

# 核反应堆屏蔽计算堆芯中子源强生成 方法研究

张平逊 张 斌 陈义学  
(华北电力大学 核科学与工程学院 北京 102206)

**摘要** 中子源强作为输运计算的重要输入参数,数值结果直接影响反应堆屏蔽计算精度。源强受几何模型、燃料和功率分布的影响,其分布趋势存在明显差异。通过研究源强径向分布特点,基于中子价值生成堆芯各组件几何权重,对权重高的外围组件与径向功率分布梯度较大区域的网格源强进行精细计算。轴向不同高度位置采用分层处理,降低轴向功率峰因子对结果稳定性影响。采用体积权重法进行源强网格与几何网格映射,保证总源强守恒。NUREG/CR-6115 基准题的数值验证结果表明:多权重源强网格映射算法与平均源强计算方法输运结果相比,快中子注量率相对误差均方根降低了 18.46%。多权重源强网格映射算法可获得准确的源强分布,提高屏蔽计算精度,满足工程应用需求。

**关键词** 屏蔽计算, 中子价值, 中子源强, 快中子注量率

**中图分类号** TL32

**DOI:** 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.050603

## Core neutron source generation method for nuclear reactor shielding calculation

ZHANG Pingxun ZHANG Bin CHEN Yixue

(School of Nuclear Science and Engineering, North China Electric Power University, Beijing 102206, China)

**Abstract** [Background] The numerical results from a neutron source, as the important input parameter for the transport calculation, directly affect the accuracy of shielding calculations for reactor. The apparent differences between core sources are related to their geometric model, burnup, and power distribution. [Purpose] This study aims to improve the calculation accuracy of the core neutron source for nuclear reactor shielding. [Methods] Firstly, the geometric weight of each component in the core was generated by analyzing the characteristics of the radial source distribution on the basis of neutron importance, and the fine source mesh calculation was conducted for the peripheral components with high geometric weight and the region with a large power gradient. Then, a layered approach for different axial height positions was employed to reduce the influence of the axial power peak factor to achieve stable transport calculation results, and the source and geometry meshes were mapped according to the volume weight method to ensure the conservation of total source. Finally, the NUREG/CR-6115 core as a benchmark model was used for numerical verification. [Results] Numerical verification results indicate that, compared with the average source calculation, the multi-weight source mesh mapping algorithm reduces the root mean square of the relative error in the fast neutron fluence by 18.46% between the transport calculation results and the reference value.

国家自然科学基金(No.11975097)资助

第一作者: 张平逊, 男, 1997 年出生, 2020 年毕业于成都理工大学, 现为硕士研究生, 研究领域为确定性论屏蔽源项计算

通信作者: 张斌, E-mail: zhangbin@ncepu.edu.cn

收稿日期: 2022-07-07, 修回日期: 2023-01-07

Supported by National Natural Science Foundation of China (No.11975097)

First author: ZHANG Pingxun, male, born in 1997, graduated from Chengdu University of Technology in 2020, master student, focusing on deterministic-based calculation of the shielding source term

Corresponding author: ZHANG Bin, E-mail: zhangbin@ncepu.edu.cn

Received date: 2022-07-07, revised date: 2023-01-07

**[Conclusions]** The multi-weight source mesh mapping algorithm can be employed to obtain an accurate source distribution, improve the accuracy of the shielding calculation, and satisfy the requirements of engineering applications.

**Key words** Shielding calculation, Neutron importance, Neutron source, Fast neutron fluence

离散纵标法( $S_N$ )是粒子输运方程求解中重要的确定论方法之一,在解决深穿透屏蔽问题中具有显著优势<sup>[1]</sup>。源强作为重要的输入参数,计算精度直接影响屏蔽计算的可靠性。源强受几何模型、燃料与功率分布的影响<sup>[2]</sup>,计算结果不确定性<sup>[3-4]</sup>较大。全堆芯 Pin-by-Pin 源强处理可较准确地描述堆芯源强分布,但几何建模复杂繁琐,实际应用并不理想。针对堆芯中子源强计算方法,国内外开展了大量研究。Haghighat<sup>[5]</sup>研究发现,当源强计算考虑堆芯不同裂变核素与采用不同核素处理方法时,将对结果最高引入 10% 以上的偏差。西屋公司综合考虑源强计算相关影响因素,为 DORT<sup>[6]</sup>等离散纵标程序开发了 SORCERY 前端源项处理程序,但受计算机内存限制,无法处理大规模三维问题<sup>[7]</sup>。上海核工程研究设计院完善了 TORT 程序的源项生成功能,提高程序的应用范围<sup>[8]</sup>。总体上,国内外源强计算方法研究已较为成熟,为获取精确的堆芯源强分布,针对大规模屏蔽问题采用 Pin-by-Pin 源强计算时,需对燃料栅元进行大量冗余几何建模,计算效率存在较大挑战。

