

# Study on Primary Shielding Calculation Based on PWR Power Plant

Hui Li, Mengqi Wang, Chunmei Xia, Qiliang Mei

Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute, Shanghai  
Email: [lihui@snerdi.com.cn](mailto:lihui@snerdi.com.cn)

Received: Nov. 18<sup>th</sup>, 2014; revised: Dec. 20<sup>th</sup>, 2014; accepted: Jan. 2<sup>nd</sup>, 2015

Copyright © 2015 by authors and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

---

## Abstract

The primary shielding calculation based on 3D PIN-BY-PIN power distribution of the whole reactor core is one of the most important and difficult problems for the radiation shielding design of a nuclear power plant, and it is a typical deep penetration problem with complex source and geometry. Using the three-dimensional Monte Carlo code and two-dimensional Discrete Ordinate code DORT, this paper performs a detailed comparison of the primary shielding design results of AP1000. To solve the deep penetration problem of the Monte Carlo code, and to obtain reliable results, the surface source bootstrapping calculation function of the Monte Carlo code is studied. Numerical results demonstrate that the surface source bootstrapping calculation function of the Monte Carlo code is a very effective method to solve the deep penetration problem. And the comparison results indicate that distributions of fast neutron, middle-range energy neutron and gamma ray agree well. But the result of thermal neutron calculated by DORT is smaller than that of the Monte Carlo code, especially in primary concrete shield wall. The difference between the results of the above two methods mainly comes from the difference of the cross-section libraries. The surface source bootstrapping calculation method of the Monte Carlo code and the conclusion of AP1000 primary shielding are valuable for the practical nuclear power project.

## Keywords

Primary Shielding, Deep Penetration, Surface Source Bootstrapping Calculation, DORT

---

# 压水堆核电站一次屏蔽深穿透计算研究

黎 辉, 王梦琪, 夏春梅, 梅其良

上海核工程研究设计院, 上海  
Email: [lihui@snerdi.com.cn](mailto:lihui@snerdi.com.cn)

收稿日期: 2014年11月18日; 修回日期: 2014年12月20日; 录用日期: 2015年1月2日

## 摘要

基于三维全堆芯PIN-BY-PIN功率分布的反应堆一次屏蔽计算是核电站辐射屏蔽设计的重点和难点, 是典型的大型复杂源项和几何深穿透屏蔽问题。针对AP1000核电站, 采用蒙特卡罗程序及离散纵标程序DORT, 对一次屏蔽混凝土墙进行详细的计算分析。通过开发蒙特卡罗程序面源续算技术, 有效地解决了蒙特卡罗程序深穿透难收敛问题, 获得可信的统计结果。结果表明, 所开发的蒙特卡罗程序面源续算技术有效地解决了大规模深穿透难收敛问题; 一次屏蔽计算中, 蒙特卡罗程序与DORT计算得到的快中子、中能中子及光子注量率结果吻合良好; 热中子计算结果随着径向距离增加, 误差逐渐累积, 尤其是在一次屏蔽墙混凝土中DORT计算结果偏小。经研究分析两种方法计算结果相对偏差主要是由反应截面数据库不同导致。所采用的处理蒙特卡罗程序深穿透问题的面源续算方法以及AP1000一次屏蔽的研究结论对实际核电工程设计具有参考价值。

## 关键词

一次屏蔽, 深穿透, 面源续算, DORT

## 1. 引言

反应堆一次屏蔽设计是核电站辐射屏蔽设计的核心内容之一, 其设计的优劣直接影响到核电站设计寿命以及工作人员与周围环境的辐射安全。反应堆一次侧屏蔽主要由围绕堆芯的堆内构件、水隙、压力容器(RPV)以及混凝土结构等部件组成, 对防止压力容器的材料性能变化、保证混凝土一次屏蔽外的部件和结构不被过度活化、保证人员与周围环境辐射安全等具有十分重要的意义。反应堆一次屏蔽计算几何复杂且规模庞大, 国内外相关研究多关注压力容器及以内的屏蔽分析, 并在堆芯源项描述时采用组件部分均匀化或二维功率分布等近似[1]-[4]。而在实际的工程设计中, 采用精确的三维全堆芯 PIN-BY-PIN 源分布, 精确计算整个一次屏蔽包括混凝土区域对核电站设计至关重要。

