

散射大厅内中子导管屏蔽计算

孙 勇, 霍合勇, 曹 超

(中国工程物理研究院 核物理与化学研究所, 四川 绵阳 621900)

摘要: 中子导管将冷中子束从冷源引出至散射大厅, 为保证大厅工作人员的安全, 提供低本底实验环境, 必须设计相应的屏蔽体进行屏蔽。在已有中子导管屏蔽体初步结构设计方案的条件下, 联合 McStas、MCNP, 采用分段计算的方法对其进行了屏蔽计算, 得到了散射大厅内中子导管周围不同位置处的辐射剂量率, 验证了中子导管屏蔽体结构设计方案的有效性, 为进一步开展工程设计提供了依据。

关键词: 中子导管; McStas; MCNP; 屏蔽计算

中图分类号: O571.5 文献标志码: A 文章编号: 1000-6931(2013)02-0290-05

doi: 10. 7538/yzk. 2013. 47. 02. 0290

Shielding Calculation of Neutron Guide Tube in Scatter Hall

SUN Yong, HUO He-yong, CAO Chao

(China Academy of Engineering Physics, P. O. Box 919-211, Mianyang 621900, China)

Abstract: The cold neutrons are guided to the scatter hall from the cold neutron source by the neutron guide tube. Designing a shielding system of the neutron guide tube is necessary for the safety of the workers and providing a low background experiment environment in the scatter hall. The primary design of the shielding system was completed. In this paper, the calculated shielding effects were presented by McStas and MCNP with the method of dividing the whole system into several sects. The results indicate that the primary design scheme of the shielding system is feasible.

Key words: neutron guide tube; McStas; MCNP; shielding calculation

冷中子束从冷源引出, 经中子导管传输至散射大厅内, 被广泛应用于中子散、衍射技术及冷中子照相技术等研究中。然而中子束在传输过程中将从导管四周泄漏, 增加散射大厅剂量, 对工作人员和设备造成不利影响。因此, 必须在中子导管周围建造屏蔽体以降低散射大厅剂量水平。各国已有中子导管的装置如德国 FRM-II 研究堆^[1]、瑞士国家实验室中子源

SINQ^[2]等, 也都在其中子导管周围设计了屏蔽结构。

中子导管是一利用中子全反射原理, 使中子在导管表面发生多次反射, 在真空条件下实现远距离、低损耗传输的物理实验装置。目前常用的屏蔽计算程序 MCNP 对中子的模拟只能反映其粒子性的影响, 而波动性对中子在导管中传输过程的影响显著, 单一的 MCNP 程序

不能完成中子导管的屏蔽计算。

国家标准 GB 18871—2002《电离辐射防护与辐射源安全基本标准》规定:职业照射剂量限值为连续 5 a 内年平均有效剂量低于 20 mSv。为确保不超过此限值且执行合理可行尽可能低的原则,要求导管屏蔽设计使放射性工作人员的外照射年有效剂量不高于 12 mSv,按每年 50 周、每周 40 h 的工作时间计,即要求散射大厅内冷中子照相装置屏蔽体外表面的辐射剂量不高于 6 μ Sv/h。

本文将提出 McStas 和 MCNP 程序联合计算的方法,对已有冷中子导管的屏蔽结构初步设计方案进行屏蔽计算,评估其屏蔽性能是否达到散射大厅剂量限值的要求。

1 中子导管屏蔽体结构初步设计方案

散射大厅内中子导管屏蔽体结构初步设计方案示于图 1。散射大厅内布有 C1、C2、C3 3 束导管,其中,C1 导管前端建有屏蔽小室,小室采用厚 35 cm、密度 4.6 g/cm³ 的重砼混凝土屏蔽墙,C1 导管后端两侧和顶棚均采用厚 35 cm、密度 3.6 g/cm³ 的重砼混凝土屏蔽墙(因考虑后端设备安装空间,C1 导管一侧 23~43 号记录点之间的屏蔽墙厚 30 cm);C2、C3 导管共用屏蔽体,屏蔽墙均为厚 35 cm、密度 3.6 g/cm³ 的重砼混凝土。图 1 中 6~82 号点为屏蔽计算中剂量记录点,其中 6、7、10、11 号点为 C1 屏蔽小室顶棚外剂量点,其他各记录点以约 1.5 m 间距均匀分布在导管两侧屏蔽墙的外表面。