本文研究基于多维离散纵标输运计算程序 ARES<sup>[9]</sup>进行展开,分析源强计算方法对屏蔽计算精度的影响。以平均源强计算方法为基础,构造多权重源强网格映射算法,避免复杂 Pin-by-Pin 几何建模,提高源强计算效率与精度,降低程序内存限制。

## 1 理论模型

### 1.1 中子源强计算方法

源强计算作为  $S_N$  方法屏蔽计算的前处理过程,输运计算前需进行几何网格的源强赋值,基本公式为:

$$S_{ig} = \chi_{ig} C_i P_i \quad (1)$$

式中: $\chi_{ig}$  为固定源能谱; $C_i$  为功率源强转换因子; $P_i$  为燃料组件功率; $i$  为堆芯组件编号; $g$  为能群编号。针对单一裂变核素进行源强计算,功率源强转换因子定义为:

$$C = \frac{\nu}{E_r} \quad (2)$$

式中: $\nu$  为核素每次裂变平均释放的中子数; $E_r$  为每次裂变平均释放的能量。由于组件燃料变化,如裂

变核素钚的产生与沉积将对堆芯源强产生重要影响<sup>[10-11]</sup>。考虑各裂变核素对源强的贡献,采用截面平均方法对固定源能谱与功率源强转换因子进行加权平均<sup>[5]</sup>:

$$\chi_{ig} = \frac{\sum_j N_i^j \sigma_f^j \chi_{ig}^j}{\sum_j N_i^j \sigma_f^j} \quad (3)$$

$$C_i = \frac{\sum_j N_i^j \sigma_f^j \nu_i^j}{\sum_j N_i^j \sigma_f^j E_{r,i}^j} \quad (4)$$

式中: $N_i^j$  为组件  $i$  中  $j$  核素的密度; $\sigma_f^j$  为核素  $j$  的微观裂变截面。

### 1.2 多权重源强网格映射算法

#### 1.2.1 中子价值理论

根据中子守恒原理,屏蔽问题中不含裂变源的稳态固定源中子输运方程表示为<sup>[12]</sup>:

$$\vec{Q} \cdot \nabla \psi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) + \Sigma_t(\vec{r}, E) \psi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) = \int_0^\infty dE' \int_0^{4\pi} \Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \vec{\Omega}' \cdot \vec{\Omega}) \psi(\vec{r}, E', \vec{\Omega}') d\vec{\Omega}' + Q(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) \quad (5)$$

式中:从左往右依次为泄漏项、移出项、散射源项和外中子源项, $\psi(\vec{r}, E, \vec{\Omega})$  为中子角通量密度; $\Sigma_t(\vec{r}, E)$  为宏观总截面; $\Sigma_s(\vec{r}, E' \rightarrow E, \vec{\Omega}' \cdot \vec{\Omega})$  为宏观散射截面; $\vec{r}, E$  和  $\vec{\Omega}$  分别为空间、能量和角度变量。

取  $\psi(\vec{r}, E, \vec{\Omega})$  的共轭函数  $\psi^*(\vec{r}, E, \vec{\Omega})$ , 则有共轭关系:

$$\langle \psi^*, H\psi \rangle = \langle \psi, H^* \psi^* \rangle \quad (6)$$

式中: $H^*$  为  $H$  的共轭算子。根据价值守恒理论推导共轭中子输运方程,详细过程见参考文献[1]:

$$-\vec{Q} \cdot \nabla \psi^*(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) + \Sigma_t(\vec{r}, E) \psi^*(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) = \int_0^\infty dE' \int_0^{4\pi} \Sigma_s(\vec{r}, E \rightarrow E', \vec{\Omega} \cdot \vec{\Omega}') \psi^*(\vec{r}, E', \vec{\Omega}') d\vec{\Omega}' + Q^*(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) \quad (7)$$

式中: $Q^*(\vec{r}, E, \vec{\Omega})$  为共轭源。屏蔽问题中,中子价值为介质内  $\vec{r}$  点引入能量为  $E$ 、运动方向为  $\vec{\Omega}$  的一个中子所引发的相应核反应次数,其物理意义由共轭源的定义决定。选取探测器所在区域构造共轭源,则价值表现为堆内各位置的中子对探测器响应的

