

小型氟盐冷却高温堆燃料元件 三维热工流体设计研究

丁铜伟¹, 张大林², 陈硕³

(1. 国家国防科技工业局 核技术支持中心, 北京 100070; 2. 西安交通大学 核科学与技术学院, 陕西 西安 710049;
3. 中国原子能科学研究院 核工程设计研究所, 北京 102413)

摘要: 堆芯内燃料元件最热通道的流动传热特性是反应堆热工设计及安全分析的重要研究对象。针对固有安全一体化小型氟盐冷却高温堆 FuSTAR 堆芯方案的热工水力设计, 本文开展适用于 FuSTAR 4 种堆芯设计方案的最热通道热工水力特性的三维数值分析。基于候选的堆芯设计方案, 将物理计算得到的最热元件线功率分布作为最热通道热工计算能量源项, 先后进行温度-热点和速度-压降对比分析。温度-热点对比分析计算结果表明, 4 种堆芯设计方案热点温度均在温度限值以下, HCF_TRISOC 方案热点温度最低, 芯块及包壳内、外温差最小、温度分布最均匀, 因此具有较好的传热特性, 有利于减小热应力。速度-压降对比分析结果表明, HCF_UZr 方案具有最大的横流强度和最小的压降, 有利于强化换热和节省泵功率。综合上述分析结果, HCF_TRISOC 方案具有最优的传热及安全特性, 拟选作 FuSTAR 的燃料元件方案。本文研究结果可为 FuSTAR 堆芯设计及堆芯方案的选择提供参考依据, 为堆芯的进一步优化提供指导。

关键词: 小型氟盐冷却高温堆; 堆芯设计; 热通道; 螺旋十字燃料

中图分类号: TL334

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2025)03-0588-09

doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0738

Three-dimensional Thermal-hydraulic Design of Fuel Element for Small Modular Fluoride-salt-cooled High-temperature Advanced Reactor

DING Tongwei¹, ZHANG Dalin², CHEN Shuo³

(1. Nuclear Technology Support Center, State Administration of Science,
Technology and Industry for National Defense, Beijing 100070, China;

2. School of Nuclear Science and Technology, Xi'an Jiaotong University, Xi'an 710049, China;

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

Abstract: The small modular fluoride-salt-cooled high-temperature reactor (FHR) has the advantages such as high thermal efficiency, and modular transportation and installation, which integrates the technological merits of the fourth-generation nuclear energy systems. The flow and heat transfer characteristics of the hot channel of fuel pin in the core is important for reactor thermal-hydraulics design and safety analysis. Focusing on the thermal-hydraulics design and safety assessment of the integral inherently safe small fluoride-salt-cooled high-temperature advanced reactor (FuSTAR), the three-dimensional numerical analyses of hot channel thermal-hydraulic characteristics in FuSTAR with

four different fuel element types were carried out. The high-quality mesh generation, mesh independence check, and turbulence model comparison for helical cruciform fuel (HCF) with axial twisted geometry were carried out. Comparing with the experimental results, the maximum relative error of SST $k-\omega$ model is 7.8%, which shows the best numerical accuracy. Hence the following analyses adopted the SST $k-\omega$ model for numerical simulation. According to four candidate core design schemes, the linear power distribution of the most heated pin calculated by neutronics simulation of each core design scheme was adopted as the heat source of thermal-hydraulics calculation to make a more real thermal-hydraulics assessment, and the hot spot temperature and the pressure drop comparative analyses were conducted. The results of hot spot temperature comparative analysis show that the peak temperatures of the four design schemes are all under the temperature limit (about 1 573 K), and the HCF_TRISOC scheme has the lowest peak temperature, which is 1 145 K. The cladding temperature of HCF exhibits the periodic characteristic because of the changes of the lateral thermal conductive distance, and HCF_TRISOC scheme shows the smallest temperature difference between the fuel pellet and cladding, which maintains the most uniform temperature distribution. Therefore, HCF_TRISOC scheme has the better heat transfer ability, and it is beneficial to reduce the thermal stresses to improve the inherent safety of the reactor. The results of flow and pressure drop comparative analyses show that the HCF_UZr scheme has the largest cross-flow intensity and the smallest pressure drop, which is beneficial to strengthen heat exchange and save power of the pump. Based on the above analysis results, among the four FuSTAR schemes, the HCF_TRISOC scheme has the best heat transfer and safety performance, and it is proposed to be selected as the fuel element scheme of FuSTAR. The research results in this paper obtain a reference basis for the preliminary core design of FuSTAR, which could provide guidance for the further optimization of the core.

