

文章编号: 0258-0926(2014)05-0009-04; doi: 10.13832/j.jnpe.2014.05.0009

离散纵标与蒙特卡罗耦合方法 在反应堆屏蔽计算中的应用

肖 锋¹, 应栋川¹, 章春伟², 吕焕文¹, 李 兰¹

1. 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;
2. 中核核电运行管理有限公司二厂, 浙江海盐, 314300

摘要: 建立基于离散纵标方法计算程序 DOT 以及蒙特卡罗方法计算程序 MCNP 的耦合方法。通过为 MCNP 程序 SSR 命令提供二进制源描述文件, 实现在不重新编译 MCNP 程序条件下的离散纵标与蒙特卡罗耦合。在 600 MW 核电厂反应堆堆坑小室屏蔽计算中应用耦合方法的计算结果验证该方法的正确性。在耦合方法中研究探索源偏倚策略的实现方式, 计算结果表明, 源偏倚技术应用与离散纵标与蒙特卡罗耦合方法计算中, 能有效降低统计方差, 提高计算效率。

关键词: 离散纵标; 蒙特卡罗; 粒子输运; 耦合计算; 源偏倚; 反应堆屏蔽
中图分类号: TL329 **文献标志码:** A

0 引 言

反应堆屏蔽设计是反应堆工程设计中的一个重要内容。反应堆屏蔽设计的主要困难是屏蔽结构复杂、尺度大, 中子、 γ 注量率变化梯度大。反应堆屏蔽计算主要依靠中子、 γ 输运方程的数值求解^[1]。

本文建立基于离散纵标(SN)方法与蒙特卡罗(MC)方法的耦合方法, 在耦合过程中实施源偏倚策略, 计算过程中不需要重新编译程序。

1 耦合方法实现

1.1 耦合方法简介

MC 方法和 SN 方法是中子、 γ 输运方程数值求解的主要方法。SN 与 MC 耦合方法的提出是为了结合两种方法的优点: 对于结构简单、但源粒子到达计数体的几率较小的区域使用 SN 方法进行计算, 而在源粒子到达计数体的几率较高, 但几何结构复杂的区域则使用 MC 方法进行计算。通过 2 个计算区域几何交界面上的信息交换, 实现 2 种计算方法的耦合。

1.2 计算程序

本研究采用基于结构网格 SN 方法的计算程

序 DOT^[2]以及可描述任意三维几何的 MC 方法计算程序 MCNP^[3]。

1.3 MCNP 程序面源描述

SN 与 MC 耦合方法的核心是几何交界面上粒子信息的传递, 即使用一种有效的方法在 MCNP 程序中完整的描述出与 DOT 输出基本一致的面源。

MCNP 程序可使用 SDEF 卡进行面源定义^[4], 但这种定义是通过几种简单的概率函数联合得到的, 不能满足在 SN 与 MC 耦合计算中对交界面的粒子信息进行完整描述的需要。另一种面源定义方法, 是通过将粒子信息写入源子程序, 重新编译 MCNP 程序的方法实现, 国内外已有学者基于该方法开展了系列研究^[5-8]。但该方法的局限为每个算例都需重新编译程序, 在现代工程设计中实现起来比较困难。

为此, 本文提出基于 MCNP 程序接续面源功能(SSR 命令)进行面源定义, 实现 SN 与 MC 耦合的方法。该方法通过编写中间数据处理和源粒子抽样程序, 自动产生二进制面源描述文件 RSSA。该文件的主要内容是根据 DOT 程序输出的交界面上的粒子角注量率分布进行抽样得到的

一定数量的源粒子信息（位置、方向、能量等），并将这些信息以严格的格式进行存储，以确保能被 MCNP 程序正确读入。

1.4 计算流程

(1) 使用 DOT 程序计算得到特定面各网格特定角度的平均角注量率。

(2) 利用中间数据处理和源粒子抽样程序，根据网格角注量率数据抽样得到特定面上的一定数量的入射粒子的状态信息，包括每个粒子的所在面号、粒子类型、几何位置、权、能量、运动角度等。

(3) 将粒子状态信息写入 RSSA。

(4) 使用 MCNP 程序计算读取 RSSA，实现耦合计算。

1.5 源粒子的抽样

以 SN 与 MC 耦合计算较为常用的垂直于 Z 轴的环面介绍源粒子的抽样方法。

使用 DOT 程序通常可得到环面特定网格上粒子角注量率 $\varphi_{i,m,g}$ ，这里 i 指环面上的特定网格， m 指特定角度方向， g 指特定能群。

