

基准快堆例题 BN-600 对 VisualBUS4.2 的测试

潘冬梅 陈 冲

(中国科学技术大学 核科学技术学院 合肥 230027)

摘要 使用国际原子能机构的基准快堆例题 BN-600 对大型集成多功能中子学计算分析系统 VisualBUS4.2 进行了测试。与国际上其他单位的程序和数据库计算结果对比分析, 其中有效增值因子(k_{eff})、燃料多普勒系数(k_D^{fuel})、径向膨胀系数(R_{rad})、轴向膨胀系数(R_{ax})和有效缓发中子份额(β_{eff})的计算结果均介于其他单位测试值之间, 验证了算法与各种材料的反应截面的可靠性。初步证明了 VisualBUS4.2 的蒙特卡罗输运模块与数据库在复杂反应堆核设计中的可靠性。但是由于密度系数本身比较小, 各测试单位测试结果之间偏差都比较大, 所以对密度系数还需进行进一步的分析与研究。

关键词 快堆, 基准例题, 中子学, VisualBUS4.2

中图分类号 TL327

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2014.hjs.37.110605

VisualBUS^[1]是多学科交叉先进核能研究团队(FDS 团队)充分利用现代计算机技术发展的大型集成中子学计算分析系统, 其主要功能包括 CAD 技术的自动建模、四维多物理耦合计算、动态可视化分析和多目标优化, 并配有混合评价数据库 HENDL。VisualBUS 可实现基于蒙特卡罗、离散纵标、特征线及其耦合等方法的多维辐射输运计算、时间相关的中子物理过程计算(如同位素燃耗计算等)、各类反应率计算(如材料活化与辐照损伤等)、停堆剂量计算和燃料管理等。此外, 该系统还可以扩展支持虚拟装配仿真、热工水力学分析、核安全分析以及环境影响评价。

基准例题测试是程序和数据验证的重要手段。VisualBUS 系统各个功能模块的单独测试, 在文献[2-14]中有详细描述, 本文以国际原子能机构的基准快堆例题 BN-600^[15-16](IAEA-TECDOC-1623)为测试对象, 将计算结果与国际上其他单位的不同程序和数据库的计算结果进行对比分析, 主要是校验 VisualBUS4.2 的蒙特卡罗输运模块与数据库在复杂堆型设计中的可靠性和准确性。

1 基准例题

国际上有 11 个单位分别利用不同的程序和数据库独立的参加了该基准例题 BN-600 的测试。参与单位为: 美国阿贡国家实验室(ANL)、法国原子能协会(CEA)和英国的 SERCO Assurance 公司(SA)、中国原子能科学研究院(CIAE)、德国卡尔斯

鲁厄研究中心(FZK)/核与能源技术研究所(IKET)、印度甘地原子能研究中心(IGCAR)、日本核燃料开发机构(JNC)、韩国原子能协会(KAERI)和俄罗斯物理和动力工程研究所(IPPE)和阿夫里坎托夫机械工程实验设计局(OKBM)。文献[15]中对各个单位及其使用程序和数据库做了详细的描述。该例题的目的是验证各个单位的计算程序及计算方法。

BN-600 是热功率为 1470 MW, 电功率为 600 MW 的快堆标准例题。306 个氧化铀燃料组件依富集度布置在四个区(内外两个低富集度区 LEZ (Low Enrichment Zone), 中间是中等富集度区 MEZ (Medium Enrichment Zone)和外面的高富集度区 HEZ (High Enrichment Zone))。在 MEZ 和 HEZ 之间有一个 MOX 燃料区(90 个燃料组件)。有 19 根补偿棒(Shim Control Rod, SHR), 插入到堆芯的中心平面, 6 根安全棒(Scram Control Rod, SCR)提出堆芯平面以上 5.5 cm。堆芯径向外侧有 300 个不锈钢反射层组件, 最外侧是 102 个碳化硼屏蔽组件。几何布置见图 1 和图 2, 各区材料和几何尺寸详细描述见文献[15]。

2 计算方法和计算模型

首先使用 VisualBUS4.2 系统中的自动建模模块 MCAM 对 BN-600 例题的整个堆芯进行精确到组件级别的建模, 见图 3。组件分为燃料组件、反射层组件、屏蔽层组件及补偿棒和安全棒, 各组件内部也进行了总计达数十种材料分区, 如燃料组件中包

第一作者: 潘冬梅, 女, 1983 年出生, 2011 年于中国科学技术大学近代物理系理论物理专业获硕士学位, 现为博士研究生, 主要从事束流扰动的相关研究工作

