

文章编号: 0258-0926(2016)S1-0075-05; doi: 10.13832/j.jnpe.2016.S1.0075

应用 MCNP 程序处理研究堆屏蔽计算 深穿透问题的方法研究

张寅¹, 刘彩霞¹, 张莉¹, 周琦², 韩国胜¹, 魏爽¹

1. 国防科工局核技术支持中心, 北京, 100080; 2. 中国原子能科学研究院, 北京, 102413

摘要: 采用 MCNP 程序对某一体化研究堆主屏蔽设计进行验证计算。通过几何分裂、源项模型简化、多群截面和能群截断等方法逐步优化计算模型, 计算效率提高了 70%, 计算结果方差小于 10%, 与确定论程序计算结果吻合较好。经分析, 本文建立的计算方法适用于屏蔽层较厚研究堆的屏蔽计算。

关键词: MCNP 程序; 深穿透问题; 屏蔽计算

中图分类号: TL48 **文献标志码:** A

A Methodology Study for Deep Penetration Shielding Calculations of Research Reactors Based on MCNP Code

Zhang Yin¹, Liu Caixia¹, Zhang Li¹, Zhou Qi², Han Guosheng¹, Wei Shuang¹

1. Nuclear Technology Support Center, State Administration of Science, Technology and Industry for National Defense, Beijing, 100080, China; 2. China Institute of Atomic Energy, Beijing, 102413, China

Abstract: MCNP code was used to execute the verification calculations of the shielding design for a research reactor in this paper. Various techniques including geometry splitting, source term simplification, multi-group cross-section and energy cutoff were introduced to optimize the calculation. The result shows that the output value from MCNP coincides well with that from the deterministic methods. Besides, a significant increasing of the computing efficiency up to 70% and a small variance of the run output lower than 10% were obtained as a result of the application of the aforesaid techniques. Moreover, a conclusion can be drawn from the analysis that the method proposed to deal with the deep penetration problems in this paper is found to be applicable to the shielding calculations of other research reactors with thick shielding.

Key words: MCNP code, Deep penetration problems, Shielding calculations

0 引言

辐射屏蔽计算是核反应堆工程辐射安全评价的核心内容, 目前常用的计算方法主要为确定论方法和蒙特卡罗方法; 因这 2 种方法基于完全不同的原理, 故在安全评价时可互为验证。然而, 蒙特卡罗方法虽然可以规避确定论方法因大量几何近似引起的计算误差, 但在求解深穿透问题时计算效率低, 统计涨落较大, 尤其当屏蔽层厚度

超过一定范围后, 计算效率远不如确定论方法, 计算结果也较实际值偏差很大^[1], 限制了该方法在屏蔽计算领域的广泛应用。使用蒙特卡罗方法处理深穿透问题已成为辐射安全评价领域的重要课题和亟待解决的问题。

本文应用基于 MCNP 程序对某反应堆压水堆的主屏蔽设计进行了验证计算, 提出了一套应用 MCNP 计算深穿透问题的方法。提出的方法通过

收稿日期: 2015-11-21; 修回日期: 2016-03-20

作者简介: 张寅(1984—), 男, 工程师, 现从事核安全监管技术研究工作

优化源项模型和粒子输运模型,应用几何分裂和能量截断等方差减小技巧,大幅度提高了计算效率,计算结果与确定论方法吻合较好。

1 计算模型

本文研究对象为某一体化研究堆。该堆堆芯装有 44 盒燃料组件,每盒燃料组件含有 64 个圆柱型燃料棒。燃料棒主要材料为二氧化铀和锆合金,燃料组件包壳材料主要为锆合金。

堆芯主屏蔽设计主要包括堆芯热屏蔽、压力容器侧屏蔽和底部屏蔽等。在堆芯侧面设置了 3 层圆筒型热屏蔽,厚度分别为 9、4、4 cm,材料为铁。在压力容器侧面 108 cm 范围内设置了多圈圆筒型侧屏蔽,材料包括水、铁、含硼聚乙烯和铅硼聚乙烯。

