

10 MW 固态燃料钍基熔盐堆稳态物理-热工耦合

陈家豪^{1,2} 张海青¹ 朱智勇¹

1 (中国科学院上海应用物理研究所 嘉定园区 上海 201800)

2 (中国科学院大学 北京 100049)

摘要 固态燃料钍基熔盐堆(Thorium Molten Salt Reactor-Solid Fuel, TMSR-SF1)作为第四代先进核反应堆堆型之一,继承了熔盐冷却剂和球形燃料元件的许多优点和技术基础,具有良好的经济性、设计上的固有安全性、钍铀燃料的可持续性和防核扩散性。本文以 10 MW 固态燃料钍基熔盐堆为模型,利用 MCNP (Monte Carlo N Particle Transport Code)和 ANSYS Fluent 等模拟程序对其进行多物理耦合分析,同时利用 C++ 语言编写了堆芯活性区的物理-热工耦合计算程序,实现了 MCNP 计算结果与 Fluent 程序的对接,并且通过对比耦合前后结果,分析了堆芯功率密度分布、有效增殖因子、温度分布等主要参数,为熔盐堆的设计、安全性评估和操作运行提供了参考依据。

关键词 固态燃料球, 钍基熔盐堆, 物理热工耦合, 稳态分析

中图分类号 TL426

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2017.hjs.40.080603

Coupled neutronic and thermal-hydraulic analysis of TMSR-SF1 at steady state

CHEN Jiahao^{1,2} ZHANG Haiqing¹ ZHU Zhiyong¹

1(Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, Jiading Campus, Shanghai 201800, China)

2(University of Chinese Academy of Sciences, Beijing 100049, China)

Abstract Background: Neutronic and thermal-hydraulic simulations of advanced reactors can affect each other's results. **Purpose:** This study focuses on coupling neutronic and thermal-hydraulic simulations to achieve more accurate results for future developments of 10-MW solid-fueled thorium molten salt experimental reactor (TMSR-SF1). **Methods:** A program converting the MCNP (Monte Carlo N particle transport code) results to the spatial distribution of power density within the active region was created using C++ programming language. The spatial distribution data were loaded into the ANSYS Fluent in the form of user-defined function (UDF) to accomplish the coupling of the two simulation processes. In regards of TMSR-SF's original design parameters, the physical and thermal-hydraulic models of the whole core were established by using MCNP and ANSYS Fluent respectively. **Results:** The coupling method is feasible and can be used to obtain reliable results. The changes in coolant's temperature and velocity in the active region are dependent on the power density distribution. The changes in multiplication factor, power density and maximum of discrepancy in coolant temperature are 1.08%, 3.31% and 7.584 K, respectively. **Conclusion:** It is necessary to take the coupling effects of the reactor core into consideration in

中国科学院战略先导科技专项(No.XDA02030200)资助

第一作者: 陈家豪, 男, 1992 年出生, 2014 年毕业于华中科技大学, 现为硕士研究生, 研究领域为核技术及应用

通信作者: 朱智勇, E-mail: zhuzhiyong@sinap.ac.cn

收稿日期: 2017-03-10, 修回日期: 2017-06-06

Supported by Strategic Priority Program of Chinese Academy of Sciences (No.XDA02030200)

First author: CHEN Jiahao, male, born in 1992, graduated from Huazhong University of Science and Technology in 2014, master student, focusing on nuclear technology and application

Corresponding author: ZHU Zhiyong, E-mail: zhuzhiyong@sinap.ac.cn

Received date: 2017-03-10, accepted date: 2017-06-06

the design of associated reactor systems. In addition, the results confirm that the design parameters of the TMSR-SF1 are reasonable.

Key words Fuel pebble, Thorium molten salt reactor, Neutronics and thermal-hydraulics coupling, Steady-state analysis

固态熔盐堆是由美国科学家于 2003 年提出的第四代反应堆堆型之一^[1], 其主要特点包括: 1) 使用氟化物熔盐冷却(熔盐堆); 2) 使用三向同性(Tri-structural Isotropic, TRISO)包覆颗粒燃料(高温气冷堆)。包覆颗粒燃料元件有球形和柱形两种基本类型, 其特点是能够在高温下运行, 具有本征的安全性。固态燃料钍基熔盐堆(Thorium Molten Salt Reactor-Solid Fuel, TMSR-SF1)是中国科学院“未来先进核裂变能”战略性先导科技专项优先选择并设计的两种反应堆堆型之一。2012 年 4 月, 中国科学院 TMSR 专项启动第一个固态燃料钍基熔盐堆的设计和建造^[2]。该堆型采用球形燃料元件, 利用熔盐冷却剂把固态燃料球产生的裂变能有效传递到热力系统进行能量转换。

