

反应堆临界-燃耗耦合蒙特卡罗计算

邓力¹, 谢仲生², 李树¹

(1. 西安交通大学核科学工程系, 陕西西安 710049;
2. 北京应用物理与计算数学研究所, 北京 100088)

摘要:基于连续点截面 MCNP 程序, 研制了三维多群 P_3 中子输运蒙特卡罗程序 MCMG, 并与栅元均匀化程序 WIMS 耦合, 实现了临界-燃耗耦合计算。采用 WIMS 产生的 69 群共振、自屏宏观中子截面和 BUGLE-80u47 群微观中子截面, 分别计算了简单反应堆和临界实验堆问题, 计算结果与其它输运方法的计算结果和试验结果一致。在相同计算精度下, MCMG 的计算时间较 MCNP 的计算时间少。

关键词:三维多群 P_3 ; 蒙特卡罗; 临界-燃耗耦合; 临界实验堆

中图分类号: O571.51 **文献标识码:** A **文章编号:** 1000-6931(2002)02-0168-07

The Coupled Calculation of Criticality and Burnup by Monte-Carlo Method

DENG Li¹, XIE Zhong-sheng², LI Shu¹

(1. Xi'an Jiaotong University, Xi'an 710049, China;

2. Institute of the Applied Physics and Computational Mathematics, Beijing 100088, China)

Abstract: Based on the continuous-energy cross-section Monte-Carlo code MCNP a 3-D multigroup P_3 neutron transport Monte-Carlo code MCMG is developed. The MCMG code is realized the coupled calculation of criticality and burnup with the lattice homogeneous code WIMS. It uses the 69-group resonance and self-shield macroscopic neutron cross-section which are produced by the WIMS code and BUGLE-80u47-group microscopic neutron cross-section libraries to simulate the simple reactors and the critical test reactor. The calculation results are in good agreement with the results of other transport methods and experiments. The computational time of the MCMG code is less than that of MCNP code with the same precision.

Key words: 3-D multigroup P_3 ; Monte-Carlo; couple of criticality and burnup; critical test reactor

反应堆程序计算方法可归为确定论和蒙特卡罗 (MC) 两类。确定论方法的计算效率高, 但

对能量和角度的离散给计算结果带来一定误差, 且无法计算三维复杂几何问题; MC 方法几

收稿日期: 2001-03-18; 修回日期: 2001-03-26

作者简介: 邓力 (1960—), 男, 四川绵竹人, 副研究员, 博士, 反应堆物理专业

何处理能力强,对粒子的跟踪忠实于粒子物理作用过程,但对大系统和深穿透屏蔽问题,计算耗时太多,计算结果存在误差涨落。随着计算机速度的提高,特别是并行多处理机的问世,使MC方法的应用前景变得十分光明。

如今,MC方法在反应堆数值计算中已成为主要计算方法,并成为其它数值方法标定的主要依据。MC粒子输运程序很多,如美国的MCNP4B中子-光子-电子耦合输运程序^[1]、KENO-Va,VI多群MC程序^[2]。MCNP程序采用连续点截面,可获得较高的精度,但存在以下不足:1)采用连续截面和精细物理考虑使计算时间剧增;2)对截面的共振、自屏及温度效应考虑不够,特别是温度效应,MCNP只对弹性散射截面作了温度修正,这是很不够的;3)无燃耗计算功能。

WIMS-D4栅元程序具有截面均匀化、并群和燃耗处理能力,宏观截面的产生精细考虑几何、共振、自屏及温度效应,且具有燃耗计算功能。但WIMS仅是一个反应堆组件计算程序,只能处理简单几何问题^[3]。因此,研制一具有三维几何处理能力、可进行反应堆全堆计算的输运-燃耗耦合MC程序是本工作的目的。

1 临界-燃耗耦合MC程序研制

基于MCNP程序研制三维多群P₃中子输运-燃耗耦合MCMG程序,它用反应堆专用多群中子截面库代替MCNP的连续截面,碰撞机制采用多群处理,角分布采用P₃近似和广义高斯求积(MORSE^[4]、KENO程序均采用这种方法)。如此处理的优点是不会因为Legendre展开项不足而导致角分布出现负值。MCMG程序保留了MCNP程序的输入、降低方差技巧、计数及绘图功能。

1.1 多群临界计算

MCMG程序求解的多群中子输运方程形式为:

$$L = M \phi_g \quad (1)$$

其中: $L = (L\phi_1, L\phi_2, \dots, L\phi_g, \dots, L\phi_G)^T$,

$$L\phi_g = \left(\sum_{f=1}^F \nu_{fg} \phi_f - \sum_{s=1}^S \sigma_{gs} \phi_s \right) \phi_g \quad (g=1, \dots, G)$$

$$M = (M\phi_1, M\phi_2, \dots, M\phi_g, \dots, M\phi_G)^T$$

$\dots, M\phi_G)^T, M\phi_g = \frac{1}{4} \sum_{f=1}^F \nu_{fg} \phi_f(r) \phi_g(r)$
 $)d, \phi_g$ 为 g 群中子裂变向量谱;1 对应高能, G 对应低能。

讨论增殖系统的临界问题可归结为无外源、定常情况下式(1)的定解问题,亦归结为下列方程的本征值问题:

$$L = \frac{1}{k_{eff}} M = M \quad (2)$$

$= 1/k_{eff}$ 称为算子 L 的特征值,对应的为特征函数。采用源迭代法, k_{eff} 计算可归结为:

$$\begin{cases} L\phi_g^{(h)}(r) = \frac{1}{4} Q_f^{(h-1)}(r) \\ Q_f^{(h)}(r) = \sum_{g=1}^G \nu_{fg} \phi_g^{(h)}(r) \end{cases} \quad h = 1, \dots \quad (3)$$

$Q_{f,g}(r) = \frac{1}{4} Q_f(r)$ 相当于 Boltzmann 方程的源项。 $Q_f^{(0)}(r)$ 为初始源位置分布,当源位置分布未知时,可在裂变区任意给定一点或多点,初始能群 g_0 由裂变中子能谱分布 ϕ_{g_0} 确定,初始方向为各向同性,初始权按 $\frac{1}{k^{(h-1)}} Q_f^{(h-1)}(r) dr = 1$ 确定。

理论上,系统有效增殖系数 k_{eff} 定义为相邻两代中子数比,即:

$$k_{eff} = \lim_h k^{(h)} = \lim_h \frac{\int_V Q_f^{(h)}(r) dr}{\int_V Q_f^{(h-1)}(r) dr} \quad (4)$$

用MC方法求 k_{eff} 为:

$$k_{eff} = \frac{1}{H - h_{1h=h_1+1}} \sum_{h=h_1+1}^H k^{(h)} \quad (5)$$

式中: H 为总代数; h_1 为不参加统计的代数(前 h_1 代)。

1.2 程序截面库

目前,MCMG程序配备的反应堆专用截面库有:1)WIMS 69群自屏宏观中子截面库;2)BUGLE-80u47群中子、20群光子P₃微观截面库;3)卡片形式输入的少群截面等。

1.3 燃耗计算

用MCMG程序计算燃耗时,首先用WIMS程序计算出每个燃料块、不同燃耗值对

应的宏观中子截面(截面考虑了共振自屏、互屏及温度效应),并由此构造一参数化截面库供MCMG插值用。

MCMG程序计算燃耗的基本过程如下:

1) 在 k_{eff} 及中子注量率收敛后,利用该中子注量率计算每根燃料元件的功率,进而计算它们的燃耗;2) 利用每根燃料元件的积分燃耗和从WIMS所计算出的参数化截面库,通过插值求出新的多群截面,将此截面替代上一步MCMG中使用的多群截面,再次计算 k_{eff} 及中子注量率,如此循环,直到满足结束条件(一般为燃耗深度或 $k_{eff}=1$) (图1)。图1中,WIMS产生的大部分核的截面为 P_0 近似,只有少数核的截面为 P_1 近似;NSTEP为总循环步数。

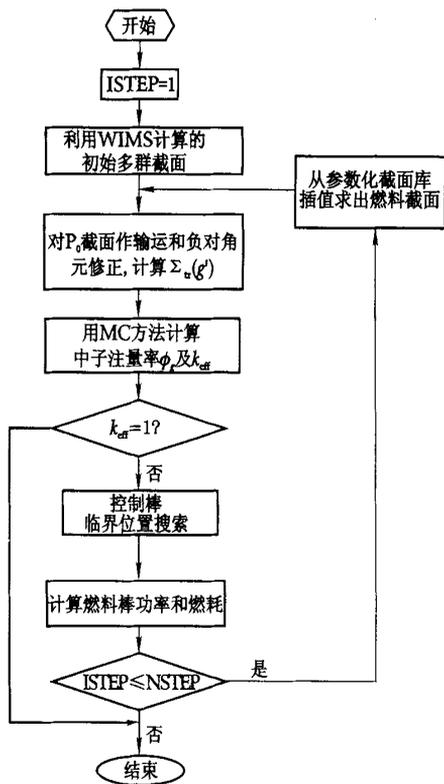


图1 WIMS与MCMG耦合计算流程

Fig. 1 The calculated flow coupled of MCMG and WIMS

第 i 根燃料元件的功率 P_i 和当前燃耗增量 $(BU(i))$ 的值由下式计算^[5]:

$$P_i = \sum_{g=1}^G f_{g,i} \phi_g(i) \quad (6)$$

$$\tilde{P}_i = P_v \times \frac{P_i}{\sum_{j=1}^N P_j} \quad (7)$$

$$(BU(i)) = P_i \times \frac{t}{m_i} \quad (8)$$

式中: $f_{g,i}$ 为第 i 根燃料元件、第 g 群裂变截面; $\phi_g(i)$ 为第 i 根燃料元件的中子注量率; P_v 为堆芯总功率; N 为堆芯中总的燃料元件个数; t 为燃耗步长(天); m_i 为第 i 根燃料元件的初始铀装量(t); ϵ 为每次裂变所放出的能量。

2 计算结果

MCMG程序采用少群截面。

2.1 模型1(小LWR堆芯)

模型1为日本京都大学的临界装置,堆芯外形示于图2。模型采用两群截面,截面数据参见文献[6]。考虑两种情况:1) 控制棒位置为真空;2) 控制棒一半插入。

计算结果列于表1和2,计算中,每代样本数 N 、总代数 H 和不参加统计的代数 h_1 分别为10 000、50和10。

表1 模型1 k_{eff} 比较

方法	控制棒移出下的 k_{eff}	备注
MC	0.977 8	[6]
S ₄	0.976 6	[6]
S ₈	0.977 2	[6]
P ₇	0.976 6	[6]
MCMG	0.974 8	本工作

表2 模型1控制棒移出下的分区中子注量率

方法	能群	控制棒出分区下的 中子注量率/($cm^{-2} \mu s^{-1}$)			备注
		堆芯	真空	反射层	
MC	1G	4.78×10^{-3}	1.45×10^{-3}	5.97×10^{-3}	[6]
	2G	8.78×10^{-4}	9.77×10^{-4}	9.20×10^{-4}	
S ₈	1G	4.77×10^{-3}	1.45×10^{-3}	5.94×10^{-3}	[6]
	2G	8.72×10^{-4}	9.70×10^{-4}	9.15×10^{-4}	
P ₇	1G	4.75×10^{-3}	1.41×10^{-3}	5.94×10^{-3}	[6]
	2G	8.65×10^{-4}	9.01×10^{-4}	9.21×10^{-4}	
MCMG	1G	4.78×10^{-3}	1.45×10^{-3}	6.00×10^{-3}	本工作
	2G	8.74×10^{-4}	9.71×10^{-4}	9.24×10^{-4}	

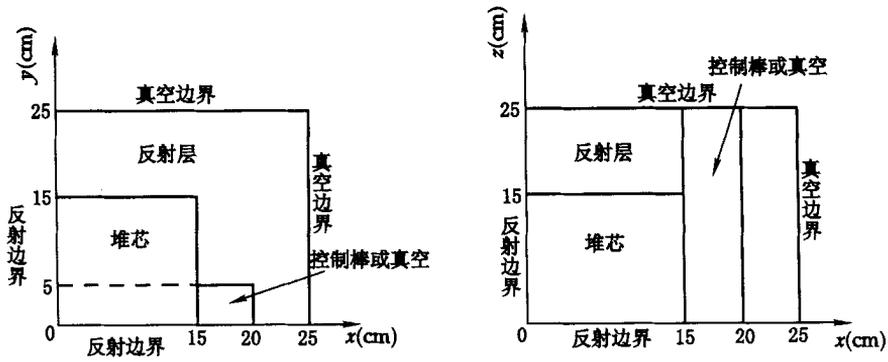


图2 模型1堆芯外型

Fig.2 Core configuration of model 1

2.2 模型2(小FBR堆芯)

堆芯几何示于图3。使用4群截面,截面数据参见文献[6]。考虑两种情况:1)控制棒撤出(控制棒位置由Na填充);2)控制棒半插入。

计算结果分别列于表3和4。对于情况1: $N = 5\ 000, H = 50, h_1 = 10$;对于情况2: $N = 30\ 000, H = 150, h_1 = 10$ 。

表3 模型2的 k_{eff} 计算值比较

Table 3 Comparison of k_{eff} for model 2

方法	k_{eff}		备注
	控制棒撤出	控制棒半插入	
MC	0.973 1	0.958 9	[6]
S_4	0.973 5	0.959 4	[6]
S_8	0.973 4	0.959 3	[6]
P_7	0.979 4	0.964 7	[6]
节块输运	0.971 4	0.957 2	[6]
MCMG	0.976 0	0.961 6	本工作

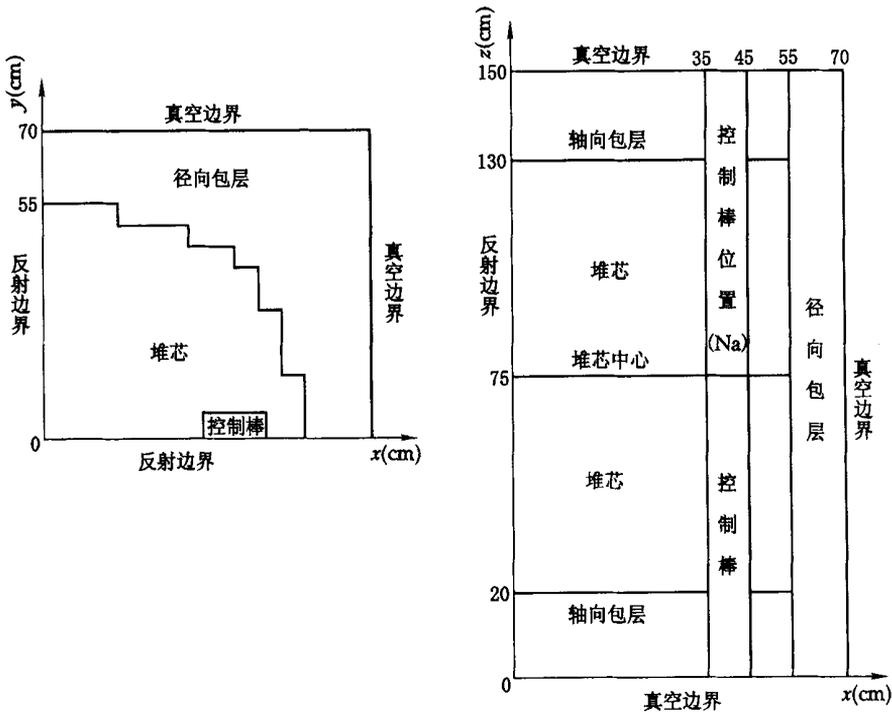


图3 模型2堆芯外形

Fig.3 Core configuration of model 2

表4 模型2 控制棒插入下各区中子注量率
Table 4 Region-averaged neutron fluence rate for rod in case of model 2

方法	能群	各区的中子注量率/($\text{cm}^2 \mu\text{s}^{-1}$)				
		堆芯	径向包层	轴向包层	控制棒位置	控制棒
MC	1G	4.35×10^{-5} (0.06 %)	3.32×10^{-6} (0.17 %)	5.22×10^{-6} (0.25 %)	2.59×10^{-5} (0.43 %)	1.66×10^{-5} (0.51 %)
	2G	2.42×10^{-4} (0.05 %)	3.04×10^{-5} (0.09 %)	4.68×10^{-5} (0.13 %)	1.80×10^{-4} (0.23 %)	9.11×10^{-5} (0.25 %)
	3G	1.62×10^{-4} (0.06 %)	3.21×10^{-5} (0.10 %)	4.62×10^{-5} (0.15 %)	1.25×10^{-4} (0.29 %)	5.18×10^{-5} (0.28 %)
	4G	6.04×10^{-6} (0.20 %)	2.00×10^{-6} (0.32 %)	3.62×10^{-6} (0.42 %)	6.92×10^{-6} (1.50 %)	1.11×10^{-6} (0.92 %)
S ₈	1G	4.35×10^{-5} (0.02 %)	3.33×10^{-6} (0.06 %)	5.27×10^{-6} (0.06 %)	2.60×10^{-5} (0.14 %)	1.67×10^{-5} (0.11 %)
	2G	2.42×10^{-4} (0.02 %)	3.08×10^{-5} (0.02 %)	4.73×10^{-5} (0.04 %)	1.68×10^{-4} (0.14 %)	9.24×10^{-5} (0.11 %)
	3G	1.62×10^{-4} (0.02 %)	3.23×10^{-5} (0.06 %)	4.66×10^{-5} (0.10 %)	1.25×10^{-4} (0.15 %)	5.24×10^{-5} (0.18 %)
	4G	6.03×10^{-6} (0.04 %)	2.00×10^{-6} (0.12 %)	3.65×10^{-6} (0.16 %)	6.68×10^{-6} (0.14 %)	1.11×10^{-6} (1.80 %)
P ₇	1G	4.34×10^{-5}	3.39×10^{-6}	5.50×10^{-6}	2.54×10^{-5}	
	2G	2.39×10^{-4}	3.47×10^{-5}	5.22×10^{-5}	1.68×10^{-4}	
	3G	1.62×10^{-4}	3.91×10^{-5}	5.90×10^{-5}	1.30×10^{-4}	
	4G	6.09×10^{-6}	2.60×10^{-6}	4.88×10^{-6}	7.72×10^{-6}	
节块 运输	1G	4.34×10^{-5}	3.39×10^{-6}	5.35×10^{-6}	2.60×10^{-5}	1.72×10^{-5}
	2G	2.42×10^{-4}	3.07×10^{-5}	4.73×10^{-5}	1.67×10^{-4}	9.33×10^{-5}
	3G	1.62×10^{-4}	3.23×10^{-5}	4.65×10^{-5}	1.24×10^{-4}	5.28×10^{-5}
	4G	6.09×10^{-6}	2.00×10^{-6}	3.65×10^{-6}	6.67×10^{-6}	1.14×10^{-6}
MCMG	1G	4.30×10^{-5} (0.08 %)	2.81×10^{-6} (0.24 %)	4.76×10^{-6} (0.50 %)	2.54×10^{-5} (0.62 %)	1.63×10^{-5} (0.67 %)
	2G	2.39×10^{-4} (0.04 %)	2.94×10^{-5} (0.12 %)	4.73×10^{-5} (0.24 %)	1.64×10^{-4} (0.27 %)	9.00×10^{-5} (0.30 %)
	3G	1.60×10^{-4} (0.04 %)	3.20×10^{-5} (0.09 %)	4.81×10^{-5} (0.42 %)	1.21×10^{-4} (0.29 %)	5.10×10^{-5} (0.29 %)
	4G	5.92×10^{-6} (0.14 %)	1.99×10^{-6} (0.48 %)	3.92×10^{-6} (0.96 %)	6.51×10^{-6} (0.91 %)	1.10×10^{-6} (0.65 %)

从表4可看出:除径向和轴向包层中子注量率外,MCMG与其它方法的计算结果符合很好,但径向和轴向包层的第一群中子注量率比其它方法的计算结果分别约低15%和8.8%,造成这种差异的原因难以分析。

2.3 模型3(临界实验装置)

由74个水栅元块和17个燃料栅元块组成(图4),每个燃料栅元块由6层水隙、燃料交替组成。图4中1~7即为表6中的栅元块1~7。MCMG分别使用WIMS-D4产生的69群自屏宏观截面和DLC-75/BUGLE-80u47群中子、20群光子 P_3 截面^[7],WIMS-D4宽群库基于UKNDL,采用 P_1 近似,BUGLE-80基于ENDF/B-IV、V库。表5、6分别列出了MCMG使用两种截面库和MCNP使用ENDF/B-IV库连续截面系统 k_{eff} 和堆芯燃料

块注量率计算结果比较,其中:1群定义为快群(>0.625 eV);2群定义为热群(0.625 eV)。

由于用WIMS库,计算采用均匀化处理,对应每个燃料栅元为一均匀化物质,几何相对简单,故计算较精细,描述省时得多,这种处理在运输-燃料耦合迭代计算时很有效。

表5 模型3 计算时间及 k_{eff} 结果比较

模型	CPU	
	计算时间/min	k_{eff} (误差)
MCNP(ENDF/B-IV)	202	1.007 4(0.07 %)
MCMG(WIMS, P_1)	92	0.978 9(0.07 %)
MCMG(BUGLE-80, P_1)	170	1.009 6(0.06 %)
MCMG(BUGLE-80, P_3)	172	1.014 0(0.07 %)

注: $N=10\ 000$; $H=150$; $h_1=10$; 实验值 $k_{\text{eff}}=1$; 计算机为Petium -650微机

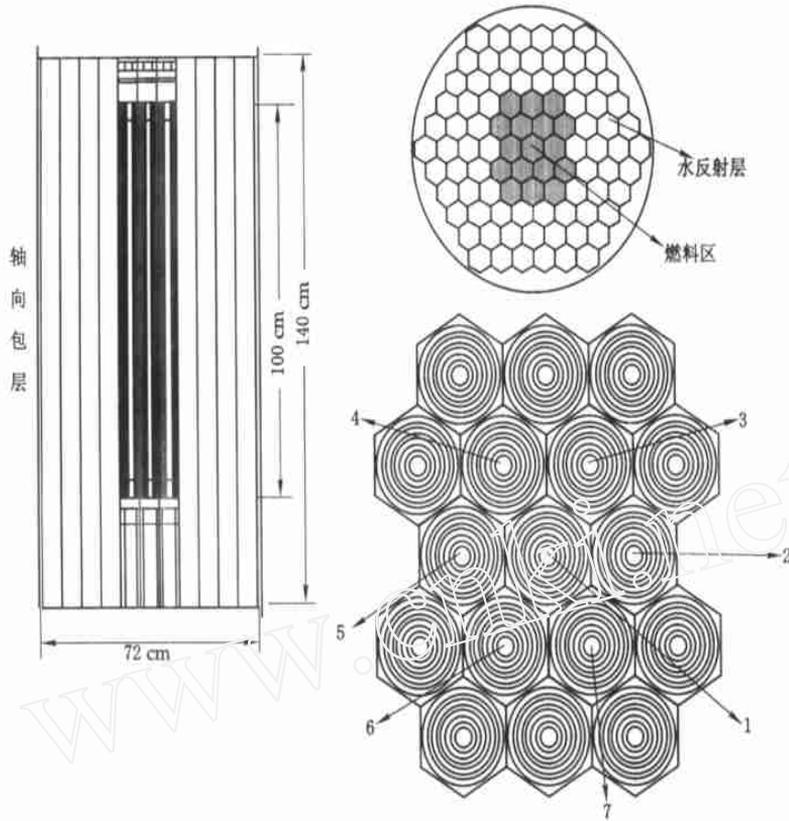


图 4 模型 3 几何外形

Fig. 4 Geometry configuration of model 3

表 6 用 MCMG 和 MCNP 计算的中子注量率

Table 6 Neutron fluence rates calculated by MCMG and MCNP

栅元块	能群	用不同程序计算的中子注量率/($\text{cm}^2 \mu\text{s}^{-1}$)		
		MCMG(BUGLE-80, P_1)	MCMG(WIMS, P_1)	MCNP(ENDF/B-)
1	1	$4.177\ 26 \times 10^{-4}$ (0.21 %)	$4.260\ 50 \times 10^{-4}$ (0.21 %)	$4.216\ 93 \times 10^{-4}$ (0.21 %)
	2	$1.075\ 45 \times 10^{-4}$ (0.42 %)	$1.053\ 69 \times 10^{-4}$ (0.34 %)	$1.225\ 34 \times 10^{-4}$ (0.41 %)
	总和	$5.252\ 71 \times 10^{-4}$ (0.20 %)	$5.314\ 19 \times 10^{-4}$ (0.21 %)	$5.442\ 28 \times 10^{-4}$ (0.21 %)
2	1	$3.590\ 08 \times 10^{-4}$ (0.22 %)	$3.529\ 67 \times 10^{-4}$ (0.23 %)	$3.609\ 11 \times 10^{-4}$ (0.23 %)
	2	$1.033\ 44 \times 10^{-4}$ (0.43 %)	$9.538\ 08 \times 10^{-5}$ (0.36 %)	$1.158\ 72 \times 10^{-4}$ (0.42 %)
	总和	$4.623\ 52 \times 10^{-4}$ (0.22 %)	$4.483\ 48 \times 10^{-4}$ (0.23 %)	$4.767\ 83 \times 10^{-4}$ (0.22 %)
3	1	$3.662\ 83 \times 10^{-4}$ (0.22 %)	$3.710\ 50 \times 10^{-4}$ (0.23 %)	$3.711\ 32 \times 10^{-4}$ (0.22 %)
	2	$9.441\ 63 \times 10^{-5}$ (0.45 %)	$9.174\ 05 \times 10^{-5}$ (0.36 %)	$1.081\ 88 \times 10^{-4}$ (0.43 %)
	总和	$4.607\ 00 \times 10^{-4}$ (0.22 %)	$4.627\ 90 \times 10^{-4}$ (0.22 %)	$4.793\ 19 \times 10^{-4}$ (0.22 %)
4	1	$3.670\ 50 \times 10^{-4}$ (0.22 %)	$3.718\ 46 \times 10^{-4}$ (0.23 %)	$3.716\ 08 \times 10^{-4}$ (0.22 %)
	2	$9.435\ 99 \times 10^{-5}$ (0.44 %)	$9.150\ 62 \times 10^{-5}$ (0.36 %)	$1.083\ 45 \times 10^{-4}$ (0.43 %)
	总和	$4.614\ 10 \times 10^{-4}$ (0.22 %)	$4.633\ 52 \times 10^{-4}$ (0.22 %)	$4.799\ 53 \times 10^{-4}$ (0.22 %)
5	1	$3.578\ 15 \times 10^{-4}$ (0.22 %)	$3.556\ 97 \times 10^{-4}$ (0.23 %)	$3.605\ 91 \times 10^{-4}$ (0.23 %)
	2	$1.028\ 90 \times 10^{-4}$ (0.43 %)	$9.663\ 91 \times 10^{-5}$ (0.36 %)	$1.161\ 94 \times 10^{-4}$ (0.42 %)
	总和	$4.607\ 05 \times 10^{-4}$ (0.22 %)	$4.523\ 36 \times 10^{-4}$ (0.23 %)	$4.767\ 85 \times 10^{-4}$ (0.22 %)
6	1	$3.706\ 46 \times 10^{-4}$ (0.22 %)	$3.734\ 32 \times 10^{-4}$ (0.23 %)	$3.720\ 69 \times 10^{-4}$ (0.22 %)
	2	$9.572\ 88 \times 10^{-5}$ (0.44 %)	$9.212\ 73 \times 10^{-5}$ (0.36 %)	$1.086\ 17 \times 10^{-4}$ (0.43 %)
	总和	$4.663\ 74 \times 10^{-4}$ (0.22 %)	$4.655\ 60 \times 10^{-4}$ (0.22 %)	$4.806\ 86 \times 10^{-4}$ (0.22 %)
7	1	$3.690\ 40 \times 10^{-4}$ (0.22 %)	$3.726\ 09 \times 10^{-4}$ (0.23 %)	$3.727\ 96 \times 10^{-4}$ (0.22 %)
	2	$9.525\ 94 \times 10^{-5}$ (0.44 %)	$9.191\ 45 \times 10^{-5}$ (0.36 %)	$1.088\ 55 \times 10^{-4}$ (0.43 %)
	总和	$4.643\ 00 \times 10^{-4}$ (0.22 %)	$4.645\ 24 \times 10^{-4}$ (0.22 %)	$4.816\ 50 \times 10^{-4}$ (0.22 %)

