

一体化快堆物理-热工耦合分析计算研究

李昊田, 吴明宇*, 吴宗芸, 周志伟, 霍兴凯, 肖宇白

(中国原子能科学研究院 核工程设计研究所, 北京 102413)

摘要: 一体化快堆在提高铀资源利用率、实现高放废物最小化等方面优势明显。通过多物理耦合、精细化计算, 开展反应堆高精度数值模拟, 减少传统计算方法中的各种简化和近似, 能够更好地反映反应堆实际运行情况, 为反应堆设计方案提供验证。本文采用外耦合模式, 基于 RMC 和 VERSA 程序开展核热耦合研究, 对一体化快堆功率和冷却剂温度进行精细化模拟计算, 验证 VERSA 子通道传热模型设计的合理性与准确性。开展核热耦合迭代计算, 采用就近原则为燃料栅元匹配最接近的温度库。结果表明: 经过 3 轮核热耦合迭代计算, 燃料中心温度变化在 1% 以内, 实现收敛。使用匹配截面库计算与 900 K 截面库相比, 计算得到的燃料中心温度整体下降。

关键词: 一体化快堆; 核热耦合; 数值模拟

中图分类号: TL32

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2025)S1-0096-08

doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0706

Integrated Fast Reactor Analysis and Calculation of Neutronics-thermal Coupling

LI Haotian, WU Mingyu*, WU Zongyun, ZHOU Zhiwei, HUO Xing kai, XIAO Yubai

(Department of Nuclear Engineering Design, China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

Abstract: Integrated fast reactor exhibits distinct advantages in enhancing the utilization rate of uranium resources and minimizing high-level radioactive waste. Through multi-physical coupling and refined computations, conducting high-precision numerical simulations of the reactor, and reducing various simplifications and approximations in traditional calculation methods, the actual operation of the reactor can be better reflected, providing verification for the reactor design scheme. This research undertook core nuclear-thermal coupling studies based on the Monte Carlo program RMC and the subchannel analysis program VERSA. With the integrated fast reactor as the research object, the active zone was equally divided into 20 nodes in the axial direction, with one layer each in the upper and lower axial conversion zones, and a total of 22 layers in the axial direction. In the nuclear-thermal coupling calculation, the initial temperature and density distributions were first set, and neutron transport calculations were carried out to obtain power distribution information, which was input into the subchannel program to conduct flow and heat transfer calculations and obtain new coolant temperature, density, and fuel rod temperature parameters. These thermal parameters were fed back to the corresponding lattice cells in the neutron physics geometric module. When conducting the next round of physical calculations, the material parameter settings were updated to calculate the new power

收稿日期: 2024-09-30; 修回日期: 2025-01-09

基金项目: 中核集团集中研发项目

* 通信作者: 吴明宇

distribution. The Doppler effect is relatively prominent in the thermal feedback. The central temperature of the fuel element affects the power distribution calculation by influencing the absorption cross-section. In this study, by creating multiple temperature libraries and adjusting the material cross-section data of the Monte Carlo calculation based on the temperature values from the thermal feedback, the nearest temperature library is assigned to each region based on the proximity principle whenever the thermal temperature is fed back to the physics, ensuring the efficiency and accuracy of the coupled calculation. After three rounds of iterative calculations, the change in the fuel center temperature is within 1%, achieving convergence. Compared with the calculation using the 900 K cross-section library, the calculated overall fuel center temperature decreases when using the interpolation cross-section library. In this research, to enhance the efficiency and accuracy of information transfer during the nuclear-thermal coupling iterative calculation, through the full core physical-thermal-hydraulic nuclear-thermal coupling interface program, the automatic identification, extraction, mapping, and conversion of power distribution and temperature field information in the core physical and thermal-hydraulic calculation results are achieved. This paper conducts a comprehensive and accurate three-dimensional refined nuclear-thermal coupling calculation study of the full core, obtaining comprehensive and accurate core power and temperature distributions. This provides the possibility for further optimizing the core flow distribution and improving economic efficiency, as well as providing a basis for accident prevention and safety evaluation.

