问题进行校核。和国际上广泛使用的各种程序和数据库的模拟计算结果以及相关实验结果进行综合对比和分析, 初步验证了 HENDL1.1/MG 中裂变核素核数据的可靠性和应用性, 同时也进一步证明了 VisualBUS1.0 程序的正确性。

关键词: 临界基准实验; HENDL1.1 核数据库; VisualBUS1.0 程序

中图分类号: TL326 **文献标识码:** A

1 引言

中国科学院等离子体物理研究所 FDS 课题组经过广泛调研和深入研究, 以美国、日本、欧洲、俄罗斯、中国和国际原子能机构的几大评价核数据库^[1]为基本数据源, 兼顾聚变反应堆、裂变反应堆以及聚变-裂变次临界混合堆设计研究的实际需要, 通过甄别、优选研制了一套多用途核数据库, 称为 HENDL 混合评价数据库^[2], 目前版本为 HENDL 1.1。采用了核数据库加工程序 NJOY 和 TRANSX^[3]等进行制作, 其相应的工作数据库包括基于 Vitamin-J 能群结构的 175 群中子-42 群光子耦合多群输运截面库 HENDL1.1/MG、连续能量点状输运截面库 HENDL1.1/MC、燃耗数据库 HENDL1.1/BU 和响应函数库 HENDL1.1/RF。

临界基准实验是校验中子学程序和核数据库质量的重要手段, 也是临界安全设计和研究中所要考虑的重要内容。本文使用 FDS 团队自主开发的一维输运/燃耗/可视化计算程序系统 VisualBUS1.0 和 HENDL1.1/MG 数据库, 依托《国际临界安全基准评价实验手册》^[4]对临界球基准实验进行校核,

并将计算结果与 MCNP^[5]和 ONEDANT^[6]等的结果进行比较, 以检验 HENDL1.1/MG 中裂变核素核数据的可靠性和应用性以及 VisualBUS1.0 程序系统的准确性。

2 数值计算与分析

本文所做的数据测试和校核主要包括²³³U, ²³⁵U, ²³⁹Pu 的热溶液临界球基准实验和²³⁷Np, ²⁴¹Am, ²⁴⁴Cm 的金属快裂变临界球问题, 详细的模型描述、材料参数、温度参数以及其它程序和数据库的模拟结果和实验值可参见文献^[4]。

2.1 无反射层的硝酸铀酰溶液球临界基准实验 (²³³U)

“无反射层的均匀硝酸铀酰溶液球”临界实验由美国橡树岭国家实验室制作完成, 实验的具体描述可参看文献^[7, 8]。基准实验模型(U233-SOL-THERM-001)由两个材料区组成: 半径为 34.595 cm 的硝酸铀酰溶液球和 0.320 cm 厚的铝球壳结构层, 结果详见表 1。

收稿日期: 2005-11-20; 修改日期: 2006-01-12

* 基金项目: 中国科学院知识创新工程资助项目

作者简介: 张春早(1977-), 男(汉族), 安徽肥东人, 硕士, 讲师, 从事核反应堆技术和核数据库的校核工作。

联系人: 李静惊, E-mail: jili@ipp.ac.cn

表 1 ^{233}U 球壳临界基准实验 K_{eff} 的模拟计算结果和实验值

Code (Data library)	Visual BUS1.0 (HENDL 1.1/MG)	MCNP (Continuous- energy ENDF/B-V)	ONEDANT (27Group ENDF/ B-IV)	Experi- mental data
K_{eff}	1.001 8	1.001 3	1.001 9	1.000 5

从表 1 看出, VisualBUS1.0 和 HENDL1.1/MG 模拟计算结果与其它程序和数据库的模拟计算结果非常接近, 但各种模拟计算结果与实验值都存在一定的差距, 这种差距可能主要来源于实验本身的模型尺寸、材料密度、温度及实际测量的各种不确定性。

2.2 水反射层的硝酸铯溶液球基准实验 (^{239}Pu)

美国汉福德实验中心进行了“带有水反射层的硝酸铯溶液球”临界实验^[9]。实验的基准模型 (PU-SOL-THERM-002) 由硝酸铯溶液球、SS304L 钢球壳和水反射层 3 个材料区组成, 结果详见表 2。

表 2 ^{239}Pu 球壳临界基准实验 K_{eff} 的模拟计算结果和实验值

Code (Data library)	Visual BUS1.0 (HENDL 1.1/MG)	MCNP (Continuous- energy ENDF/B-V)	ONEDANT (27Group ENDF/ B-IV)	Experi- mental data
K_{eff}	1.002 6	1.012 6	1.014 4	1.000 0