采用三维蒙特卡罗程序和二维离散纵标程序 DORT, 基于三维全堆芯 PIN-BY-PIN 功率分布, 对压水堆核电站一次屏蔽进行详细地计算研究。

## 2. 计算方法

### 2.1. 源项处理

压水堆核电站一次屏蔽设计, 三维 PIN-BY-PIN 源分布能够提高计算精度。在实际堆芯运行过程中, 堆芯中核素成分、裂变份额及裂变能谱等随着燃耗变化而不断变化, 基于考虑组件燃耗深度后的堆芯平衡循环平均的 PIN-BY-PIN 功率分布, 根据公式(1)可计算得到各棒按能群分布源强, 对所有棒源强进行相加得到全堆芯总源强归一化因子。

$$S(k, i, j) = \frac{P \times C \times P_{rod}(i, j) \times B(i, j)}{K(i, j)} \times \sum_n f(i, j, n) \nu(n) \chi(k, n) \quad (1)$$

其中,  $S(k, i, j)$  为棒  $(i, j)$  在第  $k$  能群的源强, 粒子数/cm<sup>3</sup>·s;  $P$  为功率密度, watt/cm<sup>3</sup>;  $C = 6.241508 \times 10^{12}$

MeV/s-watt;  $P_{rod}(i, j)$  为棒  $(i, j)$  的相对功率分布;  $B(i, j)$  为棒  $(i, j)$  的偏倚因子;  $K(i, j)$  为棒  $(i, j)$  每次裂变产生的能量, MeV;  $f(i, j, n)$  为棒  $(i, j)$  中核素  $n$  的裂变分数;  $\nu(n)$  为核素  $n$  每次裂变产生的粒子数;  $\chi(k, n)$  为核素  $n$  裂变产生的粒子在第  $k$  能群的相对能量分布。

## 2.2. 蒙特卡罗程序面源续算计算方法

本文采用的蒙特卡罗方法程序基于 ENDF/B-VI 开发的连续能量点截面库。对于大型压水堆的一次屏蔽计算, 蒙特卡罗程序存在以下两个困难: 1) 三维全堆芯 PIN-BY-PIN 源项的抽样。因为其空间分布十分复杂, 无法实现蒙特卡罗程序直接模拟, 必须通过开发其外源接口程序 SOURCE 自行抽样实现; 2) 从堆芯至一次屏蔽混凝土墙外, 中子及光子注量率的降幅都高达 10 个数量级以上, 此类深穿透问题蒙特卡罗程序很难收敛。

对于问题 1, 上海核工院研发了蒙特卡罗程序源项子程序, 根据全堆芯 PIN-BY-PIN 三维源分布, 采用蒙特卡罗程序自带随机数发生器进行源抽样, 并可采用外围组件等关键区域的偏移抽样技术, 有效地加快了收敛效率。

对于问题 2, 即蒙特卡罗程序深穿透问题, 目前国内外展开了大量研究, 如自适应抽样方法、蒙特卡罗程序分段计算研究[5]-[8]等。本文基于分段计算思想, 如图 1 所示, 将一个大问题拆分成各个小问题进行计算, 采用蒙特卡罗程序自带面源续算功能(SSW 卡及 SSR 卡)进行一次屏蔽计算, 通过详细读写续算面源上每一个粒子信息, 实现蒙特卡罗程序计算过程的衔接; 过程中无需重新抽样, 可有效避免二次抽样引入近似, 真正实现蒙特卡罗程序分段计算无缝衔接。

