

文章编号 : 0258-0926(2014)S2-0027-04; doi: 10. 13832/j. jnpe. 2014. S2. 0027

MOX 堆芯中子注量计算方法研究

唐松乾, 谭 怡, 应栋川, 魏述平

中国核动力研究设计院核反应堆系统设计技术重点实验室, 成都, 610041

摘要 快中子注量是影响压力容器材料性能的重要指标。在堆芯装有钚铀氧化物混合燃料(MOX 燃料), 堆芯物理特性发生明显变化时, 现有的屏蔽计算软件能否准确预测压力容器所受的快中子注量率值得研究。本研究分别使用 MCNP、TORT、SCALE 等国际通用的屏蔽计算程序对 VENUS-2 基准题进行分析比较。研究表明, 各软件对含 MOX 燃料堆芯的中子注量率计算偏差均在合理的范围内, 能满足工程设计的需求, MCNP 程序的计算精度相对更高。

关键词 : MOX ; 快中子注量 ; VENUS-2

中图分类号 : TL329 **文献标志码** : A

Research of Neutron Fluence Computation Methods for MOX Fuelled Reactor Core

Tang Songqian, Tan Yi, Ying Dongchuan, Wei Shuping

Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory, Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610041, China

Abstract: Changes in the mechanical properties of reactor vessel materials result from the exposure to the fast neutron. The use of MOX fuel in LWRs presents different neutron characteristics, and it is worthy to study whether the present software can calculate the structural integrity of reactor components. This paper use MCNP, TORT and SCALE to calculate VENUS-2 benchmark, and the calculation shows that all this software can get reasonable result that can be used in the design. MCNP has the highest accuracy.

Key words: MOX fuel, Fast neutron fluence, VENUS-2 benchmark

0 引 言

压力容器长期经受中子辐照会发生辐照脆化等现象, 不利于反应堆安全运行。准确计算反应堆压力容器所受辐照水平对反应堆的设计、运行, 以及评估在役反应堆压力容器的寿期十分重要。

对于一般装载 UO_2 燃料的核电站压水堆, 根据辐照监督管位置处的测量值推断出压力容器快中子注量的理论计算值与真值之间的偏差一般在 20% 以内, 满足工程设计的需求^[1]。

面对核燃料日益紧缺的情况, 在反应堆中使用钚铀氧化物混合燃料 (MOX 燃料), 已成为提高铀资源利用率, 减轻核电厂发展对天然铀需求

压力的重要技术途径^[2]。MOX 燃料的中子吸收、裂变截面明显强于 UO_2 燃料, 在与 UO_2 燃料混合装载时, 中子角通量分布的各向异性也更强。当前使用的计算方法能否准确反映出中子学特性的变化, 对含 MOX 燃料堆芯的压力容器快中子注量率进行精确评估, 是本文研究的重点。

1 研究对象描述

由于国内还没有含 MOX 燃料堆芯的核电厂, 本文以 VENUS-2 基准题为研究对象, 验证目前屏蔽计算领域广泛采用的 MCNP、TORT 以及 SCALE 等计算程序的准确性。

收稿日期 : 2014-11-06 ; 修回日期 : 2015-01-27

作者简介 : 唐松乾 (1988—), 男, 助理工程师, 现从事反应堆源项与辐射屏蔽设计与研究

VENUS-2 基准题使用的模型为座落在比利时的零功率实验堆。反应堆堆芯结构如图 1 所示, 内圈由 4 组 15×15 的 UO_2 组件组成, 富集度为 3.3%, 含 40 根可燃毒物棒, 堆芯外圈有 8 个组件, 组件的内侧装载 ^{235}U 富集度为 4.0% 的 UO_2 燃料, 外侧装载 ^{235}U 富集度为 2.0% 的 UO_2 燃料和 ^{235}U 富集度为 2.7% 高纯度 Pu 的混合燃料, 具体结构及材料参数见文献[3]。

