

文章编号: 0258-0926(2014)S2-0098-04; doi: 10. 13832/j. jnpe. 2014. S2. 0098

# 燃料组件程序 ROBIN-1.7 的验证和确认

陈国华, 黄 勇, 蒋校丰, 王 涛, 张少泓

上海核星核电科技有限公司, 上海, 200235

**摘要:** 利用国际公开基准题开展 ROBIN-1.7 燃料组件计算程序的共振计算、输运计算、燃耗计算等模块的验证工作。分别利用临界基准问题、蒙特卡罗程序、OECD NEA 燃耗基准问题及其他输运-燃耗基准问题等对 ROBIN-1.7 程序进行确认。验证及确认结果表明, ROBIN-1.7 程序的共振计算、输运计算、燃耗计算等模块及集成计算结果是正确的; ROBIN-1.7 程序对各问题主要物理参数(如反应性、棒功率分布以及同位素浓度)的计算精度达到了国际同类商业程序的水平, 满足在压水堆中工程应用的要求。

**关键词:** ROBIN-1.7; 组件程序; 程序验证; 程序确认

**中图分类号:** TL334 **文献标志码:** A

## Verification and Validation of Lattice Code ROBIN-1.7

Chen Guohua, Huang Yong, Jiang Xiaofeng, Wang Tao, Zhang Shaohong

Shanghai Nustar Nuclear Power Technology Co., Ltd., Shanghai, 200235, China

**Abstract:** Verification and validation of lattice code ROBIN-1.7 is performed by using international public benchmark problems, which include critical experiments data, depletion benchmark problems of OECD NEA and other neutron transport-depletion calculations with MCNP code. The result (reactivity, pin power distribution, isotope concentration) shows that independent modules of ROBIN-1.7 such as resonance treatment module, neutron transport module and depletion module are developed and integrated correctly. It is also demonstrated that ROBIN-1.7 has reached the industry level for PWR application.

**Key words:** ROBIN-1.7, Lattice code, Code verification, Code validation

## 0 引 言

ORIENT 是上海核星核电科技有限公司(NUSTAR)与中核核电运行管理有限公司(CNNO)联合开发的拥有完整自主知识产权的核电厂反应堆堆芯物理分析与燃料管理软件系统。ROBIN-1.7 是 ORIENT 软件包中的燃料组件计算程序的最新版本。ROBIN-1.7 程序可对压水堆型的单栅元、单组件和多组件问题进行二维输运-燃耗计算, 并编辑产生下游稳态堆芯计算程序所需的核燃料和围板/反射层组件等效均匀化参数、铀钚微观燃耗计算参数、核燃料棒功率重构所需的参数以及中子动力学参数等。

ROBIN-1.7 所配套的多群常数库 RLib-1.0 是在国际原子能机构(IAEA)WLUP 项目<sup>[1]</sup>成果基础上二次开发而成的。在共振计算方面, ROBIN-1.7 程序采用传统等价理论与改进中子流方法<sup>[2]</sup>相结合的方式共振计算, 兼顾了计算效率和计算精度。ROBIN-1.7 程序采用特征线方法(MOC)进行主输运计算, 并采用粗网有限差分、中间并群不并区以及 openMP 并行等技术以提高计算效率。此外, 特征线循环扫描及不同极角方向采用不同幅角数目的空间立体角离散等进一步提高了主输运的计算效率。ROBIN-1.7 程序采用先进的输运-燃耗计算策略, 对普通燃料棒采

收稿日期: 2014-10-06; 修回日期: 2014-12-21

作者简介: 陈国华(1985—), 男, 硕士研究生, 现从事反应堆物理理论与数值方法研究

用线性反应率方法 (LR 方法)<sup>[3]</sup>, 对强吸收体采用对数线性反应率方法 (LLR 方法)<sup>[3]</sup> 进行输运-燃耗计算。

NUSTAR 和 CNNO 参照 GB/T 19001—2008—ISO9001:2008 标准以及美国国家标准机构和美国核学会 (ANSI/ANS) 联合发布的有关核工业用软件开发专业标准, 对 ROBIN-1.7 程序进行了系统的验证与确认。在 ROBIN-1.7 程序的验证方面, 受限于篇幅, 本文仅介绍主输运、共振计算以及燃耗计算等 3 个核心计算模块的集成验证工作。

## 1 ROBIN-1.7 程序的验证

### 1.1 主输运计算模块的验证

在 ORIENT 1.0 软件系统中, ROBIN 主要用于完成“组件-堆芯”两阶段分析方法中第一阶段组件计算所要求的计算任务。

采用 OECD/NEA 发布的 C5G7-MOX 基准问题对主输运计算模块进行验证<sup>[4]</sup>。该基准问题是一个 UO<sub>2</sub>/MOX 燃料混合装载的迷你反应堆问题, 参考解由蒙特卡罗程序 (MCNP) 产生。表 1 给出了反应性和组件功率的结果。