收稿日期: 2014-01-10, 修回日期: 2014-05-13

括燃料区、反射区、屏蔽区等，整个几何模型十分复杂。

在进行堆芯中子输运计算时为了解决 BN-600 这类堆芯模型复杂、材料种类与分区多的问题，选用的是 VisualBUS4.2 中的蒙特卡罗方法模块，数据库使用的是专门针对快堆开发的多温度点状输运截面库 HENDL3.0，其评价库来自 FENDL-3.0^[17]、ENDF/B-VII^[18-19]以及 TENDL2009^[20]评价源，还有部分核素来自 TENDL2010^[21]、JEFF-3.1.1^[22]以及 JEFF-4.0^[23]等评价源。对所有的核素均制作了 300 K 以下的点状截面，对主要的裂变产物、锕系核素等较为重要的核素，也制作了包括 500 K、600 K、700 K、800 K、900 K、1 200 K、1 500 K 以及 2 100 K 等几种反应堆中常见的温度的截面库，可以满足 BN600 的计算需要。

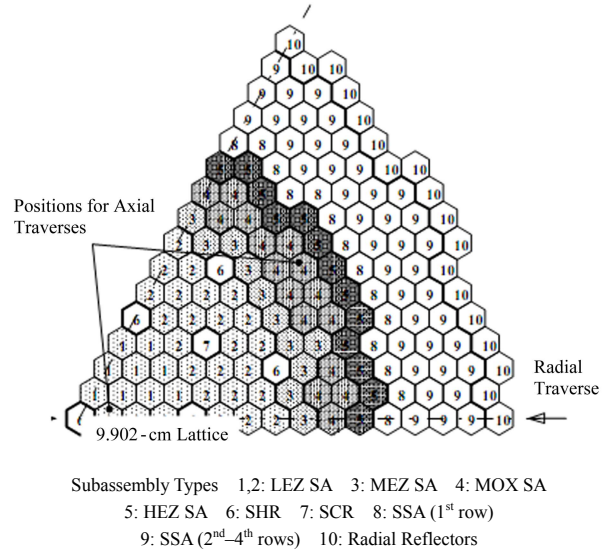


图 1 BN-600 的平面布置 (60°扇段，旋转对称)
Fig.1 Benchmark model layout (60° sector, rotational symmetry).

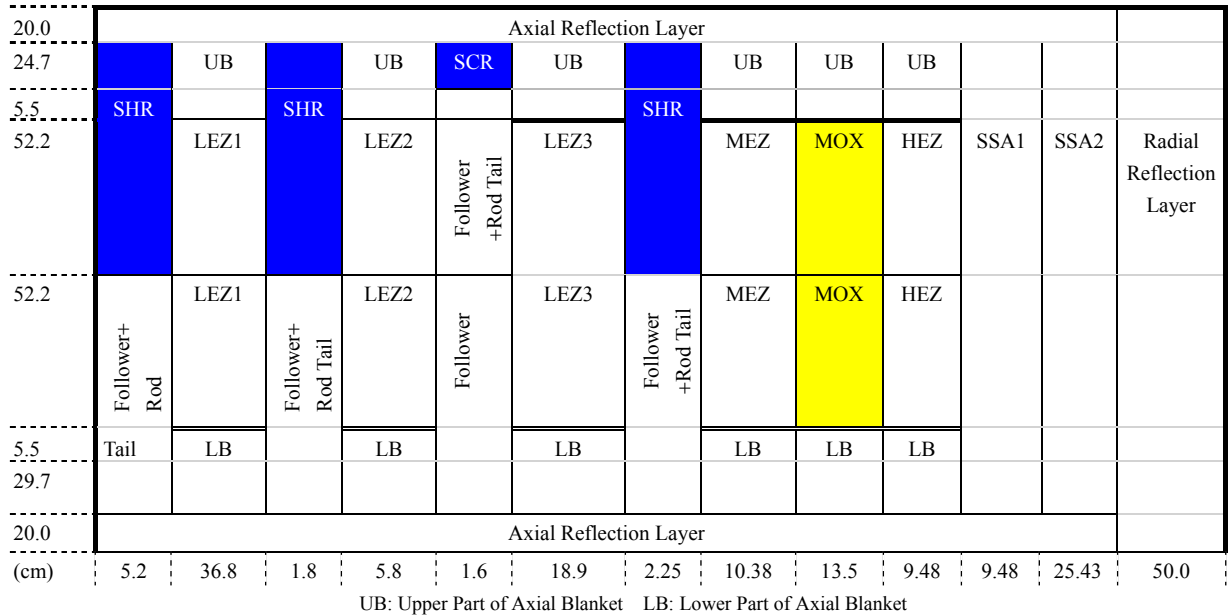


图 2 BN-600 堆芯径向-轴向布局
Fig.2 Calculational scheme of the RZ model indicating the axial distribution of reactor core.