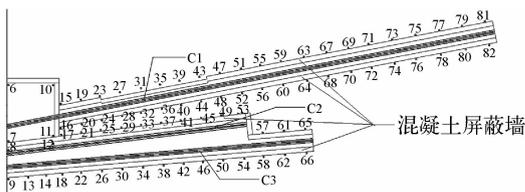


图 1 冷中子导管屏蔽体结构示意图

Fig. 1 Sketch map of shielding structure of neutron guide tubes

2 计算方法分析

辐射屏蔽问题主要采用基于蒙特卡罗方法的软件进行计算,目前屏蔽计算领域最通用的

软件为 MCNP 程序。

本文所涉及的主要屏蔽对象为中子导管,导管内壁附有超镜材料。中子束在导管中传输时入射到超镜材料,当入射中子掠射角不大于该材料全反射临界角时,中子在超镜界面将发生全反射现象^[3]。然而,MCNP 程序在模拟中子、 γ 射线等穿透物质的过程中只能对射线的粒子性进行仿真,不能对中子导管中由于波动性引起的全反射现象进行模拟。因此单一 MCNP 程序无法解决低能中子在中子导管中的输运问题,需引入考虑了中子波动性,专门针对中子导管、中子谱仪等问题开发的模拟计算程序 McStas 进行模拟计算^[4]。

McStas 是由丹麦 Risø 国家实验室编写的蒙特卡罗模拟中子输运软件,被广泛用于中子散射模拟。该程序包含丰富的谱仪组件库,这些经过测试的谱仪组件可直接被用户调用,具有高效、灵活、精确的优点。中子导管也是 McStas 的标准谱仪组件之一,只需给出中子源和导管相关参数,再在适当位置加入探测器模块,即可得到所需的模拟数据。

由于计算对象空间范围大(C1 导管散射大厅长约 37 m),结构复杂,基于统计学原理的 MCNP 程序在解决这类问题时统计误差过大,计算结果很难收敛。对于类似问题,清华大学施工等^[5]曾提出分步计算的方法,得到较好的结果。本文拟对计算模型进行分段处理,即采用 McStas 和 MCNP 程序联合、分段计算的方法完成散射大厅内中子导管的屏蔽计算。

具体计算方法如下:1) 利用 McStas 模拟计算中子束在导管中的传输过程,计算导管不同位置处中子注量率,从而得出每段导管内的中子泄漏率;2) 将每段导管中子泄漏率数据作为分段屏蔽计算的输入源项,计算导管周围屏蔽体外表面辐射剂量率水平;3) 叠加各段导管所泄漏中子对导管屏蔽体外表面的剂量贡献,得到剂量计算结果。

3 计算过程与结果

计算中的源项数据为采用反应堆堆芯及冷源模型利用 MCNP 程序计算得到的结果,包括中子、 γ 能谱角分布等。中子导管从冷源

引出中子束,在进入散射大厅前要经过屏蔽体的屏蔽,本文假设散射大厅前的屏蔽体能很好屏蔽由堆芯引出的辐射剂量,即认为散射大厅内的剂量来源主要为导管泄漏的中子射线以及中子和周围结构材料作用产生的次级 γ 射线。

利用 McStas 程序对 C1、C2、C3 3 束导

管建模,分别计算每束导管不同位置处截面的中子注量,根据两个截面处的注量差得到每段导管的中子泄漏率。表 1~3 分别为计算得到的 3 束导管各段中子泄漏率数据,表中距离指该段导管末端到散射大厅内导管起点的距离,导管起点处中子注量率为 $5.14 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 。

表 1 C1 导管每段导管的中子泄漏率

Table 1 Neutron leakiness of C1 guide tube

距离/ m	泄漏率/ ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)								
1	2.69×10^6	8	9.95×10^5	15.7	6.23×10^5	23.2	4.19×10^5	30.7	2.94×10^5
2	2.51×10^6	9	9.37×10^5	16.7	5.77×10^5	24.2	4.00×10^5	31.7	2.84×10^5
3	2.39×10^6	10.2	1.12×10^6	17.7	5.75×10^5	25.2	3.98×10^5	32.7	2.84×10^5
4	1.33×10^6	11.7	1.41×10^6	19.2	8.63×10^5	26.7	5.96×10^5	34.1	3.98×10^5
5	1.11×10^6	12.7	6.81×10^5	20.2	4.98×10^5	27.7	3.28×10^5	35	2.28×10^5
6	1.11×10^6	13.7	6.57×10^5	21.2	4.35×10^5	28.7	3.02×10^5	35.9	2.11×10^5
7	1.03×10^6	14.7	5.77×10^5	22.2	4.26×10^5	29.7	3.07×10^5	36.8	2.05×10^5