贡献。

对中子输运方程与共轭输运方程进行简写：

$$H\psi = Q \quad (8)$$

$$H^*\psi^* = Q^* \quad (9)$$

分别将式(8)和式(9)与 $\psi^*$ 和 $\psi$ 作内积,并将两式相减,边界条件为真空边界,则有:

$$\langle \psi^*, H\psi \rangle - \langle \psi, H^*\psi^* \rangle = \langle \psi^*, Q \rangle - \langle \psi, Q^* \rangle = 0 \quad (10)$$

假设在中子输运方程中,探测点位置为 $(\vec{r}_0, E, \vec{\Omega}_0)$ ,若有 $n$ 个中子到达该点,即相应外源为:

$$Q(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) = n\delta(\vec{r} - \vec{r}_0)\delta(E - E_0)\delta(\vec{\Omega} - \vec{\Omega}_0) \quad (11)$$

则有:

$$\langle \psi^*, Q \rangle = \langle \psi, Q^* \rangle = \psi^*(\vec{r}_0, E_0, \vec{\Omega}_0) = \iiint \Sigma_d(E)\psi(\vec{r}, E, \vec{\Omega})d\vec{r}dEd\vec{\Omega} \quad (12)$$

若函数 $\Sigma_d(E)$ 为中子与某探测器的响应值,则共轭函数 $\psi^*(\vec{r}_0, E_0, \vec{\Omega}_0)$ 表示探测器对此中子的响应值,即中子价值。屏蔽计算中,通过一次共轭计算即可获得堆内各燃料组件对压力容器处探测器响应的贡献。

### 1.2.2 多权重源强网格映射算法

反应堆各组件源强对压力容器处中子注量率的贡献不同<sup>[13]</sup>,采用共轭计算可获得堆芯共轭通量密度分布,共轭通量密度大的区域其中子价值高,产生的中子对压力容器处中子注量率的影响较大,几何模型需以燃料栅元为单元进行 Pin-by-Pin 精细建模。

在压力容器处构建共轭源,经共轭输运可得堆芯源强区域中子价值分布。如图1所示,燃料组件由外向内中子价值迅速降低,外围组件产生的中子对压力容器处中子注量率起主要贡献。多权重源强网格映射算法充分考虑堆芯组件中子价值分布,对中子价值大的外围组件进行精细源强计算。源强网格与几何网格在相同笛卡尔直角坐标系下处理,与几何网格划分不同,源强网格为程序自动处理计算的区域坐标。几何网格源强赋值流程如图2所示,主要分为以下三步:

1)由中子价值对功率分布进行近似:外围两层组件中子价值分布为0.1~1.0,对输运计算产生显著影响,组件使用 Pin-by-Pin 计算,内层组件的中子价值小于0.1,对输运结果影响较小,可采用均匀近似,经用户定义的几何输入卡获得不同层级的源强区域边界与功率分布;

2)根据各组件燃耗信息,使用截面平均方法对源强裂变谱与功率源强转换因子进行加权平均,结

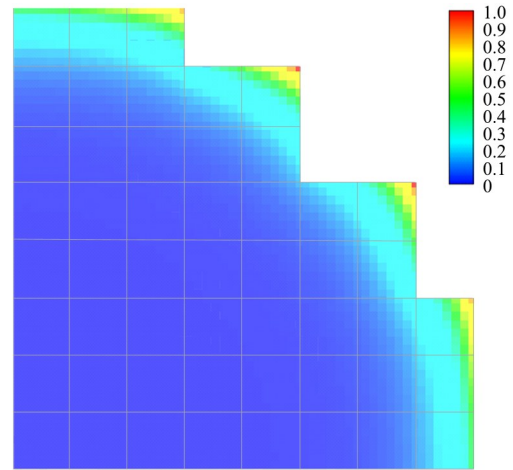


图1 NUREG/CR-6115模型堆芯对压力容器的中子价值  
Fig.1 Neutron importance of core for the pressure vessel in the NUREG/CR-6115 model

合源区边界与功率获得区域源强;

3)遍历源区各几何网格,采用映射算法实现区域源强向几何网格的源强赋值,其中非源区网格源强直接赋值为零,节约时间成本。

源强区域划分为计算机基于功率分布自动处理的虚拟区域,实际模型并未进行划分,且源区边界与网格边界位置不同,无法直接进行源强赋值。为实现源强赋值,保证总源强守恒,采用体积权重法对几何网格进行分割,并对划分的子网格分别进行源强计算。其中有:

$$S_{\text{mesh}} = \frac{\sum_{i=1}^M S_i V_i}{V_{\text{mesh}}} \quad (13)$$

式中: $S_{\text{mesh}}$ 为几何网格源强; $V_{\text{mesh}}$ 为几何网格体积; $S_i$ 为按源强区域边界划分的子网格源强; $V_i$ 为子网格体积; $M$ 为划分的子网格数目。如图3所示,堆芯某几何网格跨多个源强区域,按源区边界将网格进行分割。分别对分割产生的8个子网格区域进行源强计算,采用式(13)进行几何网格的源强赋值求和。依次对各燃料组件进行网格源强映射计算,实现堆芯几何网格源强赋值。