表 2 的结果显示, 和《国际临界安全基准评价实验手册》中其它程序和数据库的计算结果相比, VisualBUS1.0 和 HENDL1.1/MG 的模拟计算结果与实验测量值更为接近, 与其它模拟计算结果之间的差距可能主要来自于评价数据源的不同。

2.3 水反射层的高浓缩氟氧化铀溶液球基准实验 (^{235}U)

美国橡树岭国家实验室进行了“水反射层的高浓缩氟氧化铀溶液球”临界实验^[10,11], 基准模型 (HEU-SOL-THERM-012) 是一个 3 个区的球体, 沿径向自内向外分别为 27.92 cm 的 (UO_2F_2) 溶液球、0.20 cm 厚的铝球壳结构层及 15.00 cm 的水反射层球壳区, 模拟结果详见表 3。

表 3 的结果中, VisualBUS1.0 和 HENDL1.1/MG 的模拟结果和实验值非常吻合, 而与《国际临

界安全基准评价实验手册》上给出的其它模拟计算结果和实验值存在较大的差距, 这种差别可能主要来自于评价数据源的不同。

表 3 ^{235}U 球壳临界基准实验 K_{eff} 模拟计算结果与实验值

Code (Data library)	Visual BUS1.0 (HENDL 1.1/MG)	MCNP (Continuous- energy ENDF/B-V)	ONEDANT (27Group ENDF/ B-IV)	Experi- mental data
K_{eff}	0.999 3	1.003 7	1.003 7	0.999 9

2.4 高浓缩铀半球反射的 ^{237}Np 临界球基准实验

对 HENDL1.1/MG 中重要的锕系元素 ^{237}Np 的截面数据测试, 采用了美国 Los Alamos 国家实验室 Planet 通用临界装置上进行的高浓缩铀半球反射的 ^{237}Np 临界球基准实验 (SPEC-MET-FAST-008) 进行基准校核, 基准实验的简化模型由 Np 球体、球体的覆盖层、HEU (高浓缩铀) 半球壳和支撑结构 4 部分组成。模拟计算结果见表 4。

表 4 ^{237}Np 球壳临界基准实验 K_{eff} 模拟计算结果与实验值

Code (Data library)	Visual BUS1.0 (HENDL 1.1/MG)	MCNP (Continuous-energy ENDF/B-V)	Experi- mental data
K_{eff}	0.993 9	0.997 8	1.002 6

表 4 的结果中, VisualBUS1.0 和 HENDL1.1/MG 计算结果与《国际临界安全基准评价实验手册》上 MCNP 和 ENDF/B-V 数据库计算结果和实验值之间存在 10% 以内的相对误差, 两个模拟结果之间的差异可能主要来自群截面和点截面的区别。

2.5 使用 JEZEBEL 装置进行的 ^{244}Cm 基准临界实验

这是一个由美国洛斯阿拉莫斯科学实验室制作的“钷合金包裹的 ^{244}Cm 临界球”基准实验 (SPEC-MET-FAST-001), 该基准临界模型自内向外由两部分组成: 半径 0.344 4 cm 的 ^{244}Cm 金属球和 6.315 1 cm 厚的钷合金球壳。计算的结果见表 5。

从表 5 所列的结果可看出, 文献中给出的 ONEDANT 和 27 群 ENDF/B-IV 数据库模拟的 K_{eff} 值和实验值非常接近, VisualBUS1.0 和 HENDL1.1/

表 5 ^{244}Cm 球壳临界基准实验 K_{eff} 模拟计算结果与实验值

Code (Data library)	Visual BUS1.0 (HENDL1.1 /MG)	ONEDANT (27 Group ENDF/B-IV)	Experi mental data
K_{eff}	0.990 68	0.999 89	1.000 00

MG 的模拟结果相比而言,存在一定的差别,这种差距可能主要来自评价数据的差别。

2.6 ^{241}Am 临界问题校核

《International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments》上没有提供 ^{241}Am 基准临界实验,但是国际上已经有很多关于计算 ^{241}Am 临界质量的方案,其中应用“MCNP 程序和 ENDF/B-VI 数据库计算 ^{241}Am 临界质量”是比较权威的一种方法。使用 VisualBUS1.0 和 HENDL1.1/MG 模拟计算文献[12]中提供的 ^{241}Am 临界质量的金属球裸堆模型,计算结果如表 6 所示。