Key words: integrated fast reactor; nuclear-thermal coupling; numerical simulation

一体化快堆通过闭式燃料循环工艺,在减少乏燃料处理,降低高放废物产生等方面优势明显^[1-3]。整体上,反应堆的运行过程是中子输运、燃耗、热工水力学等多物理过程相互作用、相互影响的结果。一体化快堆采用核燃料循环模式,在燃料制造加工过程中,不同燃料组件的材料成分存在差异,会进一步影响反应堆运行的功率、温度分布。开展精细化功率计算和核热子通道耦合计算能够验证堆芯核设计和流量分配设计方案。通过全堆芯范围的核热子通道耦合计算,可以得到更为精细准确的出口温度分布,为进一步优化堆芯流量分配、提高经济性提供可能。

在以往的堆芯热工设计计算中,通常给出每个流量最热燃料组件及最热燃料棒的子通道计算分析,按照包络性设计满足热工设计限值,往往存在进一步优化的空间。随着计算机效率的提高以及计算方法的不断改进,将反应堆物理计算和热工水力计算耦合在一起,同时精细化仿真减少了建模中对真实条件的近似,能够更精确地计算反应堆的运行工况和事故工况。Daeubler 等^[4]开发了 Serpent2 和子通道计算程序 SUBCHANFLOW 的 pin-by-pin 耦合方案,通过内耦合方式综合了两个程序的各项功能,可用于正方形和六边形组件

的稳态、瞬态高保真计算。Vazquez 等^[5]基于蒙特卡罗程序 MCNPX 和子通道程序 COBRA-IV 对钠冷快堆开展了核热耦合研究,模拟得出准确的温度和密度分布。黄欢^[6]基于国产蒙特卡罗中子输运程序 JMCT2.2 和商用 CFD 软件 FLUENT,利用 C++ 语言,通过外耦合的方式开发了用于堆核热耦合的接口程序。

一体化快堆采用核燃料循环模式,本文对一体化快堆开展核热耦合计算分析,能够更为准确地获取各流量区最热燃料组件的钠出口温度、燃料棒包壳中壁热点温度和最高燃料温度,以及全堆芯燃料平均温度,为事故预防和安全评价提供依据^[7]。

1 研究对象与计算模型

核热耦合即中子物理学与热工水力学之间的相互耦合,是反应堆内重要的多物理耦合。反应堆运行过程中,中子反应速率以及裂变材料的反应截面会受到核燃料及冷却剂的温度和密度的影响。这是因为核燃料的温度越高,多普勒效应越明显,共振峰的峰值会降低,从而导致反应截面降低。同时核燃料和冷却剂密度的变化也会对单位体积内慢化中子的核子密度产生影响,进而影响

反应截面。中子与核燃料的反应速率直接决定了反应堆的功率水平,反应堆功率的变化反过来又会影响燃料芯块温度、冷却剂温度和密度的空间分布,从而对中子输运过程产生影响^[8]。

在核热耦合迭代计算过程中,堆芯棒束功率分布根据临界计算结果不断更新,通过网格映射转换,进行核热耦合信息传递,将新的功率分布提供给子通道进行热工水力计算,通过流动、传热及燃料棒导热计算,得到新的冷却剂温度、密度以及燃料棒温度分布参数,再反馈回中子输运计算中几何模块内的对应栅元下,进行迭代计算直到满足收敛条件^[9]。

1.1 核热耦合研究对象

以一体化快堆为研究对象开展堆芯核热耦合研究,选取燃料外区最热组件开展计算,活性区在轴向上等距划分 20 个节点,上下轴向转换区各一层,轴向共分为 22 层,做到精细化建模与网格划分。通过制作多温度库的方式进行截面更新,并进行迭代计算,以探究多普勒效应对功率分布计算的影响。

1.2 数值方法

RMC 程序以其连续能量点截面处理的准确性以及良好的并行性,在反应堆物理计算,尤其是全堆大规模计算上的优势明显。本文主要通过 RMC 统计组件功率分布,为热工程序提供功率输入。功率计数器统计原理如下:

$$H_i = \frac{\rho_a}{m} \int dE \int dt \int dV \int d\Omega \sigma_{r,i}(E) H(E) \psi(r, \Omega, E, t) \quad (1)$$

$$H(E) = E - \sum_i p_i(E) [\bar{E}_{i, \text{out}}(E) - Q_i + \bar{E}_{i, \gamma}(E)] \quad (2)$$