核反应堆的运行是多物理场相互作用的过程, 对核反应堆的分析研究已从单纯的中子物理学分析、热工水力分析、燃料性能分析、结构材料应力分析和系统响应分析, 发展到如今的多物理场耦合分析。中子物理与热工耦合计算在反应堆分析中具有重要意义, 其结果可用于更好地理解反应堆中的复杂现象。耦合计算时, 分别使用中子物理计算程序和热工水力计算程序计算相同的模型问题并在迭代过程中交换数据, 直到结果收敛达到稳定状态。

针对多种熔盐堆堆型的物理分析已有较多研究。Cheng 等^[3]针对熔盐快堆开发了三维稳态模拟程序, 并用于模拟熔盐快堆的稳态运行状况。薛春等^[4]则设计了一种将燃料球装入燃料组件的熔盐堆堆芯并对其进行了设计计算。Kophazi 等^[5]通过耦合 DALTON 和 THERM 程序, 构建了一个三维耦合程序, 并应用于 MSRE 稳态和瞬态多物理耦合分析。Zhang 等^[6]则针对 2 MW 熔盐实验堆的屏蔽层计算了中子注量分布和温度分布。Guo 等^[7-8]采用 MCNP (Monte Carlo N Particle Transport Code)与多通道热工水力程序耦合的方式分析了简化的 MSRE 堆芯稳态功率分布、温度分布、压降和流量分配, 并对堆芯设计进行了优化。Zhou 等^[9]采用 MCNP 与 CFD (Computational Fluid Dynamics)热工水力程序耦合的方法, 模拟了几种堆芯条件骤变时液态燃

料熔盐堆的瞬态情况。而 Li 等^[10]通过将 PB-AHTR (Pebble Bed Advanced High Temperature Reactor)堆芯模型作为基础, 利用清华大学自主开发的 RMC (Reactor Monte Carlo codes)中子输运程序和热工水力程序 CFX 耦合, 分析了固态燃料钍基熔盐堆稳态条件下该方法的准确性及耦合效率。何杰等^[11]采用 MCNP 和 ANSYS Fluent 两种程序, 利用 Python 语言编写了后处理程序 MTF (MCNP to Fluent)并对液态熔盐堆 TMSR-LF1 的主屏蔽体开展了耦合计算分析。本文以 TMSR-SF1 为主要研究对象, 以中子输运程序 MCNP 和热工水力程序 ANSYS Fluent 分别开展了 TMSR-SF1 的三维中子物理和三维热工水力模型计算, 通过 C++编程语言进行上述两个模拟程序的数据交换以达到多物理耦合的目的, 并对模拟结果中耦合前后的部分中子物理和热工水力指标进行了分析比较。本文对球床堆堆芯活性区的 TRISO 颗粒模型进行了简化以提高计算效率, 并利用燃料球的堆积模块对球床进行了合理的划分, 使球床堆的耦合数据交换得以进行。

1 计算方法及模型

1.1 堆芯结构

TMSR-SF1 堆芯包括堆芯活性区和石墨反射层, 如图 1 所示, 其中活性区由燃料球随机堆积的球床和流经球床的熔盐组成, 熔盐冷却剂在燃料球间的间隙中流动。上下圆台和侧面的环绕石墨构建了反射层, 中间圆柱区为活性区, 在反射层设有中子源、停堆系统、实验测量等专用通道。燃料元件为直径 6 cm 的固态燃料球, 其中燃料 UO_2 中 ^{235}U 富集度为 17%, 每个燃料球装有 7.0 g 铀。一回路冷却剂采用含高富集度 ^7Li (99.995%)的 FLiBe ($2\text{LiF}-\text{BeF}_2$)熔盐。

