

核反应堆RPV扩展区域注量率计算关键影响因素分析

冯子明, 张 斌*

华北电力大学核科学与工程学院, 北京

收稿日期: 2026年3月10日; 录用日期: 2026年3月19日; 发布日期: 2026年4月20日

摘 要

核反应堆压力容器(RPV)快中子注量率是评估压力容器结构完整性的关键参数, 反应堆运行时间延长和功率提升可能导致RPV扩展区域注量水平超过设计限值, 离散纵标法(S_N 方法)是目前用于计算RPV快中子注量率的主要方法之一。建立压水堆扩展区域屏蔽计算模型, 基于ARES离散纵标屏蔽计算程序, 从数值计算方法和物理模型参数两方面开展RPV扩展区域注量率计算关键参数影响分析。研究结果表明, 在RPV传统区域计算结果稳定的前提下, 扩展区域轴向高度644.53 cm处, 1.2 cm × 1.2 cm与1.0 cm × 1.0 cm两种径向网格尺寸的快中子注量率计算结果最大偏差可达40.41%; 相较于求积组阶数为 S_{16} 的计算结果, 求积组阶数为 S_8 的最大偏差达42.32%; 功率分布计算结果显示, RPV扩展区域快中子注量率计算需采用堆芯外围组件的Pin-by-Pin的功率分布方式。输入参数计算分析结果表明, 相比于RPV传统区域, 燃料深度、堆芯板成分、空腔宽度以及混凝土成分的变化对RPV扩展区域快中子注量率计算结果的影响更加显著。参数敏感性分析确定了RPV扩展区域注量率计算关键影响因素, 对RPV结构完整性评估具有重要意义。

关键词

辐照评估, RPV扩展区域, 快中子注量率, 敏感性分析

Analysis of Key Factors Influencing Flux Calculation for RPV Extended Beltline Region

Ziming Feng, Bin Zhang*

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

Received: March 10, 2026; accepted: March 19, 2026; published: April 20, 2026

*通讯作者。

Abstract

Fast neutron flux in the Reactor Pressure Vessel (RPV) is a critical parameter for assessing the structural integrity. With reactor operating life extension and power uprates, the neutron fluence level in the RPV extended beltline region may exceed the design limit. The discrete ordinates method (the S_N method) is currently one of the principal methods used to calculate the fast neutron flux in the RPV. An shielding calculation model for the RPV extended beltline region of a pressurized water reactor is established, and based on the ARES discrete ordinates shielding code, the effects of key parameters on neutron fluence calculations in the RPV extended beltline region are analyzed from both the perspectives of numerical methods and physical model parameters. The results indicate that, on the premise of stable calculation results in the RPV traditional beltline region, the maximum deviation between $1.2\text{ cm} \times 1.2\text{ cm}$ and $1.0\text{ cm} \times 1.0\text{ cm}$ radial mesh sizes in the extended beltline region attain 40.41% at an axial height of 644.53 cm. Compared with the calculation results of S_{16} , the maximum deviation of S_8 reaches 42.32%. Power distribution calculation results show that flux calculations require the Pin-by-Pin power distribution of peripheral assemblies. The analysis of input parameters shows that, compared with the traditional RPV beltline region, changes in burnup depth, core barrel composition, cavity width, and concrete composition have a more pronounced impact on the calculation results of fast neutron fluence in the RPV extended beltline region. The parameter sensitivity analysis identifies the key factors affecting neutron fluence calculations in the RPV extended beltline region, which is of great significance for evaluating the structural integrity of the RPV.

Keywords

Radiation Evaluation, RPV Extended Beltline Region, Fast Neutron Flux, Sensitivity Analysis

Copyright © 2026 by author(s) and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY 4.0).

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



Open Access

1. 引言

核反应堆压力容器(RPV)寿命主要取决于能量高于 0.1 MeV 的快中子对其的辐照效应,能量高于 1 MeV 的快中子对材料辐照损伤脆化起主导作用[1]。寿期末反应堆压力容器快中子($E > 1.0\text{ MeV}$)注量水平若超过 $1.0 \times 10^{17}\text{ n/cm}^2$ 会造成显著的辐照损伤,需要进行有效的辐照监测[2]。反应堆压力容器注量率计算主要关注堆芯活性区域高度的 RPV 传统区域[3],反应堆运行时间延长和功率提升可能导致堆芯活性区域高度之外的包括进、出口管嘴的 RPV 扩展区域注量水平超过设计限值,需要对其开展注量率水平评估。虽然压力容器扩展区域的辐射运输基本物理现象与传统区域相同,但由于求解运输方程所用数值方法的特性和局限性,以及从堆芯到反应堆压力容器的多种运输路径,因此在计算 RPV 扩展区域注量率时需要考虑更多因素。此外,有关中子响应的反应率的计算可能对运输方法和参数的选择更加敏感。因此,开展 RPV 扩展区域快中子注量率计算关键影响因素分析,对反应堆压力容器注量水平评估具有重要意义。

离散纵标法(S_N 方法)[4]是目前用于计算反应堆压力容器快中子注量率的主要方法之一,该方法可以较好地解决计算压力容器快中子注量率时的深穿透和各项异性散射问题[5]。利用 S_N 方法求解中子运输方程时,对于差分方法、角度离散方向数、网格步长、勒让德展开阶数、收敛准则等计算方法可选取不同的算法来处理问题,而上述参数的改变都会对计算结果产生一定的影响。此外,中子到达压力容器位置之前经过了长距离的运输,计算方法对于堆芯和堆内各构件的几何、材料、截面、中子源强等信息的改

变很灵敏, 诸多因素也会影响最终结果的精度[6]。

相比于 RPV 传统区域, 相关参数对 RPV 扩展区域注量率计算的影响更为敏感。1995 年, Aliraza Haghghat 和 Boian G Petrovic 使用 DORT 程序详细地分析研究了各计算方法参数的改变对计算结果造成的影响以及偏差大小, 并给出了在计算压力容器快中子注量率时最佳的选取方案[5]。美国核管理委员会(NRC)于 2001 年颁布 RPV 中子注量计算导则文件 RG 1.190 中, 详细地描述了压力容器快中子注量率的相关计算方法, 提出了合理评估计算过程中引入总偏差的方案, 但这些评估方法仅局限于 RPV 传统区域, 对于 RPV 扩展区域, 指导法规提出需要比 S_8 更高的角度离散精度[6]。2011 年, Chen J 等人对比二维合成和三维计算的结果在 RPV 扩展区域具有较大差异, 快中子注量率计算有较大的局部效应, 需要使用三维计算[7]。2017 年 NRC 发布的老化经验报告(NUREG-2191)中[8], X.M.2 中子注量监测这一章中提出反应堆老化效应评估需考虑 RPV 扩展区域的辐照脆化的影响, 除此之外还要求对 RVI(反应堆堆内构件)的中子注量辐照损伤机制的敏感性分析。2018 年, Chen J 等人对比 RAPTOR-M3G 三维屏蔽计算程序和 TORT 在扩展区域的计算结果验证 RAPTOR-M3G 在扩展区域的计算结果的准确性[9]。同年, Amrit D. Patel 等人介绍 NRC 发布的 RPV 中子注量计算导则文件 RG 1.190 后续更新计划中提出需要考虑管嘴位置及 RVI 部件的中子注量率水平评估, 除了考虑确定论方法中离散化的影响(空间、角度、能量)之外, 对于上、下堆芯板材料、混凝土成分等反应堆部件这类输入参数对 RPV 扩展区域注量评估的影响也需要开展分析[10]。2020 年, Greg A. Fischer 等人在向美国核管会(NRC)提供的 RAPTOR-M3G 取证的补充材料中, 提出 RPV 扩展区域注量率计算参考指导法规 RG 1.190 的规定, 采用了更精细的角度离散方案[11]。2022 年 NRC 发布的 NUREG/CR-7286 采用 MCNP 程序对轻水堆扩展区域注量率计算相关输入参数开展敏感性分析, 确定了冷却剂温度、空腔宽度等部分输入参数对中子注量率计算的影响程度, 但没有细致分析堆芯源强分布对 RPV 扩展区域注量率计算结果的影响[12]。

文献结果表明, RPV 扩展区域注量水平评估需要考虑诸多因素的影响。虽然 RPV 扩展区域基本的粒子输运现象与传统区域基本相同, 但由于求解输运方法的特点以及从堆芯到反应堆压力容器不同的传输路径, 因此对 RPV 扩展区域注量率计算方法的确定需要有不同的方案; 对 RPV 传统区域注量率计算影响较小的相关输入参数可能对 RPV 扩展区域影响较大, 忽略这些偏差因素对于计算结果的影响, 会导致计算值与测量值存在较大偏差, 不能正确地评估反应堆压力容器的辐照损伤。

本文基于 ARES 三维离散纵标屏蔽计算程序[13], 开展 RPV 扩展区域注量率计算关键影响因素分析。建立压水堆扩展区域屏蔽计算模型, 采用不同角度离散求解方案, 分析不同轴向高度位置的计算结果相对偏差; 对比 RPV 传统区域, 分析不同堆芯源强分布对 RPV 扩展区域注量率计算结果的影响, 为 RPV 扩展区域注量率分布计算提供参考。

2. RPV 扩展区域快中子注量率计算

2.1. RPV 扩展区域屏蔽计算分析模型

压水堆(PWR)计算分析模型参考西屋设计的三环路压水堆[14]-[16], 运行额定功率 2300 MW。堆芯区域包括 157 个燃料组件, 每个燃料组件呈 15×15 的栅格布置, 活性区域高度为 426.72 cm。反应堆几何模型如图 1 所示, 屏蔽结构从里到外依次为堆芯、围板、反射层、堆芯吊篮、热屏、RPV 和混凝土生物屏蔽层。堆芯信息参考 H. B. Robinson-2 反应堆, 基准报告中给出了每个组件内燃料棒的轴向功率分布以及 Pin-by-Pin 功率分布[17]。本文的研究内容主要分析各种参数变化对 RPV 扩展区域中子注量率的计算结果的影响, 并不计算实际运行核电厂特定位置的中子通量密度, 因此 PWR 计算分析模型可进行模型简化处理, 参考 NRC 报告[14]的简化处理方法如下所示:

- 1) 燃料组件区域材料打混处理。

2) 除上、下堆芯板外, 堆芯之上和之下位置的压力容器内部构件不具体建模, 这些区域材料指定为水。

3) 在不考虑详细轴向温度变化的情况下, 本研究中使用冷却剂入口温度、出口温度和旁路及下降段冷却剂温度这三种冷却剂温度。

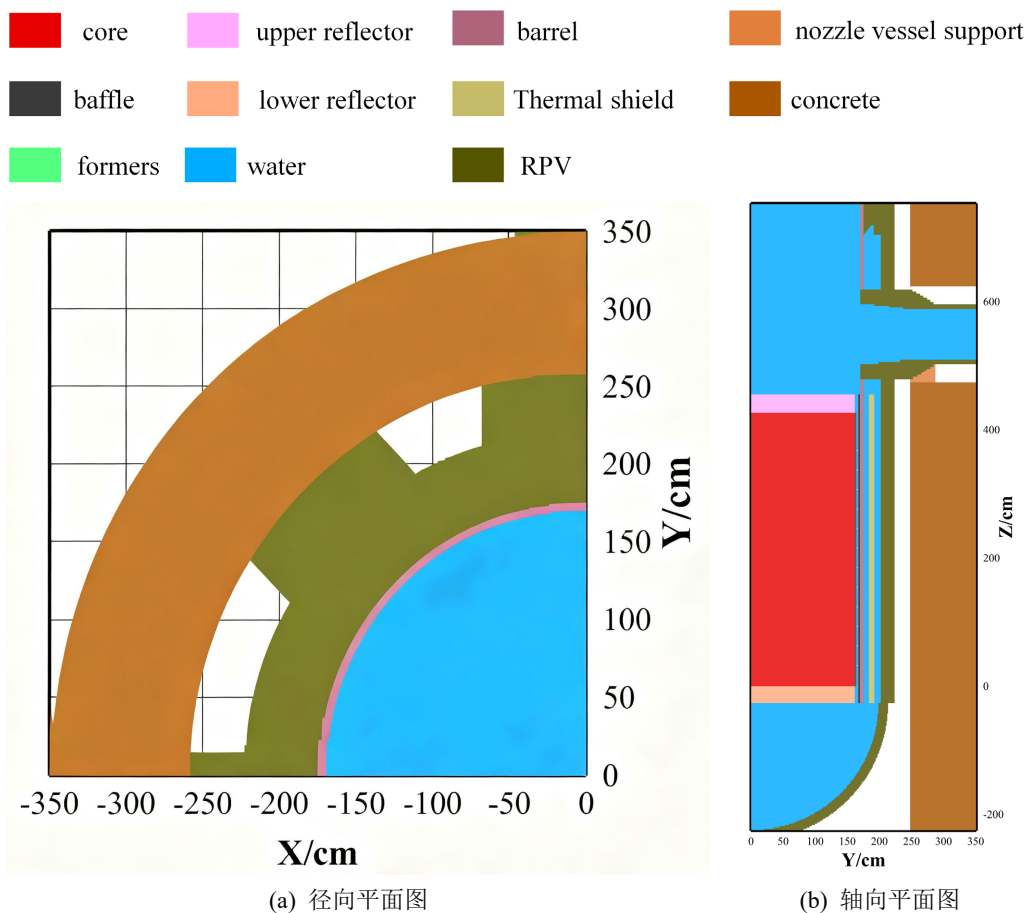


Figure 1. Analysis model for RPV extended beltline region

图 1. RPV 扩展区域屏蔽分析模型

2.2. 离散纵标法

确定论方法计算快中子通量密度的核心是求解稳态中子输运方程, 其方程如下[4]:

$$\begin{aligned} & \vec{\Omega} \cdot \nabla \psi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) + \Sigma_t(\vec{r}, E) \psi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) \\ & = \int_0^\infty dE' \int_{4\pi} \Sigma_s(\vec{r}, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}, E' \rightarrow E) \psi(\vec{r}, \vec{\Omega}', E') d\vec{\Omega}' + q(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) \end{aligned} \quad (1)$$

式中 $\psi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$ 为角通量密度, \vec{r} 、 $\vec{\Omega}$ 和 E 分别表示粒子所在位置、运动方向和能量; $\Sigma_t(\vec{r}, E)$ 为 \vec{r} 处能量为 E 时的宏观总截面; $\Sigma_s(\vec{r}, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}, E' \rightarrow E)$ 为 \vec{r} 处粒子由能量 E' 、方向 $\vec{\Omega}'$ 散射为能量 E 、方向 $\vec{\Omega}$ 处的宏观截面; $q(\vec{r}, \vec{\Omega}, E)$ 为固定源。

中子输运方程只有在极简单的情况下才能得到精确的解析解, 对于一般实际问题, 需要采用一些近似方法数值求解, 离散纵标方法(S_N 方法)是数值求解中子输运方程的主要确定论方法之一。 S_N 方法对方

向、空间和能量变量采取直接离散的方法, 其中把方向变量 $\bar{\Omega}$ 直接离散成若干个方向 $\bar{\Omega}_m$, 即中子不是在任意方向 $\bar{\Omega}$ 上运动, 而只对选定的若干离散方向 $\bar{\Omega}_m$ 对 neutron 运输方程求解。通过方程求解得到每个方向上的叫通量密度 $\psi(\vec{r}, E, \bar{\Omega}_m)$ 后, 对方向 $\bar{\Omega}$ 在 4π 空间内数值积分可得到某一位置具有某一能量的标通量:

$$\phi(\vec{r}, E) = \int_{\Omega} \psi(\vec{r}, E, \bar{\Omega}) d\bar{\Omega} \approx \sum_{m=1}^M w_m \psi(\vec{r}, E, \bar{\Omega}_m) \quad (2)$$

式中 w_m 为求积权重系数, M 为离散总方向, $\{\bar{\Omega}_m, w_m\}$ 集合为求积组集合。离散方向及其数目取决于计算精度的要求。目前对于 RPV 扩展区域注量率计算尚无确定合理角积分求积组及对应权重的标准流程, 但在 NRC 发布的“Regulatory Guide 1.190” [6] 中明确规定, 在开展压力容器注量率计算工作时, 建议采用 S_8 全对称角度求积组, 且该方法为满足计算要求的最低标准; 此外, 在开展反应堆空腔注量率计算时, 需要采用更高阶的角度求积组。

离散纵标法求解中子运输方程过程中需对问题的几何结构进行离散化处理, 具体方式为将其剖分为若干计算单元网格。计算模型所描述系统的规模与复杂度不同, 对应的计算单元数量也会存在较大差异。对于绝大多数离散纵标程序而言, 均采用规则结构化网格开展计算。这类基于结构化网格的程序, 通常支持的网格几何类型包括二维及三维直角坐标系几何, 以及一维、二维和三维柱坐标系几何。在绝大多数屏蔽分析工作中一般会选用三维柱坐标系几何或三维直角坐标系几何。除了将运输模型离散为计算单元所引入的近似误差外, 离散纵标法的计算结果还会受到差分格式的影响。差分格式的作用, 是建立空间计算单元中心处的方向通量与单元边界处通量之间的关联关系。已有多篇文献 [5] [8] [10] [18] 深入阐释了各类差分格式的特性及应用场景。离散纵标法的计算精度同样也受差分格式与空间网格的影响。目前尚无通用标准能够判定某一组空间网格与差分格式的组合是否适用于特定的计算模型, 因此针对 RPV 扩展区域的注量率计算, 需分析确定适宜的差分格式下的网格结构。

本研究对象的堆芯信息参考 H. B. Robinson-2 反应堆第 9 运行循环期间的组件平均燃耗功率分布 [17]。要实现模型的精准表征, 中子源的三维计算至关重要。对反应堆压力容器注量率贡献最大的堆芯外围组件, 存在显著的径向功率梯度。典型压水堆中靠近堆芯外围的燃料棒表现出相对功率偏低特征, 开展压力容器注量率计算分析, 需采用 Pin-by-Pin 的功率分布方式。RPV 传统区域内, 外围两层组件 Pin-by-Pin 的功率分布方式通常能够满足精度要求; 但在 RPV 扩展区域可能需要更高精度的功率分布。

相比于 RPV 传统区域, RPV 扩展区域的注量率计算, 对角度离散精度、功率源强分布、网格结构以及合适的空间差分格式均有不同要求, 为此, 本文针对 RPV 扩展区域注量率计算开展数值参数敏感性分析, 旨在明确各相关数值参数对注量率计算结果的影响规律。此外, 本文同样针对关键物理模型参数开展了敏感性分析, 结果表明, 此类参数对 RPV 扩展区域的中子注量率计算结果具有显著影响。

2.3. ARES 程序简介

ARES 程序是由华北电力大学相关研究团队基于离散纵标法开发的反应堆屏蔽分析运输计算程序 [13]。ARES 程序的前处理几何模块具有优秀的几何描述能力, 提供 ARES 程序计算所需的 (X, Y, Z) 几何模型信息, 同时支持 DOORS 系列输运程序适配的 BOT3P 软件包下的 GGTM 几何模型数据。多级树状网格算法解决了传统笛卡尔网格对不规则几何模型建模效率低的问题, 大大减少了网格的需求量。ARES 程序计算所需的宏观截面信息格式为 ANISN 格式, 可由 TRANSX 程序获得, ARES 程序也可以读取 MATXS 多群截面库生成 ANISN 文件。对于堆芯源强, 基于多权重源强网格映射算法开发了源区赋值功能, 自动计算并细化源强网格边界, 按源强网格边界范围赋值源强。

