



核科学与工程

JMCT 在 CPR1000 工程设计中的验证与确认*

叶耀新, 包鹏飞, 赵均

(中广核研究院有限公司 反应堆理论与安全研究所, 深圳 518028)

摘要: CPR1000 系列反应堆是目前国内广泛应用的第二代压水堆型号之一, 蒙特卡罗程序在 CPR1000 系列反应堆的验证与确认是该程序实现反应堆工程设计应用的关键环节。基于某 CPR1000 机组实际参数, 使用由国内单位研发的蒙特卡罗程序 JMCT 在该机组开展了粒子输运建模计算, 分别进行了临界计算和固定源计算, 并进行了验证与确认。对于临界计算, 采用 JMCT 建立了全堆芯 pin-by-pin 模型, 计算了堆芯有效增殖因子和功率分布。对于固定源计算, 建立适用于屏蔽分析的反应堆模型和辐照监督管精细结构模型, 计算了两个核电机组多个循环的辐照监督管探测器位置累积快中子注量。通过将 JMCT 的计算结果与参考程序的计算结果、反应堆实际测量值进行了对比, 验证了 JMCT 程序在 CPR1000 反应堆工程设计中的实际使用效果, 证明了 JMCT 程序具备工程级的计算精度。

关键词: JMCT; 蒙特卡罗方法; 临界计算; 固定源计算; 辐照监督; 快中子注量

中图分类号: TL32

文献标志码: A

doi: 10.11884/HPLPB202335.230016

Application and quantitative verification of JMCT in engineering design of improved Chinese pressurized reactor CPR1000

Ye Yaoxin, Bao Pengfei, Zhao Jun

(China Nuclear Power Technology Research Institute Co., Ltd., Shenzhen 518028, China)

Abstract: The improved Chinese pressurized reactor CPR1000 is one of the widely used second-generation pressurized water reactor in China. Quantitative verification of the Monte Carlo code in CPR1000 series reactors is a key step to demonstrate its ability in engineering design. Based on the actual parameters of a CPR1000 unit, the JMCT Monte Carlo code was used to perform particle transport modeling and calculations. Critical calculations and fixed-source calculations were performed, then the verification and validation were conducted. For critical calculations, a full core pin-by-pin model was established using JMCT to calculate the effective multiplication factor and power distribution of the core. For fixed source calculations, a reactor model for shielding analysis and a detailed structural model of irradiation surveillance capsules (ISC) were established. Based on the neutronic parameters of multiple refueling cycles, simulation was performed to calculate the cumulative fast neutron fluence for two ISC extracted from two nuclear power plants. By comparing the calculation of JMCT with the reference code and measurement, the simulation ability of JMCT code in CPR1000 reactor was demonstrated, and it was proven that the calculation accuracy of JMCT code is of engineering-level.

Key words: JMCT, Monte Carlo method, criticality calculation, fixed-source calculation, irradiation surveillance, fast neutron fluence

蒙特卡罗方法广泛应用于反应堆临界安全分析和屏蔽分析等工程设计工作中。鉴于蒙特卡罗程序在反应堆工程设计中的重要性, 世界各国的一些高校和研究机构研发出各自的蒙特卡罗程序, 如美国洛斯阿拉莫斯国家实验室研制的 MCNP^[1]、美国麻省理工学院研发的 OpenMC^[2]、法国原子能和可再生能源委员会研制的 TRIPOLI^[3]、日本原子能研究院研制的 MVP^[4] 等。但由于受到各国高科技出口管理法规的限制, 国内单位在承接国际反应堆工程项目时往往不能使用国外研发的蒙特卡罗程序, 只能使用具有国内自主知识产权的蒙特卡罗程序。目前, 国内研发机构的蒙特卡罗程序有中国科学院研发的 SuperMC^[5]、清华大学研发的 RMC^[6]、中国工程物理研究院研发的

* 收稿日期: 2023-01-20; 修订日期: 2023-09-07
联系方式: 叶耀新, ye.yaoxin@qq.com。

JMCT^[7]等。此外,由于反应堆工程领域的特殊性,蒙特卡罗程序应用在工程设计阶段前必须进行软件的验证与确认并通过相关监管部门的审查。因此,国内单位进行蒙特卡罗程序的自主研发并开展软件的验证与确认工作具有实际的工程价值。

蒙特卡罗程序 JMCT 由中国工程物理研究院高性能数值模拟软件中心研发,可用于反应堆临界安全分析、反应堆屏蔽分析等问题的建模和模拟计算。目前 JMCT 程序进行过验证的核电厂或基准题有:大亚湾核电厂(M310)^[8]、秦山核电厂(CNP)^[9]、BEAVRS 基准题^[10]和 VENUS-3 基准题^[11]等。