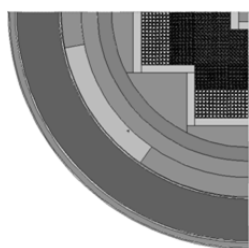


图1 MCNP计算模型

Fig.1 MCNP Calculation Mode

2 MCNP 计算分析

考虑到问题的几何对称性, 这里仅对 1/4 堆芯进行建模(图 1)。

表 1 给出了 MCNP 的中子注量率计算结果, 及其与 VENUS-2 基准题所给结果的偏差。

从表中可以看到 MCNP 的计算结果在大部分计数点的偏差都很小, 在 7% 以内。仅在热屏蔽处 $E > 0.1$ MeV 能量段内的 2 个测点偏差大于 7%。这是由于在该基准题中热屏蔽的厚度实际并不是均匀的, 而为了方便模型的定义, 在计算中热屏蔽的厚度取为平均值, 铁等结构材料在共振能区对 neutron 有很好的屏蔽能力, 由此较小的几何误差也可能带来一定的计算偏差。

3 SCALE 计算分析

美国橡树岭国家实验室(ORNL)开发的 SCALE 计算软件包在核反应堆物理分析、临界安全分析、辐射屏蔽等方面都有广泛应用。本文使用其蒙特卡洛屏蔽计算序列对 VENUS-2 基准题进行计算。

图 2 给出了 SCALE 计算模型的示意图。对该问题的计算分 2 步进行, 首先使用临界计算序列进行临界计算并记录下裂变源的分布, 然后以计算得到的裂变源为外源进行屏蔽输运计算, 得到堆芯外部构件的中子注量率分布。

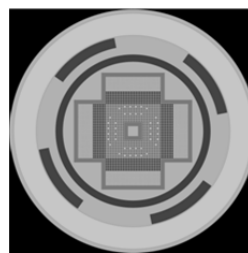


图2 SCALE计算模型

Fig.2 SCALE Calculation Mode

使用 SCALE 对该问题进行临界计算得到的有效增殖系数为 0.994, 十分接近临界值, 可以证明对该问题描述的准确性。在其后的屏蔽输运计算中使用了 CADIS 算法加速蒙特卡洛计算的收敛; 该方法使用离散纵标法计算得到伴随通量分布, 并以此为基础加工得到蒙特卡洛方法计算时的所需源偏倚及权窗, 增加了重要粒子的抽样概率及轨迹, 提高计算效率^[4]。

表 1 给出了 SCALE 的计算结果及与基准题所给结果的偏差, 从表中可以看出 SCALE 的计算结果与基准题的计算结果十分接近, 计数结果的偏差大多都在 10% 以内。

由于屏蔽计算所用多群截面库中只有 0.1 MeV 的能量分界, 没有 1.0 MeV 的能量分界, $E > 1.0$ MeV 的计算结果只能通过插值得到, 由此会带来一定的误差, 故该问题中 $E > 1.0$ MeV 条件下的计算误差会较 $E > 0.1$ MeV 的大。

从结果中可以看出 SCALE 的计算精度要较 MCNP 低。但其计算效率更高, CADIS 方法可以提供更准确的权窗和源偏移, 将计算集中在所关注的区域, 提高计算效率。

4 TORT 计算分析

以上 2 个程序使用的都是蒙特卡洛方法, 离散纵标法是除蒙特卡洛方法外, 屏蔽计算的另一种重要手段, TORT 是 ORNL 开发的三维离散纵标法计算程序, 该程序在深穿透问题的计算中已被广泛应用^[5]。在 TORT 中可以使用笛卡尔坐标或圆柱坐标来对问题进行描述, 以下分别使用这两种模型对该基准题进行计算。

4.1 TORT 笛卡尔坐标模型

堆芯及源都是直角几何结构, 使用笛卡尔坐标对该问题进行描述, 不需对源强及堆芯结构进行处理。但对于堆外的吊篮、热屏蔽等圆柱几何构件只能采用近似的描述方法。笛卡尔坐标下的几何描述使用 $126 \times 126 \times 50$ 的网格划分, 由于探

表1 蒙特卡洛方法计算结果与基准结果的偏差 $\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ Table 1 Difference of MCNP Calculation Results with Benchmark $\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$