Key words: small modular fluoride-salt-cooled high-temperature reactor; reactor core design; hot channel; helical cruciform fuel

氟盐冷却高温堆 (fluoride-salt-cooled high-temperature reactor, FHR) 是采用液态氟盐 (FLiBe) 作为冷却剂、高温低压运行的反应堆, 具有较高的经济性和固有安全性^[1]。小型 FHR 在充分借鉴 FHR 优点的基础上, 采用模块化设计、设备系统模块化工厂预制和现场模块化组装建设^[2], 具有结构紧凑、制造方便、建造灵活的特点, 可有效满足偏远地区因地制宜的能源应用需求。

国际上, 起初 FHR 的技术研发多集中在大型堆的设计上, 如美国橡树岭国家实验室 (ORNL) 的先进高温堆 (advanced high-temperature reactor, AHTR)^[3-4]。随着小型模块化反应堆的发展, ORNL 和加州大学伯克利分校分别提出了 SmAHTR^[5] 和 MK1 PB-FHR^[6-7] 两种小型模块化 FHR 概念设计。在中国, 中国科学院上海应用物理研究所提出的 10 MW 固态燃料钍基熔盐实验堆 (thorium-based molten salt experimental reactor

with solid fuel, TMSR-SF)^[8] 正在设计建造中。2020 年 11 月, 西安交通大学牵头承担国家重点研发计划“固有安全一体化小型氟盐冷却高温堆技术研究”项目, 提出小型氟盐冷却高温堆 FuSTAR (fluoride-salt-cooled high-temperature advanced reactor)^[9] 的概念设计。

堆芯内燃料元件最热通道的流动传热行为是反应堆热工设计及安全分析的重要研究对象。为开展 FuSTAR 的 4 种燃料元件及其对应的堆芯方案的初步热工水力设计研究, 本文利用计算流体动力学 (CFD) 软件对 FuSTAR 堆芯最热通道进行三维建模和网格划分, 并选取适当的数学物理模型及边界条件进行数值计算, 所得结果可为 FuSTAR 堆芯设计及堆芯方案选择提供参考依据。

1 FuSTAR 堆芯设计

FuSTAR 具有 4 种堆芯候选方案, 包括 1 种

UZr 燃料堆芯方案(HCF_UZr)和 3 种 TRISO 燃料堆芯方案(Rod_TRISO、HCF_TRISOS、HCF_TRISOC), 4 种堆芯方案的燃料组件结构如图 1 所示。

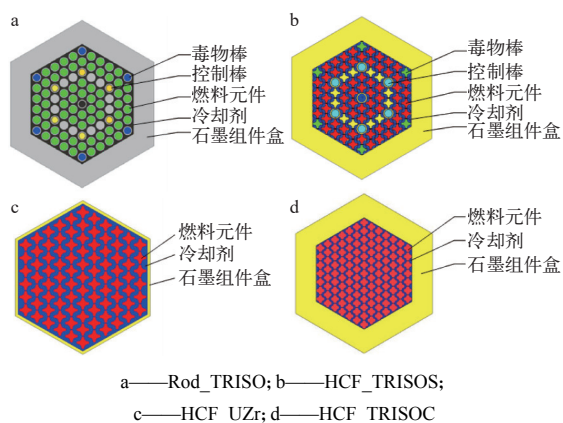


图 1 4 种堆芯设计方案的燃料组件结构示意图

Fig. 1 Fuel assembly structure diagram for four core design schemes

反应堆稳态运行时, 4 种堆芯设计方案的参数列于表 1。表 2 列出 4 种堆芯设计方案的材料形式。上述材料的主要物性参数如下。

1) 冷却剂^[10-11]

FLiBe (2LiF-BeF₂) 的熔点为 460 ℃, 沸点为 1 430 ℃, 热导率和液相比定压热容基本不随温度

变化, 分别为 $1.1 \text{ W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$ 和 $2 380.6 \text{ J} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$, 其密度和动力黏度随温度变化的物性关系式如下:

$$\rho = 2 413.3 - 0.488 4T \quad (1)$$

其中: ρ 为密度, $\text{kg} \cdot \text{m}^{-3}$; T 为温度, K。

$$\mu = 0.000 116 \exp\left(\frac{3 755}{T}\right) \quad (2)$$

其中, μ 为动力黏度, $\text{Pa} \cdot \text{s}$ 。

2) 燃料元件包壳^[12-13]

3 种燃料元件包壳主要热物性如表 3 所列。

3) 燃料芯块^[13-15]

TRISO 与 UZr 燃料的热物性如表 4 所列。依据不同参考文献的热物性参数, 本文选取较为保守的热导率进行热工计算。

2 数学物理模型

2.1 控制方程

定常不可压缩流体的雷诺平均 Navier-Stokes 控制方程如下。

质量守恒为:

$$\nabla \cdot (\rho \mathbf{U}) = 0 \quad (3)$$

动量守恒方程为:

$$\nabla \cdot (\rho \mathbf{U} \mathbf{U}) = \nabla \cdot (\mu \nabla \mathbf{U}) + \rho \mathbf{f} - \nabla p \quad (4)$$

能量守恒方程为:

表 1 稳态运行设计参数

Table 1 Steady state design parameter

参数	参数值			
	Rod_TRISO	HCF_TRISOS	HCF_UZr	HCF_TRISOC
堆芯额定功率, MW	125	125	125	125
堆芯入口温度, K	923	923	923	923
堆芯出口温度, K	976	976	973	973
最热通道平均流量, $\text{kg} \cdot \text{s}^{-1}$	0.589	0.589	0.104	0.088
冷却剂平均流速, $\text{m} \cdot \text{s}^{-1}$	0.80	0.68	0.53	0.76