主屏蔽计算采用可以处理中子、光子、中子-光子耦合输运问题的 MCNP 程序,在程序中建立的几何模型见图 1。

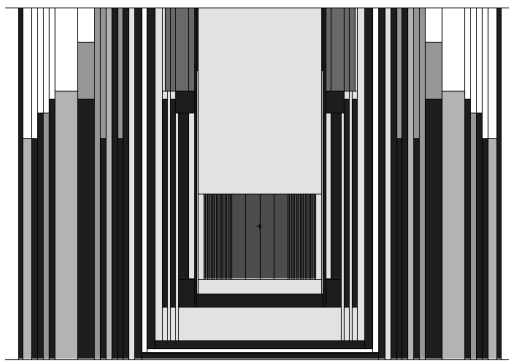


图 1 屏蔽计算几何模型

Fig. 1 Shielding Calculation Model

2 源项构造

为准确计算抵达屏蔽层外的中子和光子注量率,首先要准确描述堆芯源项。构造源项的强度、空间分布和能谱要尽可能地接近反应堆堆芯运行时的真实情况。

本反应堆源项主要包括堆芯裂变的中子和裂变伽马源、堆芯裂变产物衰变伽马源和一回路水中活化产物 ^{16}N 产生的伽马源项。本反应堆的衰变伽马源和 ^{16}N 产生的伽马源对侧屏蔽外的剂量率贡献小于裂变源的 1/10,故本研究主要以堆芯裂变中子和伽马源为源项进行屏蔽计算,在计算结果的基础上增加 1/10 的安全系数作为对其他伽马源项的补偿。

堆芯裂变中子和伽马源的强度主要由空间分布、源强大小和能谱 3 方面决定。

$$S(r, E) = \frac{1}{\Delta t} \int_0^{\Delta t} S(r, t) \chi(r, E, t) dt \quad (1)$$

式中, $S(r, E)$ 为空间分布; $S(r, t)$ 为源强; $\chi(r, E, t)$ 为能谱。

2.1 空间分布构造

反应堆堆芯和屏蔽结构均呈明显 1/8 中心对称的特点,在定义几何结构时应用 1/8 中心对称加上周期性边界进行定义。考虑到反应堆堆芯不同位置的中子和光子发射率及能谱有很大差异,不能简单描述为均匀体源,故在 X - Y 方向将堆芯划分为 44 个区域,在 Z 方向上均匀划分为 12 层,共划分 672 个离散区域,力求精确描述源项在空间的分布。

2.2 源强构造

根据堆芯结构 1/8 中心对称特性,在 X - Y 方向选取了具有代表性的 7 个组件作为研究对象。组件在堆芯的位置和对应的栅元序号见图 2。每个离散区域中子源强及能谱由临界计算得到,通过对反应堆运行初期工况进行临界计算,得到裂变率分布和功率分布,再根据功率分布的计算结果,由式(2)推导源强分布。

$$S_{m,h} = P_{m,h}(t) \frac{\gamma_m}{E_{0,m} C} \quad (2)$$

式中, $P_{m,h}$ 为第 m 个组件在高度上第 h 段的功率; γ_m 为组件 m 每次裂变释放的平均中子数; $E_{0,m}$ 为组件 m 每次裂变释放的平均能量, MeV; C 为电子伏特转化为焦耳的系数,等于 1.6×10^{-19} J/eV。

2.3 能谱构造

中子能谱采用 MCNP 程序自建的 Watt 裂变谱。

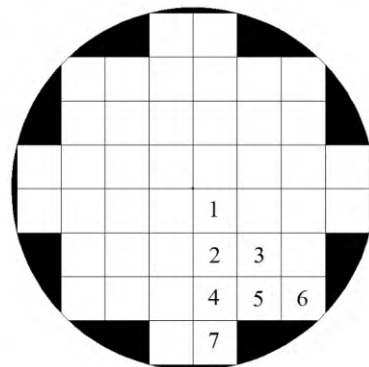


图 2 堆芯 X - Y 平面具有代表性栅元选取

Fig. 2 Representative Cell in X - Y Plan

光子采用的是 ENDF/B-VII 数据库的 ^{235}U 裂变的光子能谱。

2.4 可行性初步验证

临界计算得到的热中子和快中子份额分别为 17.5% 和 82.5%，与应用确定论计算得到结果 18% 和 82% 非常接近，吻合较好。

图 3 给出了堆芯 X-Y 方向设计功率分布和临界计算得到功率分布的对比。由图 3 可知，临界计算结果与设计值吻合较好。设计功率分布在堆芯中心区域的展平是由于插入吸收体所致。

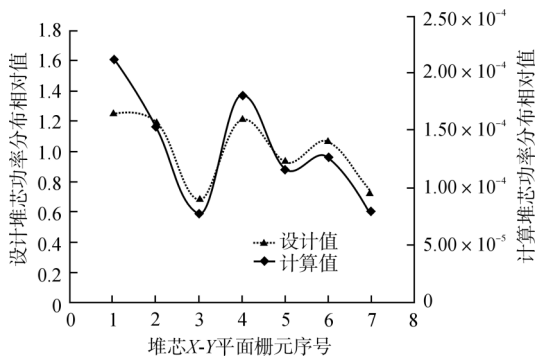


图 3 设计功率分布与计算结果对比图

Fig. 3 Comparison of Design Value and Calculation Results of Reactor Power Distribution