CPR1000 系列反应堆是目前国内主流的在运压水堆型号之一^[12-13]。岭澳核电厂 1—4 号机、红沿河核电厂 1—4 号机、宁德核电厂 1—4 号机、阳江核电厂 1—4 号机、防城港核电厂 1—2 号机均为 CPR1000 系列压水堆。作为主流的压水堆型号之一,CPR1000 系列压水堆为我国反应堆的研发、设计、建造提供了大量的运行数据,同时也是我国第三代反应堆“华龙一号”研发设计的参考依据^[14]。在第三代反应堆研发设计和软件的工程应用中,软件在 CPR1000 系列机组的验证与确认工作是监管部门进行软件适用性审查的重点关注环节。本文使用由中国工程物理研究院研发的 JMCT 程序对某 CPR1000 机组进行建模,并开展临界计算和固定源计算。计算结果与参考程序、核电厂实际测量值进行对比,验证了 JMCT 在该 CPR1000 反应堆工程设计中的应用能力。

1 JMCT 程序介绍

JMCT 是中国工程物理研究院高性能数值模拟软件中心自主研发的蒙特卡罗三维粒子输运程序^[15],支持中子、光子、中子-光子、中子-光子-电子耦合输运模式,适用于对系统临界有效增殖因子(k_{eff})本征值问题、固定源问题以及燃耗-输运耦合计算问题的模拟。JMCT 的建模单元采用组合实体几何模型的方式进行建模,模型的描述基于 GDML 语言,可以通过对基本几何体的交、并、余等操作获三维几何体,软件中自带的基本几何体包括球、长方体、圆锥等常见几何体。JMCT 的输运计算采用 MPI + OpenMP 的混合并行计算方法,其中粒子计算使用 MPI 并行、几何区域采用 OpenMP 并行。JMCT 并行计算最多可以支持数十万的处理器并行规模,具有粒子并行及区域分解的两级并行体系,避免了大规模并行计算中单机内存不足的问题,保证了高粒子数、高计数和复杂几何体计算时的计算效率。JMCT 内置多种源抽样方式,其源定义可以为临界源、固定源或用户自定义源。JMCT 程序的截面数据库来源于 ENDF/B-VI 以及 ENDF/B-VII,连续能量数据采用 ACE 格式,多群截面数据采用 ANISN 格式。可选择自由气体模型或者 S(a,b) 模型,对于不可分辨的共振区数据,采用概率表进行描述。JMCT 程序还包含了常见的减方差功能,如重要性抽样、俄罗斯轮盘赌、源偏倚、权重窗等。可统计物理量包括中子通量、能量沉积、反应率等。

2 临界计算

2.1 反应堆建模

蒙特卡罗计算中临界计算常用于反应堆临界安全分析、堆芯功率分布计算等。蒙特卡罗程序的反应堆临界计算一般使用全堆芯 pin-by-pin 模型。为了检验 JMCT 程序对复杂反应堆几何结构的建模能力,并验证其反应堆临界计算在工程设计中的应用能力,使用 JMCT 建立了某 CPR1000 反应堆的全堆芯 pin-by-pin 建模。模型的几何结构、材料参数、中子学参数均来自某 CPR1000 反应堆真实数值。全堆芯模型的主要部件有:堆芯燃料组件、冷却剂区、围板、吊篮、热屏、压力容器(RPV)、保温层、上下反射层。图 1 给出了通过 JMCT 建模的 CPR1000 全堆芯 pin-by-pin 模型以及组件内部的棒栅元布置结构。在全堆芯图像(图 1(a))中,由于 JMCT 程序的隐式建模特性以节约计算机内存,组件的内部棒栅元结构和部分部件没有全部显示。反应堆堆芯由 157 个 AFA3G 燃料组件组成。燃料组件在堆芯中的布置方案基于该机组首循环的反应堆堆芯装载方案。燃料组件内部的棒栅元结构在图 1(b)中展示。燃料组件中含有燃料棒、冷却剂、可燃毒物棒(钐棒)、仪表管以及导向管,为 17×17 布置结构。