首先抽样得到粒子所在特定网格 i ，抽样概率如下式：

$$P_i = \frac{\sum_{g=1}^G \sum_{m=1}^M \varphi_{i,m,g} S_i \omega_m \tau_m}{\sum_{i=1}^I \sum_{g=1}^G \sum_{m=1}^M \varphi_{i,m,g} S_i \omega_m \tau_m} \quad (1)$$

式中， S_i 为 i 网格的面积； ω_m 为 SN 求积组权重； τ_m 为 m 方向与耦合面法线方向的余弦绝对值。

在已知特定网格 i 后，抽样得到粒子所在特定能群 g ，抽样概率如下式：

$$P_{i,g} = \frac{\sum_{m=1}^M \varphi_{i,m,g} S_i \omega_m \tau_m}{\sum_{g=1}^G \sum_{m=1}^M \varphi_{i,m,g} S_i \omega_m \tau_m} \quad (2)$$

在已知特定网格 i 、能群 g 后，抽样得到粒子所在特定方向 m ，抽样概率如下式：

$$P_{i,m,g} = \frac{\varphi_{i,m,g} S_i \omega_m \tau_m}{\sum_{m=1}^M \varphi_{i,m,g} S_i \omega_m \tau_m} \quad (3)$$

如此抽样得到的粒子是无偏的，其初始粒子权可都取 1，由此得到的特定网格 i 、能群 g 、方

向 m 的粒子的实际份额如下式：

$$P'_{i,m,g} = 1 \cdot P_i \cdot P_{i,g} \cdot P_{i,m,g} \\ = \frac{\varphi_{i,m,g} S_i \omega_m \tau_m}{\sum_{i=1}^I \sum_{g=1}^G \sum_{m=1}^M \varphi_{i,m,g} S_i \omega_m \tau_m} \quad (4)$$

1.6 源粒子的偏倚抽样

使用 1.5 节方法抽样得到的粒子信息是无偏的。工程设计经验表明，不同性质的粒子到达计数位置的几率是不一致的，因此需要在源粒子的抽样中进行偏倚抽样。

偏倚抽样过程与 1.4 节相近，但在抽样过程中引入重要性函数 $B_{i,m,g}$ ；该函数与源的分布、不同特性源粒子到达计数体的概率相关。

粒子所在特定网格 i ，抽样概率如下式：

$$P_i = \frac{\sum_{g=1}^G \sum_{m=1}^M B_{i,m,g} \varphi_{i,m,g} S_i \omega_m \tau_m}{\sum_{i=1}^I \sum_{g=1}^G \sum_{m=1}^M B_{i,m,g} \varphi_{i,m,g} S_i \omega_m \tau_m} \quad (5)$$

在已知特定网格 i 后，抽样得到粒子所在特定能群 g 。抽样概率如下式：

$$P_{i,g} = \frac{\sum_{m=1}^M B_{i,m,g} \varphi_{i,m,g} S_i \omega_m \tau_m}{\sum_{g=1}^G \sum_{m=1}^M B_{i,m,g} \varphi_{i,m,g} S_i \omega_m \tau_m} \quad (6)$$

在已知特定网格 i 、能群 g 后，抽样得到粒子所在特定方向 m 。抽样概率如下式：

$$P_{i,m,g} = \frac{B_{i,m,g} \varphi_{i,m,g} S_i \omega_m \tau_m}{\sum_{m=1}^M B_{i,m,g} \varphi_{i,m,g} S_i \omega_m \tau_m} \quad (7)$$

如此抽样得到的粒子是偏倚的，其初始粒子权如下式：

$$W_{i,m,g} = \frac{1}{B_{i,m,g}} \times \frac{\sum_{i=1}^I \sum_{g=1}^G \sum_{m=1}^M B_{i,m,g} \varphi_{i,m,g} S_i \omega_m \tau_m}{\sum_{i=1}^I \sum_{g=1}^G \sum_{m=1}^M \varphi_{i,m,g} S_i \omega_m \tau_m} \quad (8)$$