综上，用临界计算结果构造反应堆源项是合理且偏保守的。

3 粒子运输模型的优化

本问题属结构复杂、尺寸大的中子和光子深穿透问题；从堆芯到屏蔽层的外侧，粒子注量率衰减 10^{16} 个量级以上。如该屏蔽计算不使用任何减方差技巧直接运算，MCNP 会得出透射率全部为 0 的计算结果，且单纯增加抽样粒子数无法解决该问题。为提高计算效率和建模准确性，在本计算中优化了源项模型和粒子运输模型，并应用了几何分裂和能量截断等方差减小技巧。

3.1 优化源项模型

根据田湾核电厂压力容器 neutron 注量率研究结果^[2]，堆芯内部组件对堆外空间粒子注量率的影响较外围组件影响可以忽略，且外围组件功率分布对堆外空间粒子注量率影响较大。故本次计算分别建立了省略内部组件描述和全部堆芯组件描述的计算模型，首先对该结论在本案例的适用性进行验证，计算结果表明，虽然堆芯内部功率水

平较高，但对屏蔽层外剂量率贡献小于总值的 5%；故最终计算建模省略了内部组件描述，将距离压力容器最近的一圈外围组件中的燃料棒逐一精确描述，源项建模如图 4 所示。

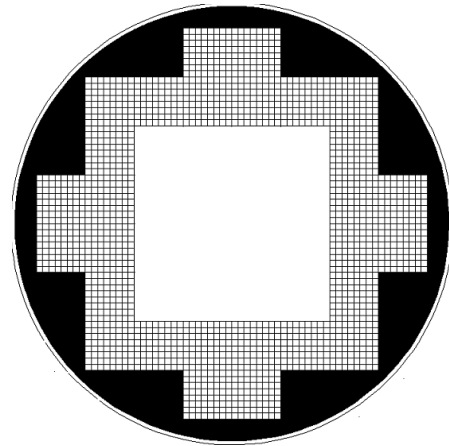


图 4 堆芯模型

Fig. 4 Reactor Core Modeling

3.2 优化粒子运输模型

粒子在堆芯内部组件区域的运输对屏蔽计算结果影响可以忽略，且该部分计算会消耗大量计算时间，故将堆芯内部组件区域的粒子重要性设为 0，忽略该区域粒子运输统计，以提高计算效率。同时，考虑到深穿透问题对于堆芯精细结构敏感性较低，在构建每个离散化区域时采用了简化处理，将区域栅元内的各材料组分均匀化填充。该简化未考虑在反应堆运行初期向堆芯中心区域插入的吸收体，故简化是偏保守的。

3.3 方差减小技巧的应用

几何分裂是应用较广的方差减小技巧。该技巧通过设置不同区域运输粒子的重要性实现增加计数区抽样粒子数的目的，对关心区域或方向设置较高重要性，引导粒子向关心区域运动，以尽快降低关心区域的统计方差。在本计算中沿屏蔽体厚度方向划分了 26 个栅元，对于填充非气体材料的相邻栅元重要性比值设置为 1:1、1:2、1:3 和 1:4，对于填充气体材料的相邻栅元采用了 1:10、1:20 和 1:100。差异化设置相邻栅元重要性的原因是：气体区域核子数密度较少，粒子发生反应的统计样本数较少，如仍按照其他材料栅元设置重要性将会导致计算误差增加，故作出相应调整。

本次计算还使用了多群截面替代连续截面数据库,采用了 MCNP 标准的 30 群中子和 12 群光子的多群截面。同时,根据粒子能量和剂量关系可知,能量较低的粒子对剂量贡献较小,故采用能量截断方法,忽略了能量较小粒子的统计,以提高计算效率。

4 结果分析与讨论

在屏蔽计算过程中逐步对计算模型进行优化,分别建立仅使用几何分裂方法的模型 A,使用了几何分裂、能量截断和多群截面方法的模型 B,以及使用上述方法同时优化内部组件描述的模型 C。应用 3 个模型的计算结果见表 1。

表 1 应用模型 A、B 和 C 的屏蔽计算结果
Table 1 Calculation Results of Model A, B and C

模型	A	B	C
统计粒子数/亿	40	40	40
计算时间/h	8.1	5.2	2.5
屏蔽层外活性区高度剂量率/mSv·h ⁻¹	4.9×10 ⁻²	2.7×10 ⁻²	8×10 ⁻³
方差大小	20%	13%	9%
MCNP 默认置信度	可质疑	可质疑	可信
与确定论方法得到计算结果 (1.0×10 ⁻² mSv/h) 的差值	390%	170%	20%

由表 1 可知:随着模型的优化,屏蔽计算效率有显著提升;采用最优化方案的模型 C 计算效率最高,计算方差最小,满足了 MCNP 程序方差小于 10%的可信度检验标准;计算结果与应用确定论程序 DOT3.5 计算得到的结果吻合较好,仅有 20%的差值。本文采用的处理深穿透问题的计算方法是合理、有效的。