3. 计算结果分析

3.1. 数值计算方法敏感性分析

采用三维离散纵标屏蔽程序 ARES 开展输运计算, 空间离散格式选用置零修正的菱形差分方法(DZ), 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($P_N T_N$), 迭代收敛精度为 1×10^{-3} 。网格结构根据具体的参数分析确定, 高阶角度求积组计算方案要求更精细化的网格划分方式。

3.1.1. 网格步长

角度求积组阶数为 S_8 和 S_{16} 时, 对比 $1.0 \text{ cm} \times 1.0 \text{ cm} \times 4.0 \text{ cm}$ 的网格结构的计算结果, 不同网格步长 RPV 外表面快中子注量率($x = 206.28 \text{ cm}, y = 85.45 \text{ cm}, E > 0.1 \text{ MeV}$)计算结果相对偏差如下图 2、图 3 所示。

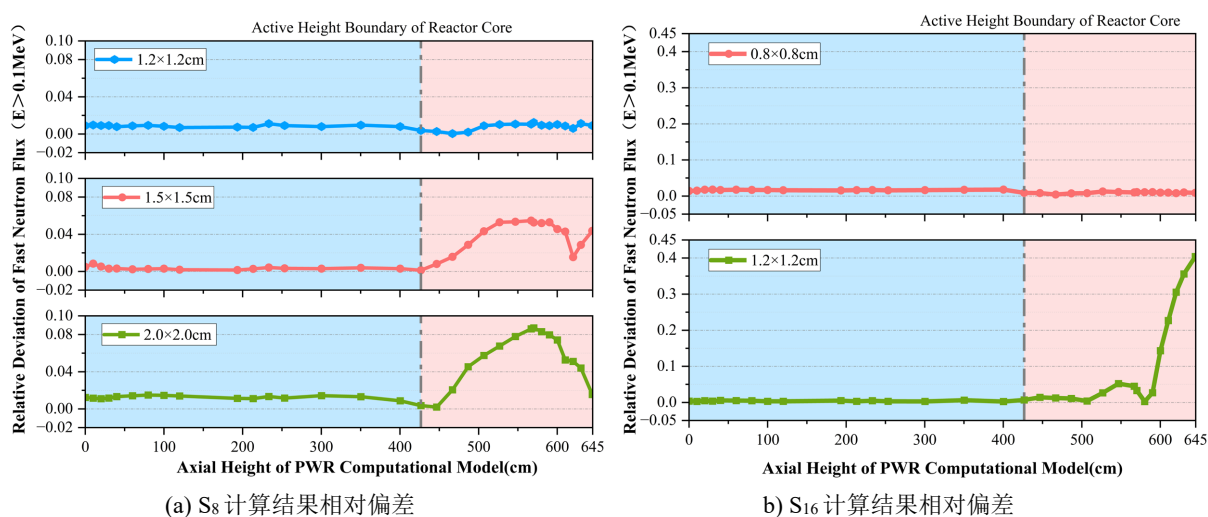


Figure 2. Relative deviations of fast neutron flux for different radial mesh structure (relative to the $1.0 \text{ cm} \times 1.0 \text{ cm} \times 4.0 \text{ cm}$ mesh)
图 2. 不同径向网格划分方式计算结果相对偏差(对比 $1.0 \text{ cm} \times 1.0 \text{ cm} \times 4.0 \text{ cm}$ 网格结构)

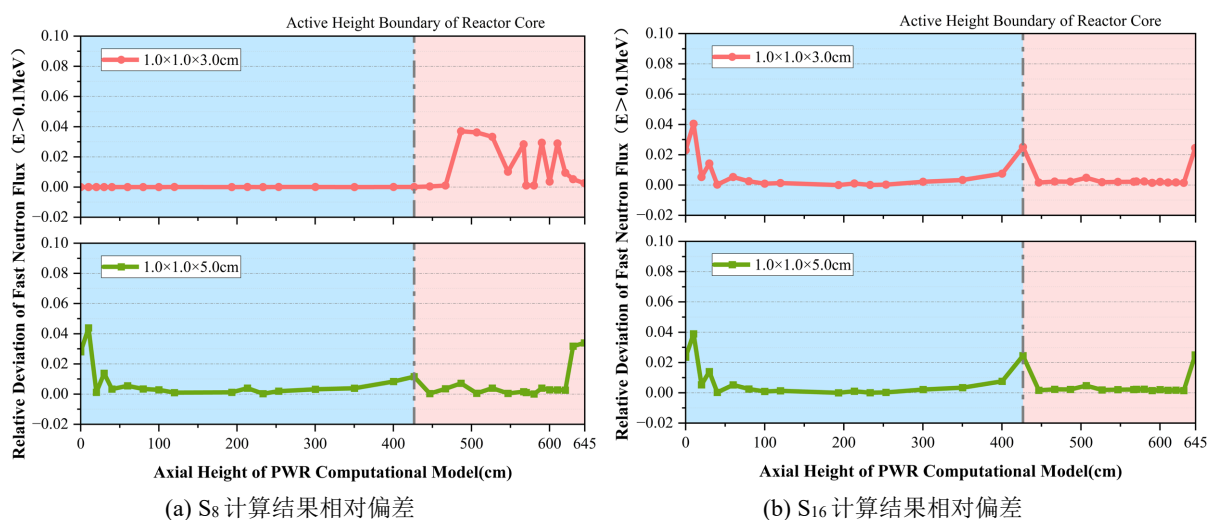


Figure 3. Relative deviations of fast neutron flux for different axial mesh structure (relative to the $1.0 \text{ cm} \times 1.0 \text{ cm} \times 4.0 \text{ cm}$ mesh)
图 3. 不同轴向网格划分方式计算结果相对偏差(对比 $1.0 \text{ cm} \times 1.0 \text{ cm} \times 4.0 \text{ cm}$ 网格结构)

图 2 中的结果表明当径向网格步长为 1.2 cm, 各轴向位置的快中子注量率计算结果偏差最大值为 2.94%, S_8 的计算结果已经收敛; 但当求积组阶数为 S_{16} , 在轴向位置堆芯活性高度边界以上的区域(即 RPV 扩展区域)计算结果仍有较大偏差, 轴向高度为 644.53 cm 处的计算偏差达到 40.41%。进一步细化网格后确定当径向网格步长为 0.8 cm 和 1.0 cm 的 S_{16} 计算结果偏差最大值为 1.80%, 可以确定径向网格步长为 1.0 cm 时, S_{16} 的计算结果已经收敛。图 3 结果表明, 对比 4 cm 轴向网格步长的计算结果, 3.0 cm 和 5.0 cm 轴向网格步长 S_8 、 S_{16} 的快中子注量率计算结果最大偏差分别为 4.38%、4.05%, 表明轴向网格步长为 4.0 cm 时计算结果已收敛。以上结果显示, 与 RPV 传统区域相比, RPV 扩展区域要求更精细的网格划分方式。

3.1.2. 角度离散

基于 $1.0\text{ cm} \times 1.0\text{ cm} \times 4.0\text{ cm}$ 的网格结构, 求积组阶数为 S_8 、 S_{12} 相比于 S_{16} 的 RPV 外表面快中子注量率($x = 206.28\text{ cm}$, $y = 85.45\text{ cm}$, $E > 0.1\text{ MeV}$)计算结果相对偏差如下图 4 所示。计算结果显示, 求积组阶数 S_8 、 S_{12} 、 S_{16} 在 RPV 传统区域(堆芯活性高度边界以下)快中子注量率计算结果偏差很小, 相比于 S_{16} , S_8 和 S_{12} 的计算结果最大为 1.20% 和 0.93%, 求积组阶数为 S_8 时, RPV 传统区域的计算结果已经收敛; 但在 RPV 扩展区域快中子注量率计算结果有较大偏差, S_8 和 S_{12} 最大偏差为 42.32% 和 11.10%。反应堆压力容器材料区域内, 不同求积组的快中子注量率($E > 0.1\text{ MeV}$)计算结果之比如图 5 所示, 图 5 中显示在管嘴区域附近注量率计算偏差较大, S_8/S_{16} 和 S_{12}/S_{16} 的计算值分别在 0.20~5.00 和 0.28~3.50 之内, 图 4 和图 5 的结果表明, 在 RPV 扩展区域 S_8 和 S_{12} 的计算结果未收敛, RPV 扩展区域快中子注量率计算需要更高的角度离散精度。

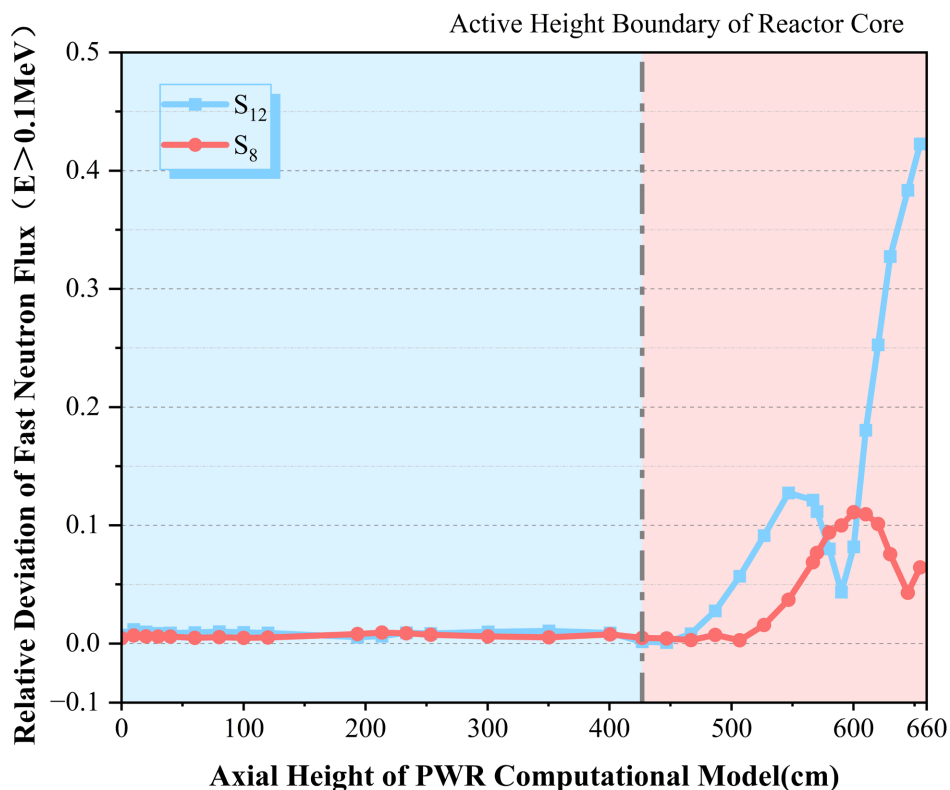


Figure 4. Relative deviations of fast neutron flux for different orders of the flux angular discretization (relative to the S_{16})