表 2 堆芯材料参数

Table 2 Core material parameter

参数	参数值			
	Rod_TRISO	HCF_TRISOS	HCF_UZr	HCF_TRISOC
燃料	TRISO	TRISO	U-0.1Zr	TRISO
核芯	UC _{0.5} O _{1.5}	UC _{0.5} O _{1.5}		UO ₂
基体	石墨	石墨		石墨
TRISO 体积分数, %	50	50		50
包壳	石墨	石墨	不锈钢	c-c 复合材料
冷却剂	FLiBe	FLiBe	FLiBe	FLiBe

表 3 包壳热物性
Table 3 Cladding thermal property

参数	参数值		
	石墨	不锈钢	c-c 复合材料
密度, $\text{kg}\cdot\text{m}^{-3}$	2 266	$\rho = 8\,084 - 0.420\,9T - 3.894\times 10^{-5}T^2$	1 980
比定压热容, $\text{J}\cdot\text{kg}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$	1 935	$c_p = 462 + 0.134T$	$c_p = 0.684\,3 + 0.002\,87T - 2\times 10^{-6}T^2$
热导率, $\text{W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$	30	$k = 9.248 + 0.015\,71T$	30

表 4 燃料芯块热物性
Table 4 Fuel pellet thermal property

参数	参数值	
	TRISO	U-0.1Zr
密度, $\text{kg}\cdot\text{m}^{-3}$	2 571	16 000
比定压热容, $\text{J}\cdot\text{kg}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$	1 586	$c_p = 195.56 + 0.005\,392T - 399\,300T^{-2}$
热导率, $\text{W}\cdot\text{m}^{-1}\cdot\text{K}^{-1}$	25	$k = 11.4 + 0.010\,9T + 1.12\times 10^{-5}T^2$

$$\nabla \cdot (\rho c_p \mathbf{U} T) = \nabla \cdot (\lambda \nabla T) + S_T \quad (5)$$

式中: $\mathbf{U}$ 为速度矢量, m/s ; $\mathbf{f}$ 为单位质量流体体积力矢量, m/s^2 ; p 为压强, Pa ; S_T 为能量方程的源项, W/m^3 ; c_p 为比定压热容, $\text{J}/(\text{kg}\cdot\text{K})$; λ 为热导率, $\text{W}/(\text{m}\cdot\text{K})$; T 为温度, K 。

2.2 几何模型

针对 FuSTAR 4 种堆芯设计方案, 选取具有代表性的最热通道分别建立三维热工水力分析模型。4 种堆芯设计方案包括棒型和螺旋十字型^[16-17] 两种燃料元件形式, 选取燃料元件及其周围冷却剂通道为研究对象。

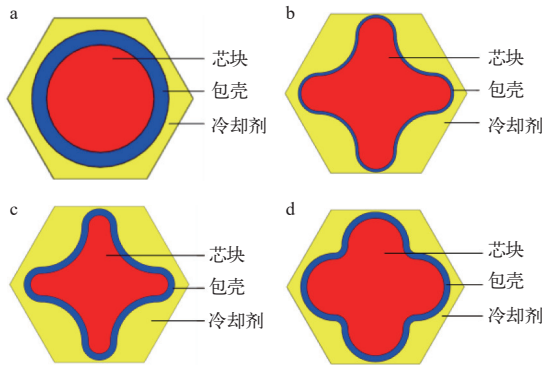
考虑到 TRISO 燃料颗粒具有裂变气体储存、吸收及良好的裂变产物包容特性, 因此该类燃料不再单独设计燃料气隙^[3-5]。本文研究中 HCF_UZr 采用铀锆合金的金属燃料, 在设计上参考了 Lightbridge 的螺旋十字燃料元件设计方案^[18]。由于铀锆合金燃料与包壳以冶金方式结合, 且具有较强的力学性能, 因此不再单独设计包壳与芯块之间的气隙。各燃料的几何尺寸列于表 5, 几何模型如图 2 所示。

2.3 湍流模型验证

采用 4×4 螺旋十字燃料元件阻力实验^[19] 进行湍流模型验证, 计算模型如图 3 所示。图 3 中: D 为元件宽度; h 为花瓣延伸长度; p 为元件栅距; L 为组件宽度; R_1 为谷区半径; R_2 为花瓣半径。采用不同的湍流模型开展数值计算, 并将计算结果

表 5 燃料元件几何尺寸
Table 5 Geometry parameter of fuel element

参数	参数值			
	Rod_TRISO	HCF_TRISOS	HCF_UZr	HCF_TRISOC
元件型式	圆柱	螺旋十字	螺旋十字	螺旋十字
芯块半径, mm	11			
包壳厚度, mm	3	0.8	0.8	0.8
元件栅距, mm	32.9	32.9	14.2	15
花瓣半径, mm		4.45	1.8	3.5
谷区半径, mm		7.55	3.5	0.5
螺距, mm		400	100	300
高度, m	4	4	0.8	3



a——Rod_TRISO; b——HCF_TRISOS;
c——HCF_UZr; d——HCF_TRISOC

图 2 几何模型

Fig. 2 Geometry model

与实验获得的单位长度摩擦压降实验数据进行对比。湍流模型包括 Standard $k-\varepsilon$ 、Realizable $k-\varepsilon$ 、Standard $k-\omega$ 以及 SST $k-\omega$ 模型, 其中 $k-\varepsilon$ 模型采用增强型壁面函数, 且所有验证计算中 y^+ 均小于 1, 确保验证结果的合理性。Fluent 计算结果与实验结果的对比如图 4 所示, SST $k-\omega$ 模型与实验结果符合最好, 最大相对偏差为 7.8%; 而 Standard $k-\omega$ 模型的预测结果与实验值的最大相对偏差为 13.4%。此外, SST $k-\omega$ 模型可以较为准确地解析