表 1 C5G7 MOX 基准问题计算结果  
Table 1 C5G7 MOX Benchmark Result

C5G7 MOX 基准题	$k_{\text{eff}}$	组件相对功率		
		左上 UO <sub>2</sub>	右上 MOX	右下 UO <sub>2</sub>
参考解	1.18655	1.87	0.80	0.53
ROBIN-1.7	1.18657	1.86	0.80	0.53
偏差	$2 \times 10^{-5}$	-0.12%	0.11%	0.09%

表 1 的验证结果表明: ROBIN-1.7 程序的主输运模块可获得与参考解类似的计算精度 (反应性误差仅为  $2 \times 10^{-5}$ , 燃料棒功率的最大误差为 1.43%, 该处的相对功率非常低, 仅为 0.266%)。

不同的特征线密度、不同的离散角方向选取及平源近似区剖分方案会对计算结果有影响, 但只要这些离散参数的选取基本合理, 计算结果随离散参数不同而变化的幅度不大。

### 1.2 共振计算模块验证

由于没有用于单独验证共振计算精度的基准问题, ROBIN-1.7 程序的共振计算模块采用多普勒温度系数基准题<sup>[5]</sup>进行间接验证。该基准问题为以 UO<sub>2</sub> 为燃料的压水堆栅元, 包含富集度从

0.711% 变化到 3.9% 的 5 个算例, 燃料温度均从 600 K (热态零功率) 变化到 900 K (热态满功率)。参考值由 MCNP 产生。表 2 给出了 ROBIN-1.7 的计算结果及与参考值的比较。

表 2 多普勒温度系数基准题计算结果  
Table 2 Doppler Temperature Coefficient Benchmark Result

富集度/%	参考值/ $10^{-5} \text{K}^{-1}$	ROBIN 计算值/ $10^{-5} \text{K}^{-1}$	偏差/%
0.711	-5.97	-6.08	1.81
1.6	-3.71	-3.76	1.40
2.4	-3.03	-3.08	1.6
3.1	-2.71	-2.76	2.01
3.9	-2.58	-2.63	1.97

### 1.3 燃耗计算模块的验证

ROBIN-1.7 的燃耗计算模块采用阿贡国家实验室的燃耗计算基准问题验证<sup>[6]</sup>。该基准问题包含只考虑铀系核素向前燃耗链和考虑铀系核素回头燃耗链 2 个算例, 参考解由 SRL Runge-Kutta 方法以 1 min 为时间步长计算产生。

ROBIN-1.7 燃耗计算模块分别采用 1 min、1 h 和 6 h 的时间步长对这两个算例进行了计算, 均与参考解完全吻合。这说明 ROBIN-1.7 的燃耗计算模块具有很高的计算精度, 且具有绝对稳定性。

## 2 ROBIN-1.7 程序的确认

### 2.1 基于临界基准问题的确认

测试算例共包含 79 个临界基准问题, 其参考解来自多个临界实验装置上的实验结果<sup>[1,7]</sup>。这些临界基准问题中包含金属铀、UO<sub>2</sub> 和 MOX 3 种燃料类型, 富集度的变化范围为 0.714%~6%, 慢化剂均为 H<sub>2</sub>O。这些临界基准问题覆盖了很大的水-铀比变化范围。

对于这些临界基准问题, 所比较的物理量为给定曲率下的  $k_{\text{eff}}$ 。此外, 还对其中的 16 个临界基准问题的 3 个能谱因子进行了比较。

为系统分析 ROBIN-1.7 程序与临界实验结果的反应性偏差, 以确定 ROBIN-1.7 程序的适用范围, 对所计算的临界实验基准问题按照燃料类型和富集度分成 5 分组: 金属燃料, <sup>235</sup>U 富集度 < 2.0%; 金属燃料, 2.0% < <sup>235</sup>U 富集度 < 4.0%; UO<sub>2</sub> 燃料, 2.0% < <sup>235</sup>U 富集度 < 4.0%; UO<sub>2</sub> 燃料, 4.0% < <sup>235</sup>U 富集度 < 6.0%; MOX 燃料, 易裂变核富集度 > 2.0%; 5 组的冷却剂均为 H<sub>2</sub>O。

得出的主要结论如下: ROBIN-1.7 程序计算绝大部分临界基准问题  $k_{\text{eff}}$  的误差并不大, 且没有呈现出与燃料类型、富集度、水铀比的依赖关系。对个别临界基准问题的  $k_{\text{eff}}$  计算误差较大, 可达到  $1000 \times 10^{-5}$  以上。对这些临界基准问题, 额外利用 MCNP/4C 进行了计算, 所得结果和 ROBIN-1.7 的偏差只有  $200 \times 10^{-5} \sim 300 \times 10^{-5}$ 。因此可认为, 个别临界基准问题误差大的原因可能与实验测量的精度和不确定性有关。