由此得到的在源偏倚抽样下，特定网格 i 、能群 g 、方向 m 的粒子的实际份额如下式：

$$P'_{i,m,g} = W_{i,m,g} \cdot P_i \cdot P_{i,g} \cdot P_{i,m,g}$$

$$= \frac{\varphi_{i,m,g} S_i \omega_m \tau_m}{\sum_{i=1}^I \sum_{g=1}^G \sum_{m=1}^M \varphi_{i,m,g} S_i \omega_m \tau_m} \quad (9)$$

该结果与式(4)的结果一致,说明本文所给出的源偏倚抽样方法对于计算结果是无偏的。

2 耦合方法应用和验证

应用 SN 与 MC 耦合方法对国产 600 MW 级核电厂反应堆屏蔽设计中堆坑小室屏蔽问题进行计算,并与核电厂实测值进行对比,以验证耦合方法的正确性。

2.1 反应堆堆坑小室屏蔽结构描述

反应堆本体屏蔽结构主要包括堆内构件、冷却剂水、压力容器(包括下封头),详细结构见图 1。

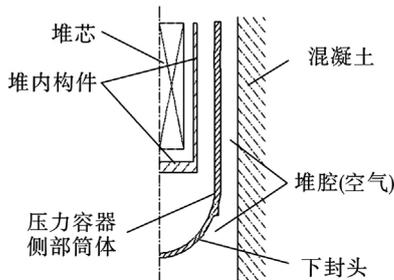


图 1 反应堆本体屏蔽结构

Fig.1 Construction of Reactor Body Shield

反应堆堆坑小室结构见图 2。堆坑为圆柱体;堆坑通道为一穿过堆坑侧部的混凝土墙的长方体;堆坑小室由一长方体和一半圆柱体构成;迷宫间为一长方体,朝向堆芯及屏蔽门的两侧设置混凝土层。堆坑小室及迷宫间结构之间设置有屏蔽门,迷宫间外侧设有混凝土墙作为屏蔽。

由图 1 和图 2 可以看出,反应堆本体屏蔽计算是深穿透、大梯度问题,而从压力容器底部至堆坑小室外的空间则存在结构复杂的空腔,必须使用三维几何才能准确描述其结构。

2.2 反应堆堆坑小室屏蔽计算

对 600 MW 级核电厂反应堆在运行时安全壳内部辐射水平进行了测量,其中一个测量位置在堆坑小室迷宫间外,距离迷宫间外墙约 30 cm,测量期间功率水平为 95%满功率(FP),该点处的中子剂量率为 60 $\mu\text{Sv/h}$, γ 剂量率为 130 $\mu\text{Sv/h}$ 。

取测量时运行条件使用 DOT 程序计算,得到压力容器下封头以下堆坑内特定水平面处中子、

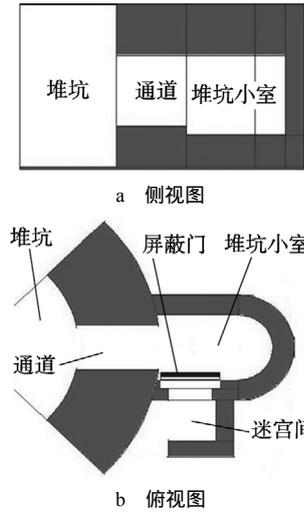


图 2 反应堆堆坑小室结构图

Fig.2 Construction of Rooms around Pit of Reactor Cavity

γ 射线角注量率分布。根据该分布情况生成 MCNP 程序可读取的面源描述文件,使用 MCNP 程序计算得到剂量测量点处的剂量率。MCNP 程序计算时选取 2 种策略:

策略 1:投入 2×10^8 个源粒子,不使用源偏倚策略。

策略 2:投入 2×10^8 个源粒子,使用源偏倚策略,中子重要度是 γ 射线的 4 倍。

不同计算策略下,剂量测量点处的剂量率计算结果及方差见表 1。

表 1 A 点屏蔽计算结果
Table 1 Shielding Calculation Results of Point A

计算策略	中子剂量率/ $\mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$	相对标准误差	γ 剂量率/ $\mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$	相对标准误差	计算时间/min
策略 1	73.7	0.065	112.1	0.021	1972
策略 2	66.1	0.026	114.0	0.015	2601
实测值	60	—	130	—	—