其统计公式为:

$$H_i = \sum_i W_i T_{i,i} \sigma_{ij} H_i \frac{\rho_a}{m} \quad (3)$$

式中: ρ_a 为原子密度; m 为栅元质量; V 为栅元体积; ψ 为中子角通量; i 指某种反应类型; $\bar{E}_{i, \text{out}}(E)$ 为平均出射中子能量; $\bar{E}_{i, \gamma}(E)$ 为平均逸出的光子能量^[10]。

子通道分析方法通过求解质量守恒方程、能量守恒方程、轴向动量方程、横向动量方程来计算反应堆堆芯内部的冷却剂的流场与温度场。

质量守恒方程为:

$$A_i \frac{\partial \rho_i}{\partial t} + \frac{dm_i}{dz} + \sum_{j=1}^J w_{ij} = 0 \quad (4)$$

式中: A_i 为子通道 i 的流动截面积; ρ_i 为子通道 i 在轴向位置 z 处的密度; m_i 为第 i 个子通道在该轴向位置处的质量流量; w_{ij} 为子通道 i 与子通道 j 的连接间隙单位轴向长度上的横流质量流量,其定义为由子通道 i 流向子通道 j 为正,否则为负,并且 $w_{ij} = w_{ji}$; J 为间隙数目。

式(4)中左端第 1 项表示非稳态项,第 2 项表示轴向方向上的对流项,第 3 项表示径向方向上的对流项。

能量守恒方程为:

$$A_i \frac{\partial \rho_i h_i}{\partial t} + \frac{dm_i \hat{h}_i}{dz} + \sum_{j=1}^J w_{ij} \hat{h}_{ij}^* = q_i - \sum_{j=1}^J w'_{ij} (h_i - h_j) - K \sum_{j=1}^J k_{ij} \frac{B_{ij}}{\Delta r_{ij}} (T_i - T_j) \quad (5)$$

$$\hat{h}_{ij}^* = \begin{cases} \hat{h}_i & w_{ij} \geq 0 \\ \hat{h}_j & w_{ij} < 0 \end{cases}$$

式中: h_i 、 h_j 为子通道连接间隙上由迎风格式所确定的比焓; q_i 为单位轴向长度上由燃料等构件传入到子通道 i 的热量; K 为间隙热传导的几何修正系数; B_{ij} 为间隙的宽度; Δr_{ij} 为间隙导热的等效距离; T_i 、 T_j 分别为子通道 i 与子通道 j 的冷却剂温度; w'_{ij} 为湍流交混率,在子通道分析中对于确定棒束通道的温度分布具有重要作用。

动量守恒方程分轴向和横向。其中,轴向动量守恒方程为:

$$\frac{\partial m_i}{\partial t} + \frac{dm_i \hat{u}_i}{dz} + \sum_{j=1}^J w_{ij} \hat{u}_{ij}^* = -\frac{dA_i p_i}{dz} - A_i \rho_i g - \frac{1}{2} m_i \hat{u}_i \phi^2 \frac{f_i}{D_{h,i}} - A_i \Delta p_{\text{fprm},i} - \sum_{j=1}^J w'_{M,ij} (u_i - u_j) \quad (6)$$

式中: \hat{u}_i 为子通道 i 的冷却剂轴向动量流速; \hat{u}_{ij}^* 为在子通道连接间隙上由迎风格式确定的轴向动量流速; g 为重力加速度; ϕ^2 为两相摩擦倍率因子; f_i 为由经验公式给出的单相对流摩擦系数; $D_{h,i}$ 为水力直径; $A_i \Delta p_{\text{fprm},i}$ 为由于定位格架局部形状阻力带来的压力损失。式(6)中,左端第 1 项表示非稳态项,第 2 项和第 3 项表示轴向和横向的对流项。

横向动量守恒方程为:

$$\frac{\partial w_{ij}}{\partial t} + \frac{dw_{ij}u_{ij}^*}{dz} = (p_i - p_j) \frac{B_{ij}}{\Delta r_{ij}} - \frac{B_{ij}}{2\rho_i \Delta r_{ij}} K_{ij} w_{ij}^2 \quad (7)$$