## 2 基准验证

### 2.1 基准题描述

NUREG/CR-6115基准题<sup>[14]</sup>中标准堆芯燃料装载方案为典型压水堆模型,包含204个燃料组件,总功率为2527.73 MW,该基准题可用于屏蔽程序的评估与分析。基准题模型堆芯外围组件径向功率分布梯度较大,且轴向功率峰因子对源强结果影响明显,使用多权重源强网格映射算法与平均源强算法分别进行计算,分析多权重源强网格映射算法的计

算精度与效率。图4为NUREG/CR-6115基准题的几何模型,反应堆由堆芯向外包含吊篮、下降段、热屏、水隙、压力容器、空腔和混凝土,压力容器内半径为219.075 cm,厚21.59 cm。反应堆内其他结构尺寸和材料成分在NUREG/CR-6115基准报告中详细

给出。

基于KASHIL-E70多群截面数据库<sup>[15]</sup>进行截面处理,采用离散纵标屏蔽程序ARES进行三维输运计算。网格划分为284×284×161,空间离散格式选择指数定向 $\theta$ 权重差分方法(Exponential Directional

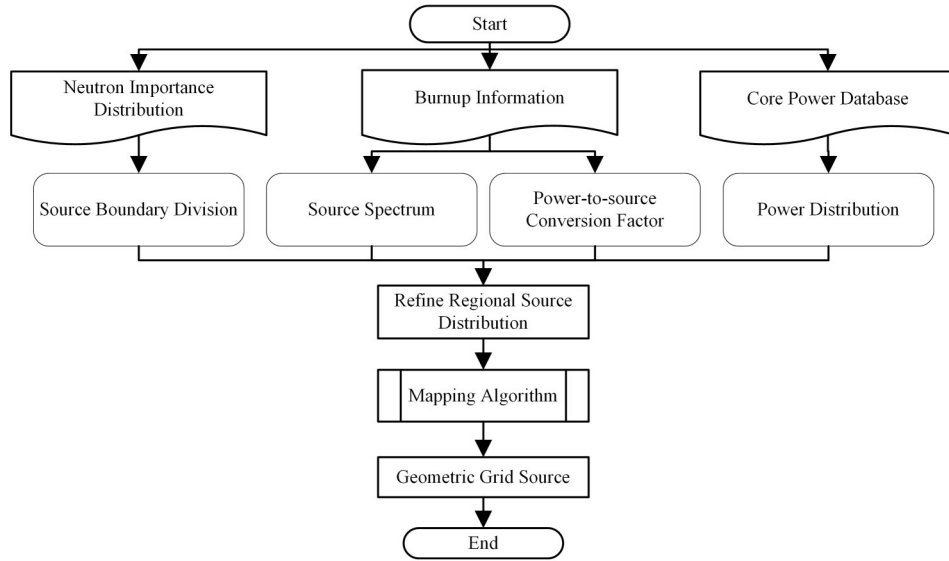


图2 几何网格源强赋值流程  
Fig.2 Flow chart of geometric grid source assignment

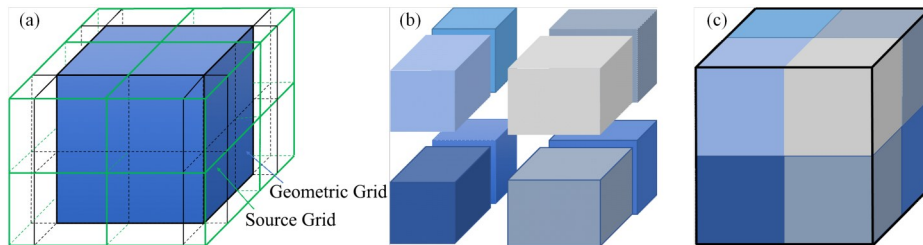


图3 几何网格源强映射方法  
Fig.3 Geometric grid source mapping method (a) Geometric grid segmentation, (b) Sub-grid source calculation, (c) Geometric grid source assignment