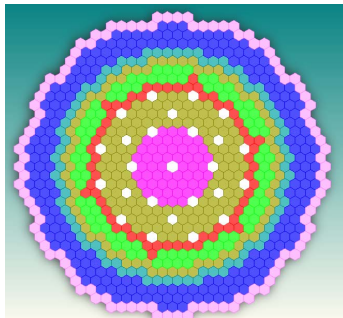


图 3 三维 CAD 模型 (MCAM 建模)
Fig.3 Three-dimensional CAD model (MCAM modeling).

3 计算结果及分析

本文测试时利用 VisualBU4.2 系统中的自动建模模块 MCAM(图 3)和输运计算功能。分别测试了 BN-600 的有效增殖因子 k_{eff} 、燃料多普勒系数 k_D^{fuel} 、吸收体密度系数 W_{abs} 、钠密度系数 W_{Na} 、膨胀系数 R 。考虑到燃料温度与冷却剂温度有差异^[15]，各单位在计算过程中燃料使用温度为 1 500 K 的截面库，结构材料和冷却剂使用温度为 600 K 的截面库，而我们也将从 HENDL3.0 选用同样的温度库（除了燃料多普勒系数之外，在§3.2 有相关说明）。

由于参与测试的单位计算程序有的同时使用了扩散程序和输运程序，所以在结果列表中分别列出了两种方法的计算结果。对于各个单位所用程序和数据库详细信息见文献[15]。

3.1 有效增值因子 k_{eff}

BN-600 的有效增值因子计算结果见表 1。为了获得较为准确的数据，同时考虑计算机时花费，每次计算 k_{eff} 时（包括计算后面的各个动态参数时用到的 k_{eff} ）都要迭代 100 000 000 个有效历史次数，其中每代 50 000 次历史，共产生 2 000 代中子。每次计算的统计标准差略有不同，但都控制在万分之一以下，因此可以认为统计误差对计算结果的影响

极小。VisualBUS4.2 的计算结果与其他单位计算结果的平均值的相对偏差为 0.342 4%，与其他单位测试结果吻合良好。 k_{eff} 的数值与算法和裂变材料的截面关系最大，在蒙特卡罗算法差别不大的情况下，差别产生的主要原因就是裂变材料的截面。ANL 使用的数据库是 ENDF/B-V.2，而 CEA/SA 使用的数据库是 JEF-2.2，JNC 使用的是 JENDL-3.2，KAERI 使用的是 KAFAX/F22，BN600 例题中的裂变核素包括铀的三种同位素和钚的四种同位素，通过 k_{eff} 的测试结果初步验证了 VisualBUS4.2 的物理算法与 HENDL3.0 中裂变材料的截面的可靠性。

表 1 有效增值因子 k_{eff}
Table 1 Effective multiplication factors k_{eff}

单元 Unit	扩散方法 Diffusion method		输运方法 Transport method	
	计算值 Calculated values	相对偏差 ¹⁾ Relative deviation / %	计算值 Calculated values	相对偏差 ²⁾ Relative deviation / %
ANL	0.995 92	-0.86	0.998 02	-1.40
CEA/SA	1.015 46	1.09	1.022 72	1.04
CIAE	1.000 26	-0.42	—	—
IGCAR	1.006 42	0.19	—	—
IPPE	1.004 71	0.02	—	—
JNC	1.007 13	0.26	1.009 67	-0.25
KAERI	1.012 60	0.81	1.014 94	0.27
OKBM	0.993 57	-1.09	—	—
平均值 Average	1.004 51	—	1.011 34	—
本工作 This work	—	—	1.015 67	0.34

注：1) 相对偏差=(计算值/平均值-1)×100%，2) 相对偏差=(扩散值/输运值-1)×100%

Notes: 1) Relative deviation=(Calculated values/Average-1)×100%, 2) Relative deviation=(Diffusion values/Transport values-1)×100%

3.2 燃料多普勒系数 k_D^{fuel}

多普勒系数定义为由单位燃料温度变化所引起的反应性变化。计算公式为：

$$k_D^{\text{fuel}} = \frac{k_{\text{eff}}^2 - k_{\text{eff}}^1}{k_{\text{eff}}^2 \cdot k_{\text{eff}}^1} \cdot \frac{1}{\ln \frac{T_2}{T_1}} \quad (1)$$

