

文章编号: 1007-4627(2017)03-0691-08

新一代堆芯多群常数数据库制作系统的研制

温丽丽, 吴海成[†], 刘萍, 吴小飞, 张崇

(中国原子能科学研究院, 中国核数据中心, 北京 102413)

摘要: 随着新一代组件计算程序计算精度要求的不断提高, 组件计算程序对配套多群常数数据库提出了更高的要求, 例如: 要求能群结构更加精细、共振参数更加多样、燃耗数据更加精确等。为满足新一代组件计算程序的这一系列需求研发了一套制作多群常数数据库的系统 NPLC-3。NPLC-3 系统以 NJOY 程序为中心包含了输入参数库、驱动程序、主库制作程序、并群、并库、删除、添加、进制转换、数据自动检验等功能模块, 针对各功能模块采用不同方法初步验证了系统的正确性。相对传统的数据制作方法, NPLC-3 系统在燃耗链设计、燃耗数据计算以及共振数据制作等方面增加新的特性, 而且系统采用独立的 I/O 接口、全自动读取参数库并生成输入卡, 相对过去制作数据库的手段有了很大的改进。

关键词: 组件计算程序; 多群常数数据库; 制作系统;

中图分类号: O571.4 **文献标志码:** A **DOI:** 10.11804/NuclPhysRev.34.03.691

1 引言

近年来, 随着国内三代核电技术自主化工作的不断开展与完善, 组件计算程序配套多群常数数据库的自主研发已成为必然趋势。但是, 由于多群常数数据库的制作专业性强, 数据评价工作量大, 且制作方法和组件程序所采用的计算方法紧密相关, 因此, 目前国内很多自主研发的组件计算程序包括 ROBIN^[1]、LAPUTA^[2]、LATC^[3] 等所用的数据库都是直接采用 WIMS 数据库^[4] 或者在 WIMS 数据库的基础上做简单的二次开发工作。然而 WIMS 数据库并不能满足所有自主研发的组件计算程序的需求, 随着新型反应堆的复杂化, 组件计算程序对多群常数数据库的要求越来越高。例如, 要求能群结构更加精细化、共振核素向结构材料和控制毒物材料延伸、共振计算增加子群方法、慢化剂核的各向异性矩更高、燃耗链向更多核素延伸等^[5]。面对这些要求, 很有必要设计并制作新的堆芯多群常数数据库, 然而由于组件计算程序对数据的需求越来越多样化, 数据库的制作过程需要考虑的因素逐渐增多, 单一的数据处理程序已远远达不到数据库的制作要求。不仅如此, 数据制作的前期准备以及后期的检验测试工作都需要采用额外的辅助程序, 此外, 数据库的管理和更新也需要采用更加灵活便捷的方式以满足不同的计算问题需求。基于此, 本研究将针对新一代反应堆堆芯多群常数数据库的制作采用 FORTRAN 计算机语言^[6] 开发一套群常数制作系

统 NPLC-3, 并针对 NPLC-3 系统的各项功能重点研究其中采用的新方法, 例如裂变产物燃耗链设计、有效裂变产额和活化分支比的计算方法、共振能区子群参数的计算、独立 I/O 接口设计等, 最后通过各种软件测试方法验证 NPLC-3 系统的可靠性。

2 NPLC-3 系统总体方案

为满足新一代反应堆组件计算的需求, 新设计的多群常数数据库采用主库与工作库配合的形式。主库核素齐全、能群结构精细, 工作库包含实际工作需求的特定核素和能群结构, 这种主库与工作库结合的方式符合国际发展趋势, 在将来使用过程中, 数据制作方只需要不断更新主库, 用户便可以自行对工作库进行更新。基于此, 制定了如图 1 所示的 NPLC-3 群常数处理流程, NPLC-3 系统主要包含七部分:

(1) 燃耗数据处理程序: 从评价核数据库出发结合燃耗链的具体形式计算燃耗数据;

(2) 输入参数库: 汇集了所有核素的有效裂变产额、半衰期、裂变释能等燃耗参数以及其他中子输运参数, 每个核素以特定的标识符区别;

(3) 驱动程序: 从输入参数库读取每个核素的输入参数并生成后续程序的输入卡, 依次调用后续程序处理所有核素的数据;

(4) NJOY 程序^[7]: 从评价核数据库出发, 生成每一

收稿日期: 2016-12-05; 修改日期: 2017-03-06

作者简介: 温丽丽(1990-), 女(壮族), 广西南宁人, 博士研究生, 从事粒子物理与原子核物理研究; E-mail: wenlili401@163.com

[†] 通信作者: 吴海成, E-mail: haicheng@ciae.ac.cn.