式中: $p_i - p_j$ 为间隙两端通道的压差; K_{ij} 为综合考虑了间隙横流受到的摩擦阻力系数与形状阻力系数^[11-14]。式(7)左端第 1 项表示非稳态项, 第 2 项表示轴向对流项。

1.3 核热耦合计算方法

在核热耦合计算中, 需要首先设定初始的温度和密度分布, 然后开展输运计算, 堆芯棒束功率分布根据临界计算结果不断地予以更新, 新的功率分布作为热工水力计算的条件, 通过流动传热计算, 得到新的冷却剂温度、密度及燃料棒温度参数。这些参数反馈到中子物理几何模块的对应栅元内, 在进行物理计算时更新材料参数设置, 用于计算新的功率分布。核热耦合计算需要重复这一过程直到迭代满足收敛条件为止^[15]。

核热耦合通过接口程序, 实现堆芯物理、热工计算结果中的功率分布、温度场信息的自动识别、提取、映射与转换。根据堆芯-组件-棒束-子通道多层级网格映射关系, 为堆芯中所有的组件、棒束、子通道和间隙建立一个唯一的标识对象, 标识包括编号和类型, 供后续模拟时进行逐个遍历^[16]。最后, 根据标识对象的空间关联关系和位置信息, 实现三维 pin-by-pin 功率和温度分布信息的传递。选取合适的计算方法是实现核热耦合的重要一步^[17]。

表 1 列出主要的反应性效应。从表 1 可看出, 对钠冷快堆反应性效应影响较大的主要有以下 3 项: 1) 冷却剂钠密度, 影响泄漏率。当冷却剂温度上升时, 冷却剂密度下降, 使中子泄漏增加而产生负反应性, 另一方面, 冷却剂温度升高又使中子能谱硬化, 带来正反应性。冷却剂密度可以在 RMC 输入卡中进行反馈修改。2) 燃料元件温度,

多普勒效应影响吸收截面。制作多温度库来反馈, 每 30 ℃ 做 1 套数据库, 每次热工反馈给物理时, 采用就近原则给每个栅元指定最接近的温度库。3) 在超功率事故中, 由于燃料棒伸长和密度降低导致的轴向膨胀影响也有一定的反应性效应。

本文主要探究多普勒效应对功率分布计算的影响。当反应堆内温度升高, 由于多普勒效应, 燃料核的共振吸收峰将展宽, 对中子的共振吸收增加, 反应堆的功率随之减小, 从而温度降低。

分别用 900、1 200、2 500 K 对应的截面库开展中子输运计算, 计算 250 代, 舍去前 50 代, 每代 20 000 个粒子, 统计标准差(STD)在 22 左右。得到 k_{eff} 分别为 1.111 568、1.109 316 和 1.105 438, 说明多普勒效应带来负反应性效应。

在核热耦合迭代计算中, 对计算得到的沿轴向分布燃料温度进行反馈, 不再统一默认选择使用 900 K 对应的数据库, 而是根据计算得到的实际燃料温度, 采用就近原则给每个栅元指定最接近的温度库。

根据钠冷快堆运行情况, 冷却剂温度在 330~550 ℃ 之间, 燃料中心温度在 450~1 900 ℃ 之间。本文热工反馈主要研究多普勒效应对反应性的影响, 根据已有的 600、900、1 200、2 500 K 的数据库, 针对燃料中心温度加工 1 套 600~2 500 K 的数据库。新数据库在 1 200~2 500 K 区间每隔 130 K 设置 1 个温度点, 在 600~900 K、900~1 200 K 之间, 则每 30 K 设置 1 个温度点, 以获得更加精确的模拟结果。

结合材料卡实际情况, 在保证计算精度和效率的同时, 选择 7 种主要相关核素进行多温度库制作, 分别是钠 11023, 锆 40090, 铀的同位素 92235、92238, 以及钚的同位素 94238、94239、94240、94241。

针对大型钠冷快堆, 全堆芯规模的核热耦合计算可基于蒙特卡罗计算和热工子通道计算。蒙特卡罗程序能够灵活地给出各个燃料棒束的功率分布, 子通道程序能够兼顾计算效率与精度, 从而获得全堆芯精确的功率和温度分布。