本文针对 AP1000 一次屏蔽计算共设置 6 个续算面, 其中第 1 个续算面源位于靠近吊篮外表面处; 第 2 个续算面位于 RPV 中部位置; 第 3 至 6 个续算面位于一次屏蔽混凝土墙中, 分别距离一次屏蔽墙内表面 30 cm、90 cm、160 cm 及 210 cm 处。

蒙特卡罗程序面源续算的关键在于边界条件的选取、面源大小的控制以及区域重要性参数的分配。本文通过基于大量的边界条件对比研究分析, 采用右真空、左真实的蒙特卡罗程序面源续算方案, 可得到合理的计算结果; 控制每个续算面源文件约占存储磁盘可用空间的三分之一, 结合蒙特卡罗程序虚设面设置、轮盘赌等多种降低方差技巧, 使粒子向所关注区域偏倚, 最终使蒙特卡罗程序计算结果在关注区域得以收敛。

## 2.3. 离散纵标计算方法

本文采用在工程上得到广泛应用的二维离散纵标程序 DORT 进行计算, 使用了基于 ENDF/B-VI 制作

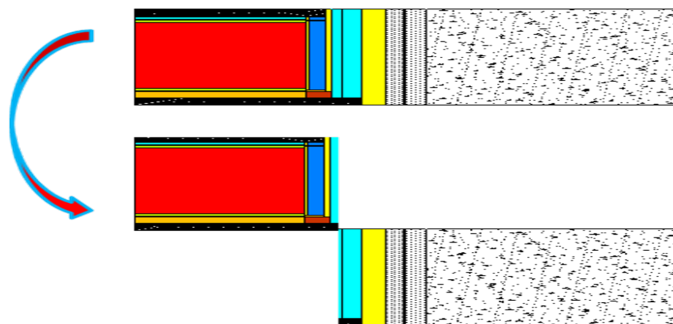


Figure 1. Schematic diagram of the Monte Carlo code bootstrapping calculation

图 1. 蒙特卡罗程序分段计算示意图

的 BUGLE-96 多群截面库，根据公式(1)计算得到源分布，分别进行(R, Z)、(R, θ)和一维圆柱几何计算，将计算得到的中子/光子注量率通过公式(2)综合为三维分布。

$$\varphi_g(R, \theta, Z) = \varphi_g(R, \theta) \times \frac{\varphi_g(R, Z)}{\varphi_g(R)} \quad (2)$$

式中， $\varphi_g(R, \theta, Z)$  为 (R, θ, Z) 位置处第 g 群三维中子/光子注量率，粒子/cm<sup>2</sup>·s； $\varphi_g(R, \theta)$ 、 $\varphi_g(R, Z)$  和  $\varphi_g(R)$  分别为 DORT 程序 (R, θ)、(R, Z) 和 (R) 计算得到相应位置处第 g 群中子/光子注量率，粒子/cm<sup>2</sup>·s。

### 3. 计算问题描述

如图 2 所示为 AP1000 核电站一次屏蔽计算模型剖面图，堆芯外依次为围筒、旁通水、吊篮、中子屏蔽板、下降水段、压力容器、堆腔和混凝土层等结构。堆芯由 157 盒燃料不同的组件组成，燃料组件尺寸为 21.504 cm × 21.504 cm，17 × 17 棒孔设置。堆芯活性区高度为 426.72 cm，堆芯围筒厚度为 2.54 cm；吊篮内半径为 169.85 cm，压力容器内半径为 201.90 cm，外半径为 223.85 cm；一次混凝土墙内半径取 259.10 cm，外半径为 487.7 cm。反应堆围筒、吊篮和压力容器内堆焊层均为 7.90 g/cm<sup>3</sup> 的不锈钢，压力容器采用密度为 7.85 g/cm<sup>3</sup> 的碳钢。混凝土密度取 2.40 g/cm<sup>3</sup>。功率分布如图 3 所示，基于公式(1)可得到