螺旋十字燃料旋转表面湍流边界层。因此,该模型也是相关文献中针对螺旋十字燃料计算使用较多的模型^[17,20],故本文计算均采用 SST $k-\omega$ 模型。

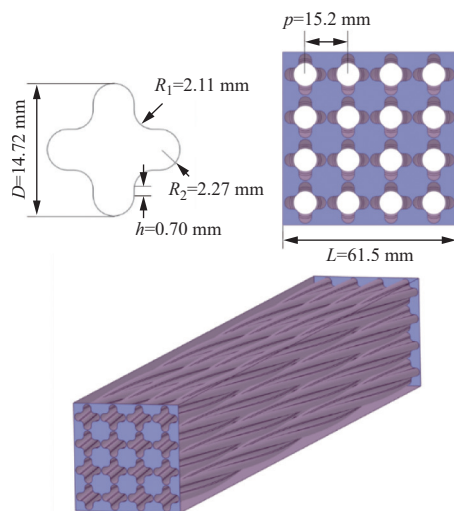


图3 4×4螺旋十字燃料元件阻力实验模型

Fig. 3 4×4 HCF bundle resistance experimental model

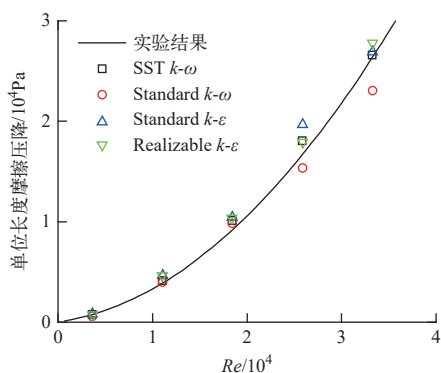


图4 Fluent 计算结果与实验结果对比

Fig. 4 Comparison of Fluent calculation result and experiment result

对于湍流传热模型,本文采用数值稳定性较优的湍流普朗特数模型。由于冷却剂氟盐的分子普朗特数($Pr \approx 10$)与常温水的分子普朗特数($Pr \approx 7$)较为接近,因此采用 Fluent 中默认的湍流普朗特数($Pr_t=0.85$)开展计算。该传热模型被广泛用于螺旋十字燃料元件热工水力计算分析中^[20-21]。

2.4 网格独立性检验

为了采用合适的网格来节省计算资源,针对4种最热通道几何模型进行了网格无关性分析。本文以 HCF_TRISOC 为例进行分析,其他3种方案类似。

针对 HCF_TRISOC 最热通道模型,采用具有

较好质量的多面体-六面体混合网格,建立了800万、1 000万和1 200万3套网格。网格无关性分析结果列于表6。由表6可知,Case 2和Case 3网格压降变化小于100 Pa。由于本文将温度作为研究的一个重点,故对3套网格计算得到的轴向不同高度位置燃料芯块中心温度开展定量对比,计算结果如图5所示,其中: z 为燃料芯块轴向位置,m; L 为燃料芯块总高度,m。由图5可知,3套网格温度差异在10 K内。综上所述,本文后续计算中采用Case 2作为HCF_TRISOC的网格方案。由于螺旋十字燃料元件具有沿轴向方向的三维螺旋复杂结构,采用ANSYS Fluent 拓扑优化多面体网格生成工具进行高质量网格划分。本文划分5层增长率为1.5的棱柱型边界层网格以保证SST $k-\omega$ 模型可以准确捕捉近壁湍流边界层流动传热行为,各算例的计算网格如图6所示。

表6 网格无关性分析结果

Table 6 Result of grid independence

编号	网格量/万	压降/Pa
Case 1	800	22 765
Case 2	1 000	23 076
Case 3	1 200	23 048

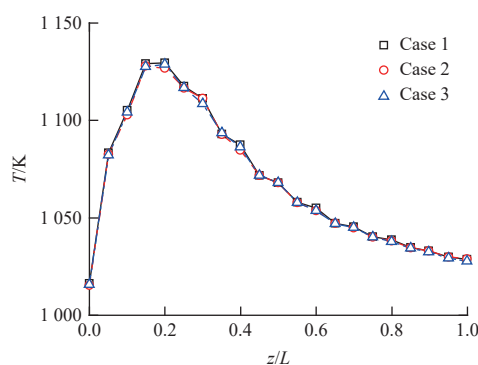


图5 芯块中心温度网格无关性分析结果

Fig. 5 Result of grid independence of temperature at fuel pellet center

2.5 边界条件

本文最热通道计算边界条件包括入口速度条件(如表1所列)和压力出口条件(常压),对于侧壁面,Rod_TRISO几何采用对称边界条件,螺旋十字几何由于不对称的特点采用平移周期性边界条件。将中子物理计算得到的最热燃料元件线功率作为芯块热工计算的內热源项。