表 2 C2 导管每段导管的中子泄漏率

Table 2 Neutron leakiness of C2 guide tube

距离/ m	泄漏率/ ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)						
1	5.08×10^5	6	4.08×10^5	11	3.26×10^5	16	2.90×10^5
2	4.86×10^5	7	3.94×10^5	12	3.26×10^5	17	2.80×10^5
3	4.56×10^5	8	3.61×10^5	13	3.06×10^5	18	2.79×10^5
4	4.42×10^5	9	3.45×10^5	14	3.08×10^5	19	2.74×10^5
5	4.12×10^5	10	3.43×10^5	15	3.01×10^5		

表 3 C3 导管每段导管的中子泄漏率

Table 3 Neutron leakiness of C3 guide tube

距离/ m	泄漏率/ ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)						
1	8.28×10^5	7.5	4.77×10^5	14	3.32×10^5	20.4	4.08×10^5
2	7.85×10^5	8.5	4.64×10^5	15	2.91×10^5	21.3	1.96×10^5
3	7.36×10^5	9.5	4.45×10^5	16	3.02×10^5	22.2	1.87×10^5
4	6.94×10^5	10.5	4.18×10^5	17	2.91×10^5	23.1	1.88×10^5
5.5	1.04×10^6	11.5	4.08×10^5	18	2.73×10^5	24	1.81×10^5
6.5	5.08×10^5	13	6.12×10^5	19	2.72×10^5		

3根导管均数10 m长,难以在1个模型内计算其屏蔽问题,需对导管的屏蔽体进行分段计算,而分段屏蔽计算的源项即为表1~3中中子泄漏率数据。在分段计算过程中对源项(即导管泄漏中子)坚持不重不漏的原则,并考虑各段源项相互之间的影响。

计算过程中每段源项的能谱由McStas给出,每段导管所泄漏中子的角分布近似认为垂直入射屏蔽体,对于屏蔽计算,这一近似是保守的。计算得到每段源项下各记录点位置的剂量率(包括中子剂量率和 γ 剂量率),通过叠加即可得到每个记录点的最终剂量率。表4为C1导管屏蔽小室上方各记录点的剂量率计算结果,表5为3束导管两侧屏蔽体外表面剂量率计算结果,图2为导管两侧屏蔽体外表面剂量

率分布。从图2可看到,各导管屏蔽体外表面剂量率水平从前往后逐渐降低(C1导管屏蔽体较薄一段剂量率有所增大),这一结果与导管后端中子注量率逐渐下降的趋势一致,符合理论预期,说明该计算结果具有可信性。

表4 C1导管屏蔽小室上方记录点剂量率

Table 4 Dose rates of record points above shielding closet of C1 guide tube

记录点	剂量率/ ($\mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$)	记录点	剂量率/ ($\mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$)
6	0.565	10	0.001
7	1.017	11	0.035
8	1.138	12	0.222

表5 导管屏蔽体外表面剂量率

Table 5 Dose rates of record points around shielding system

C1 记录点	C1 剂量率/ ($\mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$)	C1 记录点	C1 剂量率/ ($\mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$)	C2 记录点	C2 剂量率/ ($\mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$)	C3 记录点	C3 剂量率/ ($\mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$)
15	0.472	16	0.478	17	0.488	9	0.95
19	0.499	20	0.673	21	0.559	13	0.43
23	0.431	24	0.637	25	0.512	14	0.43
27	0.764	28	0.585	29	0.463	18	0.40
31	0.745	32	0.545	33	0.417	22	0.31
35	0.594	36	0.484	37	0.363	26	0.30
39	0.595	40	0.446	41	0.341	30	0.27
43	0.618	44	0.407	45	0.296	34	0.25
47	0.365	48	0.388	49	0.292	38	0.22
51	0.296	52	0.336	53	0.212	42	0.21
55	0.244	56	0.266	57	0.190	46	0.18
59	0.251	60	0.295	61	0.158	50	0.17
63	0.236	64	0.260	65	0.136	54	0.15
67	0.219	68	0.223			58	0.13
69	0.196	70	0.216			62	0.12
71	0.192	72	0.201			66	0.11
73	0.208	74	0.197				
75	0.190	76	0.194				
77	0.227	78	0.242				
79	0.237	80	0.230				
81	0.193	82	0.203				