图 4. 不同求积组阶数计算结果相对偏差(相比于 S_{16})

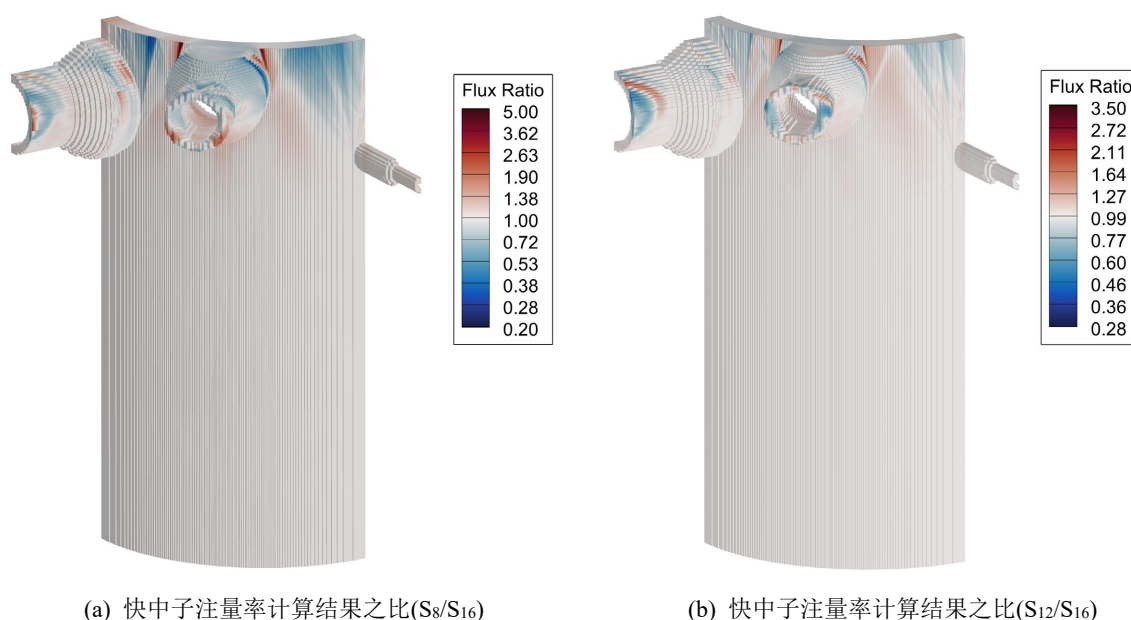


Figure 5. Ratios of calculation results for different orders of the flux angular discretization ($E > 0.1$ MeV)

图 5. 不同阶数角度求积组计算结果之比($E > 0.1$ MeV)

3.1.3. 源强分布

本文通过堆芯源区中子价值分析, 确定不同的组件功率分布方式对快中子注量率计算结果的影响。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的次数, 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:

$$L\psi = Q \quad (3)$$

$$L^*\psi^* = Q^* \quad (4)$$

分别将式(5)和式(6)与 ψ^* 和 ψ 作内积后相减, 当边界条件为真空边界, 则有:

$$\langle \psi^*, L\psi \rangle - \langle \psi, L^*\psi^* \rangle = \langle \psi^*, Q \rangle - \langle \psi, Q^* \rangle = 0 \quad (5)$$

假设中子输运方程中的外源项为在某一点 $(\vec{r}_0, \vec{\Omega}_0, E_0)$ 有一个中子进入该系统内, 即:

$$Q(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) = \delta(\vec{r}, \vec{r}_0) \delta(E, E_0) \delta(\vec{\Omega}, \vec{\Omega}_0) \quad (6)$$

则有:

$$\langle \psi^*, Q \rangle = \langle \psi, Q^* \rangle = \psi^*(\vec{r}_0, \vec{\Omega}_0, E_0) = \iiint \Sigma_d \psi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E) d\vec{r} dE d\vec{\Omega} \quad (7)$$

式中 $\psi^*(\vec{r}_0, \vec{\Omega}_0, E_0)$ 表示在介质内 \vec{r}_0 引入能量为 E_0 、运动方向为 $\vec{\Omega}_0$ 的一个中子所引起的相应核反应的次数, 这就是该中子的价值。如果 Σ_d 是中子与探测器的反应截面, 则 $\psi^*(\vec{r}_0, \vec{\Omega}_0, E_0)$ 就是探测器对此中子的响应。若要确定某个探测器对源中子的响应, 只需计算一次共轭通量密度, 同时应用式(7)就可计算出探测器对任意分布的中子源的响应以及源区不同区域对探测器中子响应(反应率)的贡献占比。

堆芯源区以燃料组件为基本单元进行几何建模, 角度求积组阶数设置为 S_{16} , 分别在 RPV 不同轴向区域设置共轭源, 运用式(7)确定不同堆芯源分布对反应率($E > 0.1$ MeV)计算结果的影响。对比全堆芯组

件 Pin-by-Pin 的源分布方式, 其他不同堆芯源分布方式计算结果的相对偏差如下表 1 所示:

表 1 的计算结果显示, 堆芯组件源强均匀分布与全堆芯组件 Pin-by-Pin 分布的反应率计算结果偏差较大, 在轴向高度 213 cm 和 470 cm 处的计算结果相对偏差为 28.63%和 20.93%。对堆芯外围组件源强分布进一步精细化处理, 堆芯外围一层、两层以及三层 Pin-by-Pin 分布相比于全堆芯组件 Pin-by-Pin 分布的计算结果偏差较小, 在轴向高度 213 cm 和 470 cm 处的最大偏差为 0.32%和 0.25%。计算结果表明, 堆芯外围两层组件 Pin-by-Pin 分布的源强分布方案对 RPV 传统区域及 RPV 扩展区域反应率的计算足够精确。

Table 1. Relative deviations of reaction rate ($E > 0.1$ MeV) for different core source distributions

表 1. 不同堆芯源分布方式反应率($E > 0.1$ MeV)计算结果相对偏差

共振源位置(x, y, z)/cm	组件均匀分布	一层组件 Pin-by-Pin	两层组件 Pin-by-Pin	三层组件 Pin-by-Pin
(0, 217, 213)	28.63%	0.32%	0.17%	0.17%
(0, 217, 470)	20.93%	0.25%	0.22%	0.13%

以堆芯外围两层组件 Pin-by-Pin 的源强分布方式, 计算堆芯源区不同轴向区域的源分布对 RPV 轴向位置 213 cm (堆芯中平面)及 470 cm (出口管嘴下端)处的反应率的贡献占比, 计算结果如下图 6 所示。结果表明越靠近探测位置的堆芯轴向区域, 对反应率的贡献占比越大, 堆芯中平面处最大占比为 6.40%, 而出口管嘴下端处最大占比达到 20.66%, 堆芯轴向源分布是 RPV 扩展区域屏蔽计算问题的关键影响因素。

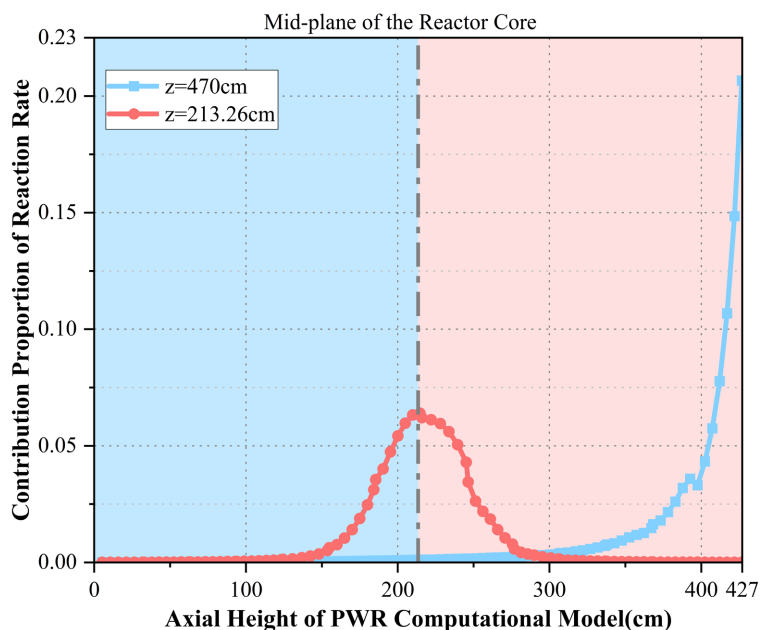


Figure 6. Contribution proportion of the reactor core axial source distribution to the reaction rate ($E > 0.1$ MeV) at different heights of RPV