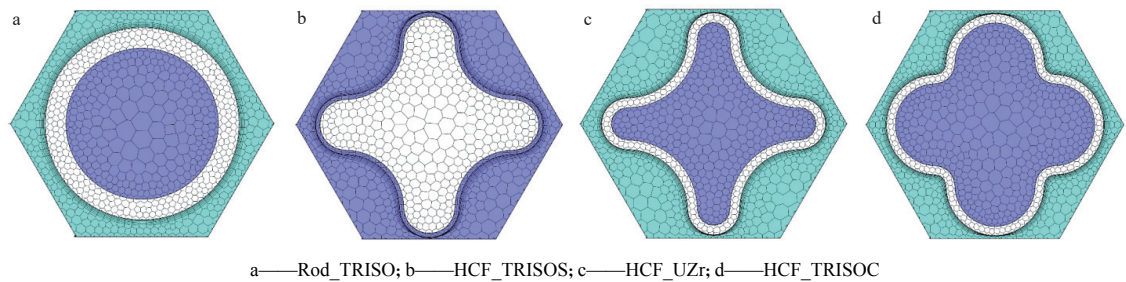


图6 网格划分

Fig. 6 Grid structure

3 计算结果分析

3.1 燃料温度与热点

1) 热点对比

表7列出4种方案的燃料芯块、包壳峰值温度以及温度限值。对于燃料为TRISO颗粒的3种方案,为求得热点温度,计算时进行了简化:将芯块区域视为均匀区域并求得峰值温度,之后对TRISO颗粒进行分层各向同性建模,将此峰值温

度作为边界条件,计算得到TRISO颗粒内部温度分布,其最大值即为热点^[13]。该计算值偏保守,对于堆芯设计来说具有一定安全裕量。由表7可知,4种方案峰值温度均在温度限值以下,其中HCF_TRISOC方案具有最低的峰值温度。HCF_TRISOC方案的芯块峰值温度与TRISO核芯峰值温度较Rod_TRISO方案与HCF_TRISOS方案的低200 K,可以保证芯块热量的有效导出。

表7 峰值温度及温度限值

Table 7 Peak temperature and temperature limitation

参数	参数值			
	Rod_TRISO	HCF_TRISOS	HCF_UZr	HCF_TRISOC
芯块峰值温度, K	1 380	1 389	1 194	1 142
包壳峰值温度, K	1 211	1 277	1 164	1 106
TRISO 核芯峰值温度, K	1 383	1 392		1 145
温度限值 ^[10,15] , K	1 573	1 573	1 513	1 573

2) 芯块温度分布

图7为4种方案计算得到的芯块中心温度以及芯块中心与表面温差轴向分布,可以发现HCF_TRISOC方案在冷却剂充分发展段($z/L \geq 0.2$)的轴向芯块中心温度、芯块中心与表面温差均最小,在降低热应力方面有优势,有利于提高燃料芯块的安全性。Rod_TRISO方案具有最大的芯块中心温度,安全裕量较小;HCF_TRISOS方案具有最大的芯块中心与表面温差,可能导致过大的热应力。

3) 包壳温度分布

图8为4种方案包壳周向温度分布,可知Rod_TRISO方案包壳周向温度分布最为均匀,但其包壳内、外表面温差最大。螺旋十字方案包壳周向温度具有周期性,凹谷处温度较高,花瓣顶处温度较低。对比4种方案,HCF_TRISOC方案包

壳内、外表面温差最小。

4) 归一化温度分布

图9为4种方案燃料芯块归一化温度分布,可以看到,温度分布均匀性由大到小依次为HCF_TRISOC、HCF_TRISOS、Rod_TRISO和HCF_UZr。

综上,HCF_TRISOC方案热点和轴向芯块中心温度偏离限值最远,芯块中心与表面平均温差和包壳内、外表面温差最小,温度分布最均匀,在提高安全裕量和降低热应力方面均有最佳优势。故在热工方面选取HCF_TRISOC作为最佳方案。