式中， $T_1=1\,500\text{ K}$ ； $T_2=2\,100\text{ K}$ ； k_{eff}^1 和 k_{eff}^2 分别为燃料温度为 1 500 K 和 2 100 K 时堆芯的有效增值因子。计算过程中保持冷却剂的温度和核子密度不变。

燃料的同位素包括 ^{235}U 、 ^{236}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{242}Pu 、 ^{16}O 和伪裂变产物 Fission product (FP)^[24-25]。各个单位没有统一 FP 中包含的核素，这对于计算结果会带来一定的影响，但是裂变产物本身占的比例并不大，所以对 k_{eff} 的影响应该不大。

从数值上看， k_D^{fuel} 大约等于两个 k_{eff} 之差的 3 倍，而两个 k_{eff} 之差本身较小，因此计算 k_{eff} 时各单位之间的微小偏差就会带来 k_D^{fuel} 明显的相对误差，即偏差被放大了，这样可以更精细地检验程序的准确性。从结果上看，各机构的输运计算值都在 -0.006—-0.008，这意味着各机构两次计算 k_{eff} 之差在 0.002—0.003，而蒙特卡罗计算统计误差在万分之一以下(见§3.1)，故本工作计算时产生的统计误差对此参数几乎没有影响。即使如此，使用本软件计算结果(见表 2)与各机构平均值相比偏差依然不大，且位于其他机构计算结果的最大值与最小值之间，因此这个系数进一步地验证了 VisualBUS4.2 算法与燃料截面库的可靠性。

表 2 燃料多普勒系数 k_D^{fuel}
Table 2 Fuel Doppler coefficients k_D^{fuel} .

单元 Unit	扩散方法 Diffusion method		输运方法 Transport method	
	计算值	相对偏差	计算值	相对偏差
	Calculated values	Relative deviation / %	Calculated values	Relative deviation / %
ANL	-0.006 65	3.95	—	—
CEA/SA	-0.006 86	7.34	-0.006 81	-1.21
CIAE	-0.006 10	-4.52	—	—
IGCAR	-0.004 71	26.40	—	—
IPPE	-0.006 35	-0.65	-0.006 38	-7.44
JNC	-0.006 46	1.04	-0.006 33	-8.17
KAERI	-0.007 70	20.39	-0.007 64	10.83
OKBM	-0.006 32	-1.14	—	—
平均值 Average	-0.006 39	—	-0.006 79	—
本工作 This work	—	—	-0.007 31	6.00

3.3 吸收体密度系数 W_{abs} 和钠密度系数 W_{Na}

密度系数是指密度变化 1% (为了使各单位计算的初始条件统一, 标准文档^[15]规定密度系数计算时扰动量取为 1%) 时所引起的反应性变化, 主要与冷却剂钠和吸收体碳和硼的反应截面有关。吸收体密度系数和钠密度系数计算公式分别为:

$$W_{\text{abs}} = \frac{\partial k}{\partial \rho_{\text{abs}}} \frac{\rho_{\text{abs}}}{k^2} \quad (2)$$

$$W_{\text{Na}} = \frac{\partial k}{\partial \rho_{\text{Na}}} \frac{\rho_{\text{Na}}}{k^2} \quad (3)$$

式中, W_{abs} 为吸收体密度系数, 吸收体的同位素包括 ^{10}B 、 ^{11}B 和 C; W_{Na} 为钠密度系数。

W_{abs} 的计算结果见表 3, W_{Na} 计算结果见表 4。与 k_D^{fuel} 一样, W_{Na} 与 W_{abs} 正比于密度变化前后的 k_{eff} 之差, 数值上 W_{abs} 大约等于 k_{eff} 之差的 100 倍, 与

k_D^{fuel} 一样, 各机构之间计算 k_{eff} 的偏差会被密度系数放大。统计误差方面, 各机构 W_{abs} 的计算结果都在 -0.022 左右, 这代表两次计算的 k_{eff} 之差分别为万分之二附近。而本文中两次计算 k_{eff} 的统计均方差分别是 0.000 06 与 0.000 08, 故统计误差可能会对结果有部分影响。从表 3 中可以看到 VisualBUS4.2 的结果小于其他机构的测量值, 与平均值偏差并不大。

而对 W_{Na} , 同样使用了输运方法计算的三家机构对 W_{Na} 的计算结果为 0.002-0.006, 即两次 k_{eff} 之差在 0.000 02-0.000 06, 相当小。本工作两次计算 k_{eff} 的统计均方差分别是 0.000 03 与 0.000 06, 故统计误差可能会对结果存在相当的影响, 各机构的计算结果之间偏差都相当大也可能正是由于这种原因 (k_{eff} 之差很小), VisualBUS4.2 测试结果位于其他机构结果的最大值与最小值之间。

表 3 吸收体密度系数 W_{abs}
Table 3 Absorber density coefficients W_{abs} .

单元 Unit	扩散方法 Diffusion method		输运方法 Transport method	
	计算值	相对偏差	计算值	相对偏差
	Calculated values	Relative deviation / %	Calculated values	Relative deviation / %
ANL	-0.024 1	1.23	—	—
CEA/SA	-0.025 8	8.30	-0.023 4	6.53
CIAE	-0.024 3	2.07	—	—
IGCAR	-0.023 4	-1.81	—	—
IPPE	-0.021 7	-8.82	-0.020 6	-6.22
JNC	-0.020 0	15.97	-0.021 9	-0.30
KAERI	-0.026 7	12.24	—	—
OKBM	-0.024 5	2.75	—	—
平均值 Average	-0.023 8	—	-0.022 0	—
本工作 This work	—	—	-0.020 4	-7.46

表 4 钠密度系数 W_{Na}
Table 4 Sodium density coefficients W_{Na}

单位 Unit	扩散方法 Diffusion method		输运方法 Transport method	
	计算值 Calculated values	相对偏差 Relative deviation / %	计算值 Calculated values	相对偏差 Relative deviation / %
ANL	0.020 72	102.46	—	—
CEA/SA	0.007 71	-24.67	0.005 92	21.48
CIAE	0.004 86	-52.52	—	—
IGCAR	0.006 68	-34.69	—	—
IPPE	0.008 77	-14.31	0.002 06	-57.73
JNC	0.010 38	1.41	0.006 64	36.25
KAERI	0.010 50	2.55	—	—
OKBM	0.012 26	19.76	—	—
平均值 Average	0.010 24	—	0.004 87	—
本工作 This work	—	—	0.002 91	-40.25

3.4 膨胀系数 R

膨胀系数 R 分为轴向膨胀系数 R_{ax} 和径向膨胀系数 R_{rad} ，分别定义为堆芯轴向长度均匀的变化 1% 所引起的反应性变化和堆芯径向长度均匀的变化 1% 所引起的反应性变化。计算过程中堆芯结构材料和裂变材料的核子密度根据尺寸变化作相应变化（冷却剂的核子密度保持不变），温度保持不变。

轴向膨胀系数 R_{ax} 的计算公式为：

$$R_{ax} = \frac{\partial k_{all}}{k^2} \bigg/ \frac{\partial H}{H_0} \quad (4)$$

其定义与密度系数很类似，式中， H_0 为初始时堆芯轴向高度； ∂k_{all} 为结构材料核子密度变化时堆芯有效增值因子的变化量。从两者的定义可以发现，对这两个参数能产生影响的主要应该是燃料与结构材料的反应截面，在燃料的截面已经经过了验证情况下（ k_{eff} 与 k_D^{fuel} ），还剩下结构材料的反应截面对此系数有明显影响。另外， R 的计算是在原有模型的基础上变化几何尺寸，对程序的几何建模能力也提

出了一定的要求。

径向膨胀系数 R_{rad} 的计算公式为：

$$R_{rad} = \frac{\partial k_{all}}{k^2} \bigg/ \frac{\partial R}{R_0} \quad (5)$$

式中， R_0 为初始时堆芯的半径。

R_{ax} 和 R_{rad} 数值上大约等于两次计算 k_{eff} 之差的 100 倍，与前两个动态参数一样，各机构之间计算 k_{eff} 的偏差会被放大，计算结果分别见表 5 和表 6。VisualBUS4.2 的 R_{ax} 计算结果与其他单位计算结果平均值的相对误差为 1.86%； R_{rad} 计算结果与其他单位计算结果平均值的相对误差为 1.16%，这两个结果与其他机构的计算结果的平均值相比偏差较小。统计误差方面，从数值上看，各机构（包括本文）使用输运方法的计算结果在 -0.5—-0.1，这意味着两次计算的 k_{eff} 之差在 -0.005—-0.001，故本文中计算 k_{eff} 的统计误差（万分之一以下）对此参数几乎没有影响。因此这两个参数的测试验证了 VisualBUS4.2 的几何建模能力与结构材料的截面可靠性。