图 6. 堆芯轴向区域源分布对 RPV 不同位置反应率($E > 0.1$ MeV)贡献占比

3.2. 输入参数敏感性分析

RPV 扩展区域与传统区域的中子传输路径有所不同, 在 RPV 扩展区域的注量计算对相关输入参数的变化可能更为敏感。基于 PWR 屏蔽计算模型开展相关输入参数注量率计算敏感性分析, 具体研究内容如下: 1) 燃耗深度变化; 2) 混凝土成分变化(自由水的流失); 3) 空腔间隙宽度; 4) 堆芯板成分。

3.2.1. 燃耗深度

压水堆运行时随着燃耗深度的变化, 同位素的裂变比例会发生改变。一般来说 ^{235}U 的裂变份额会逐渐减小, 而 ^{239}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{238}U 的比例会逐渐增大。相比于 ^{235}U 和 ^{238}U 的瞬发裂变中子能谱, ^{239}Pu 、 ^{241}Pu 的能谱“较硬”, 即中子能谱向高能区域偏移[4]; 除此之外, ^{239}Pu 、 ^{241}Pu 相比于 ^{235}U 和 ^{238}U 每次裂变平均释放中子数以及每次裂变平均释放能量也有所增加[19]。随燃耗深度的加深而引起的同位素裂变份额的变化会以上述方式影响 RPV 处注量率的变化, 分别以反应堆运行寿期初(BOL)及寿期末(EOL)的燃耗下开展 RPV 快中子注量率计算, EOL/BOL 的计算结果如图 7、图 8 所示, 堆芯中平面($z = 213.26\text{ cm}$)以及 RPV 扩展区域($z = 546.72\text{ cm}$) RPV 不同厚度处的快中子注量率计算结果之比如下图 9 所示。

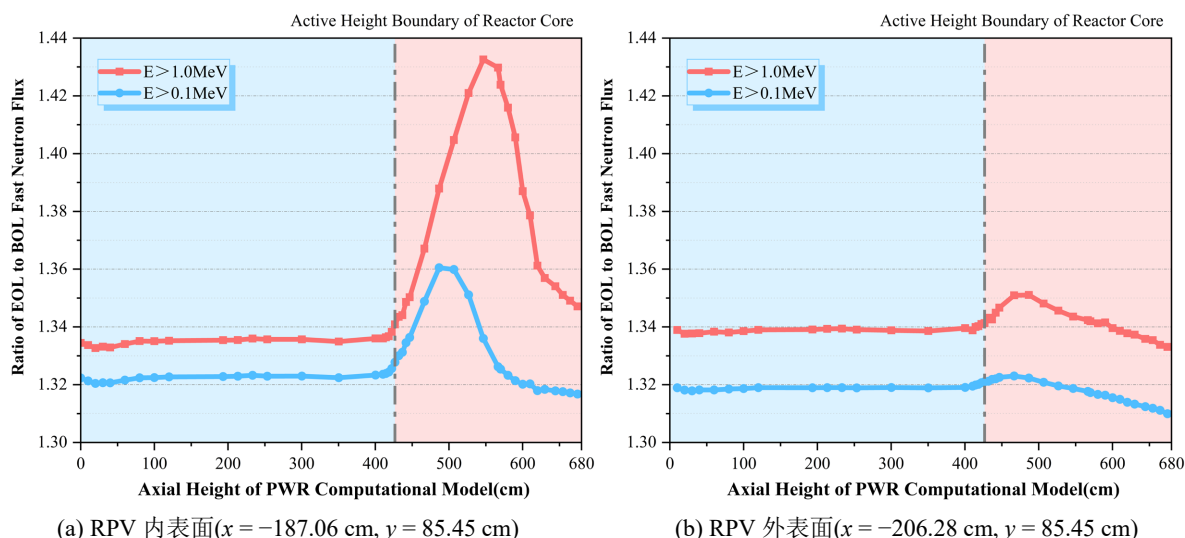


Figure 7. Ratio of calculated fast neutron fluxes (EOL/BOL)

图 7. EOL/BOL 快中子注量率计算结果之比

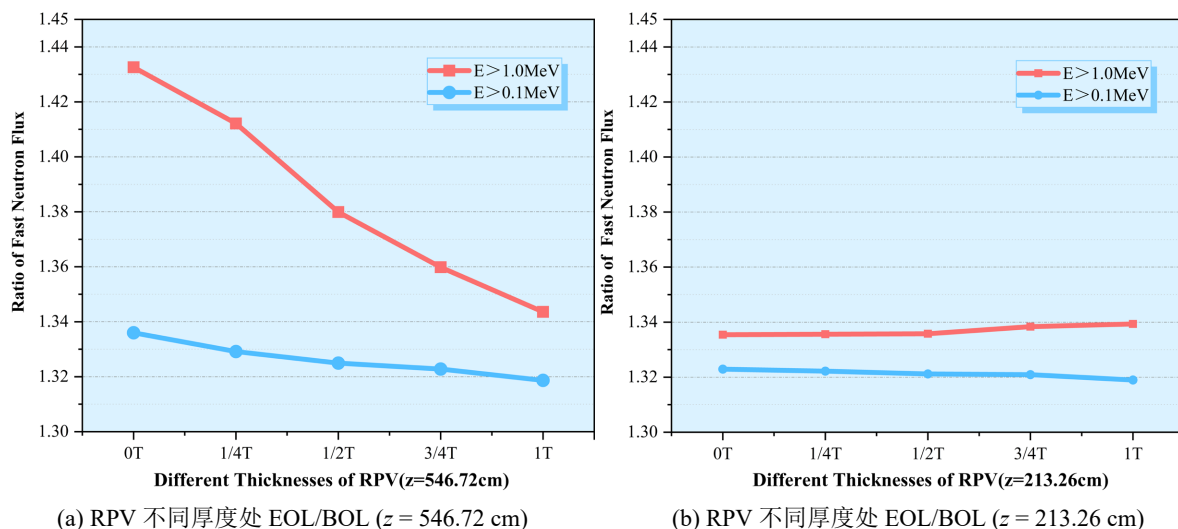


Figure 8. Ratio of calculated fast neutron fluxes (EOL/BOL) at different RPV thicknesses

图 8. RPV 不同厚度处 EOL/BOL 快中子注量率计算结果之比

图 7、图 8 结果显示, EOL 与 BOL 快中子注量率计算结果在 RPV 扩展区域的差异较大, 在 RPV 内

表面($x = -187.06 \text{ cm}$, $y = 85.45 \text{ cm}$)及 RPV 外表面($x = -206.28 \text{ cm}$, $y = 85.45 \text{ cm}$)最大偏差为 1.43 及 1.35; 除此之外, 燃耗变化对 $E > 1 \text{ MeV}$ 的快中子影响更为明显。图 9 的结果表明, 在堆芯轴向高度区域, EOL 相比于 BOL 快中子注量率的增量在 28%~34%之间, 最小的增量出现在 RPV 外部有热屏对应存在的区域, 最大增量出现在包括管嘴在内的 RPV 扩展区域。相比于 RPV 传统区域, 燃耗变化对 RPV 扩展区域快中子注量率的影响更为明显。

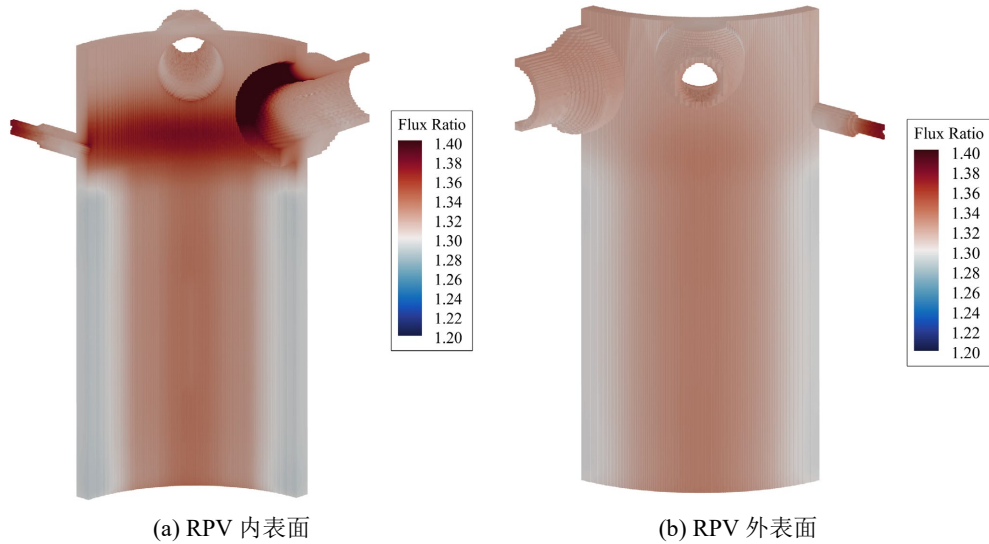


Figure 9. Ratio of calculated fast neutron fluxes ($E > 0.1 \text{ MeV}$, EOL/BOL) in RPV
图 9. RPV 各区域 EOL/BOL 快中子注量率($E > 0.1 \text{ MeV}$)计算结果之比

3.2.2. 堆芯板成分

使用三维屏蔽计算程序开展注量率计算分析时, 由于无法获得上堆芯板的具体细节, 建模时常对这一区域基于体积分数的打混处理[10]。对水的体积进行一定程度的扰动(水体积为原来的 95%/90%/85%), 扰动前后 RPV 内表面($x = -187.06 \text{ cm}$, $y = 85.45 \text{ cm}$)及外表面($x = -206.28 \text{ cm}$, $y = 85.45 \text{ cm}$)不同轴向高度快中子注量率($E > 0.1 \text{ MeV}$)计算结果之比如下图 10 所示, 图 11 为 RPV 区域不同扰动情况下的计算结果相对偏差。

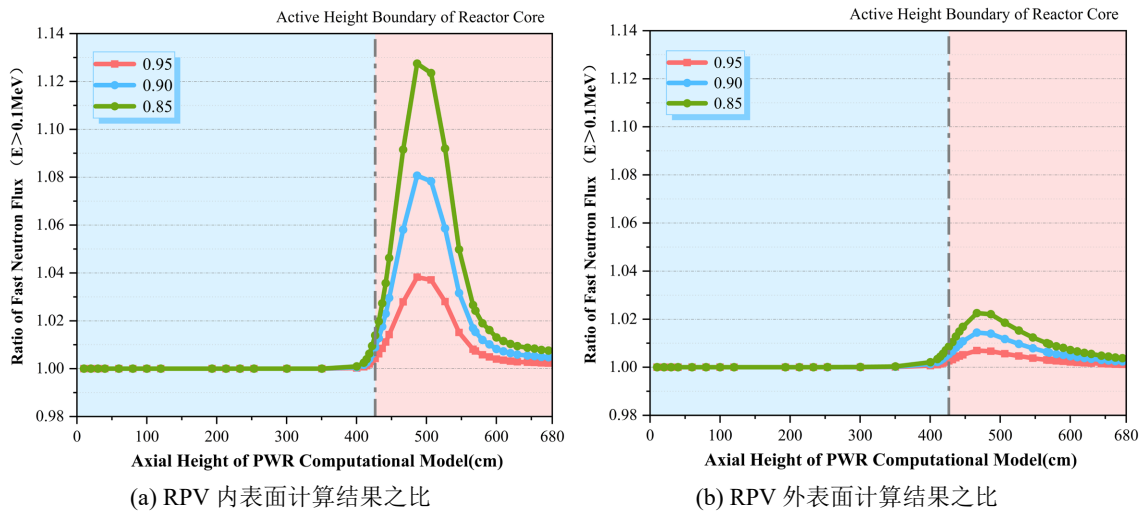


Figure 10. Ratio of calculated results with and without perturbation of the upper core plate water volume
图 10. 上堆芯板水体积扰动后/扰动前计算结果之比

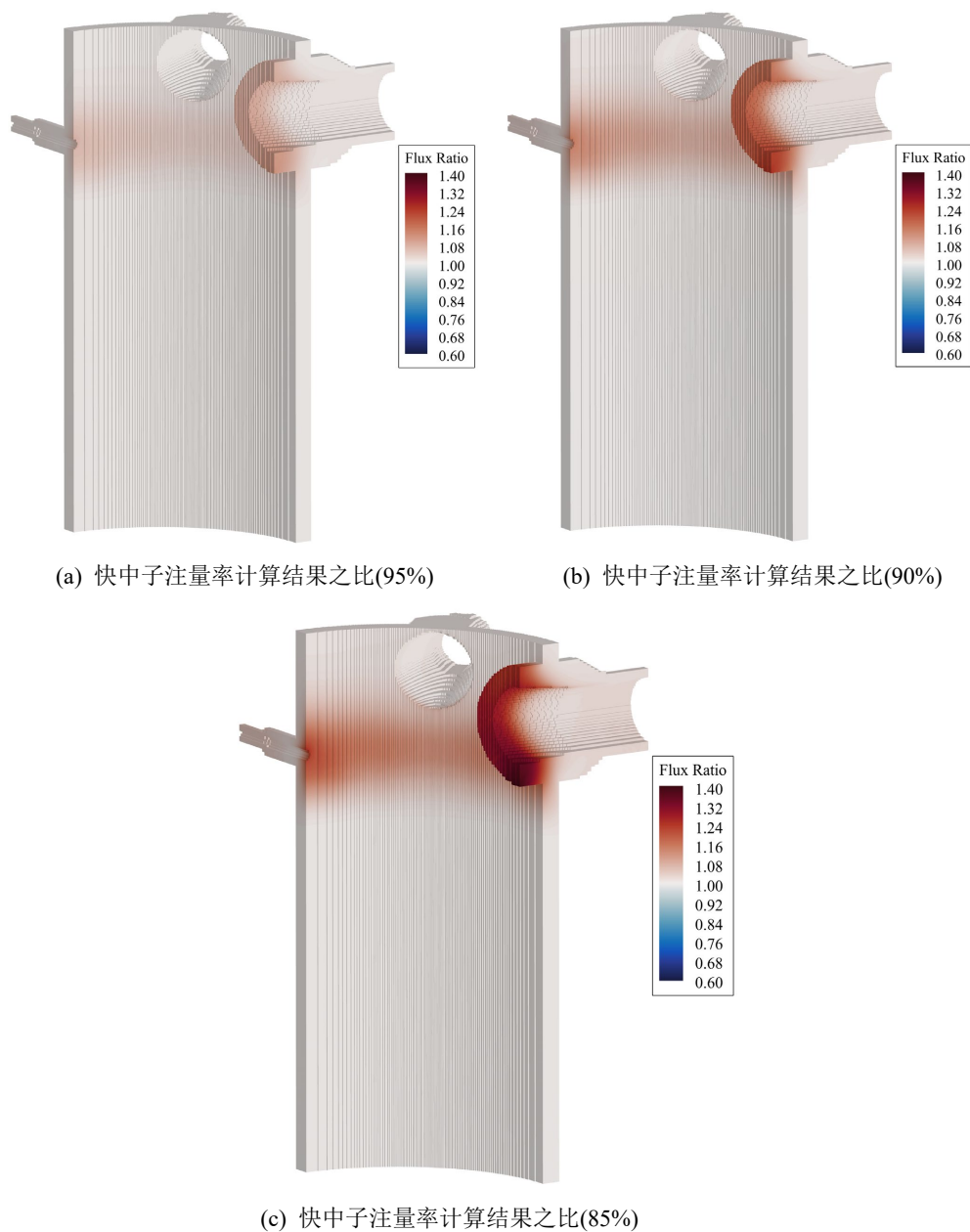


Figure 11. Ratio of RPV calculated results with and without perturbation of the upper core plate water volume ($E > 0.1$ MeV)
图 11. 上堆芯板水体积扰动后/扰动前 RPV 计算结果之比($E > 0.1$ MeV)

图 10 计算结果表明, 上堆芯板区域材料体积打混的建模方式中, 水体积扰动对 RPV 传统区域注量率计算结果的影响较小; 然而在 RPV 扩展区域, 当水体积为原来的 95%、90%、85% 时, RPV 内、外表面计算结果之比最大为 1.04、1.08、1.13 以及 1.01、1.01、1.02; 图 11 的结果表明上堆芯板水体积扰动后 RPV 快中子注量率计算结果偏差主要集中在近上堆芯板区域, 进口管嘴位置差异较为明显, RPV 扩展区域快中子注量率计算对堆芯板区域成分的变化更加敏感。

3.2.3. 空腔宽度

对于反应堆堆芯之上和之下的相关区域, 在混凝土生物屏蔽层中散射并在 RPV 和混凝土之间的空腔

中的中子流的影响极为重要。保持堆芯管嘴及支架相关结构不变, 改变空腔间隙宽度(+5 cm, +10 cm, +15 cm), RPV 内表面($x = -187.06$ cm, $y = 85.45$ cm)及 RPV 外表面($x = -206.28$ cm, $y = 85.45$ cm)不同轴向高度位置处的计算结果相对偏差如下图 12 所示。

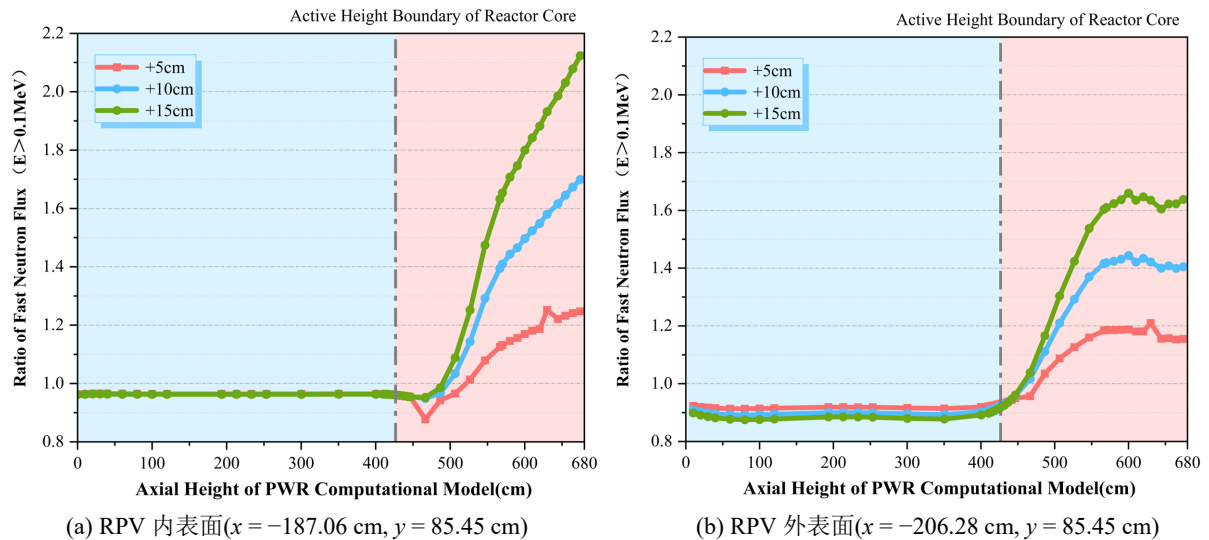


Figure 12. Ratio of calculated results of fast neutron fluence rates ($E > 0.1$ MeV) with and without cavity width variation
图 12. 空腔宽度变化后/变化前快中子注量率($E > 0.1$ MeV)计算结果之比