表 1 的计算结果验证了耦合方法的正确性。从不同计算策略的统计方差可以看出,考虑了源偏倚策略之后的计算策略,计算时间有所增长(因为中子的输运过程更长,耗费的计算时间更久),但反映统计精度的计算方差大幅度下降,中子剂量率的计算方差下降更为明显。表明了耦合面上中子对迷宫间外的剂量作出了主要贡献,实施源偏倚策略后,源粒子中的中子份额大幅增加,从而有效提高了计算精度。因此,在耦合计算中实施源偏倚策略有效的提高了计算效率。

3 结 论

(1) 本文建立了基于 DOT 程序以及 MCNP 程序的耦合方法, 通过为 MCNP 程序 SSR 命令提供二进制源描述文件的方法, 实现了在不重新编译 MCNP 程序的条件下的离散纵标与蒙特卡罗耦合方法。在 600 MW 级核电厂反应堆堆坑小室屏蔽计算中应用耦合方法的计算结果验证了该方法的正确性。

(2) 在建立 SN 与 MC 耦合方法的过程中, 实现了源偏倚技术在源抽样过程中的应用。结果表明, 源偏倚技术能够有效降低统计方差, 提高计算效率。

本文的研究工作可进一步深入的内容有: 耦合面的选取原则、源偏倚技巧的选取等。在未来的工作中, 还将进一步探索实现 SN 与 MC 耦合方法。

参考文献:

[1] 谢仲生, 邓力. 中子输运理论数值计算[M]. 西安: 西

北工业大学出版社, 2005.

- [2] Rhoades W A. DOT3.5, Two-dimensional discrete ordinates radiation transport code[R]. ORNL/RSIC CCC-276 (1975).
- [3] X5 Monte-Carlo Team. MCNP-a general Monte-Carlo N-particle transport code, version5[R]. LA-UR-03, 2003.
- [4] 钟兆鹏, 施工, 胡永明. 用 MCNP 程序计算水平辐照孔道屏蔽[J]. 清华大学学报(自然科学版), 2001, 41(12): 16-18.
- [5] Emmett M B, Burgart C E, Horffman T J. DOMINO, a general purpose code for coupling transport calculations [R]. ORNL 4853, 1973.
- [6] Kurosawa M. TORT/MCNP coupling method for the calculation of neutron flux around a core of BWR[J]. Radiat Prot Dosim. 2005, 116: 513-517.
- [7] 韩静茹, 陈义学, 石生春, 等. 基于离散纵标法与蒙特卡罗方法的三维耦合程序开发[J]. 核科学与工程, 2012, (32): 160-164.
- [8] 郑征, 吴宏春, 曹良志, 等. 蒙特卡罗与离散纵标耦合方法在压水堆堆腔漏束计算中的应用[J]. 强激光与粒子束, 2012, (24): 2946-2950.

Application of Discrete Ordinate and Monte-Carlo Coupling Method for Reactor Shielding Calculation

Xiao Feng¹, Ying Dongchuan¹, Zhang Chunwei², Lu Huanwen¹, Li Lan¹

1. Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory, Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610041, China;
2. CNNC Nuclear Power Corporations Management Co., LTD. QS-II, Haiyan, Zhejiang, 314300, China

Abstract: A coupling calculation method based on the discrete ordinate method code DOT and Monte-Carlo method code MCNP was realized. By automatically providing a binary source specification file for the surface source function of MCNP (i.e. SSR command), this coupling method was achieved and subsequently the necessity of re-compiling of MCNP code was eliminated. This coupling method was applied in the shielding problem of rooms around the pit of reactor cavity and a good agreement was obtained between the calculation and measurement results, which validated the correctness of this coupling method. Further more, source bias method was implemented in this coupling method, which shows great efficiency in variance reduction and the improvements of calculation efficiency.

Key words: Discrete ordinate, Monte-Carlo, Particle transport, Coupling calculation, Source bias, Reactor shielding

作者简介:

肖 锋 (1981—), 男, 高级工程师。2006年毕业于西安交通大学核能科学与工程专业, 获硕士学位。现从事反应堆源项与辐射屏蔽设计与研究。

应栋川 (1986—), 男, 工程师。2011年毕业于中国科学院核能科学与工程专业, 获硕士学位。现从事反应堆源项与辐射屏蔽设计与研究。

章春伟 (1980—), 男, 工程师。2006年毕业于西安交通大学核能科学与工程专业, 获硕士学位。现从事反应堆安全相关研究。

(责任编辑: 马 蓉)