表 5 轴向膨胀系数 R_{ax}
Table 5 Axial expansion coefficients R_{ax}

单元 Unit	扩散方法 Diffusion method		输运方法 Transport method	
	计算值 Calculated values	相对偏差 Relative deviation / %	计算值 Calculated values	相对偏差 Relative deviation / %
ANL	-0.159 8	7.42	—	—
CEA/SA	-0.146 3	-1.66	-0.139 7	-3.53
CIAE	-0.160 0	7.58	—	—
IGCAR	-0.146 1	-1.78	—	—
IPPE	-0.138 4	-6.97	-0.135 2	-6.64
JNC	-0.157 4	5.80	-0.153	5.65
KAERI	-0.152 8	2.69	-0.151 4	4.51
OKBM	-0.129 3	-13.08	—	—
平均值 Average	-0.148 8	—	-0.144 8	—
本工作 This work	—	—	-0.147 5	1.86

表 6 径向膨胀系数 R_{rad}
Table 6 Radial expansion coefficients R_{rad}

单元 Unit	扩散方法 Diffusion method		输运方法 Transport method	
	计算值 Calculated values	相对偏差 Relative deviation / %	计算值 Calculated values	相对偏差 Relative deviation / %
ANL	-0.494 7	1.53	—	—
CEA/SA	-0.474 1	-2.69	-0.460 5	-2.64
CIAE	-0.500 8	2.79	—	—
IGCAR	-0.478 8	-1.72	—	—
IPPE	-0.490 4	0.65	-0.482 2	1.95
JNC	-0.492 3	1.04	-0.481 4	1.78
KAERI	-0.472 6	-3.01	-0.461 9	-1.09
OKBM	-0.494 1	1.41	—	—
平均值 Average	-0.478 2	—	-0.473 0	—
本工作 This work	—	—	-0.478 5	1.16

3.5 有效缓发中子份额 β_{eff}

有效缓发中子份额 β_{eff} 是反应堆动态参数之一, 其物理意义是缓发中子在所有中子中诱发裂变的可能性。其定义为平均由缓发中子所引起的裂变数与平均由包括瞬发中子和缓发中子在内所引起的裂变数之比, 即:

$$\beta_{\text{eff}} = P_{\text{d,eff}} / P_{\text{eff}} \quad (6)$$

式中, $P_{\text{d,eff}}$ 表示能谱-伴随权重的缓发中子产生率; P_{eff} 表示能谱-伴随权重的所有中子(瞬发中子和缓发中子)产生率。虽然缓发中子份额较小, 一般只有几百个 pcm, 但是对反应堆的控制极为重要, 缓发中子控制反应堆对反应性变化的响应速度, 使得人为控制反应性成为可能。

从物理上分析, 由于瞬发中子在反应堆中诱发裂变的可能性, 而缓发中子与瞬发中子在反应堆中诱发裂变的可能性总共为 k_{eff} , 则有效缓发中子份额

可以用式(7)来计算:

$$\beta_{\text{eff}} = 1 - k_p / k \quad (7)$$

这就是用蒙特卡罗方法计算 β_{eff} 的原理, 这种方法也叫做瞬发方法^[26-28], 是唯一一种能够实现蒙特卡罗计算缓发中子有效份额的方法。由于 k 与 k_p (反应堆关掉缓发中子之后的有效增值因子) 数值上非常接近, 因此 β_{eff} 数值很小, k_p 对其影响比较大, 各机构对 k_p 的计算偏差会明显地影响 β_{eff} 结果之间的相对偏差。对缓发中子有效份额的计算能够验证软件缓发中子先驱核的生成与衰变过程的处理机制, 计算结果见表 7。从结果上看, 各机构计算结果之间的偏差都不大, 而 VisualBUS4.2 的计算结果与 ANL 的相同, 与其他单位计算结果的平均值的相对偏差为-1.52%, 处于各单位计算结果的最大值与最小值之间。统计误差方面, 由于 k_{eff} 计算的统计误差小于万分之一, 故对本参数的影响也不大。

表 7 有效缓发中子份额 β_{eff}
Table 7 Effective delayed neutron fractions β_{eff}

单位 Unit	计算值 Calculated values / pcm	相对偏差 Relative deviation / %
ANL	581	-1.52
CEA/SA	598	1.29
CIAE	598	1.29
IGCAR	598	1.34
IPPE	593 (591)	0.48
JNC	587	-0.57
KAERI	595	0.80
OKBM	573	-3.01
平均值 Average	590	—
本工作 This work	581	-1.52

4 结语

利用国际原子能机构的国际基准快堆例题 BN-600 对 VisualBUS4.2 数据库进行测试, 得出 k_{eff} 、 k_D^{fuel} 、 R_{rad} 、 R_{ax} 和 β_{eff} 的测试值均与国际其他单位计算结果的平均值吻合较好, 验证了算法与各种材料的反应截面的可靠性。初步证明了 VisualBUS4.2 在复杂反应堆核设计中的可靠性。但是由于密度系数本身比较小, 各测试单位测试结果之间偏差都比较大, 所以对密度系数还需进行进一步的分析与研究。

致谢 本文工作开展得到了中国原子能科学研究院李泽华老师的热心指导, 以及中国科学院核能安全技术研究所提供的软件平台及相关人员的技术讨论, 特此感谢!

