

# 四代堆热工水力 CFD 应用的综合分析

陈广亮<sup>1,2</sup> 陶文铨<sup>2</sup> 蔡德昌<sup>3</sup> 殷新立<sup>1</sup> 李锦超<sup>1</sup> 谭 港<sup>1,4</sup> 蒙舒祺<sup>3</sup>  
叶国栋<sup>4</sup> 郑 雄<sup>3</sup>

1(哈尔滨工程大学 核科学与技术学院 哈尔滨 150001)

2(西安交通大学 能源与动力工程学院 西安 710049)

3(中广核研究院有限公司 深圳 518000)

4(中核霞浦核电有限公司 宁德 352000)

**摘要** 四代核反应堆凭借其经济性、安全性与多场景适用性优势,已成为重要发展方向。但四代堆内新工质热工水力行为特殊,且具有复杂的核-热-流-力-材-化-辐等多物理场耦合机制,为提升认知深度,计算流体力学(Computational Fluid Dynamics, CFD)技术作为重要的精细化研究工具被广泛使用。为促进核能技术的未来持续快速发展与应用能力提升,本文基于钠冷快堆、铅冷快堆、熔盐堆、超临界水冷堆、气冷快堆及超高温气冷堆的热工水力特性,重点梳理了其在重要区域的精细流动辨析、系统瞬态行为预测、多物理场-多尺度耦合分析中的技术发展现状;总结了液态金属、熔盐等新工质精细热工水力建模与分析的特殊需求;着重分析了 CFD 技术在四代堆中应用所面临的跨时空尺度衔接、多物理场强非线性耦合求解、极端工况验证数据稀缺等方面的挑战;研判了数据-数理-数智融合驱动、标准化与协同创新、专用技术生态构建等方面的发展趋势。最后本文讨论了完善精细数据管理与深度应用、共建最佳实践导则的倡议。

**关键词** 四代核反应堆, 热工水力, 计算流体力学, 综合分析

**中图分类号** TL33

**DOI:** 10.11889/j.0253-3219.2025.hjs.48.250179

**CSTR:** 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2025.48.250179

## Comprehensive analysis of CFD application in thermal-hydraulic of Generation IV reactors

CHEN Guangliang<sup>1,2</sup> TAO Wenquan<sup>2</sup> CAI Dechang<sup>3</sup> YIN Xinli<sup>1</sup> LI Jinchao<sup>1</sup> TAN Gang<sup>1,4</sup>  
MENG Shuqi<sup>3</sup> YE Guodong<sup>4</sup> ZHENG Xiong<sup>3</sup>

1(College of Nuclear Science and Technology, Harbin Engineering University, Harbin 150001, China)

2(School of Energy and Power Engineering, Xi'an Jiaotong University, Xi'an 710049, China)

3(China Nuclear Power Technology Research Institute, Shenzhen 518000, China)

4(Xiapu Nuclear Power Corporation, Ningde 352000, China)

**Abstract** Generation IV reactors, characterized by enhanced safety and efficiency, introduce complex thermo-hydraulic challenges due to novel coolants (e.g., liquid metals, molten salts, supercritical fluids) and multi-physics coupling mechanisms. Computational fluid dynamics (CFD) has emerged as a critical tool for addressing these challenges. In order to comprehensively analyze the application of CFD in Generation IV reactors, identify technical bottlenecks, and propose strategies for future development. A systematic review is conducted across six Generation IV reactor types, i.e., Sodium-cooled Fast Reactor (SFR), Lead-cooled Fast Reactor (LFR), Molten Salt Reactor

第一作者: 陈广亮, 男, 1986 年出生, 2017 年于哈尔滨工程大学获博士学位, 研究领域为核动力装置运行与仿真

通信作者: 陶文铨, E-mail: wqtao@mail.xjtu.edu.cn

收稿日期: 2025-04-23, 修回日期: 2025-06-23

First author: CHEN Guangliang, male, born in 1986, graduated from Harbin Engineering University with a doctoral degree in 2017, focusing on nuclear power plant operation and simulation

Corresponding author: TAO Wenquan, E-mail: wqtao@mail.xjtu.edu.cn

Received date: 2025-04-23, revised date: 2025-06-23

(MSR), SuperCritical Water Reactor (SCWR), Gas-cooled Fast Reactor (GFR), Very-High Temperature Reactor (VHTR), focusing on CFD applications in component-scale flow analysis, system-level transient simulation, multi-physics coupling, and cross-scale modeling. The special requirements for fine thermal hydraulic modeling and analysis of new working fluids such as liquid metals and molten salts are summarized, and key challenges, including spatiotemporal scale discrepancies, validation uncertainties, and multi-field nonlinear interactions, are analyzed through case studies and technical comparisons. While advancements in multi-scale coupling strategies and hybrid modeling approaches have expanded CFD's predictive capabilities, significant challenges remain, including limitations in turbulence modeling accuracy, computational demands for full-core analyses, and validation gaps under extreme operational conditions. Emerging methodologies that integrate data-driven techniques with traditional physics-based models show promise in overcoming these barriers, though their broader implementation requires standardized validation protocols and improved interoperability across simulation frameworks. These developments highlight CFD's growing role in advancing reactor design while underscoring the need for systematic collaboration to bridge theoretical innovations and industrial applications. Future advancements require synergistic integration of AI-driven surrogate modeling, standardized multi-physics coupling interfaces, and cloud-based collaborative platforms. Establishing technology readiness level (TRL) matrices and open-source toolchains will accelerate the transition of CFD from research to industrial deployment in Generation IV reactor engineering.

**Key words** Generation IV reactors, Thermal-hydraulics, Computational fluid dynamics, Comprehensive analysis

为满足全球能源结构的变革与应用场景多元化发展的需要,在传统商用压水堆重点研究与应用推广后,国际核能界开始发展更为先进的第四代反应堆,如图1所示,包括:气冷快堆(Gas-cooled Fast Reactor, GFR)、铅冷快堆(Lead-cooled Fast Reactor, LFR)、熔盐反应堆(Molten Salt Reactor, MSR)、超临界水冷堆(SuperCritical Water Reactor, SCWR)、钠冷快堆(Sodium-cooled Fast Reactor, SFR)、超高温气冷堆(Very-High Temperature Reactor, VHTR)。这些反应堆在新型冷却工质的使用、堆芯结构与质能传递模式的改变、设计功能的拓展上具有新的特征,引入了新工质、新结构、新应用场景上新的热工水力研究需求,如气冷快堆与超高温气冷堆需要辨析极端高温下氦气/超临界二氧化碳的流动传热特性,破解快中子辐照材料退化<sup>[1]</sup>与球床堆多尺度耦合传热<sup>[2]</sup>等难题;熔盐堆依赖高分辨率模拟揭示高黏度熔盐的流动传热规律<sup>[3-4]</sup>,规避局部过热风险,并优化流道设计;超临界水冷堆需通过多尺度建模研究超临界水的流动失稳<sup>[5]</sup>及燃料包壳的腐蚀问题<sup>[6]</sup>;钠冷/铅冷快堆需模拟研究液态金属冷却剂的高功率密度传热特性,量化腐蚀对堆芯结构演化的影响,并优化自然循环质能传递效率。

面对四代堆更为复杂的热工水力及多物理场耦合行为,宏观集总控制体系统程序与经验关联式的应用适用性受到限制。计算流体动力学(Computational Fluid Dynamics, CFD)技术具有三维瞬态精细建模与分析能力,能够基于精细数值驱动,推进四代堆精细热工水力状态、特性及规律的探索。

CFD计算分析技术在核工程中应用主要经历了4个阶段:1)聚焦局部流动特性研究的“小流域适用性的应用探索阶段”;2)与反应堆物理、结构力学、子通道程序、系统程序等开展“多物理场-多尺度耦合的协同仿真的应用拓展阶段”;3)结合高性能计算(High Performance Computing, HPC)资源与先进求解技术,构建全堆芯或堆芯大流域精细化热工水力分析的“数字化反应堆的CFD应用阶段”,该阶段,随着欧洲Nure系列计划、美国NEAMS(Nuclear Energy Advanced Modeling and Simulation)项目与CASL(Consortium for Advanced Simulation of Light Water Reactors)联盟的积极推进,以及我国各大集团院所与高校的数字化反应堆等大型研究计划的大力推广与高效推进,CFD技术逐步融入反应堆的概念设计、安全评审与事故分析的全流程;4)基于实验与数值大数据的训练预测、代理模型构建、实验与运行数据同化、物理过程精细智能高效辨识等研究工作的“数据-数值-数智融合驱动的应用阶段”,有效提升了CFD计算分析技术与成果的工程应用能力,促进了湍流模拟的适用性提升、深度学习快速预测、动态同步校准等方面的应用功能,为紧密融合CFD的数字化、数智化体系的构建奠定了重要基础。

尽管取得显著进展,CFD技术在四代堆应用中仍面临多重难题:1)多尺度矛盾:毫米级燃料间隙与米级堆腔结构等跨尺度耦合问题。精细CFD计算与子通道程序的时空尺度耦合求解的精度和实时性带来极大困难;2)多物理场屏障:核-热-流-力-材-化-辐的强非线性相互作用;3)验证不确定性:极端工况

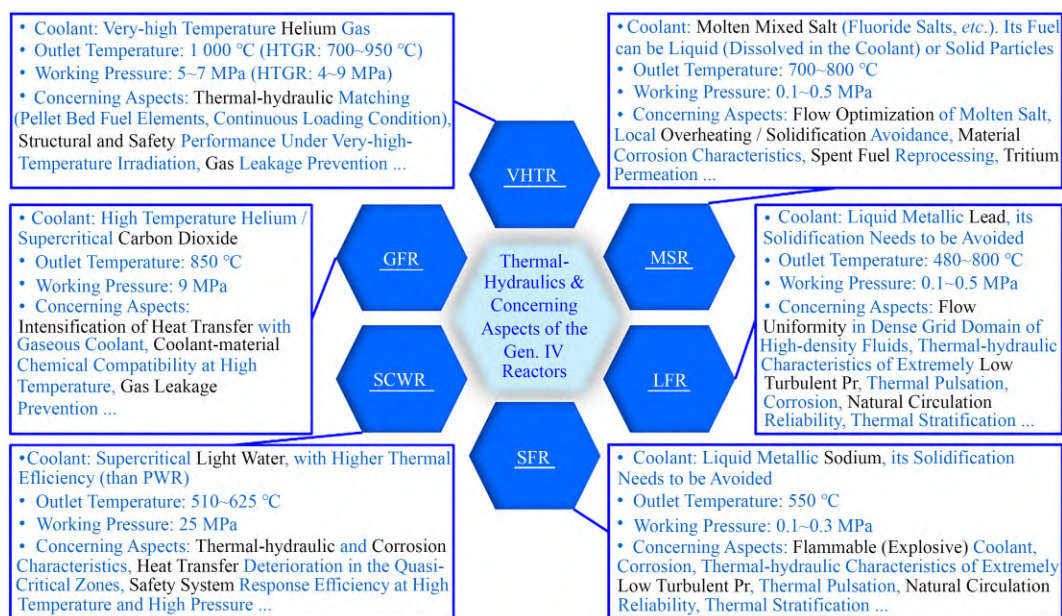


图1 四代堆热工水力相关特性与研究

Fig.1 Thermal hydraulic characteristics and concerning aspects in the research of the Generation IV reactors

实验数据缺失导致模型验证困难,特别是四代堆的基准实验有限,导致CFD计算建模V&V(Verification and Validation)和不确定性量化评估存在极大困难,制约了四代堆CFD建模与计算分析技术的发展和成熟。为此,本文系统梳理了CFD技术的相关应用情况,并构建“技术应用-关键挑战-发展趋势”的综合分析框架,先后分别阐述CFD技术依靠其精细特性捕捉能力在6类四代堆中应用的场景,总结CFD技术在四代堆中应用面临的挑战与解决方案,最后介绍了当前技术条件下的发展趋势。

## 1 CFD技术在四代堆中的典型应用

当前,CFD技术已在四代堆的研发中发挥着不可替代的作用,从基础设计到安全验证,均起到了有效支撑。虽然四代堆的CFD技术研究与应用各有侧重,但核心应用均围绕热工水力行为分析与优化、安全系统的瞬态分析与事故模拟、多物理场耦合与跨/多尺度耦合分析等场景开展,然而,6类堆型技术路线的差异不利于研究过程彼此借鉴,且已有成熟压水堆的CFD研究与应用经验对于采用新工质的四代堆亦存在适用性问题,为此开展四代堆CFD应用技术梳理,明晰研究问题与挑战,导引技术未来的发展方向。

### 1.1 钠冷快堆

钠冷快堆(SFR)凭借液态金属钠常压下优异热物性、低中子吸收截面以及快中子谱特性,成为四代堆中发展最快的堆型。但液态钠活泼的化学性质也

带来了新的挑战,需对热工水力特性、自然循环余热排出等开展设计与验证研究。SFR系统结构复杂、液态钠金属特性复杂,但基于计算能力的快速发展,CFD技术广泛应用于关键部件分析、系统大流域与瞬态模拟、特殊热工水力现象研究以及多物理场和多尺度耦合分析等关键环节。

1)在局部关键部件流动特性研究中,CFD技术应用于SFR燃料组件、栅板联箱、热交换器等关键设备的流动换热分析(图2),CFD计算可以获取绕丝组件三维精细化的流动场和温度场,为优化组件设计提供依据<sup>[7]</sup>。并针对绕丝组件内的复杂湍流现象,通过优化网格划分技术、湍流模型验证以及修正湍流普朗特数模型,提高模拟的准确性与效率<sup>[8]</sup>。

2)在系统大流域与瞬态模拟分析中,CFD技术能够捕捉和预测SFR系统回路的热工水力特性(图3),并对系统设计提供关键指导。如针对回路式SFR,在日本建立的一回路水实验的模拟中<sup>[9]</sup>,CFD程序较一维系统程序显著减小了结果偏差,并揭示了回路的流量振荡现象;在美国快中子通量实验堆(Fast Flux Test Facility, FFTF)进行的一回路系统全三维CFD模型中<sup>[10]</sup>,成功解析了冷/热池及盒间复杂的流动换热现象,并揭示了盒间流效应在堆芯低流速、小功率工况下能有效展平堆芯温度。针对池式SFR,在印度原型快堆(Prototype Fast Breeder Reactor, PFBR)一回路系统的三维CFD计算中<sup>[11]</sup>,通过对设计基准事故的CFD模拟,给出了事故余热排出系统中冷却功率的指导值;在中国实验快堆(China Experimental Fast Reactor, CEFR)的CFD计

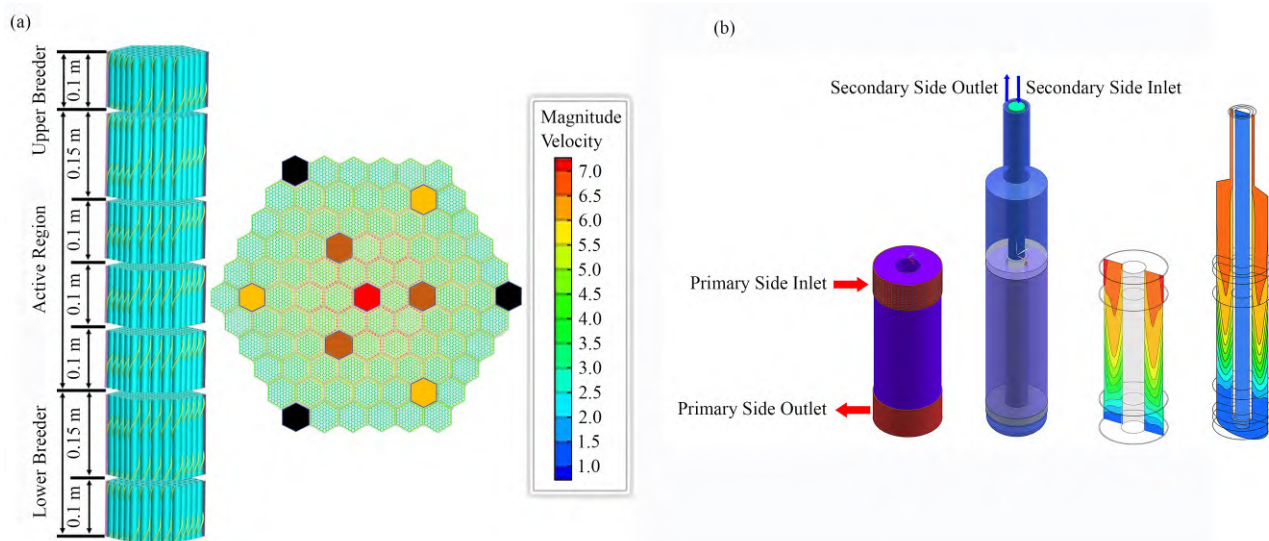


图2 SFR局部关键部件流动特性研究(彩图见网络版)  
(a) 全堆芯81盒61绕丝棒束燃料组件CFD计算<sup>[8]</sup>, (b) 中间换热器热工水力模拟

Fig.2 Study on flow characteristics of local key components in SFR (color online)

(a) CFD calculation of full core 81 assemblies with 61 wire-wrapped fuel rod bundles<sup>[8]</sup>, (b) Thermal hydraulic simulation of the Intermediate Heat Exchanger

算分析中,华北电力大学陆道纲团队采用多孔介质模型和“模块化建模——一体化耦合计算”开展了多种事故工况模拟<sup>[12]</sup>和独立热交换器布置方案研究<sup>[13]</sup>,实现了对多种工况下钠池流动与传热行为的分析预测,为系统设计优化和安全分析提供了支撑。

3)在特殊热工水力现象分析中,针对热分层、热脉动和气体夹带等问题<sup>[14]</sup>,目前,CFD技术主要研究SFR中特殊现象的演变过程,以及湍流模型对其影响。Muramatsu等<sup>[15]</sup>在湍流模型对热分层影响的分析中,通过三种湍流模型对比,证实浮力项建模对热分层模拟的重要性。Ohno等<sup>[16]</sup>评估了CFD方法对快堆反应堆上腔室热分层现象模拟的有效性,发现不同RANS(Reynolds-Averaged Navier-Stokes)湍流模型的模拟差异较小,但高阶离散对模拟精度具有关键作用。Tenchine等<sup>[17]</sup>在对SFR混合射流温度波动的研究中,指出LES(Large Eddy Simulation)湍流模型比 $k-\epsilon$ 模型能更好获得温度波动的频率特性和实验结果符合性。

4)在SFR多物理场耦合与跨/多尺度耦合分析研究中,国际研究机构已发展出多种先进耦合方法并取得显著进展。Yu等<sup>[18]</sup>基于美国能源部核能先进建模与仿真(Nuclear Energy Advanced Modeling and Simulation, NEAMS)项目开发的高效先进反应堆原型仿真(Simulation-based High-fidelity Advanced Reactor Prototyping, SHARP)工具包,通过三维中子求解模块和CFD模块实现了物理场耦合,对燃料组件绕丝棒束热通道因子(Hot Channel

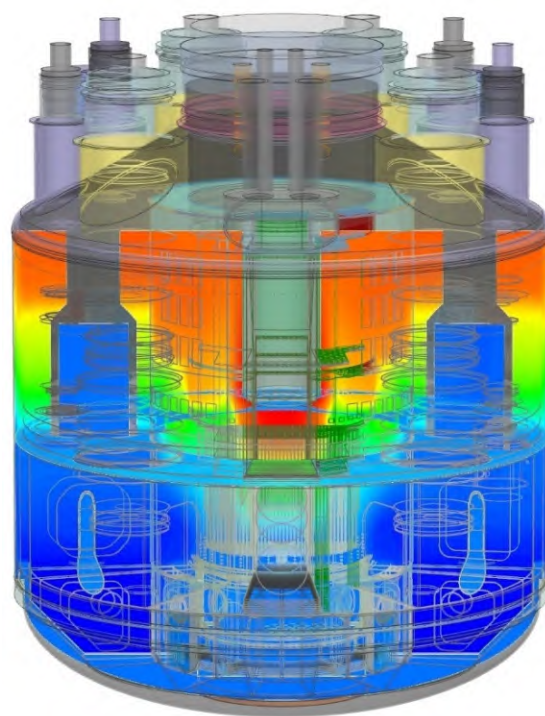


图3 SFR系统大流域热工水力CFD分析示意图(彩图见网络版)

Fig.3 Illustration of thermal-hydraulic CFD analysis of large-flow-region in SFR systems (color online)

Factor, HCF)进行了评估与分析。在跨/多尺度耦合方面,针对一维系统程序在堆芯详细建模上的不足,提出“一维系统+三维堆芯”的耦合研究方案,苏少敏<sup>[8]</sup>在对CEFR开展全堆芯81盒61棒束燃料组件精细三维CFD与一回路系统程序的跨尺度联合仿真

中,进一步提升了堆芯燃料组件棒束域的精细化流动传热仿真精度。对于回路系统大流域复杂工况的三维热工水力模拟研究,国际主流耦合方案采用“一维系统+三维一回路”跨尺度耦合方案,如对凤凰堆(Phénix Fast Breeder Reactor, PHÉNIX)的寿期末不对称实验验证计算中<sup>[19]</sup>,荷兰核研究与咨询集团公司(Nuclear Research and Consultancy Group, NRG)采用“CFX(Commercial CFD Software by ANSYS)+SPECTRA(System code used in nuclear simulation)”进行显式区域重叠法双向耦合计算;德国卡尔斯鲁厄理工学院(Karlsruhe Institute of Technology, KIT)采用“Athlet+OpenFOAM”显式区域重叠法单向耦合方法;美国阿贡国家实验室(Argonne National Laboratory, ANL),采用SAS4A(Simulation of Advanced Systems)/SASSYS-1(System Analysis Software for Safety Assessment of Reactor Systems)系统程序同STAR-CCM+(CFD Code by Siemens (formerly CD-adapco))进行显式区域重叠耦合。三者采用不同的计算方案,虽然基本预测了事故工况重要参数的变化趋势,但在长时间事故模拟中都存在较大偏差。Bavière等<sup>[20]</sup>针对耦合稳定性问题,通过ICoCo(Interface for Code Coupling)通用接口创新耦合架构,实现了CATHARE系统代码与CFD代码(TRIO\_U、ANSYS CFX)的松耦合,在凤凰堆(PHÉNIX)自然对流工况验证中,结合重叠域法获得了较传统方法更高的收敛速度。Zhao等<sup>[21]</sup>采用余热排出系统程序SAC-CFR(SAC-IRACS)与PHÉNIX一回路CFD模型耦合计算自然循环工况时,结果与Bavière等<sup>[20]</sup>相同,即在强迫循环到建立自然循环的过渡阶段出现了较大偏差。

尽管CFD技术在SFR领域已广泛应用,但由于实验数据缺乏、冷却剂低普朗特数特性、多物理场耦合复杂性及跨/多尺度耦合困难等挑战的存在,SFR自然循环CFD验证模拟结果普遍存在较大偏差,需要对液态金属钠流动特性开展深入研究,特别是适应高雷诺数向低雷诺数转变的湍流模型。为应对上述挑战,当前SFR热工水力的CFD研究需要:进一步研究组件内钠流动和传热的机理,增强认知,提高模拟精度;形成高效且成熟的全堆芯CFD计算方案,以研究分析整个堆芯钠的流动传热、不同流动路径钠流的相互作用和影响,为堆芯设计和安全分析提供参考;整合系统级宏观模型与局部高精度CFD模型,利用系统代码处理整体回路,CFD聚焦关键区域(如热池),完善自然循环余热排出设计与验证,增强预测可靠性,为高保真的耦合分析奠定基础。

## 1.2 铅冷快堆

铅冷快堆(LFR)作为四代堆的主要堆型之一,具有固有安全性高、中子经济性好、自然循环能力高等优点。然而,液态铅/铅铋由于其低普朗特数特性,导致流动与传热边界层差异显著,动量与能量脉动相似性差,因此,需要CFD技术开展LFR的热工水力特性与相关无量纲数及计算模型的研究。

1)在热工水力特性研究方面:Shams<sup>[22]</sup>将谱元法与DNS(Direct Numerical Simulation)方法相结合,以对绕丝燃料棒束之间液态铅铋合金的流场进行高保真计算,通过分析剪切应力和湍流热通量发现绕丝燃料棒束子通道内流型存在流动不对称现象,需对现有湍流模型进行完善。Angeli等<sup>[23]</sup>将浮力项加入DNS方法中,以进行绕丝燃料组件子通道数值计算,发现铅铋浮力通过影响流场的速度分布和雷诺应力来影响热边界层分布,从而影响棒束各处的强迫对流换热,揭示了铅铋浮力对棒束子通道热边界层的影响机制。

2)在相关无量纲数及计算模型的研究方面:Cheng等<sup>[24]</sup>通过结合Johnson<sup>[25]</sup>、Kirillov<sup>[26]</sup>实验数据和里昂模型提出了新的湍流普朗特数模型(Cheng模型),使用Cheng模型给出的普朗特数进行CFD计算时,得到的结果和Kirillov的实验数据吻合度高。邓诗雨等<sup>[27]</sup>联合Cheng模型和RANS模型进行LBE(Lead-Bismuth Eutectic)绕丝燃料组件的CFD计算,其CFD计算结果和实验结果贴合度较高。除了利用实验数据拟合湍流模型以外,研究人员也开发了代数通量模型、二阶矩闭合模型等THF(Turbulent Heat Flux)模型(表1),其中代数通量模型具有隐式或显式公式,Hwang<sup>[28]</sup>和Nagano<sup>[29]</sup>选择代数通量模型的显式公式,构造了 $k-\varepsilon-k_\theta-\varepsilon_\theta$ 四因子模型。Manservigi等<sup>[30]</sup>基于四因子模型进行了三角形布置棒束的传热性能CFD分析,四因子模型计算出的努塞尔数与Kirillov<sup>[26]</sup>实验得出努塞尔数相关性较高。

随着机器学习处理非线性问题能力的增强,研究人员开始应用机器学习技术将THF模型封闭。Fiore等<sup>[31]</sup>使用人工神经网络(Artificial Neural Network, ANN)以雷诺数180~640的DNS计算结果为数据库训练棒束通道内的湍流热通量模型。与传统Kays<sup>[32]</sup>模型相比,使用ANN训练出的湍流热通量模型对 $Pr=0.1$ 的液态铅铋堆内湍流热通量预测更加准确,能够较好地推断并复现出雷诺数2 000的湍流壁面法向热通量,证明使用ANN方法封闭的湍流热通量模型具有良好的泛化特性。

当前研究人员多使用DNS开展LBE的流动机

表 1 用于湍流热通量封闭研究的主要模型  
Table 1 The main models used for the closed study of turbulent heat flux

| 类别 Type                                     | 名称 Name                                               | 特点 Characteristics                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                |
|---------------------------------------------|-------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 湍流普朗特数模型<br>Turbulence Prandtl number model | $Pr_t$ 常数模型<br>Constant $Pr_t$ model                  | 将 $Pr_t$ 作为固定值封闭 THF 模型; 部分学者通过改变 $Pr_t$ 值, 改善了强迫对流换热计算结果<br>The THF model is closed with $Pr_t$ as a fixed value in this model. Some scholars have improved the calculation results of forced convective heat transfer by changing the $Pr_t$ value.                                                                                                                                                                                                                                             |
|                                             | 全局模型<br>Global model                                  | 增加对全局流动状态的考虑, 依据液态金属的实验数据拟合经验关系式, 但该模型的 $Pr_t$ 在空间上的分布仍是定值<br>The consideration of the global flow state has been added in this model, with the empirical relationship being fitted based on the experimental data of liquid metal. However, the spatial distribution of the $Pr_t$ in it is still constant.                                                                                                                                                                                      |
|                                             | 局部模型<br>Local model                                   | 引入湍流佩克莱特数 $Pe_t$ , 提出了 $Pr_t$ 随空间非线性分布的关系式, 解决了全局模型 $Pr_t$ 在空间上的分布问题, 但其几何条件和边界条件相当局限, 其可靠性和适用性有待验证<br>The turbulent Péclet number $Pe_t$ is introduced through this model, and the relationship of the nonlinear spatial distribution of $Pr_t$ has been proposed, which has solved the spatial-distribution problem of the global-model $Pr_t$ . However, the geometric and boundary conditions of this model are rather limited, thus its reliability and applicability remain to be verified. |
| 代数热通量模型<br>Algebraic heat flux model        | 广义梯度扩散假设<br>Generalized gradient diffusion hypothesis | 考虑雷诺应力对 THF 的影响, 提高了在浮力驱动流中对各向异性湍流热扩散的预测精度<br>In this model, the influence of Reynolds stress on THF is considered, thus improving its prediction accuracy of anisotropic turbulent thermal diffusion for the buoyance-driven flow.                                                                                                                                                                                                                                                               |
|                                             | 隐式代数热通量模型<br>Implicit algebraic heat flux model       | 依据弱平衡假设, 简化得到的 THF 模型; 单套系数无法满足所有情形, 可以通过改变模型系数使其适应不同的计算工况<br>This THF model is a simplification based on the weak equilibrium assumption. It cannot fulfil all situations with a single set of coefficients. However, it is plausible to adjust the model coefficients to adapt it to different calculation conditions.                                                                                                                                                                          |
|                                             | 显式代数热通量模型<br>Explicit algebraic heat flux model       | 沿用梯度扩散思想, 假设 THF 与平均温度梯度成正比, 比例系数为 $\alpha_t$ , 通过 $\alpha_t$ 代数方程间接表示 THF, 在强迫对流工况下有巨大潜力<br>This model (AHFM) follows the idea of gradient diffusion, it is still assumed that THF is proportional to the average temperature gradient, with a proportionality coefficient of $\alpha_t$ . The THF in this model is represented by the $\alpha_t$ algebraic equation indirectly, equipping it with great applicational potential for forced convection conditions.                               |
|                                             | 二阶矩闭合模型<br>Second-moment closed model                 | 擅长模拟不均匀、各向异性的湍流传热行为, 但其模型过于复杂, 在实际工程计算的可行性仍需广泛的验证<br>This model is suitable for simulating the turbulent heat transfer behaviors of non-uniformity and anisotropy, but with it showing excessive complexity, its feasibility in practical engineering calculations still needs to be extensively verified.                                                                                                                                                                                        |
| 机器学习闭合模型<br>Machine learning closed model   | 机器学习闭合模型<br>Machine learning closed model             | 利用数据驱动方法修改或重构传统模型, 增强 THF 模型处理非线性问题的能力, 但模型在训练工况外可能失效, 需要通过迁移学习提高泛化能力<br>Using the data-driven method, the traditional model has been modified or reconstructed in this model, and the ability of the THF model to handle nonlinear problems has been enhanced. However, the model may fail outside the training conditions, leading to its generalization ability requiring improved through transfer learning.                                                                                  |

制研究, 以揭示液态铅铋在棒束通道内的流动不对称性、铅铋浮力与流动换热耦合等复杂机制。随着铅铋快堆 CFD 计算域的不断扩大, 使用 DNS 的计算成本随之提高, 提升计算效率和计算精度成为主要需求。因此, 开发高质量的网格划分技术和提升湍流模型性能对进一步提高 CFD 技术在 LBE 研究中的应用水平至关重要。未来还可结合机器学习数据驱动与传统建模优势, 构建高保真、低成本的混合模拟框架, 进一步优化 CFD 模拟铅基快堆的准确性与经济性。

### 1.3 熔盐堆

熔盐堆(MSR)具有高体积热容和高沸点(可达

到 1 000 °C 以上)的特性<sup>[33]</sup>, 冷却剂出口温度更高, 具有广阔的工业应用前景, 且能够在接近大气压的条件下运行, 具备良好的固有安全性。熔盐堆按照燃料形态可划分为液态燃料反应堆与固态燃料反应堆。

固态熔盐堆中, 燃料元件通常采用各向同性(Tristructural-isotropic (coated fuel particles), TRISO)包覆颗粒燃料的球形构型<sup>[34]</sup>, 其堆芯 CFD 建模多采用多孔介质进行等效模拟<sup>[35-36]</sup>, 通过引入体积平均处理燃料颗粒的随机分布特性<sup>[37]</sup>。Bao<sup>[38]</sup>还使用了开源的 CFD 代码 OpenFOAM 进行相关研究。但由于平均化简化了堆芯几何, CFD 模拟的适

用性较低。

液态熔盐堆中,因采用熔融盐基复合核燃料作为裂变基质与传热介质,其堆芯物理-热工耦合机制呈现显著的非线性特征,需构建多物理场耦合框架,建立中子输运与热工水力控制方程的强耦合求解策略以实现热工水力特性与中子物理过程的耦合解析<sup>[39]</sup>。另外,为确保CFD湍流模型在MSR反应堆的适用性,美国橡树岭国家实验室(Oak Ridge National Laboratory, ORNL)、阿贡国家实验室(Argonne National Laboratory, ANL)、劳伦斯利弗莫尔国家实验室(Lawrence Livermore National Laboratory, LLNL)和爱达荷州国家实验室(Idaho National Laboratory, INL)等国家实验室进行了专门的CFD研究,以确保STAR-CCM+以及ANL的内部CFD代码NEK-5000(CFD Code developed by ANL)能够用于对MSR堆的分析<sup>[40-41]</sup>。Podila等<sup>[42]</sup>针对ORNL熔盐堆堆芯进行了CFD模拟与验证,证明了CFD技术的良好三维预测能力。

液态燃料熔盐堆的CFD技术面临多物理场-多尺度耦合、多相流处理等方面的挑战<sup>[43]</sup>。为应对这些问题,何帆<sup>[44]</sup>基于RELAP5(Reactor Excursion and Leak Analysis Program, version 5)与商软FLUENT程序,采用显式耦合方法,通过RELAP5/

MOD4.0源代码的二次开发和FLUENT用户自定义函数(User-Defined Function (in CFD software), UDF)功能,实现了数据交换,并在耦合中采用求解压力耦合方程组的半隐方法(Semi-Implicit Method for Pressure Linked Equations, SIMPLE)进行了稳态和瞬态计算分析(图4)。为进一步提高MSR堆CFD多物理场耦合水平,还通过开源工具OpenFOAM开发相关耦合程序,包括GeN-Foam、TANSY(Thermal Analysis System by OpenFOAM(用于MSR等CFD模拟))<sup>[45]</sup>等。TANSY对堆芯温度场的模拟结果与代尔夫特理工大学(Delft University of Technology, TUDelft)熔盐快堆模型的数据呈现出高度一致性。此外,为提高CFD耦合效率,胡传伟<sup>[46]</sup>团队提出了基于GPU异构的MSR堆CFD加速方案。

综上所述,熔盐堆CFD研究主要采用宏观多孔介质模型与局部精细化模拟方法,在模型验证、多场耦合及算法加速方面取得较好进展,但仍面临实验验证数据缺失、高普朗特数熔盐湍流模型精度不足、液态燃料多场强耦合效应显著等挑战。开发高效计算耦合算法,建立熔盐物性精密数据库,形成复杂结构三维精细化模拟方法,最终形成兼具精度与时效性的MSR热工水力CFD计算分析体系,是当下的重要发展需求。

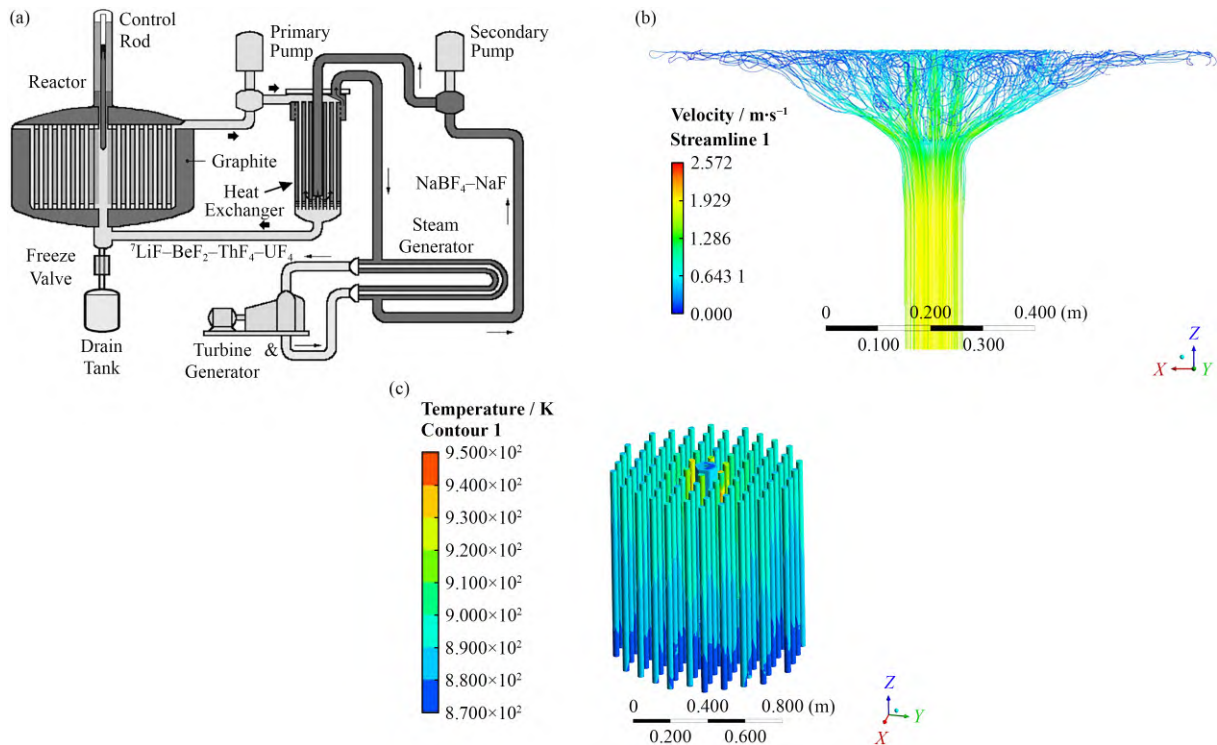


图4 熔盐堆(a)及其下腔室流线(b)和堆芯熔盐通道温度分布(c)示意图<sup>[43]</sup>(彩图见网络版)

Fig.4 Schematic diagram of the molten salt reactor (a), the streamline of its lower chambers (b), and the temperature distribution of the molten salt channels in the reactor core (c)<sup>[43]</sup> (color online)

## 1.4 超临界水堆

超临界水冷堆(SCWR)基于单相超临界水循环,其热效率高达45%<sup>[47]</sup>。SCWR冷却剂的物性(如密度、黏度)在临界点附近剧烈变化,流场复杂且存在多物理场耦合问题,需借助CFD方法分析SCWR中棒束域超临界流体流动结构与传热特性,在Cheng等<sup>[48]</sup>和Gu等<sup>[49]</sup>棒束子通道内超临界流体的研究基础上,许多挺等<sup>[50]</sup>开展了CFD研究,发现在上升流的情况下,壁面周向温差小,对流传热系数高,且横截面流量分布较均匀。马栋梁等<sup>[51]</sup>基于Li等<sup>[52]</sup>和Xi等<sup>[53]</sup>关于不均匀加热时超临界水在两个平行通道中异常振荡的研究,利用CFD技术对不对称加热条件下双通道流量的重分配问题进行了模拟,总结了低入口流速与高加热功率易引发流动失稳的阈值条件,得出了出口的热阻效应主导流量分配的结论,为堆芯多通道设计与优化提供了指导。

CFD也被用于SCWR的事故模拟。Podila等<sup>[54]</sup>将CFD应用于燃料棒束下传热恶化现象(Heat Transfer Deterioration, HTD)的定性预测,探讨了操作条件(如压力、质量流量、入口温度及浮力)对壁面温度分布和HTD发生的影响。此外,为进一步评估超临界水在垂直加热管内上升流动的安全裕度,Ebrahimnia等<sup>[55]</sup>通过ANSYS CFX平台并采用RANS模型,精细处理了壁面及超临界水物性突变的问题,提出将稳态CFD结果与流动稳定性理论准则相结合的策略,定量预测了垂直管内超临界水流动不稳定性阈值,为SCWR超临界工况下的热工安全设计提供了科学依据。

CFD技术在SCWR的精细热工水力特性分析和事故模拟中还存一些困难:超临界水的物性参数变化剧烈,在临界附近非线性的热物性变化使得数值求解极为复杂,且高温高压及辐射环境下的实验数据稀缺,导致CFD计算验证困难。

## 1.5 气冷快堆

气冷快堆(GFR)在快中子谱下以氦气单相冷却,借助高达700~850℃的出口温度,实现超50%的热效率,非能动安全特性与简化的循环系统使其拥有较高的整体安全性。GFR堆芯紧凑的燃料组件与耐高温材料相结合,不仅优化了燃料的利用率,还为布雷顿循环和先进工质耦合提供了条件。因此,GFR作为一种高效的四代堆堆型,是重要的发展方向<sup>[56]</sup>。

基于CFD在研究湍流方面的独特优势,GFR常采用CFD技术对热流体开展动力学分析。Angelo等<sup>[57]</sup>通过CFD量化了二次流传热特性,验证了SSG

(Speziale-Sarkar-Gatski Reynolds Stress)模型在捕捉二次流效应和温度梯度预测上的优势。CFD技术也被用来开展GFR反应堆的扰流结构设计。Orosz等利用CFD对ALLEGRO(ALLEGRO Gas-cooled Fast Reactor)气冷快堆含搅混翼的定位格架进行模拟。其中,在对燃料组件定位格架的研究方面,Orosz<sup>[58]</sup>基于Berthouix等<sup>[59]</sup>的研究,利用CFD结合网格敏感性分析、稳态RANS与瞬态SAS SST模拟,确定了格架对横流因子、压降及传热系数的影响,结果表明,30°倾角的扭转型叶片压降最小且传热效果更好,并最终在全堆芯CFD模拟中验证了优化效果。基于Orosz先前对燃料组件含搅混翼定位格架的研究,Orosz<sup>[60]</sup>设计了搅混翼片,通过瞬态模拟捕捉了湍流非定常特性,并与PIV(Particle Image Velocimetry)实验数据对比,以确保结果的可信性,解决了CFD的模型验证与搅混翼片的优化问题,为相应气冷快堆的设计研发提供了参考。

基于CFD技术也开展了事故工况的模拟研究,以给出相应的安全准则。在气冷快堆的设计阶段,还需要考虑各种可能遇到的事故工况,如破口事故、失压事故等。在对气冷快堆破口事故的研究中,Ding等<sup>[61]</sup>以Kvizda等<sup>[62]</sup>设计的75 MW气冷快堆为对象,总结了Siwiec等<sup>[63]</sup>、Vácha等<sup>[64]</sup>、Mayer等<sup>[65]</sup>关于反应堆内衰变热排出(Decay Heat Removal, DHR)策略的研究,利用CFD模拟紧堆芯冷却系统(Emergency Core Cooling System, ECCS)在堆芯不同注入点配置下的冷却性能,发现从堆芯底部注入时,冷却效果更好,为气冷快堆的ECCS设计提供了重要参考。

CFD在GFR中的应用主要聚焦于局部流动、燃料组件换热优化和事故工况下自然对流等问题。但由于反应堆结构的运行条件苛刻、工程样机数据缺乏以及跨学科耦合难题等原因,文献和实例相对较少,且研究对象较为集中于ALLEGRO气冷快堆。随着气冷快堆项目逐步推进,相应的实验数据得到补充,CFD在该领域的应用有望更加广泛。

## 1.6 超高温/高温气冷堆

超高温/高温气冷堆(VHTR/HTGR)作为第四代反应堆,拥有卓越的固有安全性以及较高的出口温度等显著优势。高温气冷堆是一种用氦气冷却、石墨慢化的热中子谱反应堆,其出口温度在700~950℃,被用于核供热和发电。而超高温气冷堆的基本技术则是建立在高温气冷堆的基础上,通过进一步将出口温度提高到1 000℃以上,从而实现更高的效率和更广泛的应用<sup>[66]</sup>。如图5所示,根据燃料组件形状的差异,高温气冷堆的堆芯设计分为球

床型<sup>[67]</sup>和棱柱型<sup>[68]</sup>两大类。

CFD 凭借其高精度的建模和分析能力,成为获取堆芯温度分布、研究堆芯复杂热工水力特性的有效工具。CFD 技术在球床堆芯热工水力分析的应用

大致包括两个方面:一是对全堆芯进行三维几何模拟,利用多孔介质模型对球床进行均匀化处理,探究球床堆芯的流动传热特性,为堆芯设计优化和安全运行提供依据。

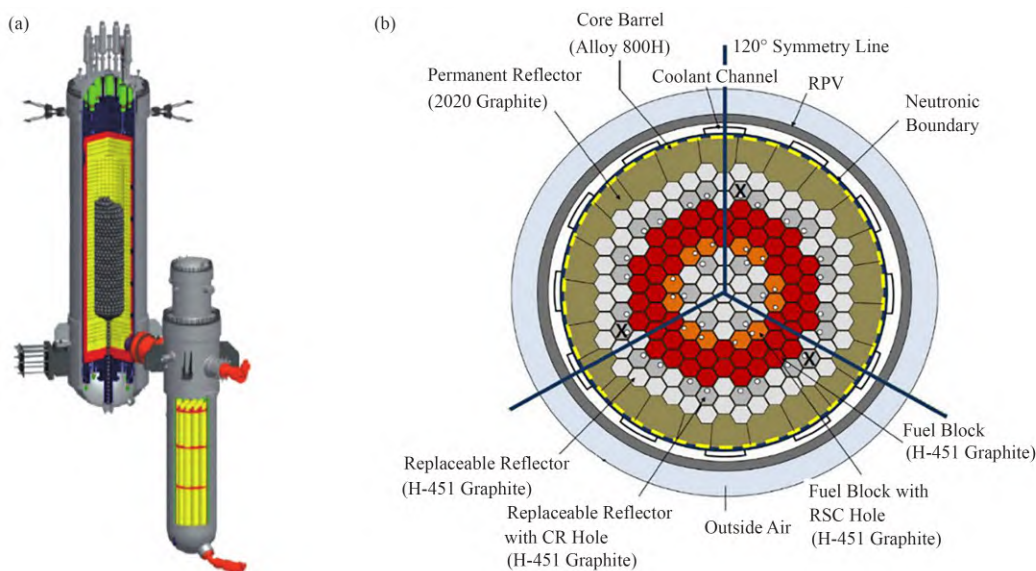


图5 球床型和棱柱型高温气冷堆示意图(彩图见网络版)

(a) HTR-PM (High Temperature Reactor-Pebble-bed Module)反应堆结构<sup>[67]</sup>,  
(b) MHTGR (Modular High Temperature Gas-cooled Reactor)-350堆芯<sup>[68]</sup>

Fig.5 Schematic diagrams of pebble-bed and prismatic high temperature gas-cooled reactors (color online)  
(a) HTR-PM reactor structure<sup>[67]</sup>, (b) MHTGR (Modular High Temperature Gas-cooled Reactor)-350 core<sup>[68]</sup>

Wu等<sup>[69]</sup>采用多孔介质建模和真实建模两种方法对紧密堆积球床的热工水力特性进行研究,比较了两种建模方法的优劣,发现多孔介质建模可以帮助CFD仿真快速合理地捕获热工水力参数的平均行为,如压力梯度和温度升高,但相较于真实建模,其难以捕捉固体燃料间隙内的涡流和流动分离等详细的局部特征。董建华等<sup>[68]</sup>利用CFD软件构建了棱柱式高温气冷堆堆芯间隙旁流的三维CFD计算分析模型,模拟了在不同间隙尺寸、工质物性参数、功率分布等差异下的堆芯热工水力状态,获得了堆芯温度的三维分布,如图6所示,研究表明间隙通道的尺寸是决定旁流占比的主要因素,间隙尺寸越大燃料局部温度越高。张双宝等<sup>[70]</sup>则通过三维多孔介质耦合模型模拟高温气冷堆堆芯,其结果与球床热工水力计算程序THERMIX结果进行了对比,结果表明两者符合较好,验证了CFD模型可用于高温气冷堆的温度分布计算、分析研究。彭浩然等<sup>[71]</sup>采用多孔介质模型,对高温气冷堆满功率稳态运行及失冷不失压事故工况下流动换热现象进行了模拟,并通过与高温气冷堆热工设计计算结果对比,验证了多孔介质模型对球床高温气冷堆热工水力分析的适用性。Rodríguez等<sup>[72]</sup>基于ANSYS CFX软件开发了

一种全尺寸三维CFD热工水力分析方法。该方法采用多孔介质模型对堆芯进行建模,充分考虑了可变孔隙率以及反应堆冷却系统的边界条件,同时对反应堆内部几何结构进行了合理简化。结果显示,该方法能够有效确认反应堆在正常运行工况下材料约束均未超出安全限制,且成功捕捉到了局部温度梯度、速度分布等重要的三维效应。

另一方面,球床内复杂的流动特性导致冷却剂局部冷却不均匀,燃料球表面可能出现局部热点。因此,对单个或数个燃料球进行CFD模拟,探究燃料球与冷却剂之间的传热特性以及燃料球间隙中冷却剂的流动特性,对于燃料元件的合理设计以及反应堆的安全运行都具有重要意义。Lee等<sup>[73]</sup>研究了燃料球接触间隙的尺寸对氦气流动传热特性的影响,发现燃料球之间直接接触会导致球床表面产生额外的热点区域。刘时贤等<sup>[74]</sup>采用CFD方法对单球和单元球床进行了数值模拟,研究了单球及不同排列燃料球床表面的放热分布和温度分布的不均匀性。卢涛等<sup>[75]</sup>对氦气在单元球床中的流动与传热进行了模拟,探究了氦气在燃料球中流动传热特性,结果如图7所示,并利用单元球床边界参数传递的方法,实现了大规模规则燃料球模块化高温气冷堆的

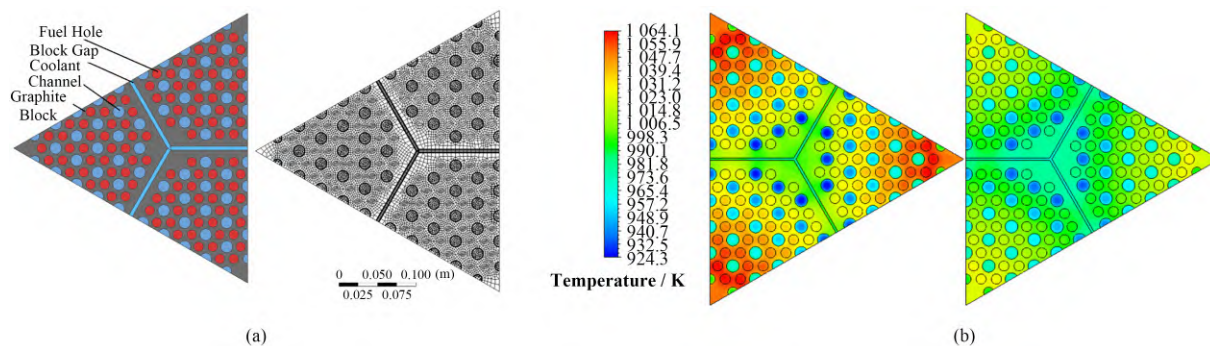


图6 棱柱式高温气冷堆 (a) 局部结构模型及模型网格划分, (b) 堆芯轴向截面平均及RSN温度分布云图<sup>[68]</sup>(彩图见网络版)  
Fig.6 Prismatic HTGR (a) Diagram of partial structure model and meshing, (b) Temperature even and RSN distribution contour of the core section along the axial direction of fuel<sup>[68]</sup> (color online)

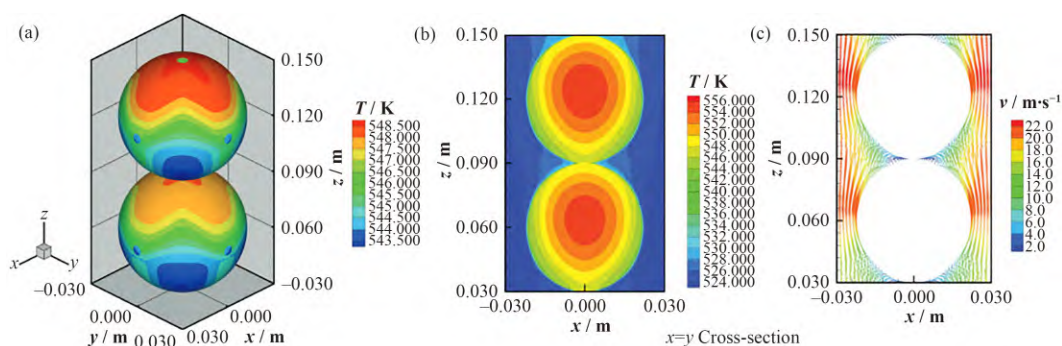


图7 单元球床速度和温度分布示意图<sup>[75]</sup>(彩图见网络版)  
Fig.7 Diagram of distribution of velocity and temperature in the unit pebble bed<sup>[75]</sup> (color online)

数值模拟,预测了燃料球与氦气的升温速率和压降率。对于棱柱型堆芯,CFD在热工水力分析方面的研究较少,大多集中于堆芯旁流和横流问题<sup>[68,76]</sup>。

在高温气冷堆中,石墨材料的氧化问题不可避免,尤其是在进气或进水事故情况下,石墨会发生严重的氧化腐蚀,从而威胁燃料元件的完整性。所以,CFD方法被用于研究进气事故下的流动传热特性和石墨氧化特性。Ham等<sup>[77]</sup>采用CFD方法研究了热管道破裂进气事故下热腔室内部结构温度对密度驱动分层流动现象的影响。Feng和Chi等<sup>[78]</sup>利用瞬态三维可压缩CFD模型研究了堆芯在稳态和进气事故下的热工水力特性。Oh等<sup>[79]</sup>使用CFD方法模拟了进气事故下压力容器内自然循环流动,结果显示,相比一维模型在三维模型清楚地观察到了具有热分层现象的再循环流。Feng和Chi<sup>[80]</sup>基于Fluent研究了假定气管破裂进气事故下HTR-10堆芯中石墨氧化腐蚀特性。

在高温气冷堆的热工水力分析和事故模拟中,CFD技术虽然发挥着重要作用,但也面临着诸多挑战:CFD在高温气冷堆事故分析中的应用(如石墨氧化腐蚀、进气事故等)缺乏足够的实验数据验证;球床堆芯和棱柱堆芯具有复杂的几何结构,需要进一

步发展适用于复杂几何结构的网格生成技术和多孔介质模型,以更准确地模拟堆芯内的流动和传热特性。

## 2 CFD应用面临的挑战与解决途径

虽然CFD技术在四代堆中已广泛应用,但仍面临众多挑战,如图8所示,包括多物理场耦合时,中子输运、热工水力和结构力学的强非线性交互显著加剧了数值求解的复杂度、困难度,制约了瞬态的综合预测能力;微/介观流动解析与宏观系统模拟的跨尺度物理信息衔接问题,导致传统建模计算方法在复杂几何结构、高精度要求间难以平衡;反应堆复杂工况下实验数据的稀缺性,与多场耦合下不确定性传播的量化需求形成矛盾。这些挑战制约着CFD技术在四代堆研发中的深入应用,迫切需要解决。

### 2.1 多物理场耦合关联

核反应堆堆芯状态是核-热-流-力-材-化-辐等多场耦合的综合表现,CFD计算分析需要考虑与多场的复杂非线性关系。不同物理场控制方程在数学形式与求解上差异明显,同时微观-介观-宏观物理过程的时间常数跨越多个量级,致使统一计算框架构

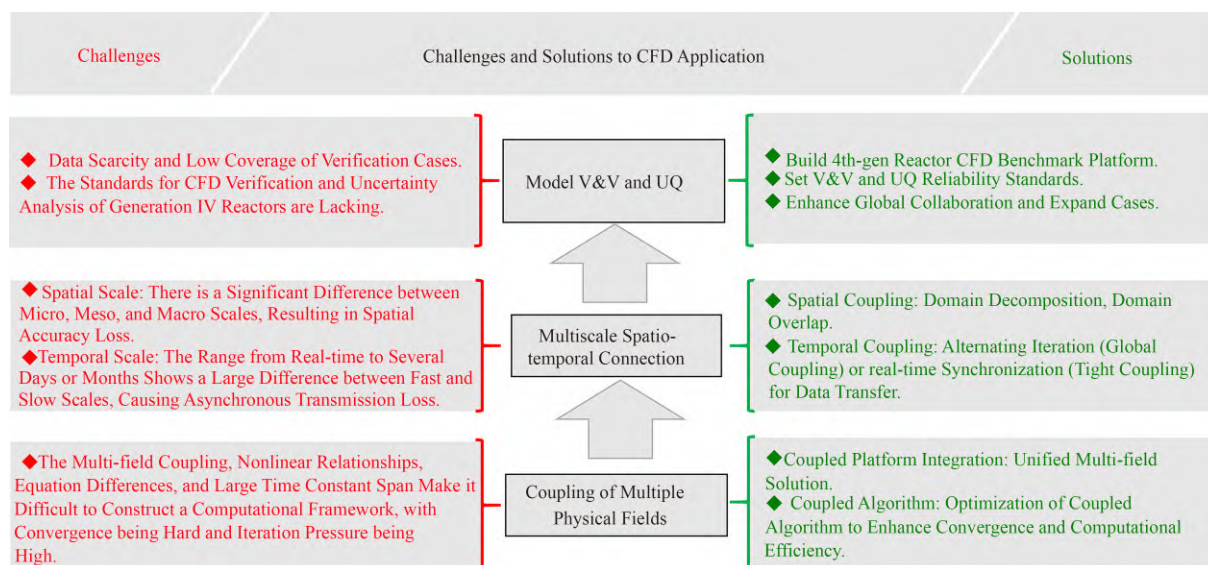


图8 CFD应用面临的挑战与主要解决思路  
Fig.8 Challenges faced by CFD applications and main solutions approaches

建困难,且面临高维非线性方程组求解收敛难题,隐式迭代的存储与计算资源压力显著。此外,堆芯环境下结构性能涉及辐照作用、热应力、化学腐蚀等多因素协同影响,但性能退化等多场影响机制与数理模型尚不清晰。同时,实验验证受限于极端工况的复现能力,多场耦合边界条件难以精确分离控制,导致CFD数值模型验证与不确定性量化面临挑战。工程应用层面则存在多学科协同设计工具链割裂、数据接口标准化不足等问题,制约了基于CFD参与的多场耦合应用的工程效率。

核反应堆作为典型的多物理耦合系统,涉及热-力-化学耦合作用下的传热恶化(气隙热阻演化)、辐照损伤(肿胀与密实化)、裂变气体释放、包壳蠕变失效等多种物理现象<sup>[81]</sup>。当前研究多基于多物理耦合计算框架(如MOOSE、COMSOL)<sup>[82-83]</sup>,采用有限元-有限体积等算法联合构建性能分析程序,实现燃料组件在核-热-力耦合作用下的三维精细化模拟。

构建耦合平台、引入先进算法是解决CFD计算参与的多物理场耦合的常用方法。Jacobi-Free Newton-Krylov(JFNK)具有全隐式方案、超线性收敛速率和稳定的收敛能力,该方法自20世纪80年代提出以来<sup>[84]</sup>,广泛应用于多物理场耦合问题。美国爱达华国家实验室基于开源多物理场耦合平台MOOSE在2021年<sup>[85]</sup>开始应用JFNK求解器,后被用来研究球床反应堆中的多物理场、多尺度耦合问题<sup>[86]</sup>。在NAMES计划中基于MOOSE开发的热工水力代码Pronghorn<sup>[87]</sup>,宏观尺度上的中子学和热-水力学耦合系统通过JFNK算法求解。在传统JFNK基础上,还发展了基于LU分解的非线性消元

JFNK(LU decomposition based JFNK, LU-JFNK)方法和多级非线性消除JFNK(Multi-Level Elimination JFNK, MLE-JFNK)方法。其中MLE-JFNK效果最好,在对球床反应堆的计算中,计算成本比LU-JFNK低两倍,计算效率比JFNK高三倍<sup>[88]</sup>。

传统单一场分析难以满足钠冷快堆、铅/铅铋快堆等四代堆复杂工程场景中对高保真、高置信度数值仿真的需求。随着人工智能技术的不断发展,CFD技术在多物理场耦合领域的前沿发展正呈现出从单一物理过程模拟向复杂系统集成化建模的转型。基于深度神经网络构建的代理模型在加速多变量参数敏感性分析<sup>[89]</sup>、物理机理辨识及场间耦合规律挖掘等方面展现出独特优势<sup>[90]</sup>,为复杂系统数值仿真的可解释性提升开辟了新路径。这一趋势有利于突破物理场间界面传递的数值瓶颈,发展具有强鲁棒性的耦合算法体系。尽管该领域在算法通用性、计算资源消耗及实验验证体系层面仍面临挑战,但智能化多物理场耦合技术已从理论方法研究阶段逐步拓展至工程设计与优化,未来将进一步向标准化及多学科协同方向演进。

## 2.2 多尺度时空衔接

CFD计算分析技术在四代堆研究中除独立应用外,还需联合子通道程序、系统程序开展重点域热工水力性能分析与全域特性及规律研究。美国NAMES计划中按照所关注热工水力问题,将时空尺度分为三个层次<sup>[91]</sup>:

1)精细尺度(Lower Length Scale, LLS),聚焦解析高分辨率物理现象,包括单相及多相高度湍流共

轭传热(Conjugate Heat Transfer, CHT),并精确捕捉热边界层细节,获得热流密度等重要参量的精细空间分布。

2)工程尺度(Engineering Length Scale, ELS),采用粗网方法开展均质化建模,如与核燃料性能紧密耦合的三维子通道分析。

3)系统尺度(System Scale, SS),针对核反应堆的系统级分析,包含一维流体管网模型和零维系统

部件模型。

空间尺度的耦合,从较高分辨率的子通道程序、CFD程序向系统程序传递时多采用耦合接口均值传递,反之,需要将系统程序的数值做空间离散化处理或者调整耦合接口。时间尺度上的异步,若以CFD计算为主通常采用显式或半隐式耦合,除此之外则采用隐式耦合。不同耦合方式的耦合特点如表2所示。

表2 多尺度程序耦合方式  
Table 2 Multi-scale code coupling methods

| 耦合方式<br>Coupling method               | 显式耦合<br>Explicit coupling                                   | 半隐式耦合<br>Half-implicit coupling                                    | 隐式耦合<br>Implicit coupling                                                |
|---------------------------------------|-------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------|
| 数据传递方向<br>Data transmission direction | 单向<br>Unidirectional                                        | 双向多次交换<br>Bidirectional with multiple exchanges                    | 联合求解<br>Joint solution                                                   |
| 时间步长限制<br>Time step restriction       | 严格受CFL条件约束<br>Strictly constrained by CFL condition         | 部分放宽但仍可能受限<br>Partially relaxed, but still may be limited          | 完全不受限<br>Completely unrestricted                                         |
| 稳定性Stability                          | 易发散Prone to divergence                                      | 中等Moderate                                                         | 强稳定Strong stability                                                      |
| 计算成本<br>Computational cost            | 低Low                                                        | 中等Moderate                                                         | 极高Extremely high                                                         |
| 适用场景<br>Applicable scenarios          | 参数平缓变化,快速计算<br>Parameters change smoothly, fast calculation | 中等非线性,需反馈控制<br>Moderate nonlinearity, feedback control is required | 强非线性,多物理场强耦合<br>Strong nonlinearity, multi-physics field strong coupling |
| 实现复杂度<br>Implementation complexity    | 简单<br>Simple                                                | 中等<br>Moderate                                                     | 需全局迭代框架<br>Requires a global iterative framework                         |

微观-介观-宏观等不同尺度程序在时空分辨率与计算效率间存在巨大差异,先天的时空非协调性会造成多场耦合数据空间维度上的插值精度损失与时间维度上的异步积分误差。由于四代堆中普遍存在的毫米/亚毫米级微通道与米级回路的耦合问题以及数十微米厚度的边界层问题,以欧洲铅冷快堆ELSY(European Lead-cooled Fast Reactor)为例<sup>[92]</sup>,燃料组件间隙仅2.5~15.5 mm,边界层厚度约在 $10^{-5}$  m<sup>[93]</sup>尺度,需要精确捕捉铅铋合金的湍流脉动,而堆腔整体尺寸达12 m。导致传统CFD建模网格数量超过 $10^9$ ,致使HPC集群也难以完成瞬态计算分析。

针对液态金属反应堆的时空多尺度耦合问题,欧盟THINS项目提出了不同的解决方案<sup>[94]</sup>:空间多尺度问题上采用域分解(Domain Decomposition)或域重叠(Domain Overlapping)方法。域分解方法中CFD和系统程序权重相同,关键区域采用CFD计算,其余区域采用系统程序计算,两者通过交界面传递数据;而域重叠方法中CFD计算则作为系统程序的辅助修正手段,全局系统程序计算,部分区域额外采用CFD计算用来修正该区域的系统程序。方案

的选择由研究需要决定,关注局部区域精细特性采用域分解方法,系统程序赋予CFD更为精准的计算边界。关注系统整体,则采用域重叠方法,CFD为系统程序进行修正。

时间多尺度问题采用全局耦合(Globally-Coupled)或紧密耦合(局部耦合,Tightly-Coupled)策略。全局耦合两程序按顺序执行:先运行系统程序,随后基于系统程序结果完成CFD计算,再将CFD结果作为边界条件重新运行系统程序。通过多次迭代直至收敛。两代码在“耦合时间步”同步交换数据(可并行或交替运行),单次耦合运行即可获得统一解,但需更高的代码集成度。

当前多尺度耦合研究中,空间尺度差异问题已通过网格映射和接口算法得到较好解决,但时间尺度差异仍是制约耦合精度的核心难题。究其根源,CFD高精度求解与系统程序在时间步长设置上存在数量级差异且网格与计算规模存在显著差异,导致动态耦合过程中产生显著的时间步失配问题。基于数据驱动的人工智能算法为突破时间尺度耦合提供了新思路:大量研究通过构建代理模型实现CFD计算的快速预测,将传统CFD单次求解耗时从数小时

压缩到秒级,有效缩减了耦合时间尺度的差异。这种“精度-效率”协同优化策略,既保持了CFD计算的精细场辨析优势,又显著提升了全系统耦合的时间步层面上的协调性。

### 2.3 模型验证与不确定性量化

验证和确认(V&V)在1998年便受CFD学者所重视<sup>[95]</sup>,其是计算科学与工程领域关于验证与确认的权威指南,旨在通过理论梳理、方法创新及实践案例,推动数值模拟的标准化、可靠化与透明化,为科研和工程应用提供坚实的质量保障基础,后在核安全分析领域被广泛引用。CFD模型验证(V&V)与不确定性量化(Uncertainty Quantification, UQ)是保障计算可信度、实现工程应用的关键步骤。NASA(National Aeronautics and Space Administration)在2014年发布的对2030年CFD发展的远景展望中便强调了对CFD湍流模型误差和不确定性分析的重要性<sup>[96]</sup>。针对两相流、沸腾传热等复杂热工水力问题,通过高置信度实验数据对标,可精准定位湍流、相变机理等关键模型偏差;同时利用概率统计方法量化输入参数、数值离散及模型假设的误差范围,确定预测结果的置信区间,既能突破实验工况限制,为事故分析、四代堆设计提供可靠预测,又可避免过度保守设计,实现安全性与经济性的精准平衡。

多项式混沌法(Polynomial Chaos Expansion)是对CFD计算进行不确定性分析的常用方法<sup>[97]</sup>,按照与CFD代码耦合模式的不同可分为嵌入式技术(Intrusive Technology)和非嵌入式技术(Non-intrusive Technology)。在嵌入式技术方面:学者通过广义多项式混沌法揭示了展开式指数收敛特性<sup>[98]</sup>,并构建了与流体力学方程的耦合模型<sup>[99-100]</sup>。该方法在工程应用中取得显著进展,如Mathelin团队通过一维喷管实验揭示了边界条件与几何参数对流场的影响机制<sup>[101]</sup>。国内学者王晓东团队进一步拓展了该方法在方腔随机流动分析中的应用<sup>[102]</sup>。非嵌入式技术方面:Onorato团队成功实施飞机机翼绕流的CFD不确定性解析<sup>[103]</sup>,Gopinathrao团队将其应用于压缩机转子CFD模型的参数敏感性研究<sup>[104]</sup>,Hosder更通过系列算例系统验证了该技术在随机流动分析中的普适性<sup>[105]</sup>。但上述CFD不确定性量化研究仅限于CFD简单算例,对于四代堆这类复杂对象的应用研究尚有不足。

为提供一个通用的基础来比较反应堆物理模拟结果并指导选择适用于SCWR设计目的的计算程序,中国、欧洲、加拿大等开展了SCWR的燃料鉴定测试(Fuel Qualification Test, FQT)基准问题研究SCWR-FQT<sup>[106]</sup>。核能机构核装置安全委员会

(Committee on the Safety of Nuclear Installations, CSNI)最早在1977年构建了针对LOCA事故的国际基准题(International Standard Problems, ISP)<sup>[107]</sup>,并在2004年进行了基准案例增补<sup>[108]</sup>。除此之外还有在OECD/NEA/CSNI/WGAMA的框架内基于全尺寸PERSEO的基准测试<sup>[109]</sup>,以及基于PANDA设施上的ISP-42<sup>[110]</sup>,ACME设施上的ISP-51<sup>[111]</sup>国际基准题。

但上述基准主要针对传统压水堆或四代堆系统程序验证,而四代堆多存在高温等特殊工况,如熔盐堆瞬态超温可至1 200 °C,高温下的热工水力实验数据严重匮乏,现有验证案例覆盖率不足,对于后期发展的各类四代堆CFD程序的验证和不确定性分析支持十分有限。为解决上述问题,参考成熟压水堆CFD应用技术的发展,建议:1)各组织联合建立四代堆CFD基准题数据平台。整合各类四代堆典型工况实验数据,涵盖几何参数、多尺度网格模型、多物理场耦合边界条件及验证实验数据集。2)构建针对CFD的V&V与UQ框架和可靠性分析标准。可参考引入ASME V&V40<sup>[112]</sup>,通过验证与确认,结合不确定性量化分析,为四代堆多物理场多尺度耦合CFD模拟提供系统化可信度评估。

## 3 CFD技术在四代堆应用的发展趋势

### 3.1 数据-数理-数智多维协同

在四代堆复杂流场的CFD模拟中,巨量网格的划分耗时且依赖研究经验,不同新工质因物理特性不同,CFD计算分析方案的适用性与精度存在差异,如针对低普朗特数流体,传统湍流模型无法准确预测其流动传热特性<sup>[113]</sup>,湍流普朗特数模型<sup>[114-115]</sup>、代数热通量模型<sup>[116]</sup>、二阶矩微分热通量模型<sup>[117]</sup>由于各自的预测精度和计算复杂度,工程适用性低。

随着大量数据库的建立和计算机性能的提升,通过引入机器学习算法,可动态优化网格密度分布,从高温氦气或液态金属的湍流关键区域的CFD数据中捕捉不同变量之间的复杂映射关系<sup>[118]</sup>。在对欧洲铅冷却系统(ELSY)堆压力容器中的蒸汽发生器(Steam Generator, SG)进行跟踪气泡运动模拟时,CFD模拟通过欧拉-拉格朗日方法得到了蒸汽发生器不同泄漏高度下系统中稳态和瞬态气泡分布。在此基础上,模拟结果通过机器学习进行预测,其中高斯过程回归(Gaussian Process Regression, GPR)为气泡传输预测建立了数据驱动模型,该模型可以直接从CFD计算数据中捕获输入变量(即气泡直径、SG泄漏高度、最终位置、系统污染)和输出(达到气

泡百分比)响应之间的复杂非线性关系。

目前,基于数据驱动方法的湍流热通量建模新趋势正在兴起<sup>[119-121]</sup>,通过构建湍流普朗特数动态修正模型,并耦合深度神经网络对多源高保真实验数据进行特征挖掘与非线性映射,实现了湍流-传热耦合机理的数据同化建模<sup>[122-124]</sup>,该混合建模框架有望突破传统RANS模型针对低普朗特数流体的热输运预测瓶颈,为复杂流动传热问题的工程预测与机理研究提供了新的途径。

此外,在四代堆CFD技术的研究中,人工智能技术对于结果数据分析的提升也比较显著,如针对钠冷快堆的湍流黏度场预测,通过密集连接卷积网络与长短期记忆网络的混合模型实现对粗网格的高效计算<sup>[125]</sup>。

在铅铋快堆热分层演化模拟中,结合本征正交分解(Proper Orthogonal Decomposition, POD)和伽辽金投影技术构建降阶模型,将计算资源消耗降低的同时仍能保持温度场预测误差处于低水平<sup>[126]</sup>;针对熔盐堆瞬态模拟需求,创新性地开发FV-ROM和SUP-ROM两类模型降阶方法<sup>[127]</sup>,分别优化速度场和压力场的预测精度,实现快速高精度瞬态模拟。以上表明,智能化技术在四代堆CFD关键技术中已开始广泛布局。

然而,智能化算法的应用仍面临数据稀缺性与模型泛化能力的挑战。例如,核反应堆的高保真实验数据获取成本极高,同时,高精度的CFD数据利用率低,而基于仿真数据训练的代理模型,有可能引入新的物理偏差<sup>[128]</sup>。对此,相关研究正在探索混合建模方法,将不同形式的物理方程约束嵌入神经网络架构<sup>[129]</sup>,通过强化学习动态修正模型参数,从而在数据不足时仍能保持预测可靠性。这种“物理引导AI(Artificial Intelligence)”的技术路线正在不断提升代理模型的可解释性,并提高模型的泛化能力,从而推动四代堆与研究堆的多场耦合模拟从经验驱动向自主化、高鲁棒性的新一代数智模式演进。

### 3.2 标准化与协同创新

为了衡量技术发展水平和阶段的方法,多国联合建立了技术成熟度矩阵(Technology Readiness Level-CFD, TRL),其包含9个等级,如表3所示,从TRL1(基础模型开发)到TRL9(全生命周期应用)。核电技术成熟度是指核电技术能够满足预期在核电工程或工程相关设施中应用的成熟程度,其目的是更好地解决核能发展中的可持续性(铀资源利用与废物管理)、安全与可靠性、经济性、防扩散与实体保护等问题,对技术创新决策和工程项目启动具有重要的决策支撑意义,为促进技术成熟度在核电

领域的推广和使用,2015年,国家核电技术公司在北京组织召开核电技术成熟度评价交流研讨会。目前,核电技术成熟度评价规范在压水堆核电厂中应用较多。

在第四代先进核能系统的研发进程中,全堆芯多尺度流动传热数值解析技术已成为突破热工安全设计瓶颈的核心手段。基于计算流体力学的全流域精细化建模方法,通过构建包含绕丝棒束组件、定位格架结构及板状燃料通道的全尺寸三维数值模型,可精确揭示冷却剂流动与能量输运行为、燃料元件温度场演化规律及局部湍流交互动力学特性,为堆芯热工安全裕度量化评估提供关键数据支撑<sup>[130]</sup>。然而应用中仍面临三重技术壁垒:快堆稠密型燃料棒阵列<sup>[131]</sup>、高温气冷堆随机堆积球床等复杂几何构型<sup>[132]</sup>,导致精细离散化建模需处理十亿级计算单元,且网格正交性对数值耗散敏感性显著;中子动力学-热工水力耦合效应、液态金属磁流体相互作用等多物理场耦合需求,使得传统单一精度求解器面临跨尺度计算收敛性挑战;钠冷快堆低普朗特数工质、熔盐堆高腐蚀性介质等特殊流体属性,导致现有湍流模型与物性参数化方法难以实现跨堆型普适化应用。在当前铅冷快堆腐蚀预测可以实现组件级验证中<sup>[133]</sup>,钠冷快堆热工分析可以实现系统级认证,技术成熟度矩阵不仅帮助研发团队识别技术瓶颈,还通过分层递进的目标设定,引导CFD应用中湍流模型、多相流算法等核心模块从实验室验证逐步迈向工业级认证。如将熔盐相变模型从TRL3提升至TRL6需完成:1)毫米级台架实验;2)多代码交叉验证;3)工业标准工况测试。

标准化的多物理场耦合接口库与权威的验证基准案例库对联合创新至关重要,美国主导的MOOSE/ENRICO框架通过蒙特卡罗中子学(OpenMC)与CFD(NekRS)的紧耦合,成功应用于快堆跨尺度仿真<sup>[134]</sup>。FFTF(Fast Flux Test Facility)无紧急停堆失流(Loss of Flow Without Scram, LOFWOS)等标准测试案例,为CORTH/CORCA-K等耦合系统提供了验证标准,成为检测钠冷快堆瞬态模拟工具性能的重要依据。例如法国CATHARE(Code for Analysis of Thermal Hydraulics during an Accident of Reactor and its Extensions)在扩展至钠冷快堆时,耦合CFD工具TRIO.U<sup>[135]</sup>实现了三维效应分析,验证过程中充分利用了法国金属堆(Phenix、Superphenix)和日本文殊堆(Monju)的实测数据。这些基准案例不仅覆盖稳态与瞬态工况,还包含多物理场敏感参数(如多普勒效应、钠空泡反馈),为验证提供了全面场景,避免重复性实验造成的资源

表3 技术成熟度等级划分标准  
Table 3 Criteria for technology maturity levels

| TRL 等级 要求<br>TRL level Request                                                                                      | 目标<br>Target                                         |
|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------|
| TRL 1 基础原理被提出但尚未进行实验验证<br>The basic principle has been proposed, yet has not been experimentally verified           | 基础研究与概念验证<br>Basic research and proof of concept     |
| TRL 2 技术概念形成且初步实验验证完成<br>The technical concept is formed and the preliminary experimental verification is completed |                                                      |
| TRL 3 关键功能在实验室环境中得到验证<br>Key features are validated in a lab environment                                            |                                                      |
| TRL 4 组件或子系统在实验室环境中集成并验证<br>Components or subsystems are integrated and validated in a lab environment              | 技术开发与原型验证<br>Technology development and prototyping  |
| TRL 5 组件或子系统在模拟环境中验证<br>Components or subsystems are validated in a simulated environment                           |                                                      |
| TRL 6 系统原型在相关环境中验证<br>System prototypes are validated in the relevant environment                                   |                                                      |
| TRL 7 系统原型在实际环境中验证<br>System prototypes are validated in a real-world environment                                   | 系统集成与商业化<br>System integration and commercialization |
| TRL 8 系统完成并通过测试准备商业化<br>The system is completed and tested, and ready for commercialization                         |                                                      |
| TRL 9 技术成功应用于实际场景且商业化完成<br>The technology has been successfully applied to practical scenarios and commercialized   |                                                      |

浪费。

4 四代堆CFD技术展望与建议

作为热工水力研究的重要数值驱动,CFD技术已从四代堆局部流场辨析工具,发展为堆芯大流域/全流域精细热工水力综合认知窗口,基于目前所梳理的技术及发展趋势研判,未来发展可能会具备以下特征:

1)高适用性与高效性兼具,有效支持设计与安全分析。

随着高性能计算资源、大规模并行计算、精细网格划分与自适应优化、先进数值算法等资源与技术的快速发展,CFD应用的适用性与效率还会持续提升,并凭借三维高分辨瞬态计算、多物理场-多尺度耦合能力的不断发展,将有效拓展四代堆复杂堆芯状态的预测深度,深度辅助堆芯性能优化与安全分析工作。

2)多范式融合,协同驱动,推进数字化反应堆在工程中深度应用。

针对CFD计算所得多工况精细化大数据以及实验数据等多源数据信息,智能算法还会加速并深度应用,能够进一步推进研究范式的发展,通过数据-数理-数智协同深度驱动,四代堆内湍流等复杂问题的计算适用性与效率会产生跨越式提升,促使瞬态精细预测能够达到数字孪生交互所需的高保真与时效需求,实现虚拟实体与物理实体的动态关联,

为实时伴随分析,以及在有限时间内全生命周期的预见性评估提供技术保障、支撑事故等瞬态工况的在线分析与决策,推进数字化反应堆的工程化落地与深度应用。

3)专用支撑模块大力发展,技术生态繁荣。

随着四代堆CFD技术与精细实验技术的深度应用,相关精细热工水力特性与规律能够得到较好的认知,并能够作为重要基础,促进四代堆CFD应用中的针对性问题的技术升级,形成系列化的专用支撑模块工具,并通过平台协同调集,推进研究模式升级,极致优化资源配置,高效协助四代堆的研发与优化。

然而,技术瓶颈与新兴需求要求CFD应用在理论与方法创新、验证体系完善、技术生态营造与开拓、多范式融合层面上持续突破,针对未来发展,提出以下建议:

1)协力共建数据中心,完善精细数据的管理与深度应用。

四代堆高温等极端工况实验数据的匮乏制约了CFD应用的验证与可信度的提升,并且导致数据驱动模型训练数据短缺,削弱了复杂场景下的应用潜力。另外,CFD精细化计算数据的高效管理与应用策略、共享机制尚待完善,海量高精度计算数据利用率不足,难以支撑模型的迭代优化与跨场景泛化能力的提升。为此,建议多单位协同共建重要实验数据与海量计算大数据的管理与维护机构,订立数据

共享协议,促进宝贵数据资源的广泛、深度利用,促进实验、仿真等多源精细数据信息的融合利用,同步结合可解释性强的物理约束型深度学习等智能分析技术,有效增强CFD应用的物理可信度与效率,带动四代堆CFD计算的理论与应用技术的高质量发展。

2)共议探究最佳实践导则,维持四代堆CFD应用能力的持续升级。

不同CFD研究人员在网格划分策略、湍流模型设置、数值求解方案等具体操作层面存在较大差异,缺少四代堆CFD应用的实践导则,同类问题重复研究,造成资源浪费,且结果可信性不足,多物理场-多尺度问题的方案与接口标准差异还会阻碍跨平台协作研究的推进。为此,建议核心CFD研究机构与研究学者定期组织发布相关议题,充分研究后开展针对性的交流,给出关键CFD应用细节的最佳实践导则与参考案例,并征集或协力研制、发布程序耦合等关键环节的规范方案与标准接口,建立开源协同生态,推进模块化工具群的共享,带动四代堆CFD应用技术生态的合力共建与繁荣发展。

**致谢** 感谢研究生李源潮、马倩倩、周汝权、向毅卓、杨玉诚、闵馨娜、刘家琛、关晨阳、付炳勋、罗程、孙雨琛在论文梳理过程中的贡献。

**作者贡献声明** 陈广亮负责总体指导、章节架构及撰写、审核与修改;陶文铨负责总体指导、技术支持、审核与修改;蔡德昌负责技术支持、审核与修改;殷新立负责调研与初稿撰写;李锦超负责调研与初稿撰写;谭港负责调研与返修稿撰写;蒙舒祺负责技术支持、审核与修改;叶国栋负责技术支持、审核与修改;郑雄负责技术支持、审核与修改。

## 参考文献

- Islam S, Haque J M. A comparative study and design optimization of potential cladding materials for gas cooled fast reactor: Neutronics, radiation shielding, and thermal hydraulics analysis[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2025, **185**: 105741. DOI: 10.1016/j.pnucene.2025.105741.
- 周选清, 王琛. 高温气冷堆球形燃料元件精准控制的研究与应用[J]. *企业管理*, 2023(S2): 300-301. ZHOU Xuanqing, WANG Chen. Research and application on precision control of spherical fuel elements for high-temperature gas-cooled reactors[J]. *Enterprise Management*, 2023(S2): 300-301.
- 周振华, 潘登, 陈玉爽, 等. 一种液态燃料熔盐堆堆芯流量分配设计[J]. *核技术*, 2016, **39**(5): 050601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2016.hjs.39.050601.
- ZHOU Zhenhua, PAN Deng, CHEN Yushuang, *et al.* Core flow distribution design of molten salt reactor with liquid fuel[J]. *Nuclear Techniques*, 2016, **39**(5): 050601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2016.hjs.39.050601.
- Bardet P, Blandford E, Fratoni M, *et al.* Design, analysis and development of the modular PB-AHTR[R]. Berkeley, CA, USA: University of California, 2008.
- Xiong T, Yan X, Xiao Z J, *et al.* Experimental study on flow instability in parallel channels with supercritical water[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2012, **48**: 60 - 67. DOI: 10.1016/j.anucene.2012.05.018.
- Zheng H, Yu T, Qu C T, *et al.* Basic characteristics and application progress of supercritical water[J]. *IOP Conference Series: Earth and Environmental Science*, 2020, **555**(1): 012036. DOI: 10.1088/1755-1315/555/1/012036.
- 张帅. CEFR 燃料组件绕丝的螺距优化研究[D]. 北京: 华北电力大学, 2024. DOI: 10.27140/d.cnki.ghbbu.2024.001058.
- ZHANG Shuai. Study on pitch optimization of filament winding for CEFR fuel assembly[D]. Beijing: North China Electric Power University, 2024. DOI: 10.27140/d.cnki.ghbbu.2024.001058.
- 苏少敏. 钠冷快堆主冷却系统跨尺度联合仿真研究[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2023. DOI: 10.27060/d.cnki.ghbcu.2023.001876.
- SU Shaomin. Joint cross-scale simulation study of the main cooling system of a sodium-cooled fast reactor[D]. Harbin: Harbin Engineering University, 2023. DOI: 10.27060/d.cnki.ghbcu.2023.001876.
- Watanabe O, Oyama K, Endo J, *et al.* Development of an evaluation methodology for the natural circulation decay heat removal system in a sodium cooled fast reactor[J]. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2015, **52**(9): 1102 - 1121. DOI: 10.1080/00223131.2014.994049.
- 周磊, 张大林, 刘雅鹏, 等. 快中子通量实验堆失流事故三维数值模拟[J]. *原子能科学技术*, 2022, **56**(3): 475 - 484. DOI: 10.7538/yzk.2021.youxian.0035.
- ZHOU Lei, ZHANG Dalin, LIU Yapeng, *et al.* Three-dimensional numerical simulation of loss of flow accident for fast flux test facility[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2022, **56**(3): 475 - 484. DOI: 10.7538/yzk.2021.youxian.0035.
- Velusamy K, Natesan K, Maity R K, *et al.* Primary system thermal hydraulics of future Indian fast reactors

- [J]. Nuclear Engineering and Design, 2015, **294**: 170 – 182. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2015.09.014.
- 12 张钰浩, 赵海琦, 沈熙昊, 等. 池式钠冷快堆复杂空间内流动与传热特性三维数值模拟研究综述[J]. 原子能科学技术, 2024, **58**(S2): 271–283. DOI: 10.7538/yzk.2024.youxian.0412.  
ZHANG Yuhao, ZHAO Haiqi, SHEN Xihao, *et al.* Review on three-dimensional numerical simulation research of flow and heat transfer characteristics in complex space of pool-type sodium-cooled fast reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2024, **58**(S2): 271–283. DOI: 10.7538/yzk.2024.youxian.0412.
- 13 Zhao H Q, Lu D G, Zhang Y H, *et al.* Numerical simulation of natural circulation characteristics under different DHX layout schemes in pool-type SFR during station blackout accident[J]. Progress in Nuclear Energy, 2023, **157**: 104567. DOI: 10.1016/j.pnucene.2023.104567.
- 14 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. DOI: 10.7538/yzk.2024.youxian.0568.  
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. DOI: 10.7538/yzk.2024.youxian.0568.
- 15 Muramatsu T, Ninokata H. Investigation of turbulence modelling in thermal stratification analysis[J]. Nuclear Engineering and Design, 1994, **150**(1): 81 – 93. DOI: 10.1016/0029-5493(94)90053-1.
- 16 Ohno S, Ohki H, Sugahara A, *et al.* Validation of a computational simulation method for evaluating thermal stratification in the reactor vessel upper plenum of fast reactors[J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 2011, **48**(2): 205 – 214. DOI: 10.1080/18811248.2011.9711694.
- 17 Tenchine D, Vandroux S, Barthel V, *et al.* Experimental and numerical studies on mixing jets for sodium cooled fast reactors[J]. Nuclear Engineering and Design, 2013, **263**: 263 – 272. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2013.06.001.
- 18 Yu Y Q, Shemon E R, Kim T K, *et al.* Evaluation of hot channel factor for sodium-cooled fast reactors with multi-physics toolkit[J]. Nuclear Engineering and Design, 2020, **365**: 110704. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2020.110704.
- 19 Uitslag-Doolaard H J, Alcaro F, Roelofs F, *et al.* Multiscale modelling of the phénix dissymmetric test benchmark[J]. Nuclear Engineering and Design, 2020, **356**: 110375. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2019.110375.
- 20 Bavière R, Tauveron N, Perdu F, *et al.* A first system/CFD coupled simulation of a complete nuclear reactor transient using CATHARE2 and TRIO\_U. Preliminary validation on the Phénix Reactor Natural Circulation Test[J]. Nuclear Engineering and Design, 2014, **277**: 124 – 137. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2014.05.031.
- 21 Zhao H Q, Zhang Y H, Pu Q F, *et al.* Analysis on thermal hydraulic characteristics for PHENIX natural circulation system using "1D system code + 3D CFD" simulation method[J]. Progress in Nuclear Energy, 2024, **176**: 105370. DOI: 10.1016/j.pnucene.2024.105370.
- 22 Shams A, Roelofs F, Baglietto E, *et al.* High fidelity numerical simulations of an infinite wire-wrapped fuel assembly[J]. Nuclear Engineering and Design, 2018, **335**: 441 – 459. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2018.06.012.
- 23 Angeli D, Fregni A, Stalio E. Direct numerical simulation of turbulent forced and mixed convection of LBE in a bundle of heated rods with  $P/D=1.4$ [J]. Nuclear Engineering and Design, 2019, **355**: 110320. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2019.110320.
- 24 Cheng X, Tak N I. Investigation on turbulent heat transfer to lead – bismuth eutectic flows in circular tubes for nuclear applications[J]. Nuclear Engineering and Design, 2006, **236**(4): 385 – 393. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2005.09.006.
- 25 Johnson H A, Hartnett J P, Clabaugh W J. Heat transfer to molten lead-bismuth eutectic in turbulent pipe flow[J]. Journal of Fluids Engineering, 1953, **75**(6): 1191 – 1198. DOI: 10.1115/1.4015579.
- 26 Kirillov P L, Ushakov P A. Heat transfer to liquid metals: specific features, methods of investigating, and main relationships[J]. Thermal Engineering, 2001, **48**(1): 50 – 59.
- 27 邓诗雨, 卢涛, 邓坚, 等. 液态铅铋合金湍流普朗特数及 RANS 模型优选[J]. 核动力工程, 2023, **44**(2): 98–103. DOI: 10.13832/j.jnpe.2023.02.0098.  
DENG Shiyu, LU Tao, DENG Jian, *et al.* Optimization of turbulent prandtl numbers and rans models for liquid lead-bismuth eutectic[J]. Nuclear Power Engineering, 2023, **44**(2): 98–103. DOI: 10.13832/j.jnpe.2023.02.0098.
- 28 Hwang C B, Lin C A. A low Reynolds number two-equation  $k_\theta\text{-}\tilde{\epsilon}_\theta$  model to predict thermal fields[J]. International Journal of Heat and Mass Transfer, 1999, **42**(17): 3217 – 3230. DOI: 10.1016/S0017-9310(98)00382-2.

- 29 Nagano Y, Shimada M. Development of a two-equation heat transfer model based on direct simulations of turbulent flows with different Prandtl numbers[J]. *Physics of Fluids*, 1996, **8**(12): 3379 - 3402. DOI: 10.1063/1.869124.
- 30 Manservigi S, Menghini F. Triangular rod bundle simulations of a CFD  $k-\epsilon-k_g-\epsilon_g$  heat transfer turbulence model for heavy liquid metals[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2014, **273**: 251 - 270. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2014.03.022.
- 31 Fiore M, Koloszar L, Fare C, *et al.* Physics-constrained machine learning for thermal turbulence modelling at low Prandtl numbers[J]. *International Journal of Heat and Mass Transfer*, 2022, **194**: 122998. DOI: 10.1016/j.ijheatmasstransfer.2022.122998.
- 32 Kays W M. Turbulent Prandtl number: where are we[J]. *Journal of Heat Transfer*, 1994, **116**(2): 284 - 295. DOI: 10.1115/1.2911398.
- 33 马荣芳, 江舸帆, 房勇汉, 等. 全球熔盐堆发展现状与趋势[J]. *核科学与工程*, 2024, **44**(6): 1239-1246. DOI: 10.20190/j.cnki.02580918.202406003.  
MA Rongfang, JIANG Gefan, FANG Yonghan, *et al.* The Molten Salt Reactor (MSR): overview and perspectives [J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2024, **44**(6): 1239-1246. DOI: 10.20190/j.cnki.02580918.202406003.
- 34 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.
- 35 Meng X K, Sun Z N, Xu G Z. Single-phase convection heat transfer characteristics of pebble-bed channels with internal heat generation[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2012, **252**: 121 - 127. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2012.05.041.
- 36 潘登, 余笑寒, 邹杨, 等. 规则球床堆熔盐流动压降与对流换热 CFD 模拟[J]. *核技术*, 2016, **39**(8): 080604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2016.hjs.39.080604.  
PAN Deng, YU Xiaohan, ZOU Yang, *et al.* CFD-simulation of structured packed beds molten salt reactors on pressure drop and heat transfer[J]. *Nuclear Techniques*, 2016, **39**(8): 080604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2016.hjs.39.080604.
- 37 靖剑平, 吴林, 夏雨齐, 等. 10 MWt 固态燃料熔盐堆内流动和换热特性研究[J]. *核科学与工程*, 2018, **38**(1): 135 - 140. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2018.01.019.  
JING Jianping, WU Lin, XIA Yuqi, *et al.* Study on characteristic of flow and heat transfer in 10-MWt molten salt reactor-solid fuel[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2018, **38**(1): 135 - 140. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0918.2018.01.019.
- 38 Bao J. Development of the model for the multi-physics analysis of Molten Salt Reactor Experiment using GeN-Foam code[J]. Paul Scherrer Institute, Villigen, Switzerland, 2016.
- 39 戈剑, 张大林, 田文喜, 等. 基于 CFD 方法的熔盐堆物理热工耦合分析[C]. 中国核学会核能动力分会反应堆热工流体专业委员会. 第十四届全国反应堆热工流体学术会议暨中核核反应堆热工水力技术重点实验室 2015 年度学术年会论文集. 西安交通大学核科学与技术学院, 2015: 734-738.  
GE Jian, ZHANG Dalin, TIAN Wenxi, *et al.* Coupled neutronics and thermal hydraulics analysis for molten salt reactor based on CFD method[C]. Proceedings of the 14th National Conference on Reactor Thermal-Hydraulics and Fluids and the 2015 Annual Academic Conference of the Key Laboratory of Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics and Hydromechanics, China Nuclear Society Nuclear Power Branch. School of Nuclear Science and Technology, Xi'an Jiaotong University, 2015: 734-738.
- 40 Sohal M S, Ebner M A, Sabharwall P, *et al.* Engineering database of liquid salt thermophysical and thermochemical properties[R]. Idaho National Laboratory (INL), Idaho Falls, ID (United States), 2010.
- 41 International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles. Challenges related to the use of liquid metal and molten salt coolants in advanced reactors[M]. IAEA, 2013.
- 42 Podila K, Chen Q, Rao Y F. CFD simulations of molten salt reactor experiment core[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2019, **193**(12): 1379 - 1393. DOI: 10.1080/00295639.2019.1627177.
- 43 何帆. 基于 RELAP5/FLUENT 耦合程序的熔盐堆热工水力瞬态分析[D]. 上海: 中国科学院上海应用物理研究所, 2021. DOI: 10.27585/d.cnki.gkshs.2021.000035.  
HE Fan. Thermal-hydraulic transient analysis of molten salt reactor based on RELAP5/FLUENT coupling program[D]. Shanghai: Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, 2021. DOI: 10.27585/d.cnki.gkshs.2021.000035.
- 44 何帆, 蔡翔舟, 郭威, 等. RELAP5/FLUENT 耦合程序的开发[J]. *原子能科学技术*, 2021, **55**(4): 693-703. DOI: 10.7538/yzk.2020.youxian.0325.

- HE Fan, CAI Xiangzhou, GUO Wei, *et al.* Development of the RELAP5/FLUENT coupled program[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2021, **55**(4): 693 – 703. DOI: 10.7538/yzk.2020.youxian.0325.
- 45 Hu T L, Cao L Z, Wu H C, *et al.* Coupled neutronics and thermal-hydraulics simulation of molten salt reactors based on OpenMC/TANSY[J]. Annals of Nuclear Energy, 2017, **109**: 260 – 276. DOI: 10.1016/j.anucene.2017.05.002.
- 46 胡传伟, 鄂彦志, 邹杨, 等. 熔盐堆堆芯流体力学计算的 GPU 并行方法研究[J]. 核技术, 2017, **40**(11): 61 – 67. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2017.hjs.40.110601.
- HU Chuanwei, E Yanzhi, ZOU Yang, *et al.* Research on GPU parallelization of fluid dynamics process of molten salt reactor core[J]. Nuclear Techniques, 2017, **40**(11): 61 – 67. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2017.hjs.40.110601.
- 47 程旭, 刘晓晶. 超临界水冷堆国内外研发现状与趋势[J]. 原子能科学技术, 2008, **42**(2): 167 – 172.
- CHENG Xu, LIU Xiaojing. Research status and prospect of supercritical water-cooled reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2008, **42**(2): 167 – 172.
- 48 Cheng X, Kuang B, Yang Y H. Numerical analysis of heat transfer in supercritical water cooled flow channels[J]. Nuclear Engineering and Design, 2007, **237**(3): 240 – 252. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2006.06.011.
- 49 Gu H Y, Cheng X, Yang Y H. CFD analysis of thermal – hydraulic behavior in SCWR typical flow channels[J]. Nuclear Engineering and Design, 2008, **238**(12): 3348 – 3359. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2008.06.010.
- 50 许多挺, 李虹波, 杨珏, 等. 超临界水四棒束传热数值分析[J]. 原子能科学技术, 2015, **49**(2): 292 – 296. DOI: 10.7538/yzk.2015.49.02.0292.
- XU Duoting, LI Hongbo, YANG Jue, *et al.* Numerical simulation of heat transfer to SCW in 4-rod bundle[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2015, **49**(2): 292 – 296. DOI: 10.7538/yzk.2015.49.02.0292.
- 51 马栋梁, 周涛, 黄彦平. 超临界水在平行通道中不对称加热的计算分析[J]. 核科学与工程, 2022, **42**(4): 888 – 895.
- MA Dongliang, ZHOU Tao, HUANG Yanping. Computational analysis of asymmetric heating in parallel channels with supercritical water[J]. Nuclear Science and Engineering, 2022, **42**(4): 888–895.
- 52 Li J J, Zhou T, Song M Q, *et al.* CFD analysis of supercritical water flow instability in parallel channels[J]. International Journal of Heat and Mass Transfer, 2015, **86**: 923 – 929. DOI: 10.1016/j.ijheatmasstransfer.2015.02.026.
- 53 Xi X, Xiao Z J, Yan X, *et al.* Numerical simulation of the flow instability between two heated parallel channels with supercritical water[J]. Annals of Nuclear Energy, 2014, **64**: 57 – 66. DOI: 10.1016/j.anucene.2013.09.017.
- 54 Podila K, Rao Y F. CFD analysis of flow and heat transfer in Canadian supercritical water reactor bundle[J]. Annals of Nuclear Energy, 2015, **75**: 1 – 10. DOI: 10.1016/j.anucene.2014.07.039.
- 55 Ebrahimi E, Chatoorgoon V, Ormiston S J. Numerical stability analyses of upward flow of supercritical water in a vertical pipe[J]. International Journal of Heat and Mass Transfer, 2016, **97**: 828 – 841. DOI: 10.1016/j.ijheatmasstransfer.2016.02.069.
- 56 黄彦平, 臧金光. 气冷快堆概述[J]. 现代物理知识, 2018, **30**(4): 40 – 43. DOI: 10.13405/j.cnki.xdwz.2018.04.010.
- HUANG Yanping, ZANG Jinguang. Overview of gas-cooled fast reactor[J]. Modern Physics, 2018, **30**(4): 40 – 43. DOI: 10.13405/j.cnki.xdwz.2018.04.010.
- 57 Angelo G, Andrade D A, Angelo E, *et al.* A three-dimensional thermal and fluid dynamics analysis of a gas cooled subcritical fast reactor driven by a D-T fusion neutron source[J]. Annals of Nuclear Energy, 2011, **38** (12): 2734 – 2741. DOI: 10.1016/j.anucene.2011.08.006.
- 58 Orosz G I, Aszódi A. CFD modelling of mixing vane spacer grids for ALLEGRO relevant gas cooled reactor fuel geometry[J]. Annals of Nuclear Energy, 2021, **164**: 108628. DOI: 10.1016/j.anucene.2021.108628.
- 59 Berthoum M, Cadiou T. The thermal hydraulics in a rod bundle representative of the start-up core of the ALLEGRO Gas cooled Fast Reactor: experimental and numerical approaches[J]. Nuclear Engineering and Design, 2010, **240**(10): 3372 – 3386. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2010.07.009.
- 60 Orosz G I, Magyar B, Szerbák D, *et al.* ALLEGRO Gas cooled Fast Reactor Rod Bundle investigations with CFD and PIV method[J]. Nuclear Engineering and Design, 2022, **400**: 112062. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2022.112062.
- 61 Ding C, Kvizda B, Dubey A, *et al.* CFD simulation of injection point design for emergency core cooling system of ALLEGRO[J]. Annals of Nuclear Energy, 2025, **213**: 111084. DOI: 10.1016/j.anucene.2024.111084.
- 62 Kvizda B, Mayer G, Vácha P, *et al.* ALLEGRO Gas-

- cooled Fast Reactor (GFR) demonstrator thermal hydraulic benchmark[J]. Nuclear Engineering and Design, 2019, **345**: 47 – 61. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2019.02.006.
- 63 Siwiec A, Spirzewski M. Thermal-hydraulic analysis of GFR demonstrator-Allegro[C]. 27th International Conference on Nuclear Energy for New Europe (NENE). 2018.
- 64 Vácha P, Bělovský L. Analyses of severe accidents in GFR demonstrator ALLEGRO with MELCOR 2.1[C]. 2016 24th International Conference on Nuclear Engineering. June 26 – 30, 2016, Charlotte, North Carolina, USA. 2016. DOI: 10.1115/ICONE24-60396.
- 65 Mayer G, Bentivoglio F. Preliminary study of the decay heat removal strategy for the gas demonstrator ALLEGRO [J]. Nuclear Engineering and Design, 2015, **286**: 67 – 76. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2015.02.001.
- 66 Petti D, Shen W, Tuzov A, *et al.* Technology roadmap update for generation IV nuclear energy systems[R]. GEN IV International Forum, 2014.
- 67 严安, 孙喜明, 董玉杰. 球床式高温堆堆芯气固两相流耦合模拟研究[J]. 哈尔滨工程大学学报, 2022, **43**(12): 1743 – 1749. DOI: 10.11990/jheu.202211019.
- YAN An, SUN Ximing, DONG Yujie. Simulation study of gas-solid two-phase flow coupling of pebble-bed cores in a high-temperature reactor[J]. Journal of Harbin Engineering University, 2022, **43**(12): 1743 – 1749. DOI: 10.11990/jheu.202211019.
- 68 董建华, 汪俊, 郭娟娟, 等. 棱柱式高温气冷堆堆芯间隙旁流模拟研究[J]. 核技术, 2021, **44**(12): 120601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2021.hjs.44.120601.
- DONG Jianhua, WANG Jun, GUO Juanjuan, *et al.* Simulation on gap bypass flow of the prismatic high temperature gas cooled reactor core[J]. Nuclear Techniques, 2021, **44**(12): 120601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2021.hjs.44.120601.
- 69 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.
- 70 张双宝, 李良星, 谢伟, 等. 球床式高温气冷堆堆芯三维建模及稳态热工水力分析[J]. 中国科学院大学学报, 2020, **37**(2): 186 – 191. DOI: 10.7523/j.issn.2095-6134.2020.02.006.
- ZHANG Shuangbao, LI Liangxing, XIE Wei, *et al.* Three-dimensional modeling of pebble bed type high temperature gas-cooled reactor core and steady-state thermal hydraulic analysis[J]. Journal of the University of Chinese Academy of Sciences, 2020, **37**(2): 186 – 191. DOI: 10.7523/j.issn.2095-6134.2020.02.006.
- 71 彭浩然, 孙俊. 高温气冷堆堆芯球床的流动与换热分析[J]. 工程热物理学报, 2016, **37**(5): 1076 – 1083.
- PENG Haoran, SUN Jun. Investigation of flow and heat transfer in the pebble bed of the high temperature gas-cooled reactor[J]. Journal of Engineering Thermophysics, 2016, **37**(5): 1076 – 1083.
- 72 Gámez Rodríguez A, Rojas Mazaira L Y, García Hernández C R, *et al.* An integral 3D full-scale steady-state thermohydraulic calculation of the high temperature pebble bed gas-cooled reactor HTR-10[J]. Nuclear Engineering and Design, 2021, **373**: 111011. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2020.111011.
- 73 Lee J J, Park G C, Kim K Y, *et al.* Numerical treatment of pebble contact in the flow and heat transfer analysis of a pebble bed reactor core[J]. Nuclear Engineering and Design, 2007, **237**(22): 2183 – 2196. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2007.03.046.
- 74 刘时贤, 李晓伟, 吴莘馨. 球床高温气冷堆堆芯冷却剂流动与放热特性数值模拟[J]. 工程热物理学报, 2013, **34** (11): 2106 – 2111.
- LIU Shixian, LI Xiaowei, WU Xinxin. Numerical simulation of the coolant flow and heat transfer characteristics in the reactor core of pebble bed HTGR[J]. Journal of Engineering Thermophysics, 2013, **34**(11): 2106 – 2111.
- 75 卢涛, 李洋. 体心立方球床高温气冷堆流动及传热数值模拟[J]. 热科学与技术, 2016, **15**(4): 273 – 278. DOI: 10.13738/j.issn.1671-8097.2016.04.003.
- LU Tao, LI Yang. Numerical simulation of flow and heat transfer of high temperature gas cooled reactor with body centered cubic fuel sphere packed bed[J]. Journal of Thermal Science and Technology, 2016, **15**(4): 273 – 278. DOI: 10.13738/j.issn.1671-8097.2016.04.003.
- 76 Wang H H, Dominguez-Ontiveros E, Hassan Y A. Computational fluid dynamics analysis of core bypass flow and crossflow in a prismatic very high temperature gas-cooled nuclear reactor based on a two-layer block model[J]. Nuclear Engineering and Design, 2014, **268**: 64 – 76. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2013.12.044.
- 77 Ham T K, Arcilesi D J, Kim I H, *et al.* Computational fluid dynamics analysis of the initial stages of a VHTR

- air-ingress accident using a scaled-down model[J]. Nuclear Engineering and Design, 2016, **300**: 517 – 529. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2016.02.011.
- 78 Ferng Y M, Chi C W. CFD investigating the air ingress accident occurred in a HTGR\_simulation of thermal-hydraulic characteristics[J]. Nuclear Engineering and Design, 2012, **245**: 28 – 38. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2012.01.004.
- 79 Oh C H, Kim E S, Kang H S. Natural circulation patterns in the VHTR air-ingress accident and related issues[J]. Nuclear Engineering and Design, 2012, **249**: 228 – 236. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2011.09.031.
- 80 Ferng Y M, Chi C W. CFD investigating the air ingress accident for a HTGR simulation of graphite corrosion oxidation[J]. Nuclear Engineering and Design, 2012, **248**: 55 – 65. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2012.03.041.
- 81 Williamson R L, Hales J D, Novascone S R, *et al.* Multidimensional multiphysics simulation of nuclear fuel behavior[J]. Journal of Nuclear Materials, 2012, **423**(1 – 3): 149 – 163. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2012.01.012.
- 82 Liu R, Prudil A, Zhou W Z, *et al.* Multiphysics coupled modeling of light water reactor fuel performance[J]. Progress in Nuclear Energy, 2016, **91**: 38 – 48. DOI: 10.1016/j.pnucene.2016.03.030.
- 83 Wang Z, Chungyu Z, Yuan C X. Multiphysics modeling of pressurized water reactor fuel performance[J]. Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, 2018, **4** (3): 031008. DOI: 10.1115/1.4039848.
- 84 Brown P N, Saad Y. Hybrid Krylov methods for nonlinear systems of equations[J]. SIAM Journal on Scientific and Statistical Computing, 1990, **11**(3): 450 – 481. DOI: 10.1137/0911026.
- 85 Balay S, Abhyankar S, Adams M, *et al.* PETSc users manual[M]. 2019.
- 86 Zou L, Hu G J, O'Grady D, *et al.* Explicit modeling of pebble temperature in the porous-media model for pebble-bed reactors[J]. Progress in Nuclear Energy, 2022, **146**: 104175. DOI: 10.1016/j.pnucene.2022.104175.
- 87 Tano M, Kyriakopoulos V, Arment M C. Validation of Pronghorn's subchannel code using EBR-II shutdown heat removal tests: SHRT-17 and SHRT-45R[J]. Nuclear Engineering and Design, 2024, **416**(1): 112783. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2023.112783.
- 88 Wu Y J, Liu B K, Zhang H, *et al.* A multi-level nonlinear elimination-based JFNK method for multi-scale multi-physics coupling problem in pebble-bed HTR[J]. Annals of Nuclear Energy, 2022, **176**: 109281. DOI: 10.1016/j.anucene.2022.109281.
- 89 Wu X, Kozlowski T, Meidani H. Kriging-based inverse uncertainty quantification of nuclear fuel performance code BISON fission gas release model using time series measurement data[J]. Reliability Engineering & System Safety, 2018, **169**: 422 – 436. DOI: 10.1016/j.ress.2017.09.029.
- 90 岳明楷, 金浩, 刘桐蔚, 等. 热管冷却反应堆固态堆芯热力耦合性能分析及结构优化[J]. 原子能科学技术, 2023, **57**(2): 428–437. DOI: 10.7538/yzk.2022.youxian.0630. YUE Mingkai, JIN Hao, LIU Tongwei, *et al.* Thermal-mechanical coupling analysis and structure optimization of solid core of heat-pipe-cooled reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2023, **57**(2): 428 – 437. DOI: 10.7538/yzk.2022.youxian.0630.
- 91 Merzari E, Bolotnov I, Dinh N, *et al.* Building a multiscale framework: an overview of the NEAMS thermal-hydraulics integrated research project[J]. Nuclear Engineering and Design, 2025, **433**: 113807. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2024.113807.
- 92 Alemberti A, Carlsson J, Malambu E, *et al.* European lead fast reactor: ELSY[J]. Nuclear Engineering and Design, 2011, **241**(9): 3470 – 3480. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2011.03.029.
- 93 吕科锋. 液态铅铋合金在带统丝棒束组件内热工水力行为研究[D]. 合肥: 中国科学技术大学, 2016. LYU Kefeng. Study on thermal and hydraulic behavior of liquid lead-bismuth alloy in bundle assembly with wires [D]. Hefei: University of Science and Technology of China, 2016.
- 94 Bandini G, Polidori M, Gerschenfeld A, *et al.* Assessment of systems codes and their coupling with CFD codes in thermal-hydraulic applications to innovative reactors[J]. Nuclear Engineering and Design, 2015, **281**: 22–38. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2014.11.003.
- 95 Trucano T, Post D. Guest editors' introduction: verification and validation in computational science and engineering[J]. Computing in Science & Engineering, 2004, **6**(5): 8 – 9. DOI: 10.1109/MCSE.2004.38.
- 96 Slotnick J, Khodadoust A, Alonso J, *et al.* CFD Vision 2030 study: a path to revolutionary computational aerosciences[R]. McHenry County Natural Hazards Mitigation Plan, 2014.
- 97 张梹羽. 多项式混沌法在堆芯计算不确定性分析中的应用研究[D]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学, 2019.

- ZHANG Xiaoyu. Application of polynomial chaos method in uncertainty analysis of core calculation[D]. Harbin: Harbin Engineering University, 2019.
- 98 Xiu D B, Karniadakis G E. The Wiener-askay polynomial chaos for stochastic differential equations[J]. SIAM Journal on Scientific Computing, 2002, **24**(2): 619 - 644. DOI: 10.1137/S1064827501387826.
- 99 Lacor C, Dinescu C, Hirsch C, *et al.* Implementation of intrusive polynomial chaos in CFD codes and application to 3D navier-stokes[M]. Uncertainty Quantification in Computational Fluid Dynamics. Cham: Springer International Publishing, 2013: 193 - 223. DOI: 10.1007/978-3-319-00885-1\_5.
- 100 Knio O M, Le Maître O P. Uncertainty propagation in CFD using polynomial chaos decomposition[J]. Fluid Dynamics Research, 2006, **38**(9): 616 - 640. DOI: 10.1016/j.fluiddyn.2005.12.003.
- 101 Mathelin L, Hussaini M Y, Zang T A. Stochastic approaches to uncertainty quantification in CFD simulations[J]. Numerical Algorithms, 2005, **38**(1): 209 - 236. DOI: 10.1007/BF02810624.
- 102 王晓东, 康顺. 多项式混沌方法在随机方腔流动模拟中的应用[J]. 中国科学: 技术科学, 2011, **41**(6): 790 - 798. DOI: 10.1088/0253-6102/55/2/31.
- WANG Xiaodong, KANG Shun. Application of polynomial chaos method in simulation of random square cavity flow[J]. Scientia Sinica (Technologica), 2011, **41**(6): 790 - 798. DOI: 10.1088/0253-6102/55/2/31.
- 103 Onorato G, Loeven G, Ghorbaniasl G, *et al.* Comparison of intrusive and non-intrusive polynomial chaos methods for CFD applications in aeronautics[C]. European Conference on Computational Fluid Dynamics, Lisbon, 2010.
- 104 Gopinathrao N P, Bagshaw D, Mabilat C, *et al.* Non-deterministic CFD simulation of a transonic compressor rotor[C]. ASME Turbo Expo 2009: Power for Land, Sea, and Air, June 8 - 12, 2009, Orlando, Florida, USA. 2010: 1125 - 1134. DOI: 10.1115/GT2009-60122.
- 105 Hosder S, Walters R. Non-intrusive polynomial chaos methods for uncertainty quantification in fluid dynamics [C]. 48th AIAA Aerospace Sciences Meeting Including the New Horizons Forum and Aerospace Exposition. Orlando, Florida. AIAA, 2010: AIAA2010-129. DOI: 10.2514/6.2010-129.
- 106 Babcsányi B, Giusti V, Moise A, *et al.* Results and lessons learned from the Generation IV SCWR-FQT comprehensive Monte Carlo computational benchmark[J]. Annals of Nuclear Energy, 2023, **191**: 109903. DOI: 10.1016/j.anucene.2023.109903.
- 107 NEA. Loss of coolant accident standard problems[R]. Nuclear Energy Agency, Committee on the Safety of Nuclear Installations, Report No.17, 1977.
- 108 Micaelli J C. CSNI international standard problem procedures-CSNI Report No. 17 - Revision 4[R]. Organization for Economic Co-Operation and Development-Nuclear Energy Agency, 2004.
- 109 Mascari F, Bersano A, Alcaro F, *et al.* OECD/NEA/CSNI/WGAMA PERSEO benchmark: main outcomes and conclusions[J]. Nuclear Engineering and Design, 2023, **405**: 112220. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2023.112220.
- 110 Lübbsmeyer D, Aksan S N. ISP42 (PANDA Tests)-blind phase comparison report[R]. Organization for Economic Co-Operation and Development-Nuclear Energy Agency, 2003.
- 111 张雪艳, 杨军, 王诗琦, 等. 国际标准题51“公开测试”阶段进展及分析[J]. 核动力工程, 2022, **43**(6): 15 - 23. DOI: 10.13832/j.jnpe.2022.06.0015.
- ZHANG Xueyan, YANG Jun, WANG Shