第23卷 第2期
2006年6月

原子核物理评论
Nuclear Physics Review

Vol. 23, No. 2
Jun., 2006

文章编号：1007-4627(2006)02-0111-04

温度相关核截面数据库在MCNP计算中的必要性研究

柴晓明，王 侃，余纲林
（清华大学工程物理系，北京 100084）

摘 要：MCNP程序由于其几何模拟和核数据上的优越性，现在在反应堆的研究分析中已经得到较多应用。通过基准题的计算，定量地说明MCNP通过其自带的常温(294 K)下的核素截面数据库不能够对反应堆进行非常准确的计算(由于反应堆内各种材料/位置的温度不同)，而且，它也不能够计算反应堆中与温度相关的量，如反应性温度系数。选用了一个带有不同温度下核素截面数据的MCNP输入格式的数据库，使用MCNP-4C对基准题进行了计算，发现计算结果与基准值符合得非常好。这说明通过使用不同温度下的核素截面数据库，MCNP可以准确计算温度系数和增殖系数等，从而说明在反应堆设计计算中制作不同温度下的核素截面库的必要性。

关键词：MCNP程序；核素截面数据库；增殖系数；反应性温度系数；基准题
中图分类号：TL329^{+}.3 **文献标识码**：A

1 引言

现在，MCNP程序是反应堆研究分析中的常用软件之一，但是我们知道MCNP自带的截面库对绝大多数核素只包含常温下(294 K)的截面数据，虽然MCNP软件本身对温度做了一些处理，但从严格意义上讲，使用MCNP及其自带的截面库不能够对反应堆进行准确计算，也就更加不能够计算如反应性温度系数等这样的量。本论文使用MCNP及其自带的截面数据库对某一温度系数基准题进行了计算，从而定量地说明以上的结论。

为了说明通过不同温度下的核素截面数据库，MCNP可以对反应堆进行准确的计算，我们使用由瑞典皇家理工学院(KTH)生成的300，600，900，1 200，1 500，1 800 K 6个温度下的MCNP输入格式的截面数据库(简称KTH库)对基准题进行了计算。通过计算，我们发现计算结果与基准值符合得很好。这说明KTH库中的核素截面数据是非常准确的，也说明通过使用不同温度的数据库，MCNP可以准确计算温度系数和增殖系数等。同时，这也说明了在反应堆设计计算中制作不同温度下的核素截面库的必要性。

2 利用MCNP及其自带的核素截面数据库计算温度系数基准题

我们选择的燃料温度系数基准题是由Robert C. Little等[1]发布的，此基准题计算了燃料温度分别为600和900 K下栅元的增殖系数(使用的是MCNP3A及相应温度下的核素截面)；同时，该基准题变换5种不同的燃料重量富集度(0.711%，1.6%，2.4%，3.1%，3.9%)，分别对每一种富集度进行了温度系数的计算。同时，该结果与CELL-2代码的计算结果一致。

我们使用MCNP-4C及其自带的常温下的核素截面数据库对上述的温度系数基准题进行了计算，并将计算结果与基准题的值进行了对比。

2.1 增殖系数的对比

我们对比了增值系数的计算值(利用MCNP-4C及其自带截面库)与基准值，参见表1。从表可以看出，增殖系数的计算值和基准值之间的相对偏差较大，而且900 K时相对偏差比600 K时的大。这是因为温度越高，核素的各种截面与常温下的该

收稿日期：2005-11-20；**修改日期**：2006-01-09
作者简介：柴晓明(1983-)，男(汉族)，内蒙古呼和浩特人，博士研究生，从事核科学与技术研究；
E-mail：Chaixm@163.com

表1 利用MCNP自带截面库计算得到的增殖系数与基准值的对比

燃料重量富集度(%)	燃料温度/K	增殖系数 K			与基准值的偏差(%)	
		计算值	基准值		与MCNP3A相对偏差	与CELL2相对偏差
			MCNP3A	CELL2		
0.711	600	0.670 52 ±0.000 52	0.663 8 ±0.000 6	0.665 2	1.012	0.799 7
	900	0.669 49 ±0.000 43	0.656 7 ±0.000 8	0.657 8	1.948	1.777 1
1.6	600	0.969 88 ±0.000 56	0.958 1 ±0.000 6	0.960 5	1.230	0.976 6
	900	0.967 83 ±0.000 55	0.948 4 ±0.000 6	0.950 7	2.049	1.801 8
2.4	600	1.109 81 ±0.000 65	1.096 1 ±0.000 7	1.098 9	1.251	0.992 8
	900	1.108 38 ±0.000 65	1.086 4 ±0.000	1.088 3	2.023	1.845 1
3.1	600	1.189 62 ±0.000 7	1.174 7 ±0.000 7	1.177 3	1.270	1.046 5
	900	1.19 ±0.000 59	1.164 1 ±0.000 6	1.166 3	2.225	2.032 1
3.9	600	1.254 24 ±0.000 69	1.237 9 ±0.000 6	1.240 4	1.320	1.115 7
	900	1.252 48 ±0.000 66	1.227 1 ±0.000 6	1.229 1	2.068	1.902 2

核素的截面相差越大，所以导致900 K下的相对偏差比600 K下的相对偏差大。

2.2 燃料反应性温度系数的对比

利用上述得到的增殖系数，可以计算得到燃料反应性温度系数。我们对比了利用MCNP自带库计算得到的燃料反应性温度系数计算值与基准值，表2是对比结果。图1是燃料温度系数随燃料富集度的变化曲线。

表2 不同富集度下的温度系数

燃料重量富集度(%)	燃料温度系数			相对偏差(%)	
	计算值 ($\times10^{-6}$)	MCNP3A基准值 ($\times10^{-5}$)	CELL2基准值 ($\times10^{-5}$)	与MCNP3A的相对偏差	与CELL-2的相对偏差
0.711	-7.6	-5.429	-5.6	85.9	86.3
1.6	-7.3	-3.558	-3.6	79.5	79.8
2.4	-3.9	-2.715	-3	85.7	87.1
3.1	0.9	-2.584	-2.7	10.3	10.3
3.9	-3.7	-2.37	-2.5	84.2	85.1

从表2及图1可以看出，用MCNP及其自带的常温下的核素截面数据库对基准题的计算结果与基准值相差很大，相对偏差竟达到80%。这说明利用MCNP本身自带的常温下的核素截面数据库不能够计算反应性温度系数。

总之，利用MCNP自带的常温下的核素截面数据库不能对反应堆进行准确的计算，增殖系数的相对偏差在百分之几左右，更不能利用MCNP自带的常温下的核素截面数据库计算和温度相关的量，如反应性温度系数，因为它的相对偏差非常大，根本不能满足设计计算的要求。

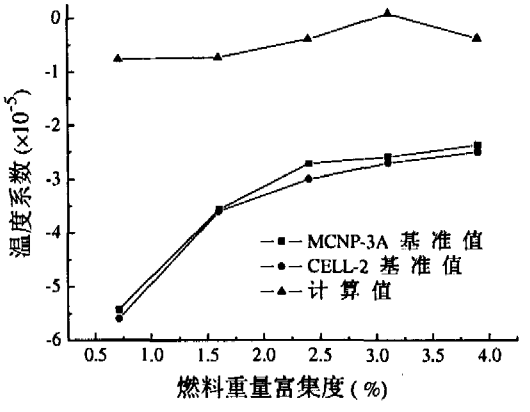

图1 温度系数随燃料富集度的变化曲线

3 利用MCNP及KTH核素截面数据库计算燃料温度系数基准题

我们使用MCNP-4C及KTH库对温度系数基准题进行了计算，并将计算结果与基准题的基准值进行了对比。

3.1 比较增殖系数

我们对比了增殖系数的计算值(利用MCNP-

4C 及 KTH 库)与基准值，见表 3。

由表 3 可以看出，利用 KTH 库计算得到的增殖系数与基准值的相对偏差很小，与 MCNP3A 基准值的相对偏差在 0.3% 以下，与 CELL2 基准值的相对偏差在 0.1% 以下，说明利用 KTH 库计算得到的增殖系数与基准值符合得很好。而利用 MCNP 自带库计算得到的增殖系数与基准值的相对偏差远远地大于利用 KTH 库计算得到的增殖系数与基准值的相对偏差，这说明利用 KTH 库计算得到的结果更准确。

