

基于 OECD/NEA 堆芯功率 分布基准的 RMC 验证

高彬¹, 马续波^{1,*}, 陈义学¹, 余慧²

(1. 华北电力大学核科学与工程学院, 北京 102206;

2. 国家核电技术有限公司北京软件技术中心, 北京 100029)

摘要: 本文基于 OECD/NEA 的堆芯功率分布基准题对反应堆蒙特卡罗程序 RMC 临界计算功能进行了验证, 并对 RMC 堆芯临界计算准确性进行了对比验证。本文中 RMC 采用 ENDF/B-VI 库计算了堆芯的特征值和统计了 1/8 堆芯的 pin-by-pin 裂变率, 其结果与 MCNP 计算结果和参考解进行了对比。其中特征值计算结果与参考解吻合良好, 裂变率与参考解的平均相对偏差为 2.89%, 与 MCNP 平均相对偏差仅为 0.5%。另外, RMC 计算了堆芯的 4 种不同栅元的特征值和栅元中不同核素的反应率, 结果显示以上参数与参考解均吻合良好, 说明 RMC 具有良好的临界计算功能, 计算结果为求解类似问题时计算程序及条件选择提供直接参考。

关键词: 蒙特卡罗程序; 验证; 堆芯基准题; 特征值; 反应率

中图分类号: TL326

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2013)S1-0483-05

doi: 10.7538/yzk.2013.47.S1.0483

Verification of RMC With Reactor Benchmark of Core Power Distribution Based on OECD/NEA

GAO Bin¹, MA Xu-bo^{1,*}, CHEN Yi-xue¹, YU Hui²

(1. School of Nuclear Science and Engineering,

North China Electric Power University, Beijing 102206, China;

2. State Nuclear Power Software Development Center, Beijing 100029, China)

Abstract: The critical calculation capacity of RMC (Reactor Monte Carlo Code) was verified based on the core power distribution verification benchmark released by OECD/NEA. The data of ENDF/B-VI library were used by RMC, and the whole-core eigenvalues were calculated and the 1/8 pin-by-pin fission rate was counted. Comparisons were made among the benchmark eigenvalues and those outputs by the RMC code and MCNP. The eigenvalue calculation results are in good agreement with the reference and the outputs of MCNP. The fission rate calculated by this work has an

收稿日期: 2013-10-25; 修回日期: 2013-11-25

基金项目: 国家科技重大专项资助项目(2011ZX06004-024-002; 2011ZX06004-024-003); 新世纪优秀人才支持计划资助项目(NCET-11-0631)

作者简介: 高彬(1988—), 男, 山东青岛人, 硕士研究生, 核能科学与工程专业

* 通信作者: 马续波, E-mail: maxb917@163.com

average relative deviation of 2.89% compared with the reference, and 0.5% with MCNP. The fission rate and absorption rate of different nuclides were calculated as well as the eigenvalues of four different cells. The results agree well with the reference data, which indicates that RMC has a good performance in core critical calculation capacity and the results provide a direct reference for the similar problem calculation.

Key words: Monte Carlo code; verification; core benchmark; eigenvalue; reaction rate

由于蒙特卡罗程序方法具有模拟复杂几何和忠实模拟粒子历史的特性,广泛用于反应堆分析与设计,世界上很多国家都有自己的蒙特卡罗程序,在美国,至少已开发了5个蒙特卡罗程序,例如 MCNP^[1]、VIM^[2]、KENO^[3]、MERCURY^[4]、MC21^[5];其他国家也有自己的蒙特卡罗程序,例如英国的 MONK^[6]、法国的 MORET^[7]、日本的 MVP/GMVP^[8]、芬兰的 SERPENT^[9]。

RMC 是清华大学工程物理系 REAL (Reactor Engineering Analysis Lab) 实验室自主研发的、用于反应堆堆芯计算分析的三维蒙特卡罗粒子输运程序。RMC 针对反应堆计算的需求,并结合新概念反应堆研究设计时几何结构灵活、材料组成及堆芯能谱构成复杂、各项异性及泄漏强等特点进行开发,可作为核能系统研究设计平台的物理计算核心。RMC 采用了并行及多种加速技术,能根据实际问题的需要采用连续能量点截面或多群截面进行临界问题本征值、本征函数计算,以及系统燃耗模拟和瞬态过程分析等^[10]。

对软件进行有效的验证是保证软件质量的重要手段,对于涉及反应堆安全的反应堆物理分析软件,对其进行有效的验证显得更为重要。本文基于 OECD/NEA(经济合作与发展组织)的堆芯基准题对 RMC 堆芯临界计算功能进行验证。其中,使用 RMC 计算整个堆芯的有效增殖系数和 1/8 堆芯的 pin-by-pin 裂变率分布。另外计算 4 种不同栅元(UO₂ 栅元、MOX4.3%栅元、MOX7.0%栅元、MOX8.7%栅元)的无限增殖系数和栅元中每个核素的吸收率与裂变率的贡献。

1 基准题

堆芯基准题由 OECD/NEA 于 2000 年发布,用来比较不同的扩散和输运方法精细通量预测能力,是国际上常用的检验软件计算

有效性的基准题。目前被美国、欧洲等国家研究机构广泛用于新一代堆芯物理分析方法的检验。图 1 为堆芯组件布置图。

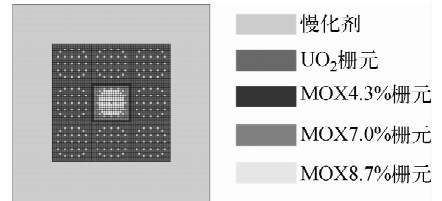


图 1 堆芯组件布置图

Fig. 1 Assembly distribution of core

堆芯由 9 个 17×17 的组件按 3×3 方式布置,其中 8 个 UO₂ 燃料组件在外围排布,1 个 MOX 燃料组件在中间。堆芯的四周是厚度为 21.42 cm 的反射层,反射层外部的边界条件为真空边界,堆芯的上下边界条件亦为真空边界。UO₂ 组件由 UO₂ 栅元、导向管、中央裂变室组成,而 MOX 组件由 3 种含 Pu 不同富集度(4.3%、7.0%、8.7%)的 PuO₂ 燃料栅元、导向管、中央裂变室组成。整个堆芯的尺寸为 107.1 cm×107.1 cm×95 cm,每个组件的尺寸为 21.42 cm×21.42 cm×95 cm^[11]。

2 计算方法

蒙特卡罗程序临界计算所采用的是裂变源迭代法,裂变源分布的收敛速度由系统的占优比决定。一般蒙特卡罗程序的源收敛均较困难,在 RMC 中,有一香农熵统计函数,可定性反映裂变源分布收敛趋势和帮助用户决定合理的中子不活跃代数^[10]。在一般的堆芯临界计算中,不活跃代数约为 200~300 代,因此在本文计算过程中均跳过 300 代。在 MCNP 统计裂变率问题上,随着计数区的增多,MCNP 的计算速度明显下降,因此为相对节省时间,在 pin-by-pin 裂变率统计时,采用相对少的粒子,而在其他临

界计算过程中采用较多的粒子来保证计算的精确性。

本文中对堆芯进行的全尺寸的精细建模,能真实模拟实际的粒子运动过程,提高计算结果的准确性。影响反应堆物理程序计算结果的因素总体可分为程序本身和数据库两方面,参考解的结果采用 JEF-2.2 库计算,因此在本文中,RMC 和 MCNP 采用与 JEF-2.2 同时期的 ENDF/B-VI 数据库进行计算。为了客观比较计算结果,每个计算参数均给出了 MCNP 计算结果和参考解结果。

3 计算结果与分析

3.1 堆芯计算

表 1 列出堆芯有效增殖系数 RMC 的计算结果,以及与 MCNP 计算结果和参考解的对比, k_{eff} 可直观反映出反应堆物理程序的临界计算能力。由表 1 可看出,RMC 计算的 k_{eff} 较参考解偏高,而 RMC 与 MCNP 计算结果吻合良好,可推测出此偏差是由数据库引起的。

表 1 堆芯有效增殖系数

Table 1 k_{eff} of core

k_{eff}			RMC 相对参考解的偏差/pcm	RMC 相对 MCNP 的偏差/pcm
RMC	MCNP	参考解		
1.076 344	1.076 23	1.071 44	490	11

在反应堆物理计算中, k_{eff} 仅为比较重要的参数之一,裂变率也是十分重要的参数。pin-by-pin 裂变率分布可更直接地反映不同计算方法的计算误差,由于 MCNP 在进行大规模的 pin-by-pin 裂变率统计时需要很长的计算时间,特别是在粒子数较多时,因此为节省计算时间,在进行裂变率统计时选取了 1/8 堆芯,通过对称性可反映全堆的情况。

图 2、3 分别为 1/8 堆芯 RMC 计算裂变率分布与参考解和 MCNP 计算结果的相对偏差比较。可见 RMC 计算结果与 MCNP 计算结果吻合更好,相对偏差范围为 -1.7%~3.1%,平均绝对偏差为 0.5%。RMC 与参考解的相对偏差范围为 -5%~15.8%,平均偏差为 2.89%,但可看出大部分裂变率的吻合

较好,而较大的偏差均出现在堆芯的边缘部分,这个偏差可能有几个原因造成:1) 系统计算误差;2) 程序在边缘处的处理方式不同;3) 程序本身方法不同的原因。

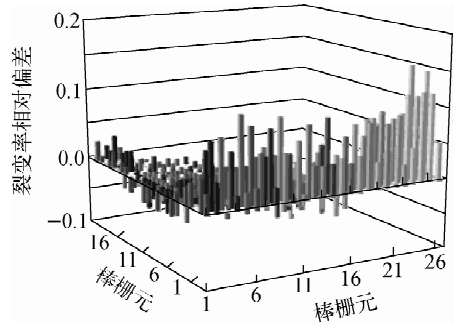


图 2 RMC 裂变率与参考解相对偏差

Fig.2 Relative deviation between fission rate from RMC and reference

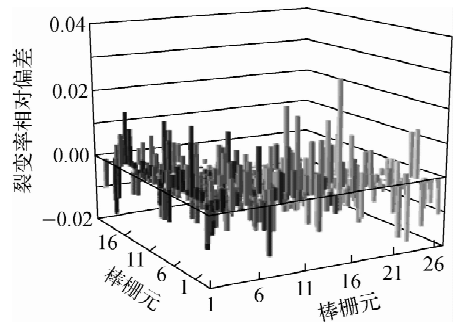


图 3 RMC 与 MCNP 裂变率相对偏差

Fig.3 Relative deviation between fission rate from RMC and MCNP

综合堆芯 k_{eff} 和 pin-by-pin 裂变率的计算结果,RMC 在 ENDF/B-VI 库下的计算结果与参考解吻合良好,特别是与 MCNP 计算结果符合更好,可反映 RMC 良好的堆芯物理计算能力。

3.2 栅元计算

堆芯计算宏观地反映了 RMC 的堆芯临界计算能力,为更精确地研究计算偏差来源以及数据库对堆芯计算结果的影响,本文进行了栅元临界计算和栅元中不同核素的反应率统计。本基准题中共有 4 种燃料栅元,分别为 UO_2 、 $MOX4.3\%$ 、 $MOX7.0\%$ 、 $MOX8.7\%$ 栅元。表 2 列出了 4 种栅元的 k_{inf} 计算结果以及参考解。可明显看出,对于 UO_2 燃料栅元,RMC 和 MCNP

表2 4种栅元的 k_{inf} 计算结果Table 2 k_{inf} of different cells

栅元	程序	无限增殖系数	标准差	与基准题相对偏差/pcm	与 MCNP 相对偏差/pcm
UO ₂	Benchmark	1.323 98			
	MCNP	1.325 41	0.000 31	143	
	RMC	1.325 33	0.000 28	135	-7
MOX4.3%	Benchmark	1.139 60			
	MCNP	1.147 46	0.000 33	786	
	RMC	1.147 60	0.000 33	800	14
MOX7.0%	Benchmark	1.164 87			
	MCNP	1.175 57	0.000 34	1 070	
	RMC	1.175 66	0.000 35	1 079	-9
MOX8.7%	Benchmark	1.179 06			
	MCNP	1.190 87	0.000 35	1 181	
	RMC	1.190 81	0.000 34	1 175	-6

采用 ENDF/B-VI 库的计算结果与参考解吻合较好,而对于 MOX 燃料栅元,RMC 和 MCNP 的计算结果均偏高,这也导致了前面 RMC 计算的堆芯 k_{eff} 较参考解偏高。但不管是 UO₂ 燃料栅元还是 MOX 燃料栅元,RMC 计算结果与 MCNP 都很一致,所以造成 MOX 栅元 k_{inf} 偏大的原因是数据库的原因。

为研究栅元中单核素反应率对栅元计算结

果的影响,计算了每种栅元中不同核素吸收率/裂变率,鉴于文章篇幅关系,这里仅列出 1 个栅元(MOX7.0%)计算结果加以说明。

图 4 示出 MOX7.0% 栅元燃料中每种核素的吸收率和裂变率的 C/E 值。可看出,MOX 栅元中主要裂变产物的吸收率/裂变率均较参考解大,这导致了栅元和堆芯计算的 k_{inf} 稍微偏大,但这些偏差在可接受范围内。

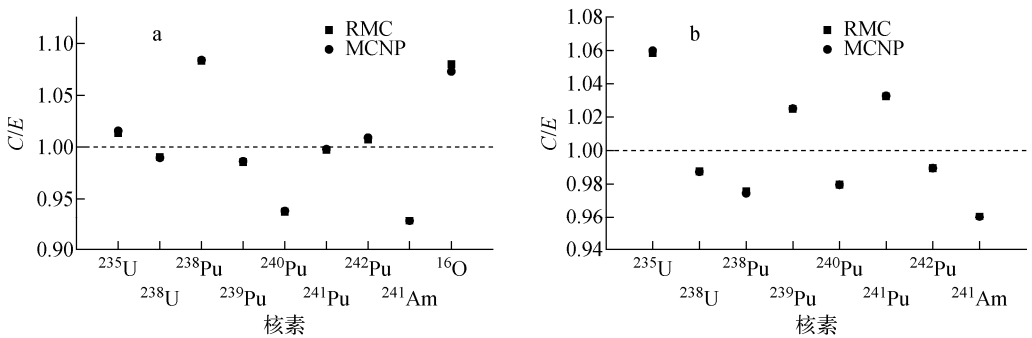


图4 MOX7.0%栅元每个核素吸收率(a)和裂变率(b)

Fig. 4 Absorption rate (a) and fission rate (b) per isotope of MOX7.0% cell

4 结论

本文基于 OECD/NEA 基准题对 RMC 堆芯计算功能进行了验证。通过对比,RMC 在 ENDF/B-VI 库下计算的堆芯特征值与参考解和 MCNP 计算结果吻合良好,堆芯 pin-by-pin 裂变率分布误差在合理范围内。栅元计算中,

UO₂ 栅元特征值计算结果与参考解吻合较好,MOX 栅元特征值较参考解偏大,而 RMC 与 MCNP 计算结果吻合很好,此偏差由数据库造成。由此可得出,RMC 在采用合理的库的情况下,可良好地计算堆芯临界问题,计算结果为求解类似问题时计算程序及条件选择提供直接参考。

感谢清华大学工程物理系 REAL 团队提供 RMC 程序。

参考文献:

- [1] X-5 Monte Carlo Team. MCNP-A general Monte Carlo N-particle transport code, version 5, LA-CP-03-0248[R]. US: Los Alamos National Laboratory, 2003.
- [2] BLOMQUIST R N. Status of the VIM Monte Carlo neutron/photon transport code[C]//ANS 12th Biennial RPSD Topical Meeting. [S. l.]: [s. n.], 2002.
- [3] BOWMAN S M, HOLLENBACH D F, DEHART M D, et al. SCALE 5: Powerful new criticality safety analysis tools[C]//Proceedings of the 7th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC2003). Japan: [s. n.], 2003.
- [4] PROCASSINI R, TAYLOR J, HAGMANN S. Update on the development and validation of mercury: A modern, monte carlo particle transport code, UCRL-PROC-212722[R]. US: Lawrence Livermore National Laboratory, 2005.
- [5] SUTTON T M, DONOVAN T J, TRUMBULL T H, et al. The MC21 Monte Carlo transport code[C]//Joint International Topical Meeting on Mathematics & Computation and Supercomputing in Nuclear Applications (M&C + SNA 2007). CA: [s. n.], 2007.
- [6] SMITH N, ARMISHAW M, COOPER A. Current status and future direction of the MONK software package[C]//Proceedings of an International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC'03). Japan: [s. n.], 2003.
- [7] MISS J, JACQUET O, BERNARD F, et al. Using various point wise and multi-group cross section libraries in MORET criticality calculations[C]//International Conference on Nuclear Data for Science and Technology. Nice, France: [s. n.], 2007.
- [8] NAGAYA Y, OKUMURA K, MORI T, et al. MVP/GMVP II: General purpose Monte Carlo codes for neutron and photon transport calculations based on continuous energy and multigroup methods[R]. [S. l.]: [s. n.], 2005.
- [9] LEPPÄNEN J. A new assembly-level Monte Carlo neutron transport code for reactor physics calculations[C]//Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Nuclear and Biological Applications. France: [s. n.], 2005.
- [10] WANG Kan, LI Zeguang, SHE Ding, et al. Progress on RMC: A Monte Carlo neutron transport code for reactor analysis[C]//International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering (M&C 2011). Brazil: [s. n.], 2011.
- [11] Benchmark Calculations of Power Distribution Within Fuel Assemblies. Phase II: Comparison of data reduction and power reconstruction methods in production codes[R]. [S. l.]: [s. n.], 2003.