核素 GENDF 格式的多群常数;

(5) 主库制作程序: 将NJOY输出的GENDF格式数据转换为主库格式;

(6) 子群参数计算程序: 根据主库信息计算产生每一共振核素的子群参数, 并将计算结果添加到主库中;

(7) 数据库管理程序: 主要功能包括对主库进行检验和实现主库和工作库之间的转换, 对主库的检验分为两部分: 截面自治性和物理合理性检查; 主库和工作库之间的转换又包含以下几个步骤: 挑核并库、并群、删除核素、替换核素、二进制与十进制转换。

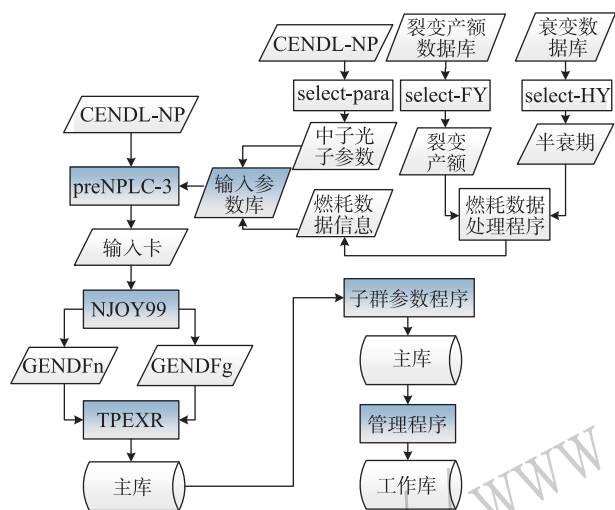


图 1 (在线彩图) NPLC-3 系统处理流程

3 NPLC-3 系统的新特性

相比于传统的组件计算程序 WIMS-D^[8] 或 TPFAP^[9] 等, NPLC-3 系统面向的组件计算程序在共振计算、主输运计算、泄漏修正以及燃耗计算方面都采用了更加精确且几何适应性更强的方法, 例如, 共振计算在等价理论的基础上添加了子群方法, 燃耗计算考虑的步长缩短为原先的三分之一。由于 NPLC-3 系统所采用的方法与组件计算方法息息相关, 因此 NPLC-3 系统的研发过程根据缩短后的燃耗步长及其他因素重新设计了裂变产物燃耗链, 并且将子群参数的制作考虑在内。除此之外, 为方便数据库管理程序后续更新维护以及应对数据格式将来可能的变化, 开发了独立的 I/O 接口。

3.1 I/O 接口

作为 NPLC-3 系统组成成分的主库制作程序、子群参数计算程序以及数据库管理程序都涉及了主库(工作库)数据的输入与输出, 尤其是数据库管理程序中的每一环节, 如挑核并库、并群、核素删除、替换、进制转

换无一例外地都需要对特定(主库或者工作库)格式的数据进行读写操作。以 NJOY 和 AMPX^[10] 为例, 以往数据处理程序的做法都是将大量的数据读写语句分散地耦合在程序中间, 导致程序结构比较繁杂, 而且数据格式的改变会对程序造成很大的影响。基于此, NPLC-3 系统设计了专门的 I/O 接口用于读写主库以及工作库数据。

NPLC-3 系统的 I/O 接口在构架设计上采用面向对象的方式, 表 1 列出的是 I/O 接口提供的接口及其功能。采用这样独立的 I/O 接口, NPLC-3 系统实现了计算功能与数据输入输出功能的相互独立, 系统中很多程序得以摆脱复杂的数据格式, 未来数据格式即使发生改变, 只需要修改 I/O 接口, 对其他程序的影响很小, 这在很大程度上提高了 NPLC-3 系统的可维护性和可扩展性。此外, I/O 接口作为基础工具库, 在数据可视化和格式检查方面也能得到应用。

表 1 接口与功能

接口	功能
subroutine reawri_tplex_file (finout, io, tplex, fn)	将数据写入 TPEX 格式文件(io=1)或从 TPEX 格式文件读取数据(io=2)
subroutine del_tplex(tpex)	释放内存空间
subroutine moder (fin, fout)	十进制与二进制转换

3.2 燃耗数据处理

不同的组件计算程序具有不同的燃耗链, 燃耗链决定了程序的计算精度和问题的处理能力, 而决定燃耗链长度的关键因素之一是反应堆的运行模式和燃耗步长。NPLC-3 系统面向的新一代反应堆具有较大的卸料燃耗, 由于燃耗深度加深且燃耗步变短, 需要考虑的裂变产物更多, 并且不能只简单考虑链上每个稳定核素的累计产额, 因此需要重新设计裂变产物链并根据核素在链中的位置给出有效裂变产额。为此, 在 NPLC-3 系统研发的前期工作中建立了一套定量裂变产物燃耗链压缩方法, 并利用该方法确定了适用于新一代反应堆燃耗计算的裂变产物链, 基于该裂变产物链研发的燃耗数据程序则用于计算有效裂变产额、裂变释能以及活化分支比等燃耗数据。表 2 列出的是本工作设计的裂变产物链与其他主流组件计算程序 CASMO5^[11]、APOLLO2^[12]、WIMS-D、HELIOS1.7^[13] 和 SONG^[14,15] 采用的裂变产物链的对比情况。由于裂变产物链的设计考虑的因素较多, 为了获得更精确的燃耗数据, 燃耗数据处理程序在计算有效裂变产额和活化分支比方面采用了一些特殊的方法。