针对 16 个基准问题所进行的 3 个能谱因子的比较结果令人满意。

## 2.2 基于 MCNP 的确认

MCNP 是国际上公认的输运计算基准程序, 按照 ANSI/ANS 的相关标准和 MCNP 计算结果的比较, 可被认为是 ROBIN-1.7 程序的确认。

分别利用 MCNP 和 ROBIN-1.7 程序对多种压水堆燃料组件进行了无限增殖因子 ( $k_{\infty}$ ) 和棒功率分布的计算。在所计算的燃料组件中, 富集度的变化范围为 1.8%~4.45%, 并包含 PYREX、WABA、 $\text{Gd}_2\text{O}_3$  和 IFBA 等各种类型的可燃毒物。

计算结果比较表明, 在反应性方面, 除富集度为 1.8% 的燃料组件外, 其余燃料组件的偏差都在  $300 \times 10^{-5}$  之内; 在棒功率分布方面, 对不含钐可燃毒物棒的燃料组件, 最大相对偏差约 1%。对于含钐可燃毒物棒的燃料组件, 由于低估钐同位素的俘获产能, 可导致含钐可燃毒物棒功率存在约 10% 的相对偏差。但由于这些毒物棒的功率本身非常低 (0.3 左右), 因此, 其棒功率的绝对偏差并不大, 不会对 ROBIN-1.7 程序的工程应用造成影响。如果比较含钐燃料组件的裂变率分布, 则最大相对偏差也降为 1%。

## 2.3 基于其他同类程序的确认

日本原子能机构 (JAEA) 为研究目前一代核燃料组件计算程序对以高燃耗、高富集度、强非均匀性为特征的轻水堆下一代燃料组件开展分析的适用性, 发布了一系列输运-燃耗基准问题<sup>[8]</sup>。ROBIN-1.7 程序对 JAEA 所定义的  $\text{UO}_2$  栅元、MOX 栅元、含钐可燃毒物  $\text{UO}_2$  燃料组件和 MOX 燃料组件这 4 个问题进行了计算, 并对 McCard 程序所计算的不含可燃毒物  $\text{UO}_2$  燃料组件问题进行了计算, 并将结果与文献给出的其他国际知名程序 (包括多个商业应用的组件计算程

序) 的计算结果进行了比较, 比较的参数主要包括  $k_{\infty}$  和燃料棒裂变率分布, 其中与 McCard 程序的结果比较还包括同位素成分随燃耗的变化等。

主要结果为: 对于  $\text{UO}_2$  燃料栅元, 参与基准问题计算的各程序之间  $k_{\infty}$  的偏差不太, ROBIN-1.7 程序和其他所有程序的平均值吻合良好。对于 MOX 燃料栅元, 参与基准问题计算的各程序之间  $k_{\infty}$  的偏差非常大, ROBIN-1.7 程序的结果大致处在各程序的中间位置。对于含钐  $\text{UO}_2$  燃料组件, 由于 ROBIN-1.7 程序对钐燃料棒采用了先进的反应率对数线性的输运-燃耗计算策略, 其计算结果要比其他程序更加可靠。

在整个 0~70  $\text{GW} \cdot \text{d}/\text{t}(\text{U})$  的组件燃耗范围内, 无论是在钐棒位置还是在普通燃料棒位置, ROBIN 程序计算结果都和 CASMO4 结果吻合。ROBIN 程序计算结果和连续能量蒙卡燃耗计算程序 (MVP-BURN) 结果则除了在钐棒位置偏差略大外 (在燃耗初期偏差 > 3%), 其余燃料棒的结果整体符合良好。

对于 MOX 燃料组件, 参与基准问题计算的各程序所计算的  $k_{\infty}$  偏差非常大, ROBIN-1.7 程序处在所有程序计算结果的中间。

对 ROBIN-1.7 程序和 McCARD 程序在 0~70  $\text{GW} \cdot \text{d}/\text{t}(\text{U})$  的燃耗范围内所给出的主要同位素成分进行了比较 (只有 McCARD 程序给出了同位素成分随燃耗的变化): 对于  $^{235}\text{U}$  和  $^{238}\text{U}$  这两个重要核素, 两个程序的计算结果非常吻合; 对于  $^{239}\text{Pu}$ , 在整个燃耗期间, ROBIN-1.7 程序的计算值比 McCARD 的高 1%~3%; 对于  $^{241}\text{Pu}$ , ROBIN-1.7 程序的计算值比 McCARD 低约 1%。