下面分别讨论计算中应用优化方法的可行性与效果。

4.1 使用能量截断和多群截面方法

A、B 模型计算结果对比,说明能量较小的粒子对屏蔽层外的剂量率贡献是可以忽略的;因此采用能量截断方法截断能量较小粒子的输运在深穿透问题处理时是合理的。

在统计同样粒子数条件下,应用多群截面方法提高了 35.8%的计算效率,减小了 35%计算方差,且结果较确定论方法计算结果更为接近。计算结果表明,使用 MCNP 程序自带的多群截面代替连续截面的简化处理,既能避免因能量变化带来的大量粒子碰撞信息的反复计算,又不会影响

计算结果精度。

4.2 优化源项模型和粒子输运模型

通过省略堆芯内部组件的描述,在统计同样粒子数的条件下提高了 52%的计算效率,减小了 31%的计算方差,计算结果与确定论方法的计算结果仅相差 20%,证明堆芯内部组件的源项和粒子输运对屏蔽层外剂量的贡献是可以忽略的。这是因为堆芯中心区域各种材料粒子散射截面较大,内部粒子很难达到堆芯外部,对屏蔽层外剂量的贡献很小。

因此,处理深穿透问题时,采用省略堆芯内部组件源项定义和省略粒子输运模型的方法可以大幅提高计算效率,且不影响计算结果的准确性。

4.3 几何分裂方法栅元重要性设置

本计算在应用几何分裂方法时,采用了 2 种设置栅元重要性的思路:第 1 种方法是将相邻栅元重要性比例均设置为 1:4;第 2 种方法是在第 1 种方法的基础上,将气体单元区域的相邻栅元重要性比例增加到 1:10~1:100。

采用第 1 种重要性设置方法的计算效率很低,在使用能量截断、多群截面和优化源项模型等方法的条件下,统计 80 亿个粒子的输运花费计算时间长达 20 h,且计算结果方差大于 20%,结果不可信。

采用第 2 种重要性设置方法的具体计算结果如表 1 模型 C 所示,计算效率大幅提高,且计算结果方差小于 10%,结果可信。

某反应堆屏蔽计算研究^[3]提出在应用几何分裂方法设置栅元重要性时,相邻栅元重要性比例不应超过 1:4,否则会影响 MCNP 程序正常抽样。然而,本计算在设置气体区域单元的重要性时采用 1:10、1:20、1:100 等大于 1:4 的比例,同样得到了满足 MCNP 程序统计方差检验要求的计算结果。

因此,在处理深穿透问题时,相邻栅元重要性比例设置不应限制于某一数值,应根据粒子在各区域输运的物理过程来设置,尤其在气体栅元等核子数密度较少的区域应大幅增加栅元重要性,以减小因抽样数较少带来的统计波动,增加计算效率。

5 结论

应用 MCNP 程序对某一体化研究堆主屏蔽设

计进行了验证计算。采用优化源项和粒子输运模型、几何分裂、多群截面和能群截断等方法对屏蔽计算进行优化,大幅提高了计算效率,使计算结果满足 MCNP 程序统计方差检验,且与确定论方法得到的计算结果吻合较好,解决了蒙特卡罗方法处理深穿透问题计算效率过低的问题。

在处理深穿透问题时,堆芯内部组件的源项定义和粒子输运是可以忽略的,应用该方法可以大幅提高计算效率。应用几何分裂方法处理深穿透问题时除了考虑在粒子穿透方向上逐步增加栅元重要性,还应根据栅元内粒子发生反应的概率作出针对性调整,以提高计算效率。

本文提出的处理深穿透问题的方法和思路并不局限于特定堆型结构,具有一定普适性,可以推广到其他屏蔽层较厚研究堆的屏蔽设计和辐射安全评价验证计算中。

本文在构造堆芯裂变产物衰变伽马源时直接使用了确定论计算的结论,该结论不一定适用于

其他问题,需要另行分析。同时,在计算中还注意到,在距离堆芯屏蔽层较远区域(公众活动区域)的粒子统计波动较大,无论如何调整栅元重要性,都不能得到方差小于 50%的计算结果,不能满足辐射防护安全评价的要求。这是由于所计算区域距离反应堆屏蔽层中间隔离了大量气体空间所致。在后续研究中,将尝试采用表面源和权重窗的方法进一步提高远离反应堆屏蔽层区域剂量率的计算效率和精度。

参考文献:

- [1] 徐钟济. 蒙特卡罗方法[M]. 上海: 上海科学技术出版社, 1985.
- [2] 周琦. VVER-1000型核电站压力容器快中子注量率计算方法学研究[D]. 北京: 中国原子能科学研究院, 2013.
- [3] 施工, 钟兆鹏等. 蒙特卡罗方法用于研究堆的屏蔽计算[J]. 清华大学学报, 2001, 41: 19-22.

(责任编辑: 孙 凯)