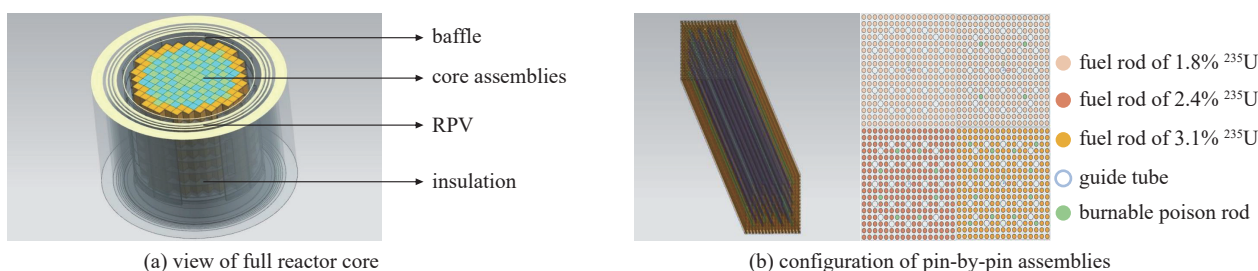


Fig. 1 Pin-by-pin model of CPR1000

图 1 CPR1000 的 pin-by-pin 模型

每一个 pin 由冷却剂、燃料棒包壳、稀有气体、燃料芯块等栅元组成。组件中的钆棒数量分别有 0、4、8 和 12 钆。

基于首循环堆芯装载方案的 CPR1000 全堆芯 pin-by-pin 模型的基本参数概括如下: 157 个 AFA3G 组件; 燃料组件富集度分别为 1.8%、2.4%、3.1%; 可燃毒物布置数量为 0、4、8 和 12 钆; 燃料组件轴向按照冷却剂密度、燃料芯块核素密度轴向分 16 层; 组件 pin 数为 289(17×17 个棒孔, 其中 24 个导向管、1 个仪表管、264 个燃料棒); 每个 pin 所含栅元数为 4(燃料芯块、燃料棒包壳、稀有气体、冷却剂); 堆芯部分栅元数为 2903872(157×17×17×16×4); 计算结果要求符合 95/95 准则, 即 95% 的燃料棒栅元的功率在 95% 的置信水平下的统计误差小于 1%。

2.2 计算结果

基于某 CPR1000 反应堆的真实结构参数(包括反应堆堆芯中子学参数, 反应堆设备结构的材料密度、化学成分、几何尺寸、布置设计等输入参数), 利用三维蒙特卡罗程序 JMCT 建立了全堆芯 pin-by-pin 物理模型, 并开展临界计算, 获得了反应堆在首循环堆芯装载方案下的有效增殖因子、堆芯功率分布, 计算结果与参考程序(OpenMC)对比, 以评估 JMCT 临界计算的准确性。同时, 将 JMCT 计算结果与实际测量值作对比。

蒙特卡罗临界输运计算中, 设置每一代粒子数为 10^8 个, 共模拟 200 代。迭代计算时, 在前面若干次计算中, 由于裂变源未达到稳定, 可能使得计算结果不准确, 所以前 100 代粒子不参与统计。计算结果中所有燃料棒栅元功率的蒙特卡罗标准差都小于 1%, 有效增殖因子的蒙特卡罗标准差小于 10^{-5} , 可以认为模拟粒子数是足够的。JMCT 程序与 OpenMC 程序所使用的数据库均为 ENDF/B-VII。

表 1 给出了 JMCT 程序和参考程序 OpenMC 计算的有效增殖因子对比, 以及 JMCT 程序与实际测量值之间的对比。可以看出, 两个程序之间、以及 JMCT 与实际测量值的结果十分吻合。

表 1 有效增殖因子计算结果
Table 1 Calculation of effective multiplication factor

code	k_{eff}	statistic error/ 10^{-6}	relative difference of two codes/%	relative difference of code and measurement/%
JMCT	1.001995	8.1	0.11	0.20
OpenMC	1.000900	7.5		0.09

图 2 给出了四分之一堆芯(90°~180°象限)中, 每一个组件的相对功率及两个程序计算值的相对偏差。图中颜色表示组件的富集度, 橙色组件富集度为 3.1%, 蓝色组件富集度为 2.4%, 绿色组件的富集度为 1.8%。结果显示, 两个程序在计算功率分布时, 最大的相对偏差为 3.78%, 最小的相对偏差为 0.02%, 平均相对偏差小于 1%。同时, 针对上述燃料组件, 将 JMCT 的计算结果与功率分布的实际值进行对比, 其相对偏差的最大值为 9.78%, 最小值为 1.54%。