以图 1 堆芯模型为基础, 建立中子物理模型用于蒙特卡罗方法计算, 其中包括堆芯活性区、上下及侧面反射层、冷却剂腔室、控制棒通道等。

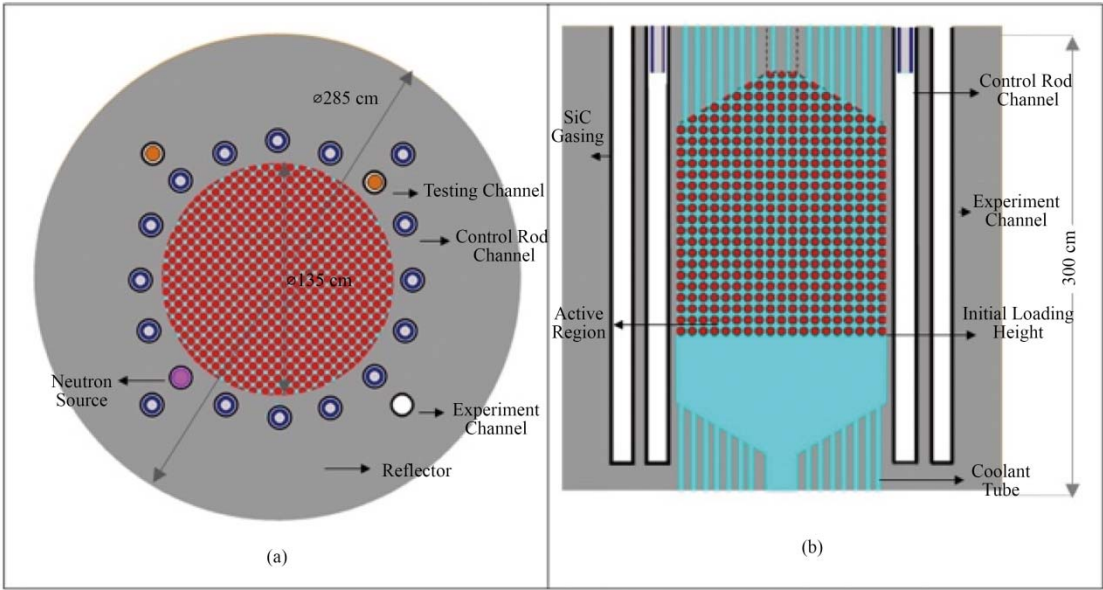


图 1 TMSR-SF1 堆芯示意图 (a) 横截面, (b) 竖截面
Fig.1 Structure diagram of TMSR-SF1. (a) Cross section, (b) Vertical section

1.2 堆芯物理计算

由于 TMSR-SF1 所装载的一万多个燃料球由基体石墨和包含有数千个 TRISO 燃料颗粒组成, 而 TRISO 颗粒由 4 层包覆层和燃料核心构成, 对如此众多的燃料球建模并得到精确计算结果是非常耗时的。因此, Fratoni 等^[12]提出通过将 TRISO 颗粒中的包覆层与基体石墨按照原子数之比合算成一种材料并保留燃料核心, 从而达到简化模型结构、缩短计算时间的目的。表 1 是对 TMSR-SF1 所使用燃料球的计算结果对比, 从表 1 中发现, 该方法可用于 TMSR-SF1 并有效地缩短计算时间。

表 1 同质化 TRISO 颗粒效果
Table 1 Effect of TRISO particle homogenization.

模型 Model		有效增殖因子 Multiplication factor k_{eff}	计算时间 Computing time / min
完整 TRISO 颗粒 Complete TRISO		1.040 42± 0.000 12	542
同质化包覆颗粒 Homogenized TRISO		1.040 31± 0.000 12 (0.011%)	371

由于蒙特卡罗方法在计算有效增殖因子和反应率计数时存在概率性误差, 因此在进行耦合模拟前,

对该模型进行了所需中子数及计算误差分析。本文计算中每次迭代中子数为 50 000, 迭代次数为 550 次, 跳过前 50 次迭代, 计算的标准误差为 0.000 16, 统计误差小于 0.1, 计算时间约 4 h。

进行中子物理计算所用截面数据库是在 ENDF/B-VII 数据库基础上, 采用了针对熔盐高温特点加工的数据库 ACEDATA, 此截面数据库选取了 300–2 200 K 之间共 30 个温度点, 通过 NJOY 加工而成。堆芯活性区轴向向上划分为 11 层, 径向按照燃料球体心立方堆积模块, 每层划分为 88 份, 总共 836 个栅元, 并对其使用 F7 计数卡计数以供后续功率密度计算。

1.3 热工水力计算

使用 CFD 方法进行针对球床堆堆芯的热工水力模拟研究中, 球床的复杂性经常造成所需网格数庞大且难以得到精准的计算结果。Wu 等^[13]针对高温气冷堆 HTGR (High Temperature Gas-cooled Reactor) 的球床模型, 运用 CFD 软件对比了真实燃料球间隙通道和多孔介质模型通道的计算结果, 得出了多孔介质模型可用于计算堆芯活性区中冷却剂整体温度、流速、沿程压降、密度等主要参数的结论。因此, 本文采用多孔介质模型描述燃料球球床结构, 以简化网格、节省计算资源。