计数位置		$E>0.1\text{ MeV}$					$E>1\text{ MeV}$				
		基准题结果	MCNP 计算结果	偏差 /%	SCALE 计算结果	偏差 /%	基准题 结果	MCNP 计算结果	偏差 /%	SCALE 计算结果	偏差 /%
X/cm	Y/cm										
-39.69	-0.69	1.203×10^9	1.200×10^9	-0.23	1.204×10^9	0.05	5.201×10^8	5.225×10^8	0.45	5.284×10^8	1.60
-39.69	-5.67	1.145×10^9	1.118×10^9	-2.34	1.143×10^9	-0.21	4.954×10^8	4.727×10^8	-4.59	5.000×10^8	0.92
-39.69	-11.97	9.270×10^8	9.688×10^8	4.51	9.378×10^8	1.17	3.983×10^8	4.129×10^8	3.67	4.091×10^8	2.72
-39.69	-18.27	5.757×10^8	5.822×10^8	1.12	5.788×10^8	0.54	2.382×10^8	2.422×10^8	1.66	2.424×10^8	1.74
-49.77	-9.45	1.345×10^8	1.388×10^8	3.21	1.337×10^8	-0.56	5.842×10^7	5.866×10^7	0.42	5.659×10^7	-3.13
-45.99	-22.05	1.287×10^8	1.322×10^8	2.75	1.304×10^8	1.29	5.051×10^7	5.173×10^7	2.41	4.964×10^7	-1.73
-38.43	-33.39	7.151×10^7	7.129×10^7	-0.30	7.125×10^7	-0.36	3.194×10^7	3.186×10^7	-0.22	3.085×10^7	-3.42
-35.91	-35.91	6.871×10^7	7.194×10^7	4.71	6.724×10^7	-2.14	3.135×10^7	3.302×10^7	5.33	2.966×10^7	-5.38
-52.89	-15.8	4.211×10^7	4.231×10^7	0.47	4.165×10^7	-1.10	1.829×10^7	1.778×10^7	-2.78	1.717×10^7	-6.11
-50.03	-23.33	4.029×10^7	4.036×10^7	0.18	3.870×10^7	-3.95	1.681×10^7	1.611×10^7	-4.15	1.583×10^7	-5.86
-46.29	-30.06	3.179×10^7	3.087×10^7	-2.90	2.832×10^7	-10.93	1.356×10^7	1.323×10^7	-2.42	1.207×10^7	-11.00
-42.29	-35.48	2.540×10^7	2.708×10^7	6.60	2.494×10^7	-1.81	1.157×10^7	1.147×10^7	-0.87	1.112×10^7	-3.93
-39.03	-39.03	2.384×10^7	2.413×10^7	1.22	2.349×10^7	-1.46	1.111×10^7	1.110×10^7	-0.10	1.056×10^7	-4.99
-58.54	-22.47	1.359×10^7	1.460×10^7	7.41	1.451×10^7	6.76	5.631×10^6	5.632×10^6	0.03	5.389×10^6	-4.29
-46.6	-41.95	9.265×10^6	1.039×10^7	12.15	9.972×10^6	7.63	3.995×10^6	3.805×10^6	-4.74	3.953×10^6	-1.06

测器位置都设置在堆芯中平面上，上下反射层对该区中子注量率影响较小，故对上下反射层进行简化处理，对热屏蔽以外的区域也进行简化。本计算详细考虑了 Pin-by-Pin 的逐棒功率分布，并考虑了功率的轴向分区，由于外围组件的通量对堆外构件的中子注量率影响最大，中子源的能谱设为堆芯外围组件 ^{235}U 和 Pu 的混合裂变谱。

4.2 TORT 圆柱坐标模型

在使用 TORT 圆柱坐标进行建模时，堆外的吊篮、水隙等几何结构不需要简化，但堆芯结构和源分布需要进行处理才能在圆柱坐标下使用。圆柱坐标下该问题的几何描述使用 $155\times 10\times 150$ 的网格划分；与直角坐标下的情况相同，对上下反射层进行了简化处理，对热屏蔽以外的区域也用水进行了简化，该模型的计算中也详细考虑了 Pin-by-Pin 的精细功率分布，并使用体积权重的方法将笛卡尔坐标下的源分布转换为圆柱坐标下的源分布。

4.3 计算结果分析

表 2 给出了 TORT 笛卡尔坐标与圆柱坐标的中子注量率计算结果。

由于能群划分的限制，仅比较了相对重要的 $E>1\text{ MeV}$ 的计算结果。从表中可以看出：不管使用笛卡尔坐标还是圆柱坐标，由于离散纵标法都

表 2 TORT 计算结果与基准题结果的偏差 $\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ Table 2 Difference of TORT Calculation Results with Benchmark $\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$