3 固定源计算

3.1 压水堆辐照监督计算问题简介

由于压力容器不可更换, 其中子注量率也不便测量, 反应堆中一般装载辐照监督管(ISC)用于监测和预测压力容器的辐照损伤程度, 从而评估反应堆继续运行的安全性。辐照监督管中装有由压力容器的母材和焊缝材料制成的试样, 沿堆芯活性段高度安装在堆内构件吊篮筒体外侧, 在反应堆寿期内按计划抽出进行性能测试和分析, 以监督和预示压力容器辐照后材质变化。在压水堆工程设计中, 需要使用中子输运程序计算辐照监督管探测器处的中子注量率、中子能谱、计算反应堆压力容器内表面及 1/4 厚度处的中子注量分布, 根据燃料循环时间加权得出累积中子注量值, 从而计算超前因子和无延性转变参考温度增量等参数, 以评估压力容器的辐照情况。因此, 辐照监督计算的精度对压力容器寿命评估有着关键作用。

辐照监督计算问题是典型的屏蔽分析问题, 而屏蔽分析常常可以通过蒙特卡罗固定源计算模拟。为了验证 JMCT 程序固定源计算, 使用 JMCT 程序开展了某 CPR1000 反应堆辐照监督问题模拟计算, 给出了反应堆辐照监督建模、源抽样过程以及计算结果。为了对 JMCT 程序进行验证与确认, JMCT 程序的计算结果与 OpenMC 程序及辐照监督管中子探测器的实际测量值进行对比分析。

3.2 反应堆建模

在使用反应堆辐照监督计算中, 一般使用四分之一堆芯模型, 且燃料组件采用均匀化建模方式。以某 CPR1000 反应堆几何结构和材料参数为依据, 根据反应堆堆芯的对称性, 通过 JMCT 程序建立了四分之一堆芯的组件均匀化模型。CPR1000 反应堆本体结构三维建模图如图 3 所示, 其堆外结构与 2.1 节的全堆芯模型类似。反

	R	P	N	M	L	K	J	H
01								
							0.649	0.825
							0.675	0.846
							3.78%	2.48%
02					0.734	1.056	1.052	0.866
					0.745	1.070	1.074	0.882
					1.51%	1.35%	1.98%	1.73%
03				0.848	1.111	1.106	1.059	1.113
				0.856	1.128	1.122	1.071	1.118
				0.88%	1.52%	1.42%	1.15%	0.48%
04			0.846	1.138	1.246	1.009	1.125	1.093
			0.859	1.160	1.268	1.024	1.128	1.088
			1.53%	1.90%	1.75%	1.52%	0.24%	0.43%
05		0.750	1.122	1.259	1.056	1.193	0.952	1.158
		0.751	1.137	1.274	1.072	1.198	0.956	1.150
		0.10%	1.31%	1.22%	1.48%	0.44%	0.45%	0.69%
06		1.079	1.122	1.023	1.200	0.926	0.974	0.869
		1.081	1.128	1.029	1.201	0.935	0.978	0.866
		0.20%	0.49%	0.59%	0.02%	1.05%	0.38%	0.33%
07	0.681	1.081	1.076	1.134	0.955	0.973	0.830	0.903
	0.671	1.071	1.078	1.135	0.960	0.979	0.832	0.891
	1.46%	0.86%	0.18%	0.02%	0.45%	0.60%	0.18%	1.40%
08	0.859	0.888	1.124	1.084	1.142	0.865	0.905	0.919
	0.844	0.879	1.120	1.091	1.149	0.866	0.890	0.900
	1.74%	1.08%	0.35%	0.69%	0.60%	0.09%	1.66%	2.13%

Fig. 2 Power distribution and comparison of each assembly

图 2 堆芯组件功率分布与对比

应堆堆芯燃料组件为 AFA3G 组件, 共 157 个。所有燃料组件、上下反射层都采用均匀化模型。

由于外部组件产生中子辐照对压力容器的影响更大, 所以需对外部组件进行更加精细的建模。由于堆芯入口的冷却剂温度为约 292 °C, 而到出口冷却剂温度约为 327 °C, 温度增加约 35 °C, 变化幅度较大, 因此在建模过程中温度的轴向分布不可以忽略。较大的温度变化导致外围组件内轴向冷却剂密度分布不均匀性较大, 进出口处冷却剂密度变化的最大差异可达 ±0.08 g/cm³, 对快中子的慢化有较大影响。因此, 若单纯考虑几何建模, 而忽略了外围燃料组件的轴向冷却剂温度分布和密度分布, 将影响计算结果的精确程度。研究表明, 在其他建模条件相同的情况下, 外围组件轴向区分冷却剂的温度和密度分布将引起 3% 的计算结果差异^[16]。考虑外围组件冷却剂轴向温度变化而得到计算结果更接近实测值, 因此在建模的过程中, 必须考虑外围组件的轴向冷却剂温度分布和密度分布。