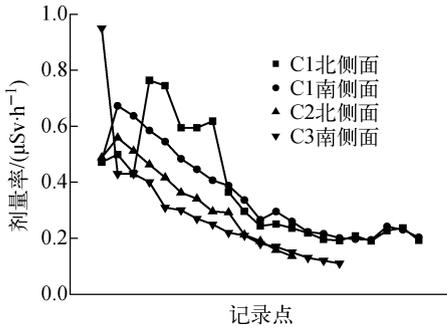


图2 导管两侧屏蔽体外表面剂量率分布

Fig. 2 Dose rate distribution around guide tube shielding

计算结果表明,散射大厅内各记录点位置最大剂量率为 $1.138 \mu\text{Sv/h}$,相对于 $6 \mu\text{Sv/h}$ 的剂量限值要求尚有较大安全裕量,能满足辐射防护限值的要求。

辐射屏蔽设计应遵循辐射防护最优化原则(即 ALARA 原则——在考虑了经济和社会因素后,保证个人剂量大小、受照人数以及不一定但可能遭受的照射,全部保持在可合理做到的尽量低的程度)。本计算所用限值($6 \mu\text{Sv/h}$)相当于职业照射年个人剂量限值的 60%,而在辐射防护最优化的审管中,发达国家对核设施一般用职业照射年个人剂量限值的几分之一到十分之一(约 $1 \mu\text{Sv/h}$)作为管理限值^[6]。在已有屏蔽结构设计条件下,散射大厅工作人员1年可能接受的最大有效剂量为 2.276 mSv ,超过职业照射年个人剂量限值的 $1/10$,可认为未构成过量屏蔽,可依据该屏蔽结构设计开展工程设计和建造。

4 结论

本文提出了针对内部含有超镜材料的中子导管的屏蔽计算方法,对现有中子导管屏蔽体结构设计进行了屏蔽计算。结果表

明,在该设计方案下散射大厅辐射剂量水平能达到相关剂量限值要求。该屏蔽计算为进一步开展中子导管屏蔽体的工程设计提供了依据。

参考文献:

- [1] NIKOLAY K, BURKHARD S, ERICH S. Energy-selective neutron radiography and tomography at FRM[J]. Applied Radiation and Isotopes, 2004, 61(4): 455-460.
- [2] BAECHLER S, MASSCHAELE B, CAUWELS P, et al. The new cold neutron tomography setup at SINQ[J]. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, 2002, 481(1-3): 397-405.
- [3] 刘显坤, 郑州, 兰晓华, 等. 中子超镜技术及应用[J]. 核电子学与探测技术, 2010, 30(10): 1 352-1 357.
LIU Xiankun, ZHENG Zhou, LAN Xiaohua, et al. Development and application of neutron super-mirrors[J]. Nuclear Electronics & Detection Technology, 2010, 30(10): 1 352-1 357 (in Chinese).
- [4] PETER W, EMMANUEL F, KIM L. McStas 1.7: A new version of the flexible Monte Carlo neutron scattering package[J]. Physica B, 2004, 350(1-3): 735-737.
- [5] 施工, 钟兆鹏, 胡永明. 蒙特卡罗方法用于研究堆的屏蔽计算[J]. 清华大学学报: 自然科学版, 2001, 41(6): 19-22.
SHI Gong, ZHONG Zhaopeng, HU Yongming. Monte Carlo method for analyzing research reactor shielding[J]. Journal of Tsinghua University: Science and Technology, 2001, 41(6): 19-22 (in Chinese).
- [6] 夏益华, 陈德淦, 吴德强. 辐射防护最优化原则及其应用[M]. 北京: 原子能出版社, 2000: 15.