1.4 选取合适粒子数

探究多普勒效应对功率分布的影响对物理计算精度有着较高的要求, 为此在首轮计算时采用

表 1 主要的反应性效应
Table 1 Main reactivity effect

反应性效应	温度效应/pcm	功率效应/pcm
钠密度	106	180
径向膨胀	-71	0
轴向膨胀	-12	-99
多普勒	-170	-302
总的反应性效应	-147	-221

900 K 对应的截面库算例的 Criticality 临界计算模块, 调整每代计算所用的粒子数, 共计算 250 代, 舍去前 50 代。分别设置粒子数为 5 000、10 000、20 000 开展物理计算, 得出 Tally 裂变功率统计文件, 比较不同粒子数下燃料棒的裂变功率统计标准差, 计算结果如图 1 所示。

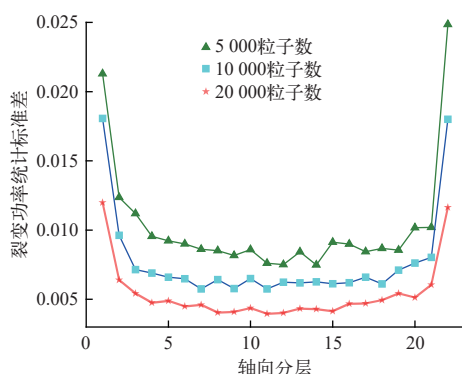


图 1 不同粒子数下燃料棒的裂变功率统计标准差
Fig. 1 STD of fuel rod fission power under different particle numbers

由图 1 可见, 随着粒子数增加, 轴向各区域裂变功率统计标准差不断下降。轴向中心区域裂变功率统计标准差从 0.01 下降到 0.005, 相对误差在 1% 以内可以接受。轴向分层 1 和 22 处 (即组件的上下轴向转换区) 裂变功率统计标准差仍然较大, 但在 20 000 粒子数计算条件下, 标准差下降到 0.01 左右已经比较小, 误差可以接受。因此, 核热耦合迭代计算采用 20 000 粒子数开展物理计算, 在个人计算机上调用 8 核计算 250 代用时 16 min 左右, 计算效率和精度都可以接受。

2 计算结果与分析

2.1 首轮计算

在 RMC 初始物理计算中, 除了钢屏蔽栅元材料核素选择 300 K 对应的截面库外, 其余材料均采用 900 K 对应的截面库开展计算, 得出功率分布, 并输入到子通道程序 VERSA 中计算得到组件轴向各层上的燃料中心温度, 如图 2 所示。

2.2 迭代计算

在核热耦合迭代计算中, RMC 在燃料栅元材料卡设置时采用就近原则, 根据上一轮计算出的燃料中心温度, 给每个燃料栅元匹配最接近的温度库, 如表 2 所列, 开展下一轮物理计算, 计算得到新的功率分布文件, 输入到热工程序中计算, 得

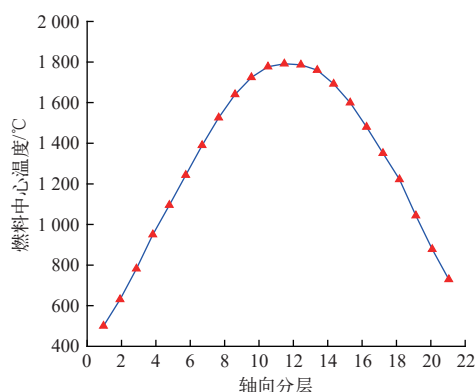


图 2 900 K 温度库计算得到的燃料中心温度沿组件轴向分布

Fig. 2 Axial distribution of fuel center temperature calculated by 900 K temperature library