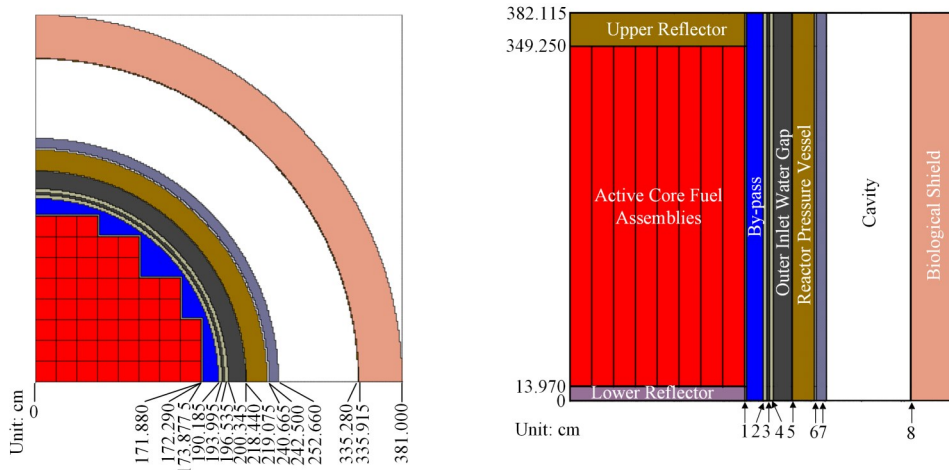


图4 NUREG/CR-6115基准题几何模型  
1-围板,2-吊篮,3-内部水隙,4-热屏,5-压力容器内衬,6-空腔,7-压力容器隔热层,8-混凝土内衬  
Fig.4 Geometric diagram of the NUREG/CR-6115 benchmark model 1-Core baffle, 2-Core barrel, 3-Inner inlet water gap, 4-Thermal shield, 5-Reactor pressure vessel liner, 6-Air gap, 7-Pressure vessel insulation, 8-Biological shield liner

Weighted difference method, EDW), 各向异性散射截面使用 $P_3$ 阶勒让德多项式进行展开近似, 求积组采用勒让德-切比雪夫求积组( $P_N T_N$ ), 求积阶数设置为 $S_8$ , 迭代收敛精度为 $1 \times 10^{-3}$ 。

## 2.2 结果分析

堆芯源区以燃料组件为基本单元进行几何建模, 使用多权重源强网格映射算法与组件平均源强计算方法分别进行源强计算, 输运参数设置相同。图5为两种源强计算方法下三维堆芯源强分布, 多权重源强网格算法轴向源强分布由中间位置向两端递减, 径向向外围组件源强呈梯形分布, 相比于平均源强计算方法能更准确描述堆芯源强。选取压力容器内表面轴向峰值处与焊缝处探测点位置的中子能谱

分布进行分析, 能谱分布结果如图6所示。压力容器轴向峰值处中子能谱分布趋势总体一致, 吻合程度相对较好, 但焊缝处中子能谱分布吻合相对较差, 平均源强计算方法输运结果偏大。偏差产生的主要原因为轴向功率峰因子对不同轴向区域快中子注量率的影响不同, 造成输出结果稳定性较差, 图7为外围组件轴向功率分布。

为比较两种源强计算方法的优劣, 对总体输运计算结果进行分析。选取压力容器不同轴向位置随方位角变化( $0^\circ \sim 45^\circ$ )的探测点统计快中子注量率( $E > 1.0 \text{ MeV}$ )输运结果, 按式(14)计算与基准题报告中MCNP和DORT参考值的相对误差均方根:

$$E_{\text{RMS}} = \sqrt{\frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \left( \frac{\phi_{\text{calc},i} - \phi_{\text{ref},i}}{\phi_{\text{ref},i}} \right)^2} \quad (14)$$