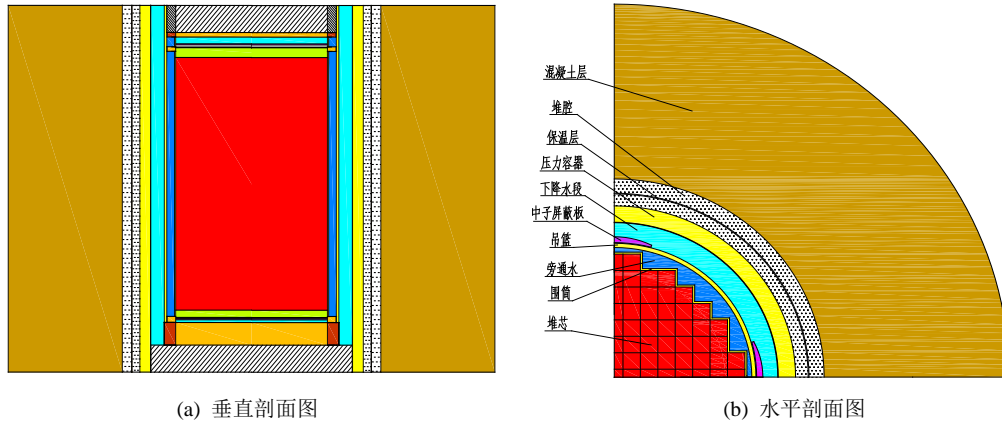


Figure 2. Schematic diagram of pressurized water reactor  
图 2. 压水堆剖面图

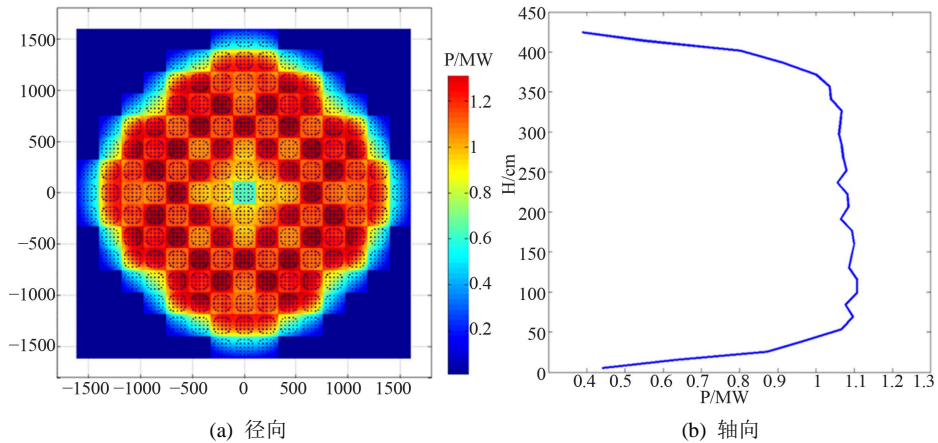


Figure 3. Schematic diagram of power distribution  
图 3. 堆芯功率分布示意图

三维 PIN-BY-PIN 源分布。

#### 4. 结果分析

根据第 2 节所描述的计算方法, 对中子及光子在一次屏蔽墙体中沿径向变化规律进行计算分析, 对一次屏蔽墙内表面中子注量率及光子注量率进行详细对比分析。其中蒙特卡罗程序计算结果均采用体栅元计数, 统计误差都已经降到了可接受的 10% 以下。

图 4 给出了一次屏蔽墙内表面中子及光子注量率沿方位角的分布, 由图可见经过堆内构件及压力容器等屏蔽体, 到达混凝土墙处中子及光子沿方位角分布已经较为平坦, 中子和光子注量率最大值出现在  $0^\circ$  方位角处。蒙特卡罗程序与 DORT 的计算结果变化趋势基本一致, 吻合良好。其中, 中子注量率最大相对百分偏差约为 10%, 光子注量率最大相对百分偏差约为 11%。

图 5 为中子注量率及光子注量率轴向归一分布示意图, 由图可知蒙特卡罗程序与 DORT 计算结果轴向分布吻合较好。

图 6 为一次屏蔽墙内表面中子及光子注量率谱分布, 由图可见蒙特卡罗程序与 DORT 程序计算结果趋势基本一致。其中热中子结果偏差较大, 其相对偏差来源主要是由于 DORT 所使用的 BUGLE-96 多群