比较表 6 中两组模拟计算的结果,不难发现 VisualBUS1.0 和 HENDL1.1/MG 的计算结果与 MCNP 和 ENDF/B-VI 的值存在较大的差距。造成这种差距的原因,一方面可能来自 HENDL1.1/MG 中 ^{241}Am 截面数据本身,另一方面则是对实际反应堆

的一维简化导致的计算差距。

表 6 ^{241}Am 裸堆临界问题计算结果

Code (Data library)	VisualBUS1.0 (HENDL1.1 /MG)	MCNP (Continuous- energy ENDF/B-VI)
K_{eff}	0.984 92	1.000 00

3 总结和展望

应用 VisualBUS1.0 和 HENDL1.1/MG 数据库对 ^{233}U , ^{239}Pu , ^{235}U , ^{237}Np , ^{244}Cm 和 ^{241}Am 对应的临界球基准实验或临界模型进行数值模拟,得出反应堆初始的 K_{eff} 值,与实验测量值和其它各种模拟计算结果对比和分析发现:一维输运/燃耗/可视化计算程序系统 VisualBUS1.0 的输运计算有较高的可靠性;HENDL1.1/MG 数据库主要裂变核素的截面数据信息可靠,对 ^{241}Am 的截面数据信息还需进一步的核查和研究。

下一步的重点将是对大量的基准实验进行数值模拟,为 HENDL1.1/MG 中核素的截面信息提供更全面的数据参考。

参考文献:

- [1] Lemmel H D, et al. The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 91. LA-12740-M, Los Alamos National Laboratory, 1994.
- [2] 许德政, 吴宜灿, 高纯静等. 核科学与工程, 2005, 24: 366.
- [3] MacFarlane R E. TRANSX 2: A Code for Interfacing MATXS Cross-section Libraries to Nuclear Transport Codes. LA-12312-MS, 1993.
- [4] International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments. Organization for Economic Cooperation and Development, Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC(95)03/I-VII, September 2003 Edition.
- [5] Briesmeister J F ed. MCNP4C General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Los Alamos National Laboratory, LA-13709-M, 2000.
- [6] Alcouffe R E, Baker R S, Brinkley F W, et al. DANTSYS: A Diffusion Accelerated Neutral Particle Transport Code System. Los Alamos National Laboratory, LA-12969-M, June 1995.
- [7] Gwin R, Magnuson D W. Critical Experiments for Reactor Physics Studies. ORNL 60-4-12, Oak Ridge National Laboratory, September, 1960.
- [8] Gwin R, Magnuson D W. Nucl Sci and Eng, 1962, 12: 364.
- [9] Kruesi F E, Erkman J O, Lanning D D. Critical Mass Studies of Plutonium Solutions. HW-24514, General Electric Company, Richland, Washington, 19 May, 1952.
- [10] Fox L J K, Gilley L W, Gwin R, et al. Critical Parameters of Uranium Solutions in Simple Geometry. Neutron Physics Annual Report, ORNL-2609, 42, Oak Ridge National Laboratory, 1958.
- [11] Fox J K, Gilley L W, Gwin R, et al. Critical Parameters of ^{235}U and ^{233}U Solutions in Simple Geometry, Neutron Physics Annual Progress Report. ORNL-2842, 76, Oak Ridge National Laboratory, 1959.
- [12] Hemanth DIAS, Nigel TANCOCK, Angela CLAYTON, Critical Mass Calculations for ^{241}Am , ^{242}Am and ^{243}Am . The 7th International Conference on Nuclear Criticality Safety, ICNC2003.

Numerical Testing of HENDL1.1/MG Data Library and VisualBUS1.0 Code with Evaluated Critical Safety Benchmark Experiments*

ZHANG Chun-zao^{1,2}, WU Yi-can¹, XU De-zheng¹, ZHENG Shan-liang¹, LI Jing-jing¹

(1 *Institute of Plasma Physics, Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031, China;*

2 *Huainan Normal University, Huainan 232001, Anhui, China*)

Abstract: The evaluated critical safety benchmark experiments including some major elements of fission materials, such as ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu and ^{237}Np , ^{241}Am , ^{244}Cm , were simulated using the home-developed one-dimensional transportation/burnup/optimization code system VisualBUS1.0 and HENDL1.1/MG, a multi-group working library of fusion-fission Hybrid Evaluated Nuclear Data Library, by FDS team. By the comparison with the measured results and the calculated values given in the International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, HENDL1.1/MG data library and VisualBUS1.0 code are validated and qualified to be reliable.

Key words: critical benchmark experiment; HENDL1.1 nuclear data library; VisualBUS1.0 code

* **Foundation item:** Knowledge Innovation Project of Chinese Academy of Sciences