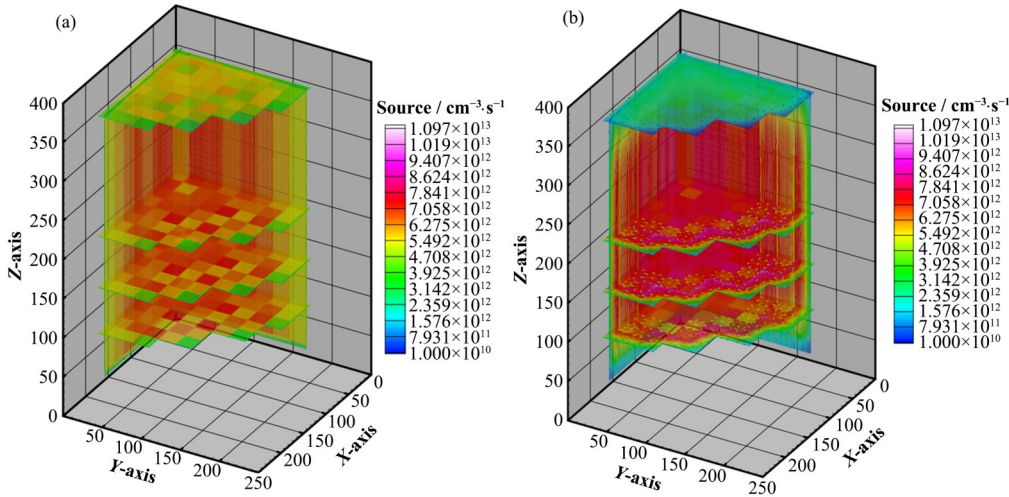


图5 NUREG/CR-6115 模型源强分布 (a) 平均源强计算方法, (b) 多权重源强网格映射算法  
Fig.5 Source distribution of the NUREG/CR-6115 model  
(a) Average source calculation algorithm, (b) Multi-weight source mesh mapping algorithm

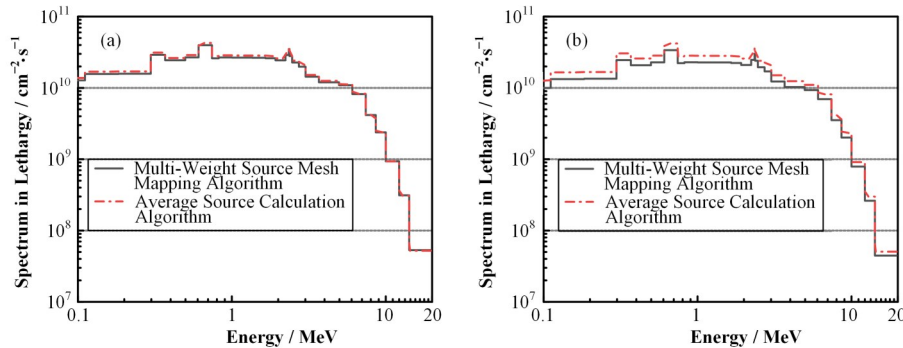


图6 压力容器内表面中子能谱分布 (a) 压力容器轴向峰值处, (b) 压力容器焊缝处  
Fig.6 Neutron spectrum distribution on internal surface of pressure vessel (a) Axial peak location, (b) RPV lower weld location

式中:  $\phi_{\text{calc},i}$  为输运计算值;  $\phi_{\text{ref},i}$  为基准参考值;  $N$  为选取的探测点数目。

表1为NUREG/CR-6115模型压力容器处不同轴向位置快中子注量率 $E_{\text{RMS}}$ 结果, 总体上多权重源强网格映射算法与平均源强计算方法相比 $E_{\text{RMS}}$ 偏

小。其中多权重源强网格映射算法输运结果与DORT参考值相比 $E_{\text{RMS}}$ 最大约为14.4%, 与MCNP参考值相比最大约为5.7%; 平均源强计算方法输运结果与DORT参考值相比 $E_{\text{RMS}}$ 最大约为29.7%, 与MCNP参考值相比最大约为21.2%。由于平均源强

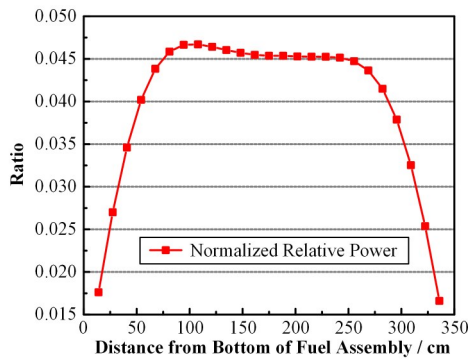


图7 NUREG/CR-6115模型轴向归一化相对功率分布  
Fig.7 Axial-normalized relative power distribution of the NUREG/CR-6115 model

计算方法将各组件源强进行平均,造成压力容器不同轴向高度位置快中子注量率  $E_{RMS}$  不同,焊缝处

$E_{RMS}$  比轴向峰值处增大近一倍。相比于平均源强计算方法,多权重源强网格映射算法运输结果更精确,其中压力容器焊缝处计算结果与MCNP参考值相比  $E_{RMS}$  降低约18.46%。

多权重源强映射方法建模方便,使用灵活的网格映射技术,可实现任意位置源强赋值。以外围三层组件 Pin-by-Pin 运输结果为参考值,选择压力容器处探测点位置,分别对比不同分层下快中子注量率分布结果。表2为源强映射方法下不同层级数源强相对误差分布,能量  $E>1.0$  MeV 时,平均源强计算方法与外围三层组件 Pin-by-Pin 快中子注量率相对偏差的平均值为20.68%,能量  $E>0.1$  MeV 时相对偏差为19.7%。外围一层组件与外围两层组件平均相对功率偏差小于0.5%,其中外围两层组件运输计算结果与参考值基本吻合,满足计算精度要求。