ROBIN-1.7 程序所给出的  $^{155}\text{Gd}$  的燃耗速度比 McCARD 的快一些, 这与 ROBIN-1.7 程序中采用先进的输运-燃耗计算策略有关。

## 2.4 基于 OECD NEA 燃耗基准问题的确认

基于 OECD NEA 的 3 个燃耗基准问题, 对 ROBIN-1.7 程序同位素浓度计算精度进行确认。

第 1 个燃耗基准问题来自日本 Kansai 电力公司属下的 Takahama-3 机组中的燃料组件。该组件经过堆内 3 个燃料循环辐照后对其中一根燃料棒的成分进行解体后分析, 得到各种同位素浓度的实验测量值。OECD NEA 在发布该基准问题时, 给出了燃料栅元和燃料组件 2 种计算模型下的 2

个算例。该基准问题虽然有实验测量值，但考虑到计算时的辐照历史和实际辐照历史不完全相同，因此以所有参与该基准问题计算的程序的平均值作为参考解。

第2个燃耗基准问题是 OECD NEA 发布的轻水堆燃耗信任制临界基准问题，用于验证在不同辐照历史和燃耗深度下程序对同位素浓度的计算精度。该基准问题的计算对象为单栅元模型，共包含不同辐照历史和燃耗深度的3个算例，其燃耗深度分别为 27.35、37.12、44.34 GW·d/t(U)。该基准问题也有实验测量值，但也以所有参与该基准问题计算程序的平均值作为参考解。

第3个燃耗基准问题来自 OECD NEA 发起的合作研究项目，用于验证程序对装载回收铀的 MOX 燃料的同位素浓度的计算精度。该基准问题包含两个算例，分别以武器级回收铀和反应堆卸料中的回收铀为燃料，均以 38.3 kW/kg(U) 的功率密度燃耗到 50 GW·d/t(U) 的燃耗深度。这两个算例没有实验测量值，参考值为所有参与该基准问题计算程序的平均值。

从与各程序计算结果的比较来看：ROBIN-1.7 程序的计算值落在参与基准问题计算的其他程序结果之间。对于次铀系核素，各程序之间的相对偏差较大，这与各程序燃耗链的精细程度有关。

从与实验测量值的比较来看：对于某些次铀系核素，与测量值的相对偏差较大。其他程序也呈现同样的现象，这与实际辐照历史与基准问题所给出的辐照历史不完全相同有关。

### 3 结 论

通过相关基准问题的验证表明，ROBIN-1.7 程序的主输运计算模块、共振计算模块以及燃耗

计算模块是正确的。

大量临界基准问题与实验测量值的比较，各种类型的压水堆燃料组件与 MCNP 计算结果的比较，以及针对输运-燃耗基准问题和燃耗基准问题与其他同类程序的比较表明，ROBIN-1.7 程序对主要物理参数（如反应性、棒功率分布以及同位素浓度）的计算精度达到了国际同类商业程序的水平，能够满足在压水堆中工程应用的要求。

大量的验证和确认工作也为燃料组件程序 ROBIN 的持续改进提供了重要的参考。

参考文献：

- [1] IAEA. WIMS-D library update: final report of a coordinated research project[R]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2007.
- [2] Yamamoto A. Evaluation of background cross section for heterogeneous and complicated geometry by the enhanced neutron current method[J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 2008, 45(12): 1287.
- [3] Carpenter D C, Wolf J H. The log linear rate constant power depletion method [C]. PHYSOR 2010 – Advances in Reactor Physics to Power the Nuclear Renaissance. Pittsburgh, on CD-ROM, Pennsylvania, USA, May 9-14, 2010 .
- [4] Lewis E E, Smith M A, Tsoufanidis N, et al. Benchmark specification for deterministic 2-D/3-D MOX fuel assembly transport calculations without spatial homogenisation (C5G7 MOX)[R]. OECD/NEA report, NEA/NSC/DOC(2001)4.
- [5] Mosteller R D, Little R C, Eisenhart L D, et al. Benchmark calculations for the doppler coefficient of reactivity[J]. Nucl. Sci. Eng., 1991, 107: 265-271.
- [6] ANL. Neutronic Depletion benchmark problems. argonne code center: benchmark problem book[M]. ANL-7416 Supplement 2, 1977.
- [7] Straw L E, Barry R F. Criticality calculations for uniform water-moderated lattices [J]. Nuclear Science and Engineering, 1965, 23: 58-73.
- [8] Yamamoto A, Ikehara T, Ito T, et al. Benchmark problem suite for reactor physics study of LWR next generation fuels [J]. J Nucl Sci Tech, 2002, 39(8): 900-912.

(责任编辑：黄可东)