CPR1000 反应堆每台机组装载有 6 根辐照监督管, 安装在热屏外壁的堆芯活性段高度处。辐照监督管由包容器、壳体、底架构成。壳体中装有力学性能试样、中子注量探测器和温度探测器等三类装置, 并充入适量的惰性气体。力学性能试样包含载有紧凑拉伸试样、弯曲试样、夏比 V 型试样、拉伸试样等, 一般为压力容器母材。每根辐照监督管一般包含高、中、低三个中子注量探测器, 中子探测器中一般为含有铁、镍、铜、铌、镎、铀等材料的活化探测器。本文选取含有 2 根辐照监督管的 1/4 堆芯进行建模, 并对这两根辐照监督管进行了精细化建模。建模时试样直接使用与压力容器相同的材料 16MND5 钢铁, 中子注量探测器的材料设置为空气。

3.3 固定源抽样代码编制

使用 JMCT 进行反应堆固定源计算时, 需要根据反应堆中子学参数求得源粒子在反应堆空间、能量上的概率

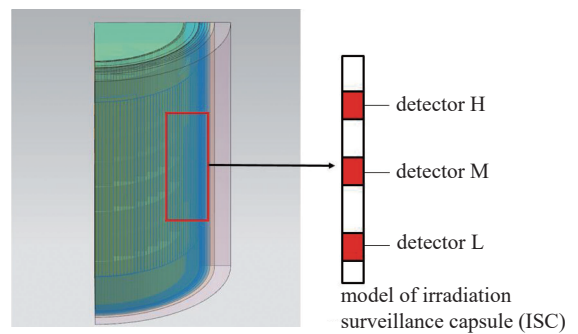


Fig. 3 Fixed-source calculation model and the position of detectors of ISC

图 3 反应堆固定源计算模型与辐照监督管探测器位置示意图

分布, 并以此编制固定源抽样代码。栅元(cell)的抽样概率可以通过堆芯三维功率分布来求得。首先需要计算反应堆模型中, 每个栅元处的中子源强。中子源强的计算公式为^[17]

$$S_{\text{cell}} = \frac{V_{\text{cell}}}{V_{\text{core}}} P_{\text{th}} \bar{P}_{\text{cell}} \frac{\nu}{k} \quad (1)$$

式中: V_{cell} 是燃料棒栅元的体积, V_{core} 是反应堆燃料总体积, P_{th} 是反应堆堆芯热功率, \bar{P}_{cell} 是燃料棒栅元的相对功率, ν/k 反映了单位裂变能所产生的中子数, S_{cell} 表示每一个栅元中的中子源。则每个栅元的中子源抽样概率

$$f_{\text{cell}} = \frac{S_{\text{cell}}}{\sum S_{\text{cell}}} \quad (2)$$

通过计算机程序产生从 0 到 1 之间的随机数序列 $\{\xi_i\}_{i \in \mathbb{N}}$, 可以通过式(3)判断得出中子在第 I 个栅元。

$$\sum_{i=1}^{I-1} f_{\text{cell}i} \leq \xi_i < \sum_{i=1}^I f_{\text{cell}i} \quad (3)$$

假设中子在每个栅元内均匀分布, 对于栅元 I 内的中子位置坐标 (x, y, z) , 可以得到均匀分布下的累积分布函数

$$F(x) = \begin{cases} 0, & x < x'_{\min} \\ \frac{x - x'_{\min}}{x'_{\max} - x'_{\min}}, & x'_{\min} \leq x \leq x'_{\max} \\ 1, & x > x'_{\max} \end{cases} \quad (4)$$

式中: $F(x)$ 为 x 方向的累计分布函数; x'_{\min} 、 x'_{\max} 分别为 x 方向的最小值和最大值。

对于 y 、 z 方向, 累积分布函数的形式是类似的。根据直接抽样方法, 则中子的坐标抽样结果为

$$\begin{cases} x = x'_{\min} + (x'_{\max} - x'_{\min})\xi_1 \\ y = y'_{\min} + (y'_{\max} - y'_{\min})\xi_2 \\ z = z'_{\min} + (z'_{\max} - z'_{\min})\xi_3 \end{cases} \quad (5)$$

对空间进行中子源抽样后, 还需要计算中子能谱以对能量进行源抽样。裂变中子能谱的计算方法如下, 首先从核数据库中获取铀和钚等主要裂变核素的裂变中子能谱, 然后通过截面和中子注量计算各核素的裂变反应率, 结合各核素的裂变中子数计算各核素的裂变中子份额, 最后根据主要裂变核素的裂变中子能谱和裂变中子份额, 构造混合裂变中子能谱。研究表明混合裂变中子谱比瓦特谱计算压力容器快中子注量更加准确^[17]。