图 12 的结果表明, 当空腔宽度变宽后, 由于混凝土生物屏蔽层散射回 RPV 的中子减少, RPV 传统区域快中子注量率略有下降, RPV 内表面 C/E 的结果在 0.95 左右, 外表面 C/E 的结果为 0.9 左右; 而在 RPV 扩展区域, 随着空间间隙宽度的增加, RPV 外表面的快中子注量率($E > 0.1$ MeV)水平随堆芯距离的增大而增大, 空腔宽度增加 5 cm、10 cm、15 cm 的 RPV 内表面($x = -187.06$ cm, $y = 85.45$ cm)计算结果最大为 1.25、1.70、2.12, RPV 外表面($x = -206.28$ cm, $y = 85.45$ cm)对比结果最大分别为 1.21、1.44、1.66, 在这些区域腔流中子的贡献较为显著。

3.2.4. 混凝土成分

不同类型混凝土的成分差异显著, 在腔流中子起重要作用的区域, 不同类型混凝土对反应堆压力容器(RPV)的快中子注量率水平的影响存在明显差异。其中, 混凝土中氢的含量尤为关键, 其重要性主要源于以下两个核心效应[12]:

- 1) 高能中子与氢元素发生散射时, 其角分布呈前向峰值特性。因此, 进入混凝土生物屏蔽层并与氢元素发生散射的中子, 更有可能进一步散射至屏蔽层内部, 而非反向散射至空腔间隙。
- 2) 中子与氢元素发生弹性散射时的平均能量损失, 大于与其他任何元素发生弹性散射时的平均能量损失。

随着反应堆运行时间的增加, 混凝土生物屏蔽层中自由水的流失会引起混凝土中氢元素的含量产生一定变化[20]。为评估混凝土成分变化对空腔间隙中子通量水平的影响, 选取了四种不同成分的混凝土[18]开展计算分析, 具体成分见下表 2 所示, 其中纳入了 04 混凝土氢含量减少一半的混凝土类型。对比 04 型混凝土的计算结果, 不同混凝土类型 RPV 内表面($x = -187.06$ cm, $y = 85.45$ cm)及 RPV 外表面($x = -206.28$ cm, $y = 85.45$ cm)处, 快中子注量率($E > 0.1$ MeV)计算结果之比如图 13 不同轴向高度 RPV 内、外表面快中子注量率计算结果对比(04 型混凝土为基准)所示; RPV 内、外表面整体的计算结果偏差如

图 14、图 15 所示。

Table 2. Density and hydrogen content of different types of concrete
表 2. 不同类型混凝土密度及氢含量

混凝土类型	04 型混凝土	04 型混凝土(half)	Handford Wet	Handford Dry
密度(g/cm ³)	2.35	2.29	2.35	2.18
含氢量(g/cm ³)	0.013	0.0065	0.029	0.0087

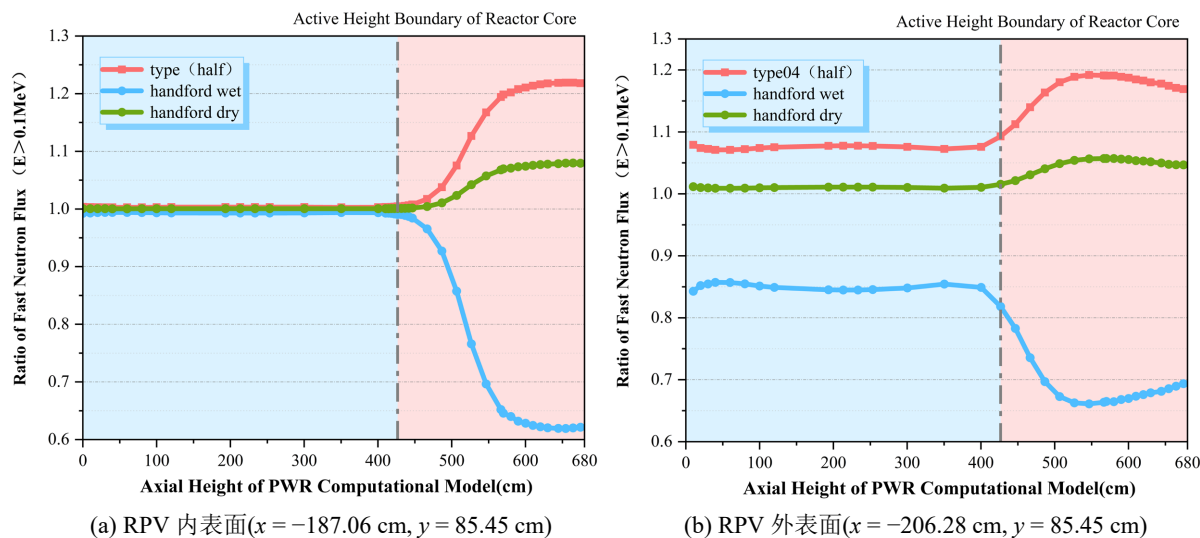
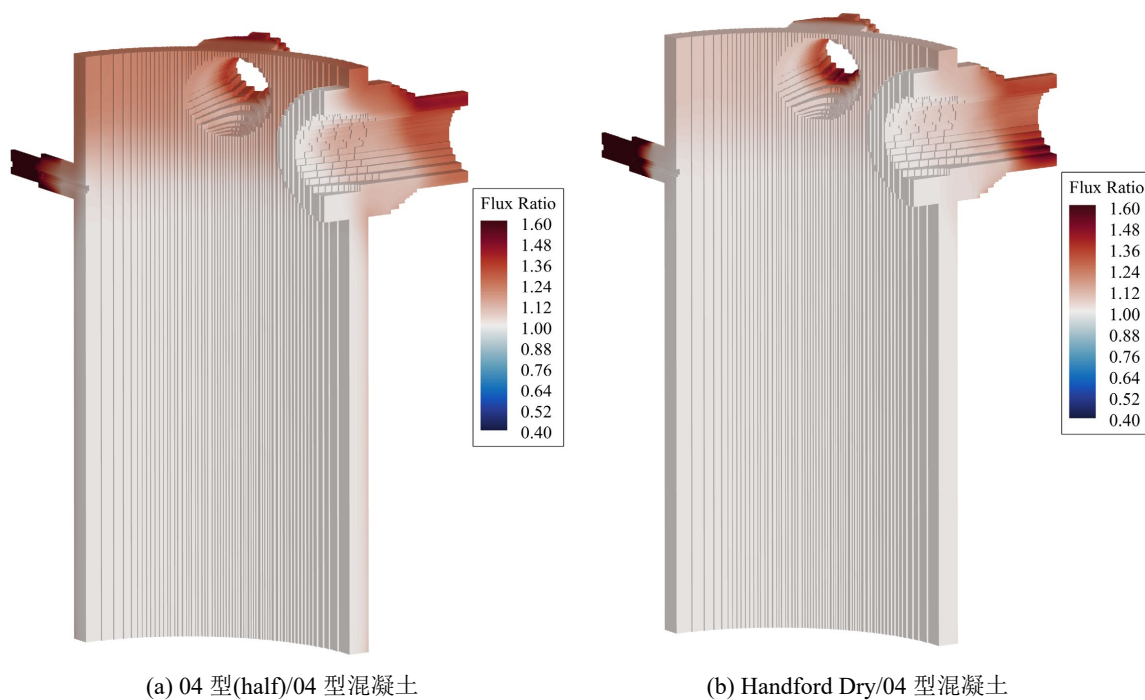
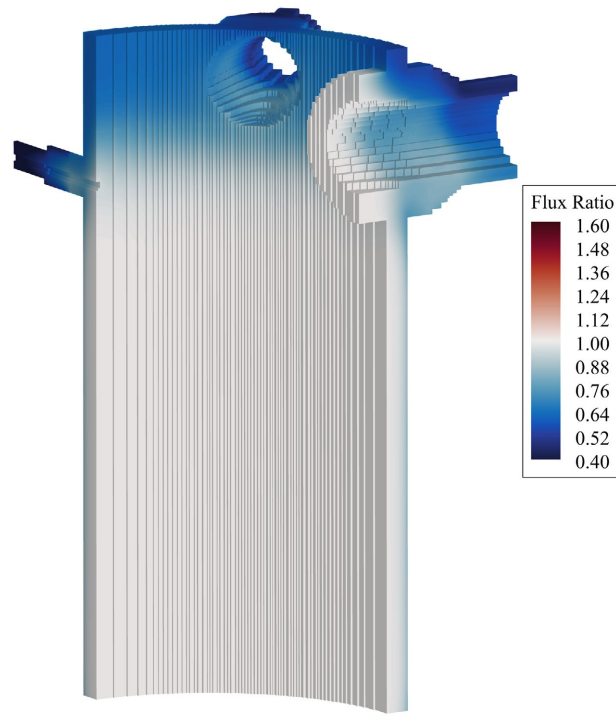


Figure 13. Comparison of calculated fast neutron fluence rates on the inner and outer surfaces of the RPV at different axial heights (with type 04 concrete as the reference)

图 13. 不同轴向高度 RPV 内、外表面快中子注量率计算结果对比(04 型混凝土为基准)





(c) Handford Wet/04 型混凝土

Figure 14. Ratio of calculated fast neutron fluxes ($E > 0.1$ MeV) on the RPV inner surface**图 14.** RPV 外表面快中子注量率($E > 0.1$ MeV)计算结果之比

图 13 的结果表明, 混凝土含氢量越高, RPV 外表面快中子注量率越低; 当轴向高度达到堆芯活性高度时, 随着轴向高度的增加计算结果的变化较为显著, RPV 内表面($x = -187.06$ cm, $y = 85.45$ cm)处, 含氢量减少一半的 04 型混凝土、Handford Wet 以及 Handford Dry 三种类型混凝土与 04 型混凝土的计算结果偏差最大为 1.22、0.62、1.08; RPV 外表面($x = -206.28$ cm, $y = 85.45$ cm)处的计算结果偏差最大为 1.19、0.66、1.06。图 14 和图 15 的结果表明, 混凝土生物屏蔽层中氢含量变化是 RPV 注量率计算的关键影响因素, 在 RPV 内表面对包括进、出口管嘴在内的扩展区域注量率的影响更为显著。