表 2 裂变产物链对比情况

程序	核素总数	裂变产物链核素数目	程序	核素总数	裂变产物链核素数目
CASMO5	568	259	HELIOS1.7	285	138
APOLLO2	427	127	SONG	310	122
WIMS-D	173	77	本工作	501	253

3.2.1 有效裂变产额

有效裂变产额的计算仅针对裂变产物链上的目标核素，对特定的目标核素，其有效裂变产额的计算分为两步。

(1) 计算所有裂变产物核素的裂变率平均有效产额，计算公式为

$$Y_f = \frac{\int Y(E)\sigma_f(E)\varphi(E)dE}{\int \sigma_f(E)\varphi(E)dE}, \quad (1)$$

式中： $\sigma_f(E)$ 是经过共振重造和温度展宽之后的裂变截面； $Y(E)$ 是对评价数据库的累积产额或独立产额进行线性插值后的结果； $\varphi(E)$ 是反应堆中子谱。

第一步的计算涉及 32 个裂变核素的所有裂变产物核素的累计产额和独立产额。

(2) 计算目标核素的等效裂变产额。首先根据目标

核素在燃料链中的位置确定其等效产额的计算公式，由于裂变产物链的设计是在全核素链的基础上进行压缩优化并最终确定目标核素，因此，目标核素的等效产额需要考虑全核素链上的其他核素。以图 2 所示的 $A = 75$ 质量链为例，全核素链包含 11 个核素，经压缩优化最终确定了两个目标核素 ^{75}Ge 和 ^{75}As 。根据两个核素在全核素链中的位置，其等效裂变产额计算公式如下：

$$Y_{\text{eff}}(^{75}\text{Ge}) = Y_c(^{75}\text{Ge}), \quad (2)$$

$$Y_{\text{eff}}(^{75}\text{As}) = Y_i(^{75}\text{As}) + 0.03 * Y_c(^{75m}\text{Ge}) + Y_c(^{75}\text{Se}). \quad (3)$$

式中的 Y_c 表示累积产额， Y_i 表示独立产额，这些产额数据来源于步骤 (1) 计算产生的每个核素的裂变率平均有效产额。这样的等效关系既确保了每一目标核素产额值的精确性，同时也保证了裂变产物链上所有目标核素的裂变产额总和为 2.0。

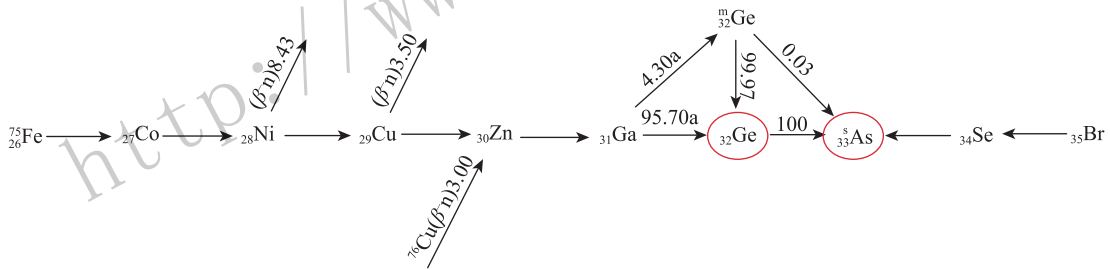


图 2 $A = 75$ 质量链

3.2.2 活化分支比

反应堆运行期间，燃料核素通过中子反应或者衰变反应生成其他燃料核素，燃料核素之间的这种父代与子代的转换关系构成了燃料链，因此，燃料核素的中子反应(即活化反应)或者衰变反应分支比是燃料计算必不可少的输入参数。衰变分支比可直接从评价数据库^[16]读取，活化分支比对于大部分燃料核素而言都可近似为 1.0，然而由于设计的燃料链考虑的细节因素比较多，存在 24 个燃料核素的活化分支比需要通过如下方法计算。

已知核素 A 通过反应 x 生成核素 B 的基态和同质异能态。反应 x 的总截面 σ_x 和同位素产生截面 σ_{xi} 满足如下关系

$$\sigma_x = \sum_i \sigma_{xi}, \quad (4)$$

总反应率和同质异能态 B_i 的反应率分别表示为

$$R = N\varphi\sigma_x, R_i = N\varphi\sigma_{xi}, \quad (5)$$

则生成同质异能态核素 B_i 的分支比 b_i 可表示为

$$b_i = \frac{N\sigma_{xi}\varphi}{N\sigma_x\varphi} = \frac{\int_E \sigma_{xi}(E)\varphi(E)dE}{\int_E \sigma_x(E)\varphi(E)dE} = \frac{\sum_g \sigma_{xi,g}}{\sum_g \sigma_{x,g}}. \quad (6)$$