表1 反应堆压力容器快中子注量率( $E>1.0$  MeV)相对误差均方根

Table 1 Root mean square (RMS) of the relative error for fast neutron fluence in reactor pressure vessel ( $E>1.0$  MeV)

| 位置<br>Location               |                      | RMS / %   |  |   |  |
|------------------------------|----------------------|---|--|---|--|
|                              |                      | ARES-DORT   |  | ARES-MCNP   |  |
|                              |                      | 多权重源强网格<br>映射算法<br>Multi-weight source<br>mesh mapping<br>algorithm | 平均源强<br>计算方法<br>Average source<br>calculation<br>algorithm | 多权重源强网格<br>映射算法<br>Multi-weight<br>source mesh<br>mapping algorithm | 平均源强<br>计算方法<br>Average source<br>calculation<br>algorithm |
| 轴向峰值处<br>Axial peak location | 内表面 Internal surface | 13.046 4  | 12.241 5   | 3.537 4   | 7.171 2  |
|                              | 1/4壁厚 1/4 thickness  | 13.145 8  | 13.185 3   | 5.746 6   | 10.242 5   |
|                              | 1/2壁厚 1/2 thickness  | 14.386 2  | 15.652 6   | —   | —  |
| 焊缝处<br>Lower weld location   | 内表面 Internal surface | 13.271 6  | 21.819 7   | 2.722 1   | 21.183 1   |
|                              | 1/4壁厚 1/4 thickness  | 13.257 5  | 24.758 0   | —   | —  |
|                              | 1/2壁厚 1/2 thickness  | 14.371 4  | 29.691 0   | —   | —  |

表2 中子源强分布影响

Table 2 Influence of neutron source distribution

| 位置 Location   | 外围组件源强层级数 Peripheral component source levels |         |         |         |         |         |
|---|--|---------|---------|---------|---------|---------|
|   | 0  |         | 1       |         | 2       |         |
|   | 1.0 MeV                                      | 0.1 MeV | 1.0 MeV | 0.1 MeV | 1.0 MeV | 0.1 MeV |
| 反应堆压力容器内表面 Reactor pressure vessel internal surface | 20.61%                                       | 19.64%  | 0.43%   | -0.01%  | -0.01%  | -0.01%  |
| 反应堆压力容器 1/4壁厚 Reactor pressure vessel 1/4 thickness | 20.78%                                       | 19.84%  | 0.47%   | 0.00%   | -0.01%  | 0.00%   |
| 反应堆压力容器 1/2壁厚 Reactor pressure vessel 1/2 thickness | 20.77%                                       | 19.79%  | 0.46%   | -0.01%  | -0.01%  | -0.01%  |
| 反应堆压力容器 3/4壁厚 Reactor pressure vessel 3/4 thickness | 20.62%                                       | 19.67%  | 0.45%   | -0.01%  | -0.01%  | -0.01%  |
| 反应堆压力容器外表面 Reactor pressure vessel outside surface  | 20.64%                                       | 19.58%  | 0.45%   | -0.01%  | 0.00%   | -0.01%  |
| 平均值 Average   | 20.68%                                       | 19.70%  | 0.45%   | -0.01%  | -0.01%  | -0.01%  |

### 3 结语

本文针对屏蔽计算中复杂源强处理问题,提出了多权重源强网格映射算法。通过对几何权重较大的组件进行精细计算,并采用体积权重法将区域源强向几何网格进行映射,保证总源强守恒。避免复

杂几何建模,提高计算效率,并有效降低计算机内存限制。数值计算表明,多权重源强网格映射算法相比于平均源强计算方法,提高了运输计算的精度,且保障轴向位置计算结果的稳定性。另外,光子运输在屏蔽计算中占有重要作用,光子源强将是未来研

的工作重点。

**作者贡献声明** 张平逊负责文献调研、程序功能开发与测试,以及文章撰写和修订;张斌负责相关文献资料的搜集与整理并对文章进行修订;陈义学提供程序研发平台。

## 参考文献

- Lewis E E, Miller W F. Computational methods of neutron transport[M]. Illinois: American Nuclear Society, 1984.
- Maerker R E, Williams M L, Broadhead B L. Accounting for changing source distributions in light water reactor surveillance dosimetry analysis[J]. Nuclear Science and Engineering, 1986, **94**(4): 291 - 308. DOI: [10.13182/nse86-a18342](https://doi.org/10.13182/nse86-a18342).
- US Nuclear Regulatory Commission . Regulatory guide 1.190: calculational and dosimetry methods for determining pressure vessel neutron fluence[M]. US Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research, 2001.
- Zhang L, Zhang B, Liu C, *et al.* Evaluation of PWR pressure vessel fast neutron fluence benchmarks from NUREG/CR-6115 with Ares transport code[J]. Nuclear Technology and Radiation Protection, 2017, **32**(3): 204 - 210. DOI: [10.2298/ntrp1703204z](https://doi.org/10.2298/ntrp1703204z).
- Haghighat A, Mahgerefteh M, Petrovic B G. Evaluation of the uncertainties in the source distribution for pressure vessel neutron fluence calculations[J]. Nuclear Technology, 1995, **109**(1): 54 - 75. DOI: [10.13182/nt95-a35068](https://doi.org/10.13182/nt95-a35068).
- Rhoades W A, Childs R L. The DORT two-dimensional discrete ordinates transport code[J]. Nuclear Science and Engineering, 1988, **99**(1): 88 - 89. DOI: [10.13182/nse88-a23547](https://doi.org/10.13182/nse88-a23547).
- 丁谦学, 王梦琪, 黎辉, 等. 三维离散纵标程序在CAP1400核电厂堆内构件发热率计算中的应用[J]. 核动力工程, 2014, **35**(S2): 211 - 214. DOI: [10.13832/j.jnpe.2014.S2.0211](https://doi.org/10.13832/j.jnpe.2014.S2.0211).  
DING Qianxue, WANG Mengqi, LI Hui, *et al.* Application of a 3D discrete ordinates program in heating rate calculation for CAP1400 nuclear power plant internals[J]. Nuclear Power Engineering, 2014, **35**(S2): 211 - 214. DOI: [10.13832/j.jnpe.2014.S2.0211](https://doi.org/10.13832/j.jnpe.2014.S2.0211).
- 郑征, 丁谦学, 王梦琪. 一次屏蔽计算TORT程序源项生成方法研究[J]. 原子能科学技术, 2017, **51**(10): 1905 - 1909. DOI: [10.7538/yzk.2017.youxian.0052](https://doi.org/10.7538/yzk.2017.youxian.0052).  
ZHENG Zheng, DING Qianxue, WANG Mengqi. Research on primary shielding calculation source generation method for TORT code[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2017, **51**(10): 1905 - 1909. DOI: [10.7538/yzk.2017.youxian.0052](https://doi.org/10.7538/yzk.2017.youxian.0052).
- Chen Y X, Zhang B, Zhang L, *et al.* ARES: a parallel discrete ordinates transport code for radiation shielding applications and reactor physics analysis[J]. Science and Technology of Nuclear Installations, 2017, **2017**: 1 - 11. DOI: [10.1155/2017/2596727](https://doi.org/10.1155/2017/2596727).
- Stimpson S, Pandya T, Royston K, *et al.* Impact of radial reflector fidelity on neutronics and vessel fluence simulations[J]. Nuclear Technology, 2021, **207**(4): 582 - 595. DOI: [10.1080/00295450.2020.1770557](https://doi.org/10.1080/00295450.2020.1770557).
- 郑君萧. 基于 $S_N$ 方法的反应堆压力容器快中子注量率计算方法研究[D]. 北京: 华北电力大学(北京), 2017.  
ZHENG Junxiao. Research on reactor pressure vessel fast neutron fluence calculation technologies based on the  $S_N$  method[D]. Beijing: North China Electric Power University, 2017.
- 谢仲生, 邓力. 中子输运理论数值计算方法[M]. 西安: 西北工业大学出版社, 2005.  
XIE Zhongsheng, DENG Li. Numerical calculation method of neutron transport theory[M]. Xi'an: Northwestern Polytechnical University Press, 2005.
- Petrovic B G, Haghighat A. Effects of  $S_N$  numerics on pressure vessel neutron fluence calculations[J]. Nuclear Science and Engineering, 1996, **122**(2): 167 - 193. DOI: [10.13182/nse96-3](https://doi.org/10.13182/nse96-3).
- Carew J F. PWR and BWR pressure vessel fluence calculation benchmark problems and solutions[R]. Division of Engineering Technology, Office of Nuclear Regulatory Research, US Nuclear Regulatory Commission, 2001. DOI: [10.1007/s41365-020-0741-9](https://doi.org/10.1007/s41365-020-0741-9).
- Kim D H, Gil C S, Lee Y O. Validation of an ENDF/B-VII. 0-based neutron and photon shielding library in MATXS-format[J]. Journal of the Korean Physical Society, 2011, **59**: 1199 - 1202. DOI: [10.3938/jkps.59.1199](https://doi.org/10.3938/jkps.59.1199).