出燃料中心温度, 再根据新计算出的温度匹配新一轮使用的截面库, 直到满足收敛条件。

表 2 燃料中心温度和对应温度库示例

Table 2 Fuel center temperature and corresponding temperature library example

轴向分层编号	多温度库第 1 轮 计算的燃料中心温度/K	多温度库第 1 轮配置 对应温度库的编号
3701	734.79	814c
3702	907.26	820c
3703	1 114.48	827c
3704	1 344.41	831c
3705	1 425.51	832c
3706	1 537.16	833c
3707	1 657.90	834c
3708	1 778.58	834c
3709	1 881.29	835c
3710	1 955.33	836c
3711	2 013.93	836c
3712	2 039.93	836c
3713	2 035.06	836c
3714	2 000.74	836c
3715	1 942.76	836c
3716	1 867.81	835c
3717	1 775.01	834c
3718	1 687.82	834c
3719	1 635.18	833c
3720	1 386.29	831c
3721	1 153.42	828c
3722	954.45	822c

根据上一轮热工计算出的燃料中心温度, 修改 RMC 输入卡的材料卡对应核素后缀, 给轴向每层燃料栅元匹配最接近的温度库。匹配某一温

度最接近的温度库的功能可以在 Excel 中通过 INDEX 和 MATCH 函数自动实现。

2.3 收敛判据

多物理耦合模拟通常采用迭代的方式对耦合方程进行求解,是否满足收敛判据是判断迭代收敛的重要标准,不同收敛判据会对耦合模拟的迭代步数和迭代结果产生影响^[18]。目前主要的收敛判据有以下3类。

1) 燃料温度

根据两个迭代步的轴向分层温度最大相对偏差判断是否达到收敛,目前使用较多。在计算精度要求更高时,则计算两个迭代步燃料温度分布的均方根偏差,当其小于设定的收敛阈值时认为收敛。均方根偏差能够综合考虑燃料温度分布的整体差异,而不仅仅是最大偏差,有利于更全面地评估温度场的收敛情况^[19]。

2) 功率

根据两个迭代步的轴向分层功率最大相对偏差判断是否达到收敛。由于功率较低的栅元统计不确定度相对较大,因此网格功率相对偏差需根据网格对应功率大小进行加权^[20]。

3) 基于蒙特卡罗统计不确定度

当最大温度相对偏差小于若干倍的蒙特卡罗最大统计不确定度时认为迭代收敛,并且根据蒙特卡罗模拟的进程动态调整收敛阈值。在模拟初期,由于统计样本较少,统计不确定度较大,可适当放宽收敛阈值;随着模拟的进行,统计样本逐渐增多,统计不确定度减小,逐步收紧收敛阈值,以确保最终结果的精度^[21]。

本文选用燃料温度变化情况作为收敛判据,两次计算得到的温差小于1%时,认为核热耦合迭代实现收敛^[22]。

2.4 迭代计算结果

使用匹配截面库迭代计算2次后发现,第3轮计算所使用的截面库与第2轮完全相同,说明第2轮计算出的燃料中心温度与第1轮很接近,已满足收敛条件。图3示出不同截面库下计算得到的燃料中心温度对比,从图3可以看出轴向不同位置处燃料中心温度的变化情况。

由图3可见,使用插值截面库第1轮与900 K截面库相比,燃料中心温度变化较明显。使用插值截面库第2轮与第1轮相比,燃料中心温度曲

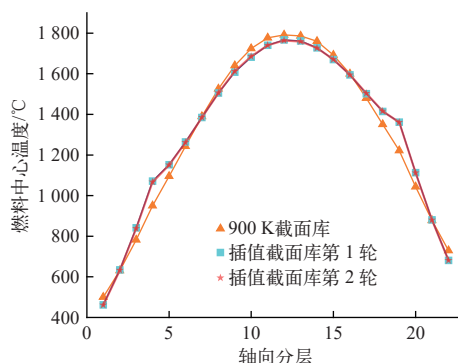


图3 不同截面库下计算得到的燃料中心温度对比

Fig. 3 Comparison of fuel center temperature calculated by different cross section libraries

线几乎完全重合,在做曲线图时将曲线不透明度设置为50%方便观察比较。计算结果表明:在轴向分层1~7以及16~20处,即燃料棒的上、下端,使用插值截面库第1轮与900 K截面库相比,燃料中心温度偏高,但在轴向分层8~15处,即燃料棒的轴向中间位置,计算得到的燃料中心温度下降明显。这主要是由于多普勒效应影响吸收截面,带来负的温度效应。