3.2　比较燃料反应性温度系数

表 4 是利用 KTH 库计算基准题得到的燃料反应性温度系数与基准值的对比。图 2 是燃料反应性温度系数随燃料富集度的变化曲线。

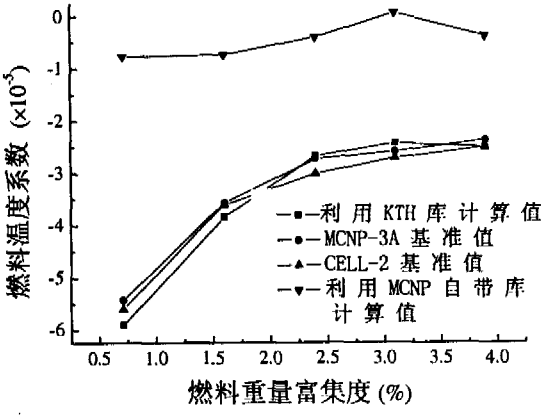

图 2　反应性温度系数随燃料重量富集度的变化曲线

从表 4 可以看出，利用 KTH 库计算得到的温度系数与基准值的相对偏差在百分之几左右，这可

表 3　用 KTH 库计算到的有效增殖系数与基准值的对比

燃料重量富集度(%)	燃料温度/K	增殖系数 K			相对偏差(%)	
		计算值	基准值		与 MCNP3A 相对偏差	与 CELL2 相对偏差
			MCNP3A	CELL2		
0.711	600	0.665 25 ±0.000 3	0.663 8 ±0.000 6	0.665 2	0.218	0.007 5
	900	0.657 50 ±0.000 4	0.656 7 ±0.000 8	0.657 8	0.122	0.045 6
1.6	600	0.961 33 ±0.000 5	0.958 1 ±0.000 6	0.960 5	0.337	0.086 4
	900	0.950 81 ±0.000 4	0.948 4 ±0.000 6	0.950 7	0.254	0.011 6
2.4	600	1.098 49 ±0.000 6	1.096 1 ±0.000 7	1.098 9	0.218	0.037 3
	900	1.088 96 ±0.000 5	1.086 4 ±0.000	1.088 3	0.236	0.060 6
3.1	600	1.176 24 ±0.000 6	1.174 7 ±0.000 7	1.177 3	0.131	0.090 0
	900	1.166 29 ±0.000 6	1.164 1 ±0.000 6	1.166 3	0.188	0.000 9
3.9	600	1.241 52 ±0.000 6	1.237 9 ±0.000 6	1.240 4	0.292	0.090 3
	900	1.230 07 ±0.000 6	1.227 1 ±0.000 6	1.229 1	0.242	0.078 9

表 4　不同富集度下的温度系数

燃料重量富集度(%)	温度系数			相对偏差(%)			
	计算值 ($\times10^{-5}$)	MCNP3A 基准值 ($\times10^{-5}$)	CELL2 基准值 ($\times10^{-5}$)	与 MCNP3A 的相对偏差	利用 MCNP 自带库计算值与 MCNP3A 基准值的相对偏差	与 CELL2 的相对偏差	利用 MCNP 自带库计算值与 CELL2 基准值的相对偏差
0.711	-5.906 1	-5.429	-5.6	8.79	85.9	5.47	86.3
1.6	-3.836 4	-3.558	-3.6	7.82	79.5	6.57	79.8
2.4	-2.655 6	-2.715	-3	2.19	85.7	11.5	87.1
3.1	-2.417 7	-2.584	-2.7	6.44	10.3	10.5	10.3
3.9	-2.499 2	-2.37	-2.5	5.45	84.2	0.032	85.1

以满足反应堆设计计算要求。同时我们可以看出，由 KTH 库计算得到的温度系数与基准值的相对偏差比由 MCNP 自带库计算得到的温度系数与基准值的相对偏差小很多。

总之，利用 KTH 库可以对反应堆的增殖系数等进行更为准确的计算，而且它也可以计算和反应堆中温度相关的量，如反应性温度系数。这也说明了研制不同温度下的核素截面数据库的必要性。

4 结论

通过利用 MCNP 自带的常温下的核素截面数据库对基准题的计算，定量地说明了利用常温下的核素截面数据库对反应堆的计算不是很准确，而且它不能够计算反应堆中和温度相关的量，如反应性温度系数。

通过 KTH 库对基准题的计算，说明通过不同温度下的核素截面数据库，MCNP 可以对反应堆进行更精确的计算，而且也可以计算反应堆中和温度相关的量，如反应性温度系数。但是由于 KTH 库中不同温度之间间距过大，所以其满足不了实际反应堆的研究分析。这说明研制不同温度下的核素截面数据库是很有必要的，我们已着手加工生成新的温度相关核数据库以满足反应堆设计计算要求。

参 考 文 献：

[1] Mosteller R D, Eisenhart L D, Little R C, *et al.* Nucl Sci and Eng, 1991, **107**: 265.

[2] 谢仲生，尹邦华等编. 核反应堆物理分析. 北京：原子能出版社，2000.

Requirement of Temperature Dependent Nuclear Cross Sections for MCNP Calculation

CHAI Xiao-ming, WANG Kan, YU Gang-lin

(*Department of Engineering Physics, Tsinghua University, Beijing* 100084, *China*)

Abstract: Due to the advantage of geometry simulation and nuclear data, the code MCNP is now widely used in the reactor analysis. Based on our calculation of the fuel temperature reactivity coefficient benchmark, it is quantificationally proved that MCNP with its own cross section library can't be used to simulate the reactor accurately and to calculate the temperature reactivity coefficient. Furthermore, we use MCNP- 4C with a database that contains temperature dependent nuclear cross sections to calculate the benchmark. The results are well agreement with benchmark results. This means that, with the temperature dependent nuclear cross sections library, MCNP can calculate the temperature reactivity coefficient and reactor multiplication factor accurately. So the temperature dependent nuclear cross section library should be processed to meet the requirement of reactor calculation.

Key words: MCNP code; nuclear cross section library; multiplication factor; temperature reactivity coefficient; benchmark