此外, 由于外围组件对压力容器的快中子注量贡献较大, 且外围组件中的燃料功率分布不均匀, 因此需要考虑外围组件的棒功率分布并对外围组件进行燃料棒抽样。研究表明, 外围组件抽样时不考虑棒功率分布而只考虑组件平均功率, 则会造成多达 13.2% 的偏差, 且通过燃料棒功率分布进行抽样更加接近真实值^[18]。因此在抽样时, 外围组件考虑了棒功率分布。

3.4 计算结果

3.4.1 辐照监督管计算结果

某两个 CPR1000 核电机组按照机组辐照监督大纲的规定, 进行了 270°~360°象限的辐照监督管拔管, 上述两个核电机组分别拔出了一根辐照监督管。为对 JMCT 程序在辐照监督计算的工程效果进行验证与确认, 使用上述两个 CPR1000 核电机组的堆芯中子学参数以及反应堆计算模型, 进行了两根拔出的辐照监督管的中子注量计算。

首先, 通过 JMCT 程序计算了两个核电机组的快中子注量率分布, 得到了两个机组辐照监督管位置处, 从首循环至被拔出时的多个循环的快中子注量率。然后, 通过累加多个循环的快中子注量率, 计算得出辐照监督管各探测器处多循环累积的快中子注量, 即

$$\phi = \sum_n \phi_n t_n \quad (6)$$

式中: ϕ_n 为第 n 循环的快中子注量率; t_n 为第 n 循环的辐照时间。

为了进行压力容器的辐照监督与辐照损伤评价, 需要分别计算不同能量 (E) 范围的中子注量率, 一般情况下, 考虑的能量范围为 $E > 0.1 \text{ MeV}$ 和 $E > 1.0 \text{ MeV}$, 因此, 本节的计算也考虑上述两种能量范围。表 2 给出了两个核电机组中的两根辐照监督管三个探测器处 JMCT 程序计算结果与实际测量值的相对偏差。结果表明, 两个机组的两

表 2 辐照监督管的快中子注量对比
Table 2 Comparison of fast neutron fluence in ISC

ISC	detector	E/MeV	uncertainty of measurement/%	relative difference of calculation and measurement/%
1	H	> 1.0	2.9	6.4
		> 0.1		2.6
	M	> 1.0	2.1	6.1
		> 0.1		3.3
	L	> 1.0	2.9	7.8
		> 0.1		7.1
2	H	> 1.0	2.9	3.4
		> 0.1		8.9
	M	> 1.0	2.3	5.8
		> 0.1		3.0
	L	> 1.0	3.7	6.7
		> 0.1		9.7

根辐照监督管处的 JMCT 程序计算值与实际测量值的相对偏差小于 10%。图 4 给出了辐照监督管探测器 L 的 JMCT 程序和 OpenMC 程序计算的快中子能谱。两个程序计算的快中子能谱偏差较小,最大偏差为 2.6%。

3.4.2 压力容器计算结果

使用 JMCT 程序和 OpenMC 程序计算了某压水堆机组多个循环累计的压力容器中子注量分布。对压力容器内表面 $270^\circ \sim 360^\circ$ 进行周向划分,每 2° 作一次计数,周向共计 45 个计数单元。图 5 给出了 JMCT 和 OpenMC 计算得到的快中子注量周向分布。JMCT 与 OpenMC 计算结果十分接近,绝大多数计数点相对误差在 5% 以内,个别计数点相对误差在 5%~8%。压力容器表面的中子注量最大值出现在 270° 和 360° 。取 360° 处的压力容器内表面和 1/4 表面进行周向划分,每 16 cm 作一次计数,共计 85 个计数点。图 6、图 7 分别给出了压力容器 1/4 表面和内表面