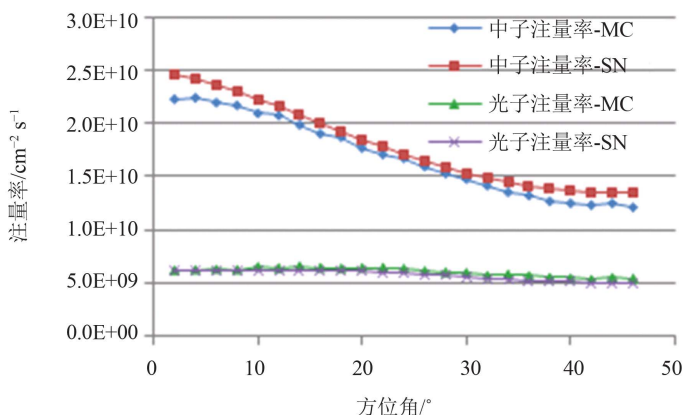


Figure 4. Neutron and photon azimuthal flux distribution at the inner surface of the primary shielding wall

图 4. 一次屏蔽墙内表面中子及光子注量率沿方位角分布

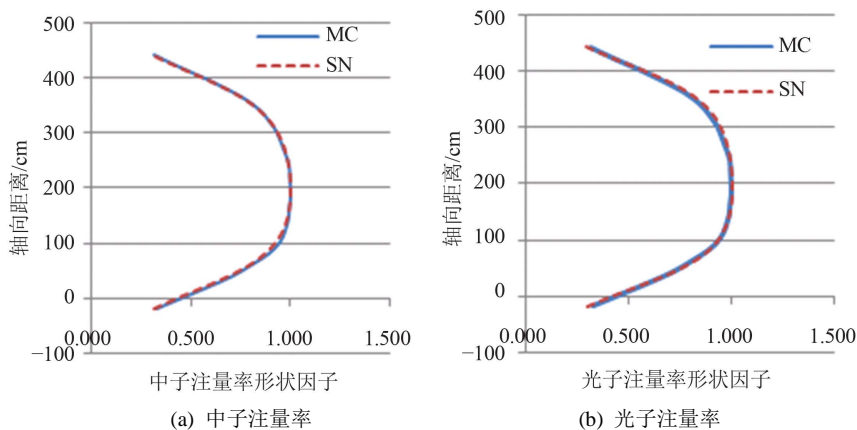


Figure 5. Normalized axial distribution factor at the inner surface of the primary shielding wall

图 5. 一次屏蔽墙内表面形状因子轴向归一分布示意图

数据库与蒙特卡罗程序连续能量数据库在热中子截面上的差别。

图 7 给出了 0°方位角附近能量大于 0.625 eV 的三群中子注量率沿一次屏蔽的径向分布计算结果，图 8 则给出了能量小于 0.625 eV 的中子注量率沿径向的分布。可见能量大于 0.625 eV 各群中子注量率计算结果趋势基本一致，吻合良好；在一次屏蔽墙外表面其相对百分偏差均在 40% 以内。热中子计算结果相