1.3.1 模型介绍

热工水力模型根据中子物理模型的堆芯活性区

冷却剂流动区域建立, 包括上下石墨反射层的冷却剂通道及堆芯活性区, 具体结构如图 2 所示。该模型使用 ANSYS ICEM 划分网格, 并与物理模型的相关区域在空间上完全重合。

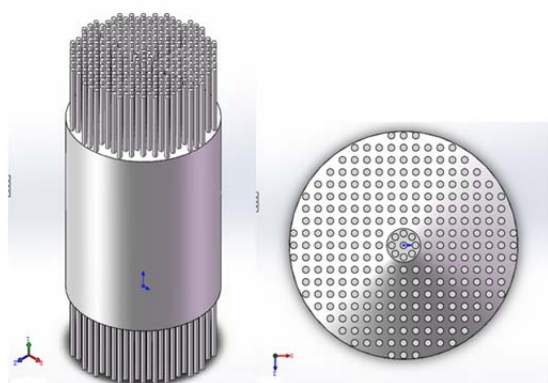


图 2 热工水力模型示意图
Fig.2 Structural diagram of thermal-hydraulic model.

1.3.2 边界条件

1) 下反射层冷却剂入口通道边界条件。冷却剂进入下反射层入口通道, 由下至上经过堆芯活性区并通过上反射层冷却剂通道离开堆芯。本文将各冷却剂入口通道流速设置为 TMSR-SF1 概念设计报告中参数, 平均流速 $0.2235 \text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$, 最大流速 $0.744 \text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$, 最小流速 $0.033 \text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$, 冷却剂入口温度设置为 873.15 K 。

2) 内热源加载。堆芯活性区内热源通过将 MCNP 计算得到的沉积能量转换为对应空间的功率密度, 再通过耦合程序导入到设定热工水力模型功率密度、空间坐标信息的 UDF (User-defined Function) 中, 内热源设置根据不同坐标位置加载对应的功率密度。

3) 其他边界条件。出口边界条件设置为压力出口。考虑重力影响, 设置重力加速度为 $9.8 \text{ m}\cdot\text{s}^{-2}$ 。采用 SIMPLE 算法二阶迎风格式。

1.4 耦合过程

冷却剂密度随温度的变化、核反应截面随温度的变化以及堆芯结构材料的热膨胀是中子物理模拟中最为重要的温度反馈信息^[14]。本文耦合过程中热工水力模拟仅考虑温度及冷却剂密度变化的影响。

1.4.1 数据交换

通过外耦合的方式耦合 MCNP 和 ANSYS Fluent。在每一耦合循环中, 两个模型分别进行计算, 并通过 C++ 语言开发程序完成数据交换过程。堆芯活性区在两个模型中皆在轴向分隔为 11 层; 在每一次耦合循环中, 耦合程序将中子物理模型中 11

层的沉积能量数据转换为功率密度并用于更新热工水力模型中内热源设置的更新。耦合步骤概括为如下步骤, 图 3 显示了模拟数据在两程序之间的传递过程。

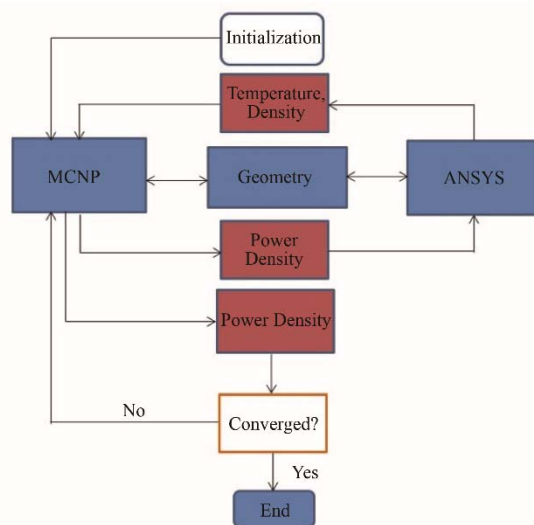


图 3 MCNP 与 ANSYS Fluent 耦合流程图
Fig.3 Coupling process between MCNP and ANSYS Fluent.