3.2 冷却剂速度与压降

1) 出口速度分布

图10为4种方案冷却剂出口处速度分布情况,可知圆柱形速度分布最均匀,螺旋十字方案周向速度分布具有周期性,在凹谷处速度较小,从而

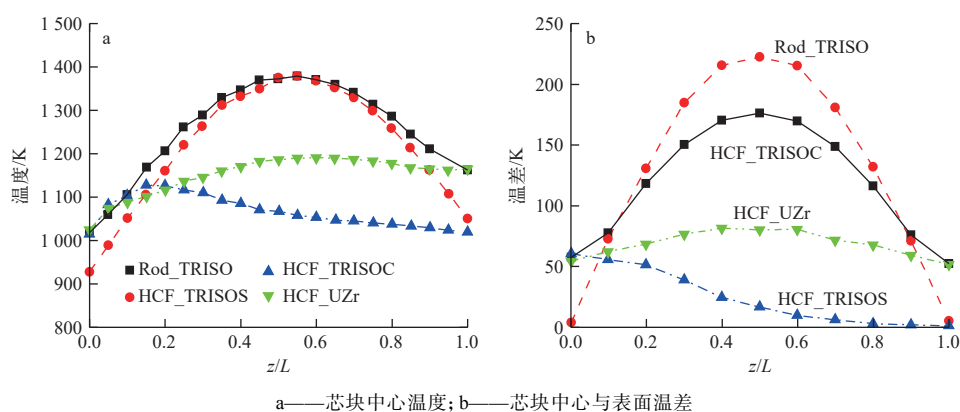


图7 芯块温度分布

Fig. 7 Pellet temperature distribution

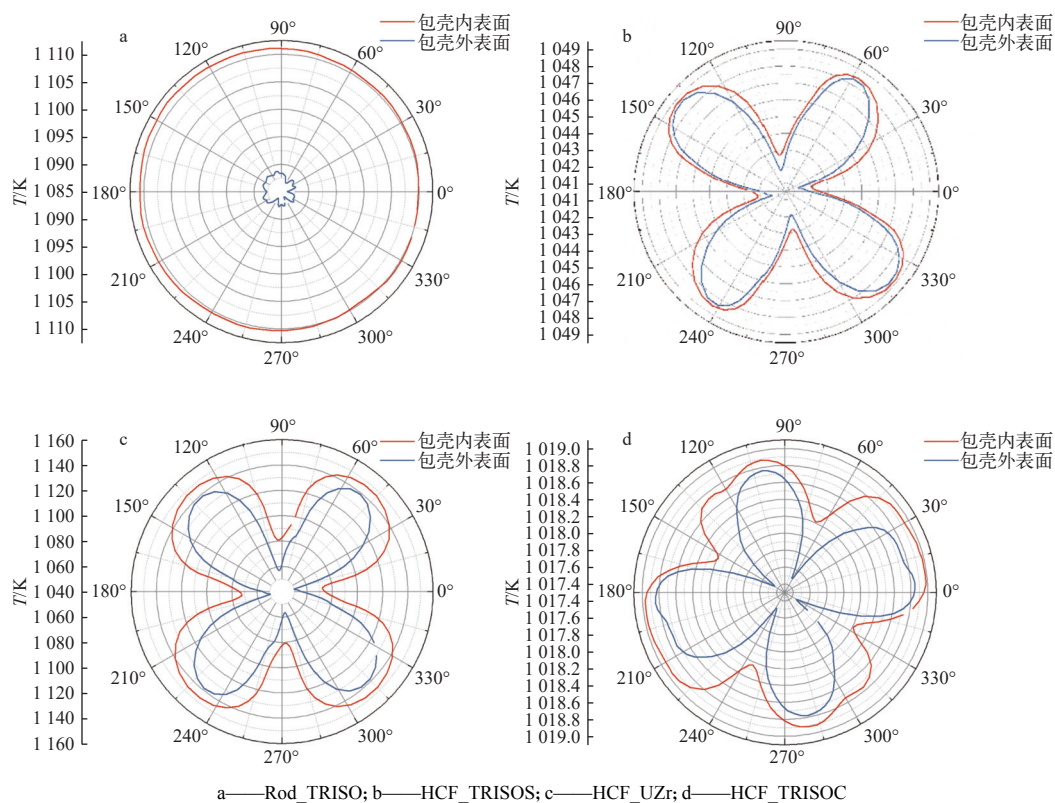


图8 包壳周向温度分布

Fig. 8 Cladding circumferential temperature distribution

易在换热较差的位置出现局部温度峰值。

2) 横流强度分布

定义横流强度为 $\sqrt{v_x^2 + v_y^2}/v_z$ [21-22], 其中 v_x 、 v_y 和 v_z 分别为 x 、 y 和 z 方向的流速分量。4 种方案出口位置横流强度的计算结果如图 11 所示。由图 11 可见, 横流强度由大至小依次为 HCF_UZr、HCF_TRISOS、HCF_TRISOC、Rod_TRISO。选取 HCF_TRISOC 方案, 计算了换热系数随横流强度的变化, 如图 12 所示, 可知横流强度和换热系数