采用上述方法计算的活化分支比计入了中子谱的影响，在群常数加工制作时可采用与实际装置接近的、消除了共振自屏效应的平滑中子能谱。

3.3 子群参数

子群方法是对某个共振能群按照截面的重要性进行细分,属于同一截面区间的中子归为一个子群^[17]共振能群的总截面属于某个截面区间的概率称为子群概率,子群截面与子群概率一一对应,统称为子群参数。

无限均匀介质中,共振核素的群平均截面和共振积分与子群参数存在如下计算关系:

$$\sigma_{t,l}^g = \frac{\sum_{B=1}^n \frac{\sigma_{t,B}^g P_B^g}{\sigma_{t,B}^g + \sigma_{0,l}}}{\sum_{B=1}^n \frac{1}{\sigma_{t,B}^g + \sigma_{0,l}} P_B^g}, \quad (7)$$

$$I_{t,l}^g = \sum_{B=1}^n \frac{P_B^g}{(\sigma_{t,B}^g)^{-1} + (\sigma_{0,l})^{-1}}. \quad (8)$$

式中:上标 g 表示共振能群号;下标 B 表示子群号; $\sigma_{t,B}^g$ 和 P_B^g 分别表示 g 能群、 B 子群的子群截面和子群概率; n 表示子群总数;下标 l 表示本底截面序号; $\sigma_{0,l}$ 是第 l 个本底截面; $I_{t,l}^g$ 是与第 l 个本底截面对应的共振积分; $\sigma_{t,l}^g$ 是与第 l 个本底截面对应的群平均截面。基于主库提供的共振积分表(包含若干本底截面、温度以及共振积分),NPLC-3 系统采用迭代拟合方法获得子群截面和子群概率。

4 NPLC-3 系统的测试

4.1 初步测试

(1) I/O 接口

I/O 接口的测试从两方面展开,一方面是数据覆盖率检查,另一方面是数据读写正确性的测试。测试分别以主库和工作库数据为输入,验证了 I/O 接口的完整性,并在进制转换功能上确认了程序的正确性。

(2) 主库制作程序

为了验证主库制作程序的可靠性,主要采用 AMPX 数据作为参考,验证主库中各类数据的正确性。为确保数据来源一致,验证过程从 CENDL-NP 库^[18]选取相同数据来源,分别利用 NPLC-2^[19]和 NPLC-3 系统的相应程序制作了中子能群为 394 群和光子能群为 48 群的 AMPX 格式以及 TPEX 格式主库,然后分别对比两个数据库中的同类数据。图 3 至图 6 是以 U^{235} 为例的部分同类数据的对比情况。

图 3 显示,高能区的中子散射截面存在差异,经分析发现,引起差异的原因为 AMPX 数据库中的吸收截面未经 (N,2N) 和 (N,3N) 修正,而 NPLC-3 进行了如下修正:

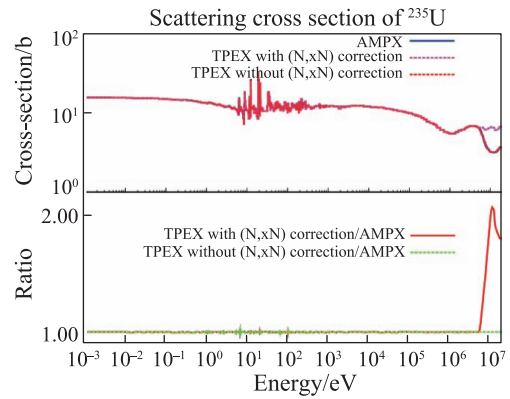


图 3 (在线彩图) 中子散射截面

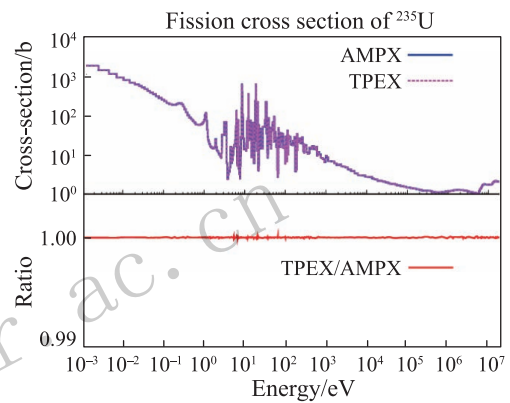


图 4 (在线彩图) 中子裂变截面

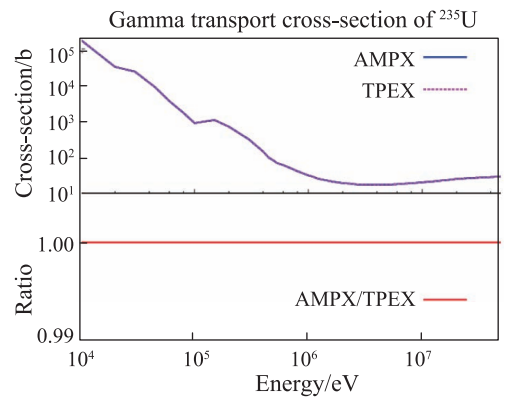


图 5 (在线彩图) 光子运输截面

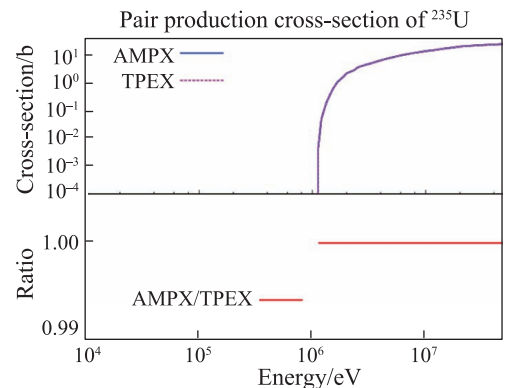


图 6 (在线彩图) 电子对产生截面

$$\sigma'_{a,g} \rightarrow \sigma_{a,g} = \sigma'_{a,g} - \sigma_{(n,2n),g} - 2\sigma_{(n,3n),g} \quad (9)$$

经对比发现散射截面、散射矩阵同样存在类似的差异，去除 (N, 2N) 和 (N, 3N) 修正后，两者符合一致。图 4 显示中子裂变截面符合一致；图 5 和图 6 显示，两者的光子输运截面 (输运截面表示光电效应截面、正负

电子对产生截面以及康普顿散射截面的总和) 和光子的电子对产生截面都符合良好。

如表 3 所列，测试对比了 18 类数据，测试结果表明，制作系统计算的数据与 AMPX 数据或者 HELIOS 数据最大相对误差为 10^{-5} 左右，计算的数据可靠。

表 3 数据对比情况

对比项	误差(对比程序)	对比项	误差(对比程序)	对比项	误差(对比程序)
(n,2n)截面	10^{-6} (AMPX)	P0散射	10^{-5} (AMPX)	共振吸收	计算方法不同
(n,3n)截面	10^{-6} (AMPX)	P1散射	10^{-5} (AMPX)	共振裂变	计算方法不同
裂变截面	10^{-5} (AMPX)	P2散射	10^{-5} (AMPX)	光子输运截面	10^{-5} (AMPX)
吸收截面	10^{-6} (AMPX)	P3散射	10^{-5} (AMPX)	电子对产生截面	10^{-5} (AMPX)
散射截面	10^{-6} (AMPX)	P4散射	10^{-5} (AMPX)	光子产生矩阵	10^{-5} (AMPX)
裂变谱	10^{-5} (HELIOS) 10^{-6} (WIMS-D)	P5散射	10^{-5} (AMPX)	光子吸收截面	10^{-5} (AMPX)

(3) 数据库管理程序

采用主库制作程序生成的 19 个核素的 TPEX 数据作为输入样本，分别验证了数据库管理程序的并库功能、挑核功能、删除目标核素数据功能以及修改目标核素数据的功能。以并群功能的测试为例，如图 7 所示，采用主库制作程序分别制作 394 群和 190 群数据库，接着对 394 群数据进行并群处理生成 190 群数据，最后采用 UltraEdit 编辑器的“比较文件”功能将两套 190 群数据进行对比。对比显示，并群处理得到的 190 群数据与由主库制作程序直接生成的 190 群数据保持一致。



图 7 (在线彩图) 并群功能测试流程

挑核并库功能与删除功能的测试流程分别如图 8 和图 9 所示。

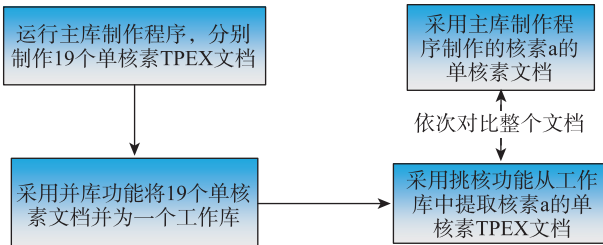


图 8 (在线彩图) 挑核并库功能测试流程

4.2 基准检验

为了进一步验证 NPLC-3 系统的可靠性，采用 HELIOS 程序对 NPLC-3 系统制作的测试库进行基准检验。基于 HELIOS 程序的几何计算能力，从国际核临界安全手册 ICSBEP 选取了 6 个快谱基准实验和 19 个

热谱基准实验，快谱实验可检验裂变谱、裂变截面、裂变产额及平滑截面等数据的计算方法，热谱实验可检验共振数据、热散射截面等数据的计算方法。装置的基本情况如表 4 和表 5 所列。基于 HELIOS 程序的计算能力，部分基准装置需要通过 MCNP 的模拟结果反推出无限增殖系数的实验值，再与 HELIOS 的计算结果进行比较。