1) MCNP 以冷态堆芯为初始条件进行中子物理计算, 从输出文件提取 F7 卡对各栅元的平均裂变沉积能计数, 通过式(1)转为功率密度:

$$P_i = \frac{(F_f)_i}{\sum_i (F_f)_i V_i} P \quad (1)$$

式中: P_i 是第 i 个栅元的功率密度, $\text{W}\cdot\text{m}^{-3}$; $(F_f)_i$ 是第 i 个栅元裂变沉积能量, MeV ; V_i 是第 i 个栅元的体积, m^3 ; P 是反应堆堆芯热功率, W 。

2) 以此功率密度分布更新 ANSYS Fluent 内热源设置, 并进行热工水力计算, 得到堆芯活性区温度分布和密度分布。

3) 以温度和密度分布数据更新 MCNP 输入文件中的栅元密度信息和调取的截面库, 再次计算。

4) 比较前后两次中子物理计算结果中的有效增殖因子大小, 判断耦合过程是否收敛。当偏差较大时, 重复 2)–4) 步骤的操作。

1.4.2 核反应截面的多普勒展宽

多物理耦合的重要环节之一即更新中子物理计算的核反应截面。本文所采用的截面库更新方法为伪材料法^[15]。通过伪材料法更新截面库, 可大幅减少计算所需截面库的存储体积, 且无需预处理截面库, 节省计算资源; 此方法的缺点是在更新 MCNP 计算的截面库时, 并不是直接产生目标温度点对应的截面库, 而是通过计算目标温度点所在温度区

间的上下两组截面库的比例分数，近似拟合截面库数据，且无法拟合热中子散射截面库 $S(\alpha, \beta)$ 数据，需要选择与目标温度最接近的温度点的热中子散射截面。

各核素的核反应截面自 ACEDATA 提取，在 MCNP 计算温度信息更新后，由式(2)计算新的温度点所需提取截面库的分数：

$$f_1(T) = \frac{\sqrt{T_2} - \sqrt{T}}{\sqrt{T_2} - \sqrt{T_1}} \quad (2)$$

式中： T 为新的栅元温度； T_1 和 T_2 分别为截面库中 T 所在区间的最高温度和最低温度； f_1 为最低温度对应的核截面所占份额。所求栅元温度对应的截面为：

$$\Sigma(T) = f_1 \Sigma(T_1) + (1 - f_1) \Sigma(T_2) \quad (3)$$

2 计算结果及讨论

2.1 计算验证

本文所使用的中子物理模型计算每次迭代使用 50 000 个粒子，计算结果中有效增殖因子为 1.040 31，概念设计报告计算结果为 1.039 90，计算误差为 0.039 4%。

热工计算结果精度虽足够高，但在实际工程应用中达到毫米量级的流速变化对主要参数无明显影响，因此保留三位有效数字。热工水力模型耦合前后入口截面平均速度均为 $0.233 \text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$ ，耦合情况下出口截面平均流速为 $0.215 \text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$ 。未耦合情况下出口截面平均温度为 903.935 K，耦合情况下出口截面平均温度为 904.035 K，计算误差为 0.01%。

耦合程序的验证采用 Hu 等^[16]针对使用 MCNP 和 Fluent 进行中子物理与热工水力耦合可行性研究所采用的模型，对比手动输入功率密度与耦合程序转换的计算结果来验证计算方法是否正确。

验证模型由 $10 \text{ cm} \times 10 \text{ cm} \times 10 \text{ cm}$ 的正方体按 $4 \times 4 \times 4$ 的方式堆积而成，共 64 块。左侧 32 个方块为 ^{235}U 富集度 3% 的 UO_2 ，右侧为轻水，MCNP 模型与此对应。冷却剂流动方向为 +y 轴方向，入口流速为 $5 \text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$ 。手动输入与程序输入的计算结果符合较好，验证了耦合程序的准确性和可靠性。

2.2 物理耦合计算结果分析

TMSR-SF1 堆芯经过耦合计算的有效增殖因子 k_{eff} 如图 4 所示。从图 4 中可以看出，未耦合情况下 k_{eff} 为 1.040 31，经过一次耦合循环后，有效增殖因

子相对于未耦合计算结果有明显变化，增大约 1.08%，之后该因子不再随着耦合循环次数增加而变化，在 1.051 附近波动；耦合后，有效增殖因子明显增大的原因是 MCNP 输入文件中的材料截面库根据温度反馈更新后，部分位置的实际温度与初始冷态温度相差较大，材料与粒子相互作用的反应截面变化剧烈，最终影响有效增殖因子。而该因子在一定范围内波动的情况，则是由蒙特卡罗方法固有的统计误差造成的。

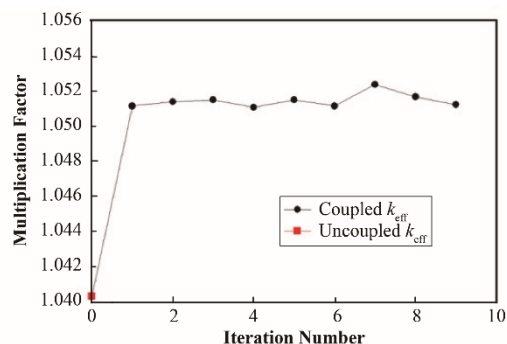


图 4 TMSR-SF1 堆芯 k_{eff} 随耦合次数的变化
Fig.4 Difference in k_{eff} with the iteration number of TMSR-SF1.