参考文献

- 1 吴宜灿, 李静惊, 李莹, 等. 大型集成多功能中子学计算与分析系统 VisualBUS 的研究与发展[J]. 核科学与工程, 2007, **27**(4): 365–373
WU Yican, LI Jingjing, LI Ying, *et al.* Integrated multi-functional neutronics calculation and analysis system of VisualBUS[J]. Research and Development of Nuclear Science and Engineering, 2007, **27**(4): 365–373
- 2 Li Y, Lu L, Ding A, *et al.* Benchmarking of MCAM 4.0 with the ITER 3D model[J]. Fusion Engineering and Design, 2007, **82**: 2861–2866
- 3 Hu H, Wu Y, Chen M, *et al.* Benchmarking of SNAM with the ITER 3D Mode I[J]. Fusion Engineering and Design, 2007, **82**: 2867–2871
- 4 Gao C J, Xu D Z, Li J J, *et al.* Integral data test of HENDL1.0/MG with neutronics shielding experiments (II)[J]. Plasma Science and Technology, 2004, **6**(6): 2596–2600
- 5 Zeng Q, Lu L, Ding A, *et al.* Updata of ITER 3D basic neutronics model with MCAM[J]. Fusion Engineering and Design, 2006, **81**: 2773–2778
- 6 丁爱平, 李莹, 卢磊, 等. 粒子输运计算模型 MCNP 模型的可视化实现[J]. 原子核物理评论, 2006, **23**(2): 130–133
DING Aiping, LI Ying, LU Lei, *et al.* Particle transport visualization computing model of MCNP[J]. Nuclear Physics Review, 2006, **23**(2): 130–133
- 7 卢磊, 李莹, 丁爱平, 等. MCAM 在 INTER 窗口限制器蒙特卡罗计算模型过程中的应用[J]. 核科学与工程, 2007, **27**(3): 277–281
LU Lei, LI Ying, DING Aiping, *et al.* Application of MCAM in the INTER window limiter Monte Carlo calculation[J]. Nuclear Science and Engineering, 2007, **27**(3): 277–281
- 8 Chen M, Huang Q, Zheng S L. Activation analysis of tritium breeder material in the FDS-II fusion power reactor[J]. Fusion Engineering and Design, 2007, **82**: 2641–2646
- 9 赵攀, 陈义学, 林辉, 等. MCNP/MCNPX 几何栅元划分方法对精确放疗剂量计算的影响研究[J]. 原子核物理评论, 2006, **23**(2): 258–262
ZHAO Pan, CHEN Yixue, LIN Hui, *et al.* Research on the influence of MCNP/MCNPX geometric grid element division method of precise radiotherapy dose calculation[J]. Nuclear Physics Review, 2006, **23**(2): 258–262
- 10 龙鹏程, 刘松林, 吴宜灿. 基于行车的 Fusion 虚拟装配系统的设计研究[J]. 计算机仿真, 2007, **24**(4): 231–234
LONG Pengcheng, LIU Songlin, WU Yican. Design and research of Fusion virtual assembly system based on traffic[J]. Computer Simulation, 2007, **24**(4): 231–234
- 11 李静惊, 陈明亮, 郑善良, 等. 基于离散纵坐标输运计算方法的三维燃耗程序发展研究[J]. 核科学与工程, 2007, **27**(4): 379–384
LI Jingjing, CHEN Mingliang, ZHENG Shanliang, *et al.* Development of three-dimensional burnup code system based on discrete ordinate transport calculation method[J]. Nuclear Science and Engineering, 2007, **27**(4): 379–384
- 12 李莹, 曾勤, 卢磊, 等. 利用 ITER 基准模型对 MCAM4.2 进行检验(I)[J]. 核科学与工程, 2008, **28**(1): 48–52
LI Ying, ZENG Qin, LU Lei, *et al.* Using ITER benchmark model tests were carried out on the MCAM4.2 (I)[J]. Nuclear Science and Engineering, 2008, **28**(1): 48–52
- 13 Long P C, Zou J, Huang S Q, *et al.* Development and application of SN auto-modeling tool SNAM2.1[J]. Fusion Engineering and Design, 2010, **85**: 1113–1116
- 14 Luo Y T, Long P C, Wu G Y. SVIP-N: an integrated visualization platform for neutronics[J]. Fusion Engineering and Design, 2010, **85**: 1527–1530
- 15 Belov S, Cherny V, Danyltchev A, *et al.* BN-600 hybrid core benchmark analyses[R]. IAEA-TECDOC-1623, 2010
- 16 Kim Y I, Hill R, Grimm K, *et al.* BN-600 full MOX core benchmark analysis[R]. PHYSOR 2004 –the physics of fuel cycles and advanced nuclear systems: global

- developments, American Nuclear Society, Lagrange Park, Illinois, 2004
- 17 FENDL3.0[DB/OL]. <http://www.nds.iaea.org/fendl3>, 2013
 - 18 Chadwick M B. ENDF/B-VII 0: next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology[J]. Nuclear Data Sheets, 2006, **107**(12): 2931–3059
 - 19 ENDF/B-VII.0[DB/OL]. <http://www.oecd-neo.org/dbforms/data/eva/evatapex/endfb-7>, 2013
 - 20 TA LYS-2009[DB/OL]. <http://www.talys.eu/tendl-2009/>, 2013
 - 21 TENDL-2010[DB/OL]. <http://www.talys.eu/tendl-2010/>, 2013
 - 22 JEFF_3.1.1[DB/OL]. <http://www.oecd-neo.org/dbforms/data/eva/evatapex/jeff-31/index-JEFF3.1.1.html>, 2013
 - 23 JENDL-4.0[DB/OL]. <http://www.ndc.jaea.go.jp/jendl/j40/j40.html>, 2013
 - 24 刘廷进, 刘萍. 快堆裂变产物数据的计算[J]. 核科学与工程, 2006, **22**(1): 71–78
LIU Tingjin, LIU Ping. Fast calculation of pseudo fission product data[J]. Nuclear Science and Engineering, 2006, **22**(1): 71–78
 - 25 周振年, 詹静娴. 快堆裂变产物的一些特性[J]. 核动力工程, 1984, **5**(4): 61–65
ZHOU Zhennian, ZHAN Jingxian. Characteristics of fission product in fast reactor[J]. Nuclear Power Engineering, 1984, **5**(4): 61–65
 - 26 Meulekamp R K, Van der Marck S C. 用蒙特卡罗方法计算有效缓发中子份额[J]. 国外核动力, 2008, **2**: 1–8
Meulekamp R K, Van der Marck S C. Calculation of the effective delayed neutron fraction using Monte Carlo method[J]. Foreign Nuclear Power, 2008, **2**: 1–8
 - 27 Alemberti A, Carlsson J, Malambu E, *et al.* European lead fast reactor-ELSY[J]. Nuclear Engineering and Design, 2011, **241**: 3470–3480
 - 28 朱庆福, 史永谦, 罗皇达, 等. 一种测量缓发中子有效份额 β_{eff} 的方法[J]. 原子能科学计算, 2010, **44**(6): 650–653
ZHU Qingfu, SHI Yongqian, LUO Huangda, *et al.* A method for measuring the effective delayed neutron fraction β_{eff} [J]. Atomic Energy Scientific Computing, 2010, **44**(6): 650–653

Testing of VisualBUS4.2 with fast reactor test benchmark BN-600

PAN Dongmei CHEN Chong

(School of Nuclear Science and Technology, University of Science and Technology of China, Hefei 230027, China)

Abstract Background: VisualBUS4.2 is an integrated multi-functional neutronics analysis software system improved by FDS (Fission/Fusion Design Study) Team using Monte Carlo method. It is developed to be used in reactor design, critical analysis, shielding and burn-up analysis. **Purpose:** The purpose of this work is to test the availability of VisualBUS4.2 in complex reactor design. **Methods:** The IAEA (International Atomic Energy Agency) fast reactor benchmark BN-600 was applied to VisualBUS4.2, and then the resulting neutronic parameters, including effective multiplication factor (k_{eff}), fuel Doppler coefficients (k_D^{fuel}), density coefficients (W_{abs} , W_{Na}), axial expansion coefficients (R_{ax}), radial expansion coefficients (R_{rad}), and effective delayed neutron fractions (β_{eff}), were compared with the results obtained by other affiliations using their programs and databases. **Results:** k_{eff} , k_D^{fuel} , R_{ax} , R_{rad} and β_{eff} are all matched well with the average value of other affiliations' results. However, W_{abs} and W_{Na} were differentiated among all affiliations' simulation results which require further study. **Conclusion:** Preliminary test results show VisualBUS4.2 is applicable and reliable in complex reactor design.

Key words Fast reactor, Benchmark, Neutronic, VisualBUS 4.2

CLC TL327