为了准确得知相邻2次计算的变化情况,求2次计算温差,计算出迭代计算燃料中心温度变化情况,如图4所示。由图4可以看出,使用插值截面库第1轮与900 K截面库相比仍有部分轴向区域温差变化较大,达到10%。而使用插值截面库第2轮与第1轮相比,温差变化都在1%以内。经过3轮迭代计算已经符合收敛判据要求。

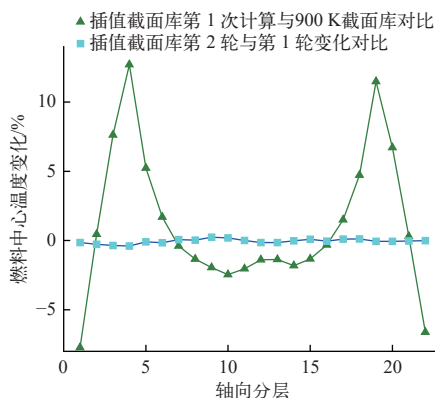


图4 迭代计算燃料中心温度变化情况

Fig. 4 Change of fuel center temperature calculated by iteration

2.5 堆芯出口温度

一体化快堆堆芯入口温度为330℃,根据流

量分配方案设置各个组件流量,计算出全堆芯温度分布,如图5所示。

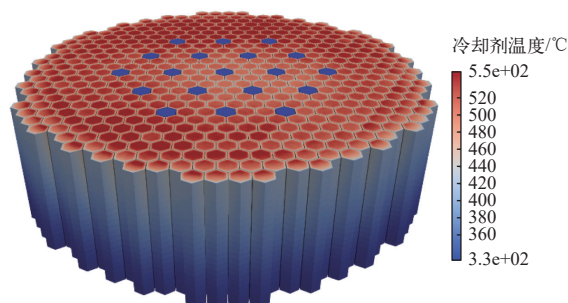


图5 燃料组件冷却剂温度分布

Fig. 5 Fuel assembly coolant temperature distribution

由图5可见,燃料中区和燃料内区部分组件冷却剂出口温度较高。堆芯最中心位置处的组件冷却剂出口并不是最高的,这是因为堆芯最内侧组件冷却剂流量比较大。燃料外区的最外圈组件由于功率较低,冷却剂出口温度也较低。燃料中区部分温度较高,还需要适当调节流量,以使整个堆芯出口温度尽量一致,同时提高反应堆运行安全性。

3 结论

本文基于RMC和VERSA程序,针对一体化快堆堆芯中子输运、热工水力等多物理过程开展核热耦合研究,对一体化快堆功率和冷却剂温度进行精细化模拟计算,验证了VERSA程序子通道传热模型设计的合理性与准确性。

通过开展核热耦合迭代计算,采用就近原则为燃料栅元匹配最接近的温度库。经过3轮迭代,燃料中心温度变化在1%以内,实现收敛。使用匹配截面库与900 K截面库相比,计算得到的燃料中心温度整体下降,本文结果可为优化设计提供数据参考。

钠冷快堆精细化核热耦合计算是钠冷快堆核电站获取精细化堆芯出口温度的重要手段。一体化快堆采用核燃料循环模式,本文通过精细化功率计算和核热子通道耦合计算验证了堆芯核设计的合理性,对进一步优化流量分配、提高经济性提供了技术支撑。

参考文献:

[1] 周培德. 快堆嬗变技术[M]. 北京: 中国原子能出版社,

2015.

[2] 张东辉, 王松平, 代智文. 国际快堆发展综述[J]. 原子能科学技术, 2024, 58(增刊): 265-270.

ZHANG Donghui, WANG Songping, DAI Zhiwen. Review on development of sodium-cooled fast reactor worldwide[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2024, 58(Suppl.): 265-270(in Chinese).

[3] 张东辉, 杨洋, 赵佳宁. 中国实验快堆的主要技术创新和工程经验[J]. 原子能科学技术, 2020, 54(增刊): 194-198.

ZHANG Donghui, YANG Yang, ZHAO Jianing. Main technical innovation and engineering experience of China Experimental Fast Reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2020, 54(Suppl.): 194-198(in Chinese).