耦合计算后 TMSR-SF1 堆芯活性区中子能谱如图 5 所示，不同轴向高度中子通量密度分布如图 6 所示，活性区功率密度分布如图 7 所示。堆芯活性区平均功率密度 $5.19 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-3}$ ，未耦合状态下最大功率密度 $9.17 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-3}$ ，耦合状态下最大功率密度 $9.37 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-3}$ ，整个活性区耦合前后功率密度改变量为 0.24%–3.31%。从图 6、7 中可知，耦合前后不同轴向高度的功率密度与中子通量密度变化趋势相同，堆芯轴向中心部分的中子通量密度最高，在堆芯活性区中部最低，靠近反射层处，因部分中子自反射层返回堆芯，使堆芯边缘功率密度增大。对比相同轴高耦合前后的径向功率密度分布发现，功率密度分布一致，但部分位置功率密度值相差较大的原因是未耦合时 MCNP 计算使用平均温度，耦合后当部分位置实际温度与平均温度偏差较大时，功率密度值便产生更大变化。

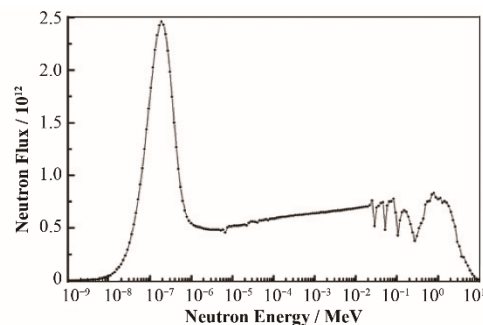


图 5 堆芯活性区中子能谱
Fig.5 Neutron spectrum in the active region.

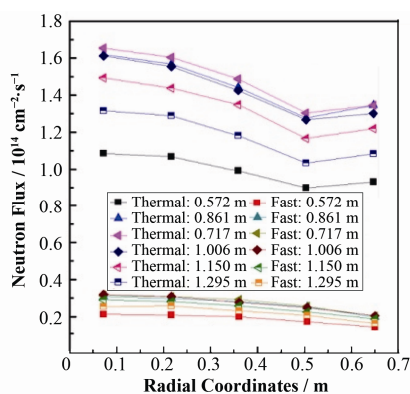


图 6 不同轴向高度中子通量密度分布

Fig.6 Neutron flux density distribution at different axial heights.

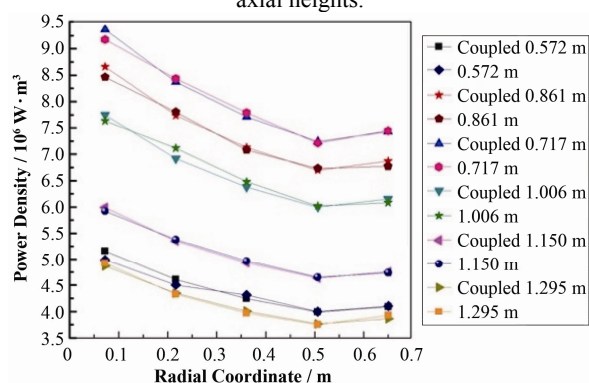


图 7 不同轴向高度功率密度分布

Fig.7 Power density distribution at different axial heights.

2.3 热工水力耦合计算结果与分析

耦合前后堆芯活性区温度分布如图 8 所示。由图 8 可以看出, 熔盐在堆芯活性区中向上流动, 在球床下方空腔中温度变化较小, 进入球床后被燃料球加热, 温度逐渐升高, 在顶部区域达到最高, 与未耦合情况下堆芯最高温度 912.098 K 相比, 耦合后变为 913.793 K, 升高 1.695 K。图 9 为出口孔道温度分布, 中心出口孔道温度较高, 外侧孔道温度较低。