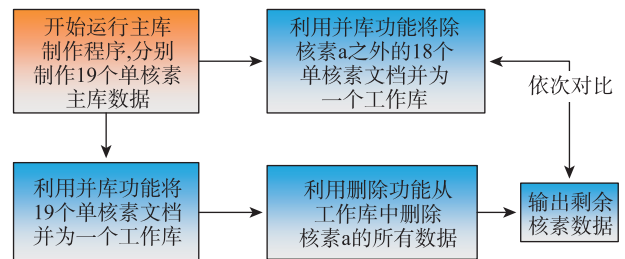


图 9 (在线彩图) 删除功能测试流程

快谱装置计算结果如图 10 所示，采用 HELIOS 程序自带 45 群数据库 (HELIOS-45) 计算得到的 K_{inf} 与实验值的平均偏差为 0.002，采用本测试库 CENP-MB 计算得到的 K_{inf} 与实验值的平均偏差为 0.0007，采用 MCNP 模拟 (CENACE-1.2) 得到的 K_{inf} 与实验值的平均偏差为 0.000 43。HCl4.1 装置的三个计算结果非常接近且与实验值偏差很大，这与该装置的主要受检核素 ^{238}U 在共振能区的敏感性相关。

热谱装置 ORNL 系列高浓铀硝酸铀酰溶液装置的计算结果如图 11 所示，采用 HELIOS-45 群数据库计算的 K_{inf} 与实验值平均偏差为 0.0037，采用测试库 CENP-MB 计算的 K_{inf} 与实验值平均偏差为 0.0024，MCNP 计算结果与实验值平均偏差为 0.005 5。采用测试库 CENP-MB 计算的 K_{inf} 随能谱

表 4 快谱基准实验

Identification	Fuel	Reflector	Discreption	EALF/MeV	k_{∞}
Godiva	HEU	NONE	无反射层高浓铀金属裸球, 半径8.7407 cm, $\omega(^{235}\text{U})$ 为93.71%。	0.881	2.260 07
HCI4.1	HEU	NONE	超热中子谱中的小样品 k_{∞} 实验	0.000 132	1
Jezebel	PU	NONE	无反射层高富集度钚金属裸球(6.3849 cm, $\omega(^{240}\text{Pu})$ 为4.5%)	1.33	2.951 21
Jezebel-Pu	PU	NONE	无反射层高富集度钚金属裸球(6.6595 cm, $\omega(^{240}\text{Pu})$ 为20.1%)。	1.33	2.905 61
PCI1.1	PU	NONE	超热中子谱中的小样品 k_{∞} 实验	0.000 319	1
Jezebel-233	U233	NONE	无反射层高富集度 ^{233}U 裸球(5.983 8 cm)	1.12	2.570 59

表 5 热谱基准实验

Identification	ALIAS	Fuel	Reflector	Discreption	EALF/eV
HST13.1	ORNL-1	HEU	NONE	无反射层高富集度硝酸铀酰球($\omega(^{235}\text{U})$ 为93.2%), 部分实验含硼酸。H/ ^{235}U 比介于972 ~1378. 铝球壳直径约69.2 cm。	0.0327
HST13.2	ORNL-2	HEU	NONE		0.0341
HST13.3	ORNL-3	HEU	NONE		0.0355
HST13.4	ORNL-4	HEU	NONE		0.0362
HST32	ORNL-10	HEU	NONE	无反射层高富集度硝酸铀酰球($\omega(^{235}\text{U})$ 为93.2%), H/ ^{235}U 比为1835. 铝球壳直径约122 cm。	0.0313
TRX-1	TRX-1	LEU	LW	轻水慢化低富集度(1.3%)金属铀燃料六角形均匀栅格, 栅距分别为1.806和2.174 cm	0.278
TRX-2	TRX-2	LEU	LW		0.21
MIT-1	MIT-1	LEU	HW	重水慢化低富集度金属铀六角形组件。	
MIT-2	MIT-2	LEU	HW		
MIT-3	MIT-3	LEU	HW		
BAPL-1	BAPL-1	LEU	LW	轻水慢化低富集度氧化铀燃料六角形均匀栅格, 栅距分别为1.5578, 1.6523, 1.8057 cm	
BAPL-2	BAPL-2	LEU	LW		
BAPL-3	BAPL-3	LEU	LW		
PST9.3A		Pu	NONE	无反射层硝酸钚水溶液(60.964 cm)	0.00409
PST11.5	PNL-5	Pu	NONE	无反射层硝酸钚水溶液($\omega(^{240}\text{Pu})$ 为4.17%~4.20%), 不锈钢球壳直径分别为 40.6 和 45.7 cm。	0.0745
PST11.6	PNL-3	Pu	NONE		0.0517
PST11.11	PNL-4	Pu	NONE		0.0584
PST21.7	PNL-1	Pu	NONE	无反射层硝酸钚水溶液($\omega(^{240}\text{Pu})$ 为4.57%), 不锈钢球壳直径为 19.5 cm。	0.061
PST21.8	PNL-2	Pu	NONE		0.324