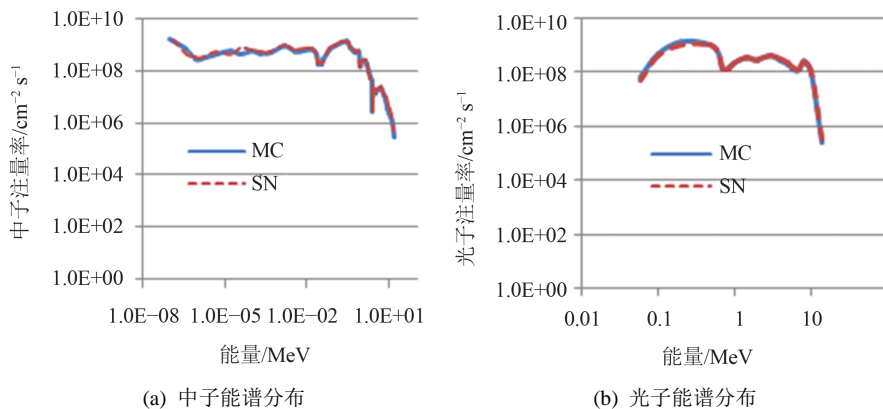


Figure 6. Flux spectrum of neutron and photon at the primary shielding wall inner face  
图 6. 一次屏蔽墙内表面中子及光子注量率能谱比较

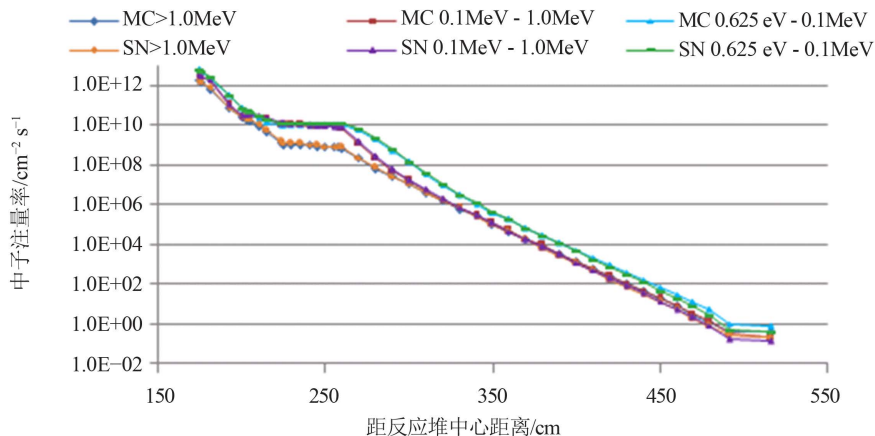


Figure 7. Radial neutron ( $E > 0.625 \text{ eV}$ ) flux distribution nearby azimuthal  $0^\circ$   
图 7. 0 度角附近中子注量率( $E > 0.625 \text{ eV}$ )沿一次屏蔽径向分布

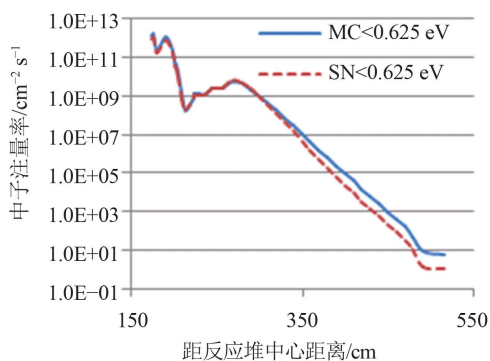


Figure 8. Radial neutron ( $E < 0.625 \text{ eV}$ ) flux distribution nearby azimuthal  $0^\circ$   
图 8. 0 度角附近中子注量率( $E < 0.625 \text{ eV}$ )

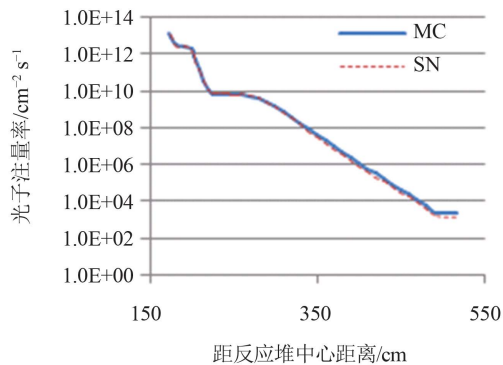


Figure 9. Radial distribution of photon flux  
图 9. 光子注量率沿一次屏蔽径向分布

对偏差较大，DORT 程序热中子注量率计算结果偏小，尤其是到达一次屏蔽墙中随着径向距离增加误差逐渐累积。

图 9 为  $0^\circ$  方位角附近总光子注量率径向分布结果，其中一次屏蔽墙外表面光子注量率相对百分偏差小于 30%，且计算结果变化趋势基本一致。

## 5. 结论

本文采用 DORT 程序和蒙特卡罗程序，基于三维全堆芯 PIN-BY-PIN 源分布，针对 AP1000 核电站进行一次屏蔽计算，并对计算结果进行对比分析，得到结论如下：