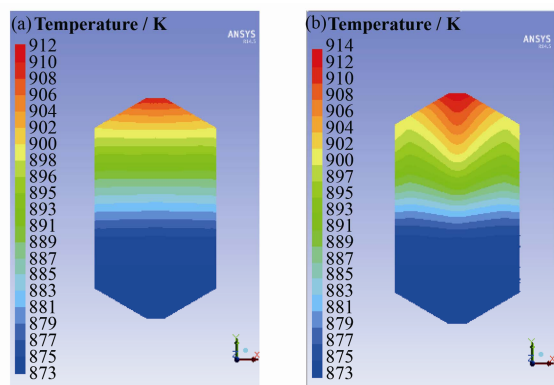


图 8 活性区 XY 截面温度分布 (a) 未耦合, (b) 耦合

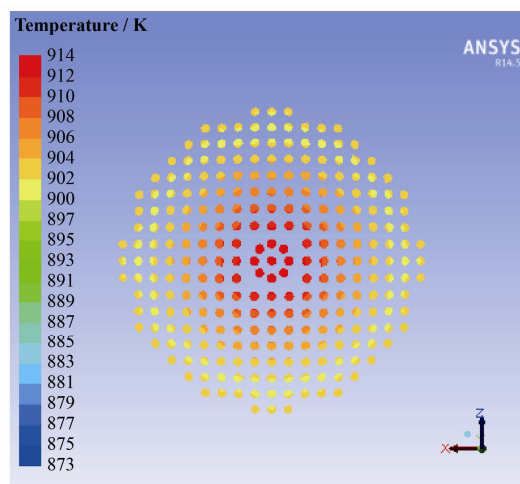
Fig.8 Temperature distribution on XY plane of the core.
(a) Not coupled, (b) Coupled

图 9 堆芯出口截面温度分布

Fig.9 Temperature distribution on the exit plane of the core.

采用耦合计算前后的堆芯径向温度场如图 10 所示。从图 10 中可以看出, 未耦合和耦合计算的径向温度在刚进入球床(0.55 m)处差别较小, 但随着冷却剂在堆芯活性区中向上流动, 温差逐渐增大, 最大温差出现在堆芯中心轴向高度 1.5 m 处, 为 7.584 K。两者的温度分布变化趋势和温度值有明显差异, 耦合计算的温度变化趋势与功率密度分布一致。

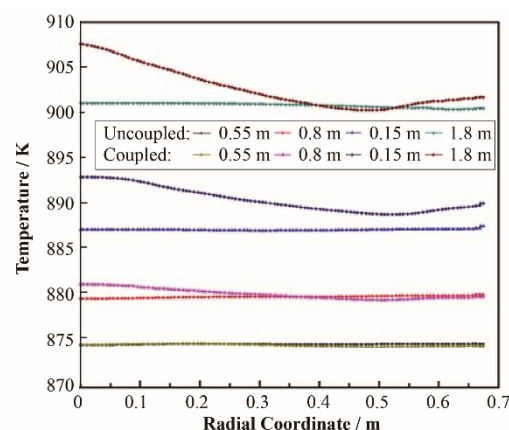


图 10 不同轴向高度的温度径向分布

Fig.10 Temperature distribution at different axial heights.

3 结语

本文根据现阶段 10 MW TMSR-SF1 的主要设计参数, 建立了该堆型的中子物理及热工水力模型, 并通过 C++编程语言实现了两个模型间的耦合模拟, 编制了用于在 MCNP 和 ANSYS Fluent 之间交换堆芯活性区功率密度分布、温度场等数据的耦合程序, 并分析了稳态情况下的有效增殖因子、堆芯功率密度分布、温度分布等数据, 主要结论如下:

1) TMSR-SF1 堆芯在装料高度为 130 cm、控制棒完全抽出的情况下,与未耦合时单用 MCNP 的计算数值相比,耦合后有效增殖因子从 1.040 3 升至 1.051 5,增大 1.08%,堆芯功率密度改变范围为 0.24%–3.31%。

2) 在入口温度为 873.15 K、入口平均流速 $0.2335\text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$ 的情况下,与未耦合时单用 Fluent 的计算数值相比,耦合后堆芯最高温度由 912.098 K 升至 913.793 K,升高 1.695 K,而耦合前后冷却剂最大温差为 7.584 K,出现在球床中心轴向高度 1.5 m 处。

中子物理-热工耦合研究可提供核反应堆运行中更为准确的信息,为研究 TMSR-SF1 中冷却剂流动状态、温度场、材料性质对反应堆运行的影响、功率密度分布及核燃料燃耗研究提供了重要参考。