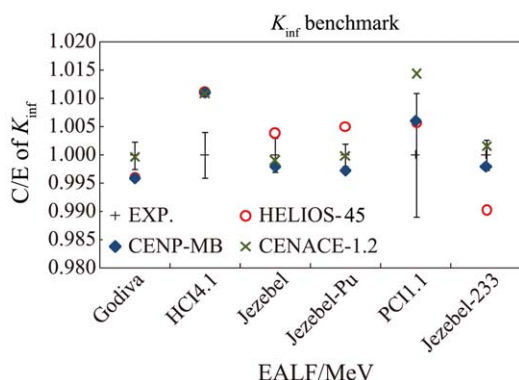


图 10 (在线彩图) 快谱装置基准检验结果

指标 EALF 的变化缓慢平坦, 所有计算值均在实验值误差范围内。

图 12 是 PST 系列硝酸钚溶液装置的 K_{inf} 计算结果, 其中, 采用 HELIOS-45 群多群常数库计算的 K_{inf}

与实验值平均偏差为 0.0014, 采用测试库 CENP-MB 计算的 K_{inf} 与实验值平均偏差为 0.0003, MCNP 计算结果与实验值的平均偏差为 0.0002。图 12 显示, 测试库 CENP-MB 的所有计算结果均在实验值误差范围内。

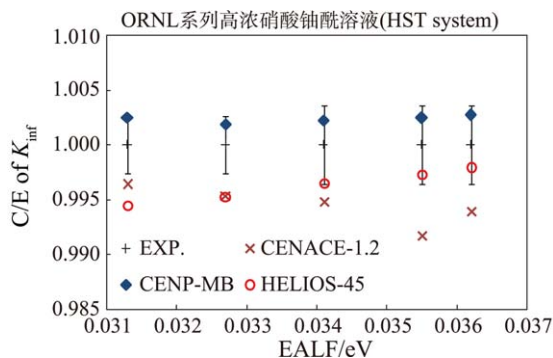


图 11 (在线彩图) ORNL 系列高浓铀硝酸铀酰溶液装置基准检验结果

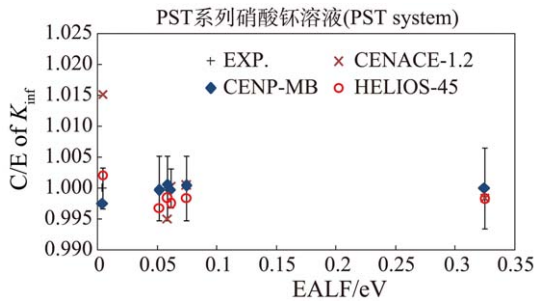


图12 PST系列硝酸钚溶液装置基准检验结果

图13列出的是CSEWG低富集度栅格组件基准检验计算结果,采用HELIOS-45群多群常数数据库计算的 k_{eff} 值与实验值的平均偏差是0.0017,采用测试库CENP-MB计算的 k_{eff} 值与实验值的平均偏差是0.0022,与实验值偏差在可接受范围内。

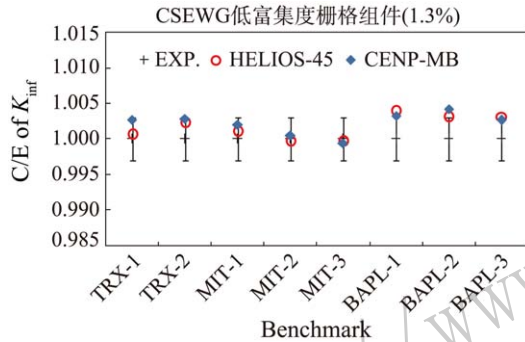


图13 (在线彩图) CSEWG低富集度栅格组件基准检验结果

5 总结

针对新一代堆芯多群常数数据库的需求研发了制作系统NPLC-3,该系统不仅具备基本的数据库制作与管理功能,而且在程序架构上采用了灵活方便的设计,在程序设计和数据计算方法上都满足了新一代堆芯多群常数数据库的需求,经验证,NPLC-3系统计算的各类数据与国际同类程序的计算结果一致,NPLC-3系统制作的测试库经临界基准检验,得到很好的结果。

参考文献:

- [1] ZHANG Shaohong, CHEN Guohua. Development of Lattice Code for Pressure Water Reactor[R]. Yinchuan: CORPHY2012, 2012. (in Chinese)
(张少泓, 陈国华. 压水堆组件计算软件ROBIN的研制[R]. 银川: 第十四届反应堆数值计算和粒子输运学术会议暨2012年反应堆物理会议, 2012.)
- [2] DING She, LIU Zhihong, ZHAO Jing. Annals of Nuclear Energy, 2015, **2015**(75): 303.
- [3] LIU Zhiyan. Study of Data Library for The Lattice Code COSINE.LATC[R]. 2012, Hangzhou: Research and Application of Nuclear Data Integral Constants Library. (in Chinese)
(刘志彦. COSINE.LATC组件程序数据库研究[R], 2012, 杭州: 2012年核数据宏观参数研究与应用会议.)
- [4] ALDAMA D L, LESZCZYNSKI F, TRKOV A. WIMS-D Library Update[R]. 2003, Vienna: International Atomic Energy Agency.
- [5] YAO Dong. Comparison Analysis of Multi-group Constant Library in the Design of Reactor[R]. 2012, Chengdu: Nuclear Power Institute of China. (in Chinese).
(姚栋. 反应堆设计用多群核数据库的比较分析[R]. 2012, 成都: 中国核动力研究设计院.)
- [6] PENG Guolun. Fortran95 Program Design[M]. Beijing: China Electric Power Press, 2002: 25. (in Chinese)
(彭国伦. Fortran95程序设计[M]. 北京: 中国电力出版社, 2002: 25.)
- [7] MACFARLANE E R, KAHLER C A, MUIR W D, *et al.* The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 2012[R]. 2012, USA: Los Alamos National Security.
- [8] ASKEW J R. Journal of British Nuclear Energy Society, 1966, **21**(13): 201.
- [9] ZHANG Zongyao, LI Datu, YAO Dong, *et al.* Nuclear Power Engineering, 1993, **14**(2): 117. (in Chinese)
(章宗耀, 李大图, 姚栋, 等. 核动力工程, 1993, **14**(2): 117.)
- [10] DUNN M E, GREENE N M. AMPX-2000: A Cross-Section Processing System for Generating Nuclear Data for Criticality Safety Applications[R]. 2002, USA: Oak Ridge National Laboratory.
- [11] RHODES J D, GHEORGHIU N, SMITH K S, *et al.* CASMO5 A Fuel Assembly Burnup Program User's Manual[R]. 2011, USA: Studsvik Scandpower, Inc.
- [12] SANCHEZ R, ZMIJAREVIC I, COSTE-DELCLAUX M, *et al.* Nuclear Engineering and Technology, 2010, **42**(5): 474.
- [13] CASAL J J, STAMM'LER J J R, VIIARINO E, *et al.* HELIOS Methods[R]. 2001, USA: Studsvik Scandpower.
- [14] SI Shengyi, CHEN Qichang, ZHAO Jinkun, *et al.* Nuclear Power Engineering, 2014, **35**(S2): 112. (in Chinese)
(司胜义, 陈其昌, 赵金坤, 等. 核动力工程, 2014, **35**(增刊2): 112.)
- [15] BEI Hua, ZHAO Jinkun, CHEN Qichang, *et al.* SONG—Design and Generation of Multi-group Constant Library[R]. 2014, Chengdu: CORPHY2014. (in Chinese)
(卑华, 赵金坤, 陈其昌, 等. SONG-多群数据库的设计及制作[R]. 2014, 成都: 第15届反应堆数值计算与粒子输运学术会议暨2014年反应堆物理会议.)
- [16] HERMAN M, TRKOV A. ENDF-6 Format Manual Data format and procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF/B-VI and ENDF/B-VII[R]. 2009, New York: Brookhaven National Laboratory.
- [17] HUANG Shien, WANG Kan, YAO Dong. Atomic Energy Science and Technology, 2010, **44**(10): 1201. (in Chinese)
(黄世恩, 王侃, 姚栋. 原子能科学技术, 2010, **44**(10): 1201.)
- [18] WU Haicheng, QIN Yingcan, ZHANG Huanyu, *et al.* Vali-

dition with CENDL-NP Thermal Criticality Benchmark[J]. Nuclear Power Engineering, 2014, **35**(增刊2): 176. (in Chinese)
(吴海成, 覃英参, 张环宇, 等. 核动力工程, 2014, **35**(增刊2): 176.)

[19] LIU Ping. Introduction of the Macro-nuclear Data Work in China Nuclear Data Center[R]. 2012, Beijing: China Nuclear Data Center. (in Chinese)
(刘萍. 中国核数据中心宏观核数据工作介绍[R]. 2012, 北京: 中国核数据中心.)

Development of Group-Constants Production System for the New Generation of Reactors

WEN Lili, WU Haicheng[†], LIU Ping, WU Xiaofei, ZHANG Chong

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

Abstract: With the unceasing enhancement of the calculation accuracy requirement on the new generation of lattice code, higher requirements on multi-group constants library were put forward. For example, fine energy group structures are required, more types of data are need for the resonance processing, more accuracy burn-up data is required. To meet this series of demand, a multi-group constants production system NPLC-3 was developed. The NPLC-3 system which mainly based on the NJOY program contains an input parameter database and a series of functional codes such as driver code, main library production code, energy group collapsing code, work library production code and so on. Recently, different methods were adopted to validate these codes respectively according to their functions. Compared to the traditional methods in multi-group constants production, NPLC-3 system adopts several new methods in the design of burn up chain, calculation of burn up data and resonance parameters. What's more, the NPLC-3 system has an independent I/O interface, and can fully automatic generate input cards from the input parameters database. Relative to the past means of production library, NPLC-3 system has great improvement.

Key words: lattice code; multi-group constants library; production system

Received date: 5 Dec. 2016; **Revised date:** 6 Mar. 2017

[†] **Corresponding author:** WU Haicheng, E-mai: haicheng@ciae.ac.cn.