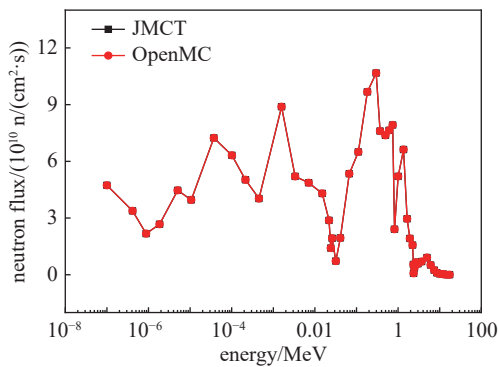


Fig. 4 Neutron spectrum of detector L in the ISC
图 4 辐照监督管探测器 L 的中子能谱

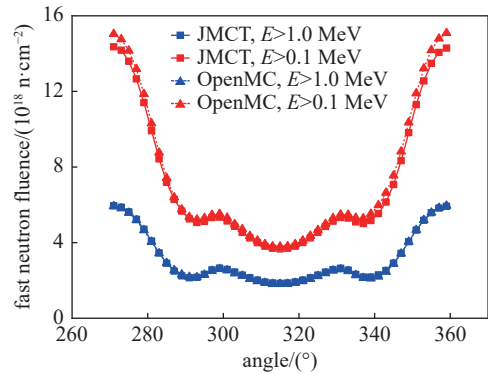


Fig. 5 Peripheral neutron fluence distribution of RPV's inner surface
图 5 压力容器内表面周向中子注量

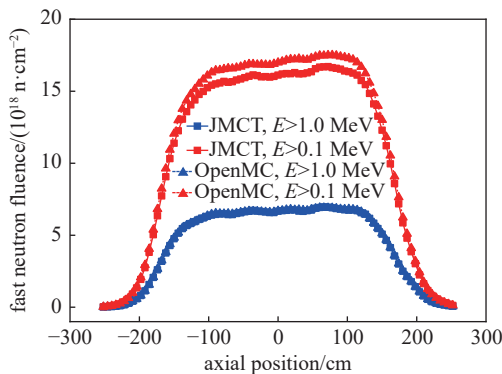


Fig. 6 Axial neutron fluence distribution in the quarter thickness of RPV
图 6 压力容器 1/4 壁厚轴向中子注量

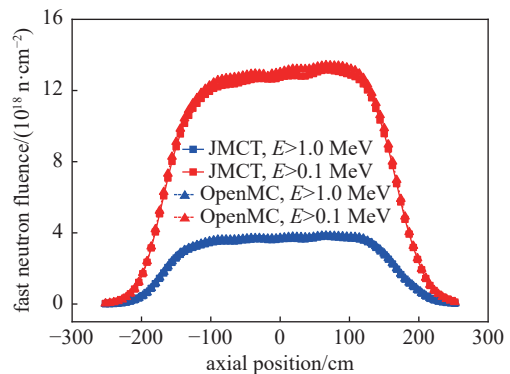


Fig. 7 Axial neutron fluence distribution of RPV's inner surface
图 7 压力容器内表面轴向中子注量

处由 JMCT 和 OpenMC 程序计算的中子注量轴向分布对比, 轴向原点处为堆芯活性段中部, 轴向相对位置选取 -250 至 250 cm, 以覆盖堆芯活性段。JMCT 程序和 OpenMC 程序对于能量大于 0.1 MeV 情况下的计算结果十分接近, 相对偏差为 0%~2%; 对于能量大于 1.0 MeV, 两个程序的偏差略有增加, 为 5%~8%, 这是由于高能部分蒙特卡罗计算统计误差有所增大。

4 结 论

基于某 CPR1000 反应堆核电站的真实结构材料参数和中子学参数, 本文使用 JMCT 程序建立了该 CPR1000 反应堆全堆芯 pin-by-pin 模型和含辐照监督管精细结构的反应堆屏蔽分析模型。使用 JMCT 程序进行了临界计算和固定源计算, 计算了有效增殖因子、功率分布、中子注量等反应堆物理参数。JMCT 程序的计算结果与参考程序、实际测量值进行了验证与确认。结果表明, JMCT 的计算结果与参考程序计算结果、核电站实际测量值吻合较好。证明了 JMCT 程序可以较好地应用于 CPR1000 反应堆的临界计算和固定源计算, 具备工程应用的能力。

参考文献:

- [1] Briesmeister J F. MCNP—A general Monte Carlo n-particle transport code, version 4 A [R]. LA-12625, 1993.
- [2] Romano P K, Forget B. The OpenMC Monte Carlo particle transport code[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2013, 51: 274-281.
- [3] Brun E, Damian F, Diop C M, et al. TRIPOLI-4®, CEA, EDF and AREVA reference Monte Carlo code[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, 82: 151-160.
- [4] Nagaya Y, Okumura K, Mori T. Recent developments of JAEA's Monte Carlo code MVP for reactor physics applications[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, 82: 85-89.
- [5] Wu Yican, Song Jing, Zheng Huaqing, et al. CAD-based Monte Carlo program for integrated simulation of nuclear system SuperMC[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, 82: 161-168.
- [6] Li Zeguang, Wang Kan, She Ding, et al. Monte Carlo code for reactor analysis—RMC2.0[J]. *Nuclear Power Engineering*, 2010, 31(S2): 43-47.
- [7] Deng Li, Li Gang, Zhang Baoyin, et al. A high fidelity general purpose 3-D Monte Carlo particle transport program JMCT3.0[J]. *Nuclear Science and Techniques*, 2022, 33(8): 177-194.
- [8] 邓力, 李刚, 张宝印, 等. JMCT 蒙特卡罗中子-光子输运程序全堆芯 pin-by-pin 模型的模拟[J]. *原子能科学技术*, 2014, 48(6): 1061-1066. (Deng Li, Li Gang, Zhang Baoyin, et al. Simulation of full-core pin-by-pin model by JMCT Monte Carlo neutron-photon transport code[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2014, 48(6): 1061-1066)
- [9] 邓力, 李瑞, 丁谦学, 等. 基于 JMCT 秦山核电站一期反应堆屏蔽计算与分析[J]. *核动力工程*, 2021, 42(2): 173-179. (Deng Li, Li Rui, Ding Qianxue, et al. Qinshan-I reactor shielding simulation and sensitivity analysis based on JMCT Monte Carlo code[J]. *Nuclear Power Engineering*, 2021, 42(2): 173-179)
- [10] 李刚, 邓力, 张宝印, 等. BEAVRS 基准模型热零功率状态的 JMCT 分析[J]. *物理学报*, 2016, 65: 052801. (Li Gang, Deng Li, Zhang Baoyin, et al. JMCT Monte Carlo analysis of BEAVRS benchmark: hot zero power results[J]. *Acta Physica Sinica*, 2016, 65: 052801)
- [11] 刘雄国, 邓力, 胡泽华, 等. 基于 VENUS-III 国际基准模型的 JMCT 程序验证[J]. *计算物理*, 2016, 33(5): 570-580. (Liu Xiongguo, Deng Li, Hu Zehua, et al. Simulation of VENUS-III benchmark experiment by JMCT Monte Carlo code[J]. *Chinese Journal of Computational Physics*, 2016, 33(5): 570-580)
- [12] 濮继龙. 中国改进型压水堆核电技术——CPR1000 的形成[J]. *中国工程科学*, 2008, 10(3): 54-57. (Pu Jilong. The formation of the improved Chinese pressurized water reactor technology—CPR1000[J]. *Engineering Sciences*, 2008, 10(3): 54-57)
- [13] 中华人民共和国国家核安全局年报[R]. 2022. (Annual report of the National Nuclear Security Administration of the People's Republic of China[R]. 2022)
- [14] 王奇. "华龙一号"压水堆冷却剂活化腐蚀产物源项分析[J]. *核科学与工程*, 2022, 42(5): 1125-1132. (Wang Qi. Determination of activated corrosion products source term in the primary coolant in HPR1000 reactor[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2022, 42(5): 1125-1132)
- [15] 李刚, 张宝印, 邓力, 等. 蒙特卡罗粒子输运程序 JMCT 研制[J]. *强激光与粒子束*, 2013, 25(1): 158-162. (Li Gang, Zhang Baoyin, Deng Li, et al. Development of Monte Carlo particle transport code JMCT[J]. *High Power Laser and Particle Beams*, 2013, 25(1): 158-162)
- [16] 石秀安, 苏耿华, 包鹏飞. 压水堆辐照监督管中子注量计算方法改进研究[J]. *核科学与工程*, 2018, 38(4): 585-589. (Shi Xiuan, Su Genghua, Bao Pengfei. Study on the improvement of calculation method for the neutron fluence in the irradiation monitoring tube of the reactor vessel[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2018, 38(4): 585-589)
- [17] 苏耿华, 石秀安, 蔡德昌, 等. 瞬发和缓发 γ 射线对堆内构件释热率影响的研究[J]. *核科学与工程*, 2012, 32(2): 150-155. (Su Genghua, Shi Xiuan, Cai Dechang, et al. Study on the influence of prompt fission γ -ray and delayed γ -ray on reactor internals heating rate[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2012, 32(2): 150-155)
- [18] 刘巧凤, 韩静茹, 陈海英, 等. 反应堆压力容器快中子注量计算模型简化方法研究[J]. *核电子学与探测技术*, 2015, 35(12): 1201-1204. (Liu Qiaofeng, Han Jingru, Chen Haiying, et al. Study on simplification calculation methods of reactor pressure vessel fast neutron flux[J]. *Nuclear Electronics & Detection Technology*, 2015, 35(12): 1201-1204)