参考文献

- Ingersoll D T, Forsberg C W, Ott L J, *et al.* Status of preconceptual design of the advanced high-temperature reactor (AHTR)[M]. United States: Department of Energy, 2004. DOI: 10.2172/861752.
- 江绵恒, 徐洪杰, 戴志敏. 未来先进核裂变能——TMSR 核能系统[J]. 中国科学院院刊, 2012, **27**(3): 366–374. DOI: 10.3969/j.issn.1000-3045.2012.03.016. JIANG Mianheng, XU Hongjie, DAI Zhimin. Advanced fission energy program - TMSR nuclear energy system[J]. Bulletin of Chinese Academy of Sciences, 2012, **27**(3): 366–374. DOI: 10.3969/j.issn.1000-3045.2012.03.016.
- Cheng M S, Dai Z M. Development of a three dimension multi-physics code for molten salt fast reactor[J]. Nuclear Science and Techniques, 2014, **25**(1): 010601. DOI: 10.13538/j.1001-8042/nst.25.010601.
- 薛春, 张海青, 朱智勇, 等. 组件型熔盐堆燃料组件的设计研究[J]. 核技术, 2016, **39**(9): 090602. DOI: 10.11889/j.02533219.2016.hjs.39.090602. XUE Chun, ZHANG Haiqing, ZHU Zhiyong, *et al.* Design of fuel assembly for molten-salt-cooled reactors[J]. Nuclear Techniques, 2016, **39**(9): 090602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2016.hjs.39.090602.
- Kopphazi J, Lathouwers D, Kloosterman J L. Development of a three-dimensional time-dependent calculation scheme for molten salt reactors and validation of the measurement data of the molten salt reactor experiment[J]. Nuclear Science and Engineering, 2009, **163**(2): 118–131. DOI: 10.13182/NSE163-118.
- Zhang Z H, Xia X B, Cai J, *et al.* Simulation of radiation dose distribution and thermal analysis for the bulk shielding of an optimized molten salt reactor[J]. Nuclear Science and Techniques, 2015, **26**(4): 040603. DOI: 10.13538/j.1001-8042/nst.26.040603.
- Guo Z P, Wang C L, Zhang D L, *et al.* The effects of core zoning on optimization of design analysis of molten salt reactor[J]. Nuclear Engineering and Design, 2013, **265**: 967–977. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2013.09.036.
- Guo Z P, Zhou J J, Zhang D L, *et al.* Coupled neutronics/thermal-hydraulics for analysis of molten salt reactor[J]. Nuclear Engineering and Design, 2013, **258**(2): 144–156. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2013.01.013.
- Zhou J J, Wang C L, An H Z, *et al.* Three dimensional neutronic/thermal-hydraulic coupled simulation of MSR in steady state condition[J]. Nuclear Engineering and Design, 2014, **267**(2): 88–99. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2013.11.074.
- Li L S, Yuan H M, Wang K. Coupling of RMC and CFX for analysis of Pebble Bed-Advanced High Temperature Reactor core[J]. Nuclear Engineering and Design, 2012, **250**: 385–391. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2012.05.036.
- 何杰, 夏晓彬, 蔡军, 等. 2 MW 液态钍基熔盐实验堆主屏蔽温度场分析[J]. 核技术, 2016, **39**(4): 040601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2016.hjs.39.040601. HE Jie, XIA Xiaobin, CAI Jun, *et al.* Temperature field analysis for the main shielding of the 2-MW thorium-based molten salt experimental reactor[J]. Nuclear Techniques, 2016, **39**(4): 040601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2016.hjs.39.040601.
- Fratoni M, Greenspan E. Neutronic feasibility assessment of liquid salt-cooled pebble bed reactors[J]. Nuclear Science and Engineering, 2011, **168**(1): 1–22. DOI: 10.13182/NSE10-38.
- Wu C Y, Ferng Y M, Chieng C C, *et al.* Investigating the advantages and disadvantages of realistic approach and porous approach for closely packed pebbles in CFD simulation[J]. Nuclear Engineering and Design, 2010, **240**(5): 1151–1159. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2010.01.015.
- 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**(3): 403–411. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2012.06.007.
- Conlin J L, Ji W, Lee J C, *et al.* Pseudo material construct for coupled neutronic-thermal-hydraulic analysis of

- VHTGR[J]. Transactions of American Nuclear Society, 2005, **92**: 225–227.
- 16 Hu J, Rizwan-uddin. Coupled neutronics and thermal-hydraulics simulations using MCNP and FLUENT[J]. Transactions of the American Nuclear Society, 2008, **98**: 606–608.