1) 通过二次开发蒙特卡罗程序源项抽样子程序，实现对全堆芯 PIN-BY-PIN 三维源抽样，且可对外围组件等关键区域采用偏移抽样技术，有效地加快收敛效率；

2) 采用蒙特卡罗程序面源续算技术，并配合采用多种降方差技巧，有效解决了蒙特卡罗程序深穿透收敛难的问题，获得可信的统计结果；

3) 通过对一次屏蔽墙内表面以及沿一次侧屏蔽径向中子、光子注量率计算结果分析，发现一次屏蔽计算中，快中子、中能中子及光子注量率，蒙特卡罗程序与 DORT 结果吻合良好，但热中子计算结果相对偏差较大，尤其是到达一次屏蔽墙中，随着径向距离增加误差逐渐累积。经研究分析这主要是由于 BUGLE-96 多群数据库中与蒙特卡罗程序中的连续能量数据库的偏差导致。

因此，在核电站一次屏蔽分析中，若使用离散纵标程序，需重点关注截面库的适用性，尤其是深穿透屏蔽分析中，需考虑使用区域相关的群截面；蒙特卡罗程序面源续算结合多种降低方差技巧，可使蒙特卡罗程序完成核电站一次屏蔽分析类似的深穿透计算问题；在核电站一次屏蔽计算分析中，使用连续能量截面库的蒙特卡罗程序计算结果比离散纵标程序计算结果更保守，尤其是热中子注量率分析，需加以关注。

## 参考文献 (References)

- [1] Botta, E. and Orsi, R. (2006) Westinghouse AP1000 Internals heating rate distribution calculation using a 3D deterministic transport method. *Nuclear Engineering and Design*, **236**, 1558-1564.
- [2] Lucatero, M.A., Palacios-Hernández, J.C., et al. (2010) Fast Neutron fluence calculation as support for a BWR pressure vessel and internals surveillance program. *Nuclear Engineering and Design*, **240**, 1271-1280.
- [3] NUREG/CR-6115 (2001) PWR and BWR pressure vessel fluence calculation benchmark problems and solutions. Brookhaven National Laboratory, bnl-nureg-52395.
- [4] 闫宇航, 蒋校丰, 张少泓 (2012) 反应堆压力容器快中子注量计算方法研究. *核科学与工程*, **4**, 289-294.

- [5] 邓力, 李刚 (2010) 粒子输运蒙特卡罗模拟现状概述. *计算物理*, **6**, 791-798.
- [6] 王瑞宏, 姬志成, 裴鹿成 (2012) 深穿透粒子输运问题的自适应抽样方法. *强激光与粒子束*, **12**, 2941-2945.
- [7] 郑征, 吴宏春, 曹良志 (2012) 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. *强激光与粒子束*, **12**, 2946-2950.
- [8] 黎辉, 何忠良 (2007) 压水堆堆腔辐射漏束计算研究. *核电工程与技术*, **1**, 19-22.



汉斯出版社为全球科研工作者搭建开放的网络学术中文交流平台。自2011年创办以来，汉斯一直保持着稳健快速发展。随着国内外知名高校学者的陆续加入，汉斯电子期刊已被450多所大中华地区高校图书馆的电子资源采用，并被中国知网全文收录，被学术界广为认同。

汉斯出版社是国内开源（Open Access）电子期刊模式的先行者，其创办的所有期刊全部开放阅读，即读者可以通过互联网免费获取期刊内容，在非商业性使用的前提下，读者不支付任何费用就可引用、复制、传播期刊的部分或全部内容。