[4] DAEUBLER M, IVANOV A, SJENITZER B L, et al. High-fidelity coupled Monte Carlo neutron transport and thermal-hydraulic simulations using Serpent 2/SUB-CHANFLOW[J]. Annals of Nuclear Energy, 2015, 83: 352-375.

[5] VAZQUEZ M, TSIGE-TAMIRAT H, AMMIRABILE L, et al. Coupled neutronics thermal-hydraulics analysis using Monte Carlo and sub-channel codes[J]. Nuclear Engineering and Design, 2012, 250: 403-411.

[6] 黄欢. 基于JMCT和FLUENT的三维核热耦合方法研究[D]. 绵阳: 中国工程物理研究院, 2018.

[7] 杨红义, 薛秀丽, 周志伟, 等. 钠冷快堆关键热工水力问题研究现状及展望[J]. 原子能科学技术, 2024, 58(9): 1797-1816.

YANG Hongyi, XUE Xiuli, ZHOU Zhiwei, et al. Research progress in key thermal-hydraulic issue of sodium-cooled fast reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2024, 58(9): 1797-1816(in Chinese).

[8] HERNANDEZ C R, GRISHCHENKO D, KUDINOV P, et al. Development of a CFD-based model to simulate loss of flow transients in a small lead-cooled reactor[J]. Nuclear Engineering and Design, 2022, 392: 111773.

[9] 刘仕倡. 基于RMC的反应堆全寿期高保真模拟与随机介质精细计算[D]. 北京: 清华大学, 2018.

[10] LI K, LIU S, GUO J, et al. An internal coupling method between neutronics and thermal-hydraulics with RMC and CTF[J]. Annals of Nuclear Energy, 2023, 187: 109793.

[11] LI W, XIE Q, PAN Q, et al. A multi-region algorithm for N-TH coupling calculation and its application to nuclear thermal propulsion reactor[J]. Annals of Nuclear Energy, 2023, 184: 109696.

- [12] 叶辛欧文, 刘仕倡, 王侃. 基于通用型耦合方法蒙特卡罗核热耦合[J]. 强激光与粒子束, 2017, 29(1): 160190.
YE Xinouwen, LIU Shichang, WANG Kan. Research on RMC neutronics-thermal hydraulics coupling based on universal coupling methodology[J]. High Power Laser and Particle Beams, 2017, 29(1): 160190(in Chinese).
- [13] 翁名辉. 基于 COMSOL 的蒙卡-有限元核热力耦合方法研究[D]. 北京: 华北电力大学, 2022.
- [14] ZHOU X. Operator split, Picard iteration and JFNK methods based on nonlinear CMFD for transient full core models in the coupling multiphysics environment[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2023, 183: 109669.
- [15] FRIDMAN E, NIKITIN E, PONOMAREV A, et al. Extension of the DYN3D/ATHLET code system to SFR applications: Models description and initial validation[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2023, 182: 109619.
- [16] HUANG J, WANG C, TIAN Z, et al. Preliminary conceptual design and analysis of a 100 kWe level nuclear silent thermal-electrical reactor (NUSTER-100)[J]. *International Journal of Energy Research*, 2022, 46(14): 19653-19666.
- [17] LAURANTO U, KOMU R, RINTALA A, et al. Validation of the Ants-TRACE code system with VVER-1000 coolant transient benchmarks[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2023, 190: 109879.
- [18] LINDEN N, TSILANIZARA A, TOMMASI J. Depletion perturbation theory in decay heat calculation context [J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2023, 185: 109743.
- [19] GUO H, WU Y, SONG Q, et al. Development of OpenMC/Trivac two-step scheme for fast reactor core neutronics analysis[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2023, 190: 109861.
- [20] WENG M, LIU S, LIU Z, et al. Development and application of Monte Carlo and COMSOL coupling code for neutronics/thermohydraulics coupled analysis[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2021, 161: 108459.
- [21] NOVAK A J, ANDRS D, SHRIWISE P, et al. Coupled Monte Carlo and thermal-fluid modeling of high temperature gas reactors using Cardinal[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2022, 177: 109310.
- [22] CHEN G, JIANG H, KANG H, et al. Analysis of the performances of the CFD schemes used for coupling computation[J]. *Nuclear Engineering and Technology*, 2021, 53(7): 2162-2173.