4. 结论

本文针对反应堆压力容器(RPV)扩展区域快中子注量率计算问题展开研究。基于 RPV 扩展区域屏蔽计算模型分析了数值计算方法与物理模型参数两方面影响 RPV 扩展区域计算精度的关键因素。研究结果表明, 在 RPV 传统区域注量率计算结果稳定的前提下, 扩展围带区轴向高度 644.53 cm 处, 1.2 cm \times 1.2 cm 与 1.0 cm \times 1.0 cm 两种径向网格尺寸的计算结果最大偏差可达 40.41%; 相较于 S_{16} 角积分求积组的计算结果, S_8 与 S_{12} 求积组的计算偏差最大值分别达到 42.32%和 11.10%; 在 RPV 扩展区域, 堆芯中子源采用组件平均功率分布与堆芯外围组件 Pin-by-Pin 功率分布的 RPV 扩展区域位置计算结果最大偏差达 20.93%。此外, 计算结果表明越靠近探测位置的堆芯轴向区域, 对探测器快中子响应的贡献占比越大。上述数值方法的分析结果表明 RPV 扩展区域注量率计算需采用更精确的数值算法与精细化的功率分布模型。物理参数敏感性分析结果则显示, RPV 扩展区域快中子通量对燃料燃耗、堆芯板组分、空腔宽度及混凝土物性等参数的变化高度敏感; 同时, 间隙流中子对该区域的注量率水平也存在显著贡献。RPV 扩展区域注量率计算关键影响因素分析对 RPV 结构完整性评估具有重要意义。

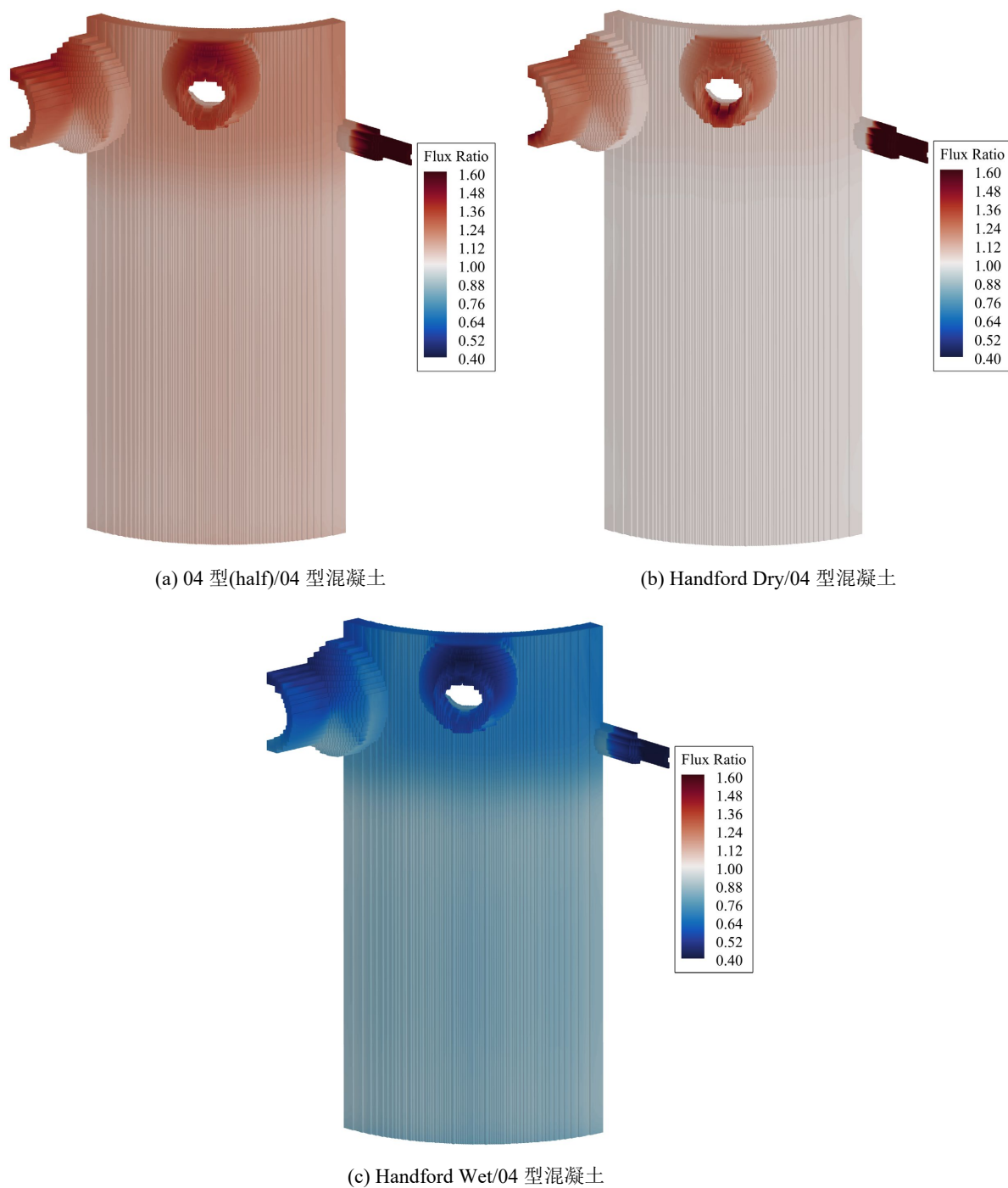


Figure 15. Ratio of calculated fast neutron fluxes ($E > 0.1$ MeV) on the RPV outer surface
图 15. RPV 外表面快中子注量率($E > 0.1$ MeV)计算结果之比

参考文献

- [1] Regulatory, G. (1988) 1.99. Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials. Nuclear Regulatory Commission.
- [2] Carpenter, C.E., Elliot, B.J., Hiser, A.L., *et al.* (2000) Reactor Pressure Vessel Status Report. Nuclear Regulatory Commission.
- [3] IAEA Nuclear Energy Series (2009) Integrity of Reactor Pressure Vessels in Nuclear Power Plants: Assessment of

- Irradiation Embrittlement Effects in Reactor Pressure Vessel Steels. International Atomic Energy Agency.
- [4] 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.
- [5] Petrovic, B.G. and Haghigat, A. (1996) Effects of SN Method Numerics on Pressure Vessel Neutron Fluence Calculations. *Nuclear Science and Engineering*, **122**, 167-193. <https://doi.org/10.13182/nse96-3>
- [6] Regulatory, G. (2001) 1.190. Calculational and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence. Nuclear Research Commission.
- [7] Chen, J., Alpan, F.A., Fischer, G.A. and Fero, A.H. (2012) Ex-Vessel Neutron Dosimetry Analysis for Westinghouse 4-Loop XL Pressurized Water Reactor Plant Using 3D Parallel Discrete Ordinates Code RAPTOR-M3G. *Journal of ASTM International*, **9**, 1-11. <https://doi.org/10.1520/jai104030>
- [8] Office of Nuclear Reactor Regulation (2017) Generic Aging Lessons Learned for Subsequent License Renewal (GALL-SLR) Report. Nuclear Regulatory Commission.
- [9] Chen, J. and Fischer, G.A. (2018) Comparative Study of Fast Neutron Fluence between RAPTOR-M3G and TORT for Commercial Pressurized Water Reactor Vessel Extended Beltline. In: *Reactor Dosimetry: 16th International Symposium*, ASTM International, 517-529. <https://doi.org/10.1520/stp160820170067>
- [10] Patel, A.D., Risner, J.M., Parks, B.T. and Hardgrove, M.T. (2018) Neutron Fluence Monitoring for Subsequent License Renewal. In: *Reactor Dosimetry: 16th International Symposium*, ASTM International, 152-161. <https://doi.org/10.1520/stp160820170075>
- [11] Fischer, G.A. and Hawk, A.E. (2020) Fluence Determination with RAPTOR-M3G and FERRET—Supplement for Extended Beltline Materials. Westinghouse Electric Company LLC.
- [12] Risner, J., Alpan, A. and Yang, J. (2022) Reactor Pressure Vessel Fluence Evaluation Methodology for Extended Beltline Locations. Nuclear Regulatory Commission.
- [13] Zhang, L., Zhang, B., Liu, C. and Chen, Y. (2019) Numerical Analysis of Spatial Discretization Schemes in ARES Transport Code for Shielding Calculation. *Progress in Nuclear Energy*, **110**, 236-244. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2018.10.001>
- [14] Risner, J., Alpan, A. and Yang, J. (2021) Radiation Evaluation Methodology for Concrete Structures. Nuclear Regulatory Commission.
- [15] Zheng, J., Zhang, B., Shi, S. and Chen, Y. (2016) Analysis for the Effect of Spatial Discretization Method on AP1000 Reactor Pressure Vessel Fluence Calculation. *Science and Technology of Nuclear Installations*, **2016**, Article ID: 3461290. <https://doi.org/10.1155/2016/3461290>
- [16] 林诚格. 非能动安全先进核电厂 AP1000 [M]. 北京: 原子能出版社, 2008.
- [17] Rem, I. and Kam, F.B.K. (1998) H. B. Robinson-2 Pressure Vessel Benchmark. Nuclear Regulatory Commission, Oak Ridge National Laboratory.
- [18] Detwiler, R.S., McConn, R.J. and Grimes, T.F. (2021) Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling. Pacific Northwest National Laboratory.
- [19] Rearden, B.T. and Jessee, M.A. (2016) SCALE 6.2: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design: Includes ORIGEN and AMPX. Nuclear Regulatory Commission, Oak Ridge National Laboratory.
- [20] American National Society (2006) ANSI/ANS-6.4-2006, American National Standard: Nuclear Analysis and Design of Concrete—Radiation Shielding for Nuclear Power Plants.