正相关, 增大横流强度有利于换热, 但在实际比较中, 还需考虑不同方案不同的线功率、传热面积对于换热的影响。

3) 压降及阻力系数

表 8 列出 4 种方案进出口压降以及阻力系数, 可见 HCF_UZr 方案有着最小的压降和阻力系数, 有利于反应堆一回路节省泵功率。

综上, 在水力学方面, HCF_UZr 具有较大优势, 但还需另外考虑不同方案中燃料元件的不同

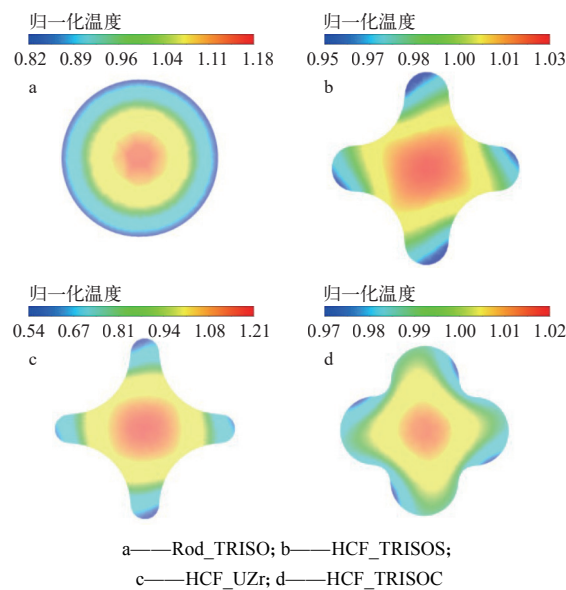


图 9 芯块归一化温度分布

Fig. 9 Pellet normalized temperature distribution

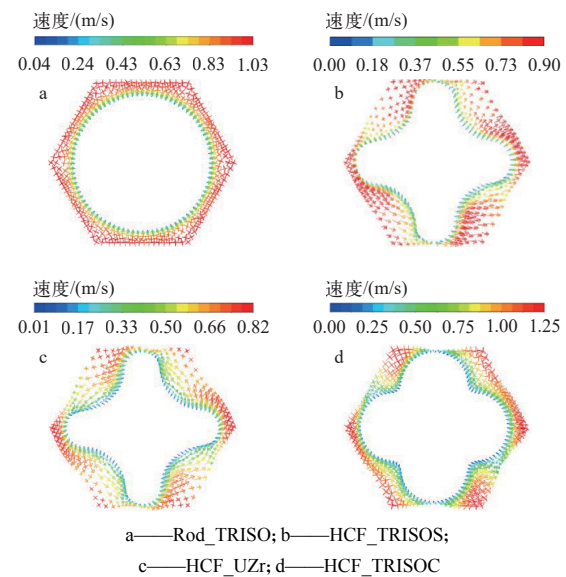


图 10 出口速度分布

Fig. 10 Outlet velocity distribution

线功率以及传热面积带来的影响。

4 结论

针对 FuSTAR 候选的 4 种堆芯方案, 本文选取每种方案不同型式的燃料元件及其周围的冷却剂通道, 建立具有代表性的最热通道模型, 将物理计算得到的最热元件线功率分布作为最热通道的输入, 先后进行温度-热点对比分析和速度-压降对比分析。

温度-热点对比分析计算结果表明, 4 种方案

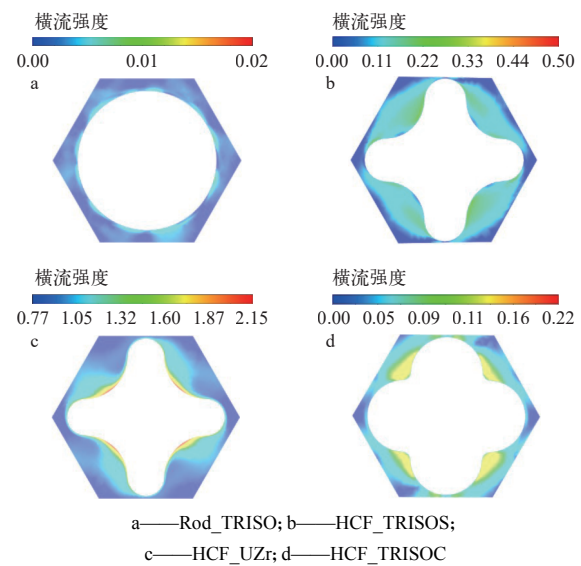


图 11 横流强度分布

Fig. 11 Cross-flow strength distribution

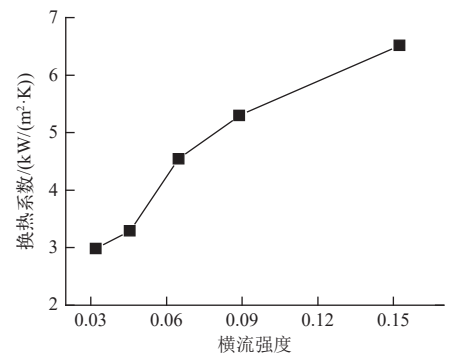


图 12 换热系数随横流强度的变化

Fig. 12 Heat transfer coefficient change with cross-flow strength

表 8 出口压降及阻力系数

Table 8 Outlet pressure drop and friction coefficient

参数	参数值			
	Rod_TRISO	HCF_TRISOS	HCF_UZr	HCF_TRISOC
压降, Pa	6 360	6 603	4 335	23 076
阻力系数	0.058	0.080	0.039	0.074

热点温度均在温度限值以下, HCF_TRISOC 方案热点温度最低, 芯块及包壳内、外温差最小, 温度分布最均匀, 因此具有较好的温度特性, 有利于减小热应力。

速度-压降对比分析结果表明, HCF_UZr 方案具有最大的横流强度和最小的压降, 有利于强化换热和节省泵功率。

综合上述分析结果, 4 种方案中 HCF_TRISOC

具有最优的传热及安全特性,拟选作 FuSTAR 的燃料元件方案。本文的研究结果可为 FuSTAR 初步堆芯设计以及堆芯方案的选择提供参考依据,为堆芯的进一步优化提供指导。

后续仍需进行多通道、单组件以及整堆芯的计算,为堆芯方案热工水力对比提供更为精细的结果。

参考文献:

- [1] INGERSOLL D T, FORSBERG C W. Overview and status of the advanced high-temperature reactor[R]. US: American Society of Mechanical Engineers, 2006.
- [2] 刘思佳, 朱贵凤, 严睿, 等. 小型模块化氟盐冷却高温堆可燃毒物布置方案[J]. *核技术*, 2020, 43(5): 050602.
LIU Sijia, ZHU Guifeng, YAN Rui, et al. Placement scheme of burnable poisons in a small modular fluoride-cooled high temperature reactor[J]. *Nuclear Techniques*, 2020, 43(5): 050602(in Chinese).
- [3] FORSBERG C W, PETERSON P F, PICKARD P S. Molten-salt-cooled advanced high-temperature reactor for production of hydrogen and electricity[J]. *Nuclear Technology*, 2003, 144(3): 289-302.
- [4] VARMA V K, HOLCOMB D E, PERETZ F J, et al. AHTR mechanical, structural, and neutronic preconceptual design[R]. US: Office of Scientific & Technical Information, 2012.
- [5] GREENE S R, GEHIN J C, HOLCOMB D E, et al. Pre-conceptual design of a fluoride-salt-cooled small modular advanced high temperature reactor (SmAHTR)[R]. USA: Oak Ridge National Laboratory, 2011.
- [6] ANDREADES C, CISNEROS A T, CHOI J K, et al. Technical description of the “Mark 1” pebble-bed fluoride-salt-cooled high-temperature reactor (PB-FHR) power plant[D]. USA: University of California, 2014.
- [7] ANDREADES C, CISNEROS A T, CHOI J K, et al. Design of the Mark-I pebble-bed, fluoride-salt-cooled, high-temperature reactor commercial power plant[J]. *Nuclear Technology*, 2016, 195: 223-238.
- [8] 徐博. 小型模块化固态燃料熔盐堆 TMSR-SF₂ 的热工水力设计与安全事故分析[D]. 上海: 中国科学院研究生院(上海应用物理研究所), 2017.
- [9] 张大林, 秦浩, 王式保, 等. 固有安全一体化小型氟盐冷却高温堆初步概念设计研究[J]. *中国基础科学*, 2021, 23(4): 15-20.
ZHANG Dalin, QIN Hao, WANG Shibao, et al. Conceptual design of integral inherently safe fluoride salt-cooled high-temperature advanced reactor FuSTAR[J]. *China Basic Science*, 2021, 23(4): 15-20(in Chinese).
- [10] 秋穗正, 张大林, 王成龙, 等. 熔盐堆[M]. 西安: 西安交通大学出版社, 2019.
- [11] RICHARD J, WANG D, YODER G, et al. Implementation of liquid salt working fluids into TRACE[C]//International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP). [S. l.]: [s. n.], 2014.
- [12] 李强, 王天民, 罗瑞盈, 等. ECVI 工艺制备 C/C 复合材料热物理性能[J]. *炭素技术*, 2008, 27(3): 36-38, 45.
LI Qiang, WANG Tianmin, LUO Ruiying, et al. Thermal properties of C/C composite fabricated by ECVI method[J]. *Carbon Techniques*, 2008, 27(3): 36-38, 45(in Chinese).
- [13] 刘思佳. 小型模块化氟盐冷却高温堆的物理设计与研究[D]. 上海: 中国科学院大学(上海应用物理研究所), 2020.
- [14] 李文垓, 谢国强. 铀-钚-锆燃料合金物性模型[J]. *原子能科学技术*, 1991, 25(5): 66-72.
LI Wendan, XIE Guoqiang. Modeling of physical properties for U-Pu-Zr fuel alloys[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 1991, 25(5): 66-72(in Chinese).
- [15] MIDDLEMAS S C, JANNEY D E. Metal fuels handbook, Part 1: Elements and alloys based on U-Zr, Pu-Zr, U-Pu, or U-Pu-Zr, INL/EXT-15-36520[R]. US: Idaho National Laboratory, 2019.
- [16] CONBOY T M. Thermal-hydraulic analysis of cross-shaped spiral fuel in high power density BWRs[J]. *Massachusetts Institute of Technology*, 2007: 765-771.
- [17] SHIRVAN K, KAZIMI M S. Three dimensional considerations in thermal-hydraulics of helical cruciform fuel rods for LWR power uprates[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2014, 270: 259-272.
- [18] MALONE J, TOTEMEIER A, SHAPIRO N, et al. Light-bridge corporation’s advanced metallic fuel for light water reactors[J]. *Nuclear Technology*, 2012, 180(3): 437-442.
- [19] CONBOY T M, MCKRELL T J, KAZIMI M S. Experimental investigation of hydraulics and lateral mixing for helical-cruciform fuel rod assemblies[J]. *Nuclear Technology*, 2013, 182(3): 259-273.
- [20] 刘畅. 螺旋型燃料棒束内流动与换热特性数值模拟[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工业大学, 2020.
- [21] CONG T, ZHANG R, WANG B, et al. Single-phase flow in helical cruciform fuel assembly with conjugate heat transfer[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2022, 147: 104199.
- [22] JIANG D, ZHANG D, TIAN W, et al. Numerical study on transverse mixing characteristics of flow sweeping in helical cruciform rod bundle[J]. *Applied Thermal Engineering*, 2023, 222: 119935.