MCMG使用BUGLE-80库 P_1 、 P_3 的计算结果与MCNP程序使用ENDF/B-库连续截面的计算结果和实验结果基本一致。MCMG程序使用WIMS P_1 宽群库均匀化宏观截面的计算结果与实验结果的偏差为1.2%。MCMG使用两种多群截面库所得中子注量率基本一致,但热群与MCNP之间存在一定差异,这一差异主要是由多群与连续截面中子热化处理方法不同所致。

3 结论

经多个临界基准模型检验计算,为反应堆临界和燃耗计算研制的三维多群 P_3 近似MC中子输运-燃耗耦合计算程序MCMG取得了与其它输运方法和实验一致的结果。对三维复杂反应堆问题,MCMG程序可进行精细描述或均匀化处理,且在相同精度下,MCMG程序计算时间较连续截面、精细物理处理的MCNP程序少得多。此外,MCMG程序可配备多种多群中子截面库,可用于截面参数之间的比较,目前,MCMG程序已配备的中子截面库有WIMS、BUGLE-80库,还可根据需要配备或制作其它多群截面库。MCMG程序输运模块中增加了燃耗计算功能,且燃耗计算针对的是燃料块,而

不是裂变核或裂变产物,计算简单省时,可用于反应堆全堆问题的数值计算。

参考文献:

- [1] Briesmeister JF. MCNP—A General Monte Carlo Code: for N-Particle Transport Code: LA-12625-M[R]. US: Los Alamos National Laboratory, 1997.
- [2] Petrie LM, Landers NF. KENO Va, an Improved Monte-Carlo Criticality Program With Super-grouping: NUREG/CR-0200[R]. USA: ORNL, 1983.
- [3] Halsall MJ. A Summary of WIMSD4 Input Options Aew-R1327[R]. UK:[s. n.], 1980.
- [4] Emmett MB. MORSE-CGA, a Monte-Carlo Radiation Transport Code With Array Geometry Capability: ORNL-6174[R]. US: ORNL, 1985.
- [5] 李树. 堆芯燃耗分析系统及其应用[D]. 西安: 西安交通大学核能与热能工程系, 2000.
- [6] Takeda T, Ikeda H. 3-D Neutron Transport Benchmarks[J]. J Nucl Sci Technol, 1991, 28(7): 656 ~ 669.
- [7] Roussin RW. BUGLE-80 Couple 47 Neutron, 20 Gamma ray, P_3 Cross Section Library for LWR Shielding Calculations: DLC-75[R]. US: [s. n.], 1980.