计数位置		基准题 结果	TORT	偏差/%	TORT	偏差/%
X/cm	Y/cm		笛卡尔坐标 计算结果		圆柱坐标 计算结果	
-39.69	-0.69	5.201×10^8	5.139×10^8	-1.19	4.993×10^8	-3.99
-39.69	-5.67	4.954×10^8	4.893×10^8	-1.23	5.313×10^8	7.25
-39.69	-11.97	3.983×10^8	4.006×10^8	0.57	4.324×10^8	8.57
-39.69	-18.27	2.382×10^8	2.425×10^8	1.8	2.603×10^8	9.30
-49.77	-9.45	5.842×10^7	6.144×10^7	5.17	6.228×10^7	6.61
-45.99	-22.05	5.051×10^7	5.151×10^7	1.99	5.471×10^7	8.31
-38.43	-33.39	3.194×10^7	3.399×10^7	6.42	3.250×10^7	1.75
-35.91	-35.91	3.135×10^7	3.346×10^7	6.74	3.103×10^7	-1.02
-52.89	-15.8	1.829×10^7	1.978×10^7	8.15	1.829×10^7	0.00
-50.03	-23.33	1.681×10^7	1.746×10^7	3.85	1.727×10^7	2.73
-46.29	-30.06	1.356×10^7	1.425×10^7	5.11	1.369×10^7	0.94
-42.29	-35.48	1.157×10^7	1.218×10^7	5.27	1.131×10^7	-2.22
-39.03	-39.03	1.111×10^7	1.129×10^7	1.64	1.073×10^7	-3.43
-58.54	-22.47	5.631×10^6	6.202×10^6	10.14	4.771×10^6	-15.28
-46.6	-41.95	3.995×10^6	4.270×10^6	6.89	4.519×10^6	13.12

需要对几何进行简化处理，计算偏差都会较蒙特卡洛方法大，但大多数位置的偏差仍在 10% 以内，能够满足工程设计的要求。离散纵标法的计算速度会较蒙特卡洛方法快很多，在对该基准题的计算中 TORT 的计算时间仅为 MCNP 计算时间的 1/3。

从计算结果中可以看到使用 TORT 圆柱坐标的计算结果与使用笛卡尔坐标的计算结果在同一精度范围内,两种几何的计算偏差一般在 5% 以内。使用圆柱坐标时对水隙等圆柱几何结构的计算精细较高,但相应的对围板等直角几何结构,其计算精度就会较使用笛卡尔坐标时低。

5 结 论

通过对含 MOX 燃料的 VENUS-2 基准题的计算可以得到以下结论:

(1) MCNP、SCALE、TORT 等计算软件都能对含有 MOX 燃料的堆芯、堆外构件的快中子注量率进行准确的计算,其计算精度在工程设计可接受的范围内。

(2) 由于不需对几何结构进行简化,MCNP 等蒙特卡洛程序的计算精度相对较高,但为此耗费的计算时间也更长。

(3) 使用离散纵标法程序 TORT 进行计算时

必须对模型进行简化,由此带来误差。分析表明,使用笛卡尔坐标进行计算时围板等直角几何结构的误差将更小,相应的使用圆柱坐标进行计算时,水隙等圆柱几何结构的计算误差会相对更小。

参考文献:

- [1] 邓理邻,吕焕文,谭怡. 辐照监督管中子注量精细化模型计算方法研究[J]. 核动力工程, 2013, 34(S1): 84-87.
- [2] 谭怡,魏述平,邓理邻,等,含 MOX 燃料堆芯衰变热及裂变产物积存量的特性研究[J]. 核动力工程, 2014, 35(2): 8-12.
- [3] Hehn. G, VENUS-2 MOX-fuelled Reactor Dosimetry Calculations Final Report[R]. ISBN92-64-01084-X, 2005.
- [4] Peplow D. E, Mavric: Monaco with Automated Variance Reduction Using Importance Calculation [R]. ORNL/TM-2005/39, 2005.
- [5] Rhoades W A, The Tort Thress-Dimensional Discrete Ordinates Neurtron/Photon Transport Code [R]. ORNL/TM-13221, 1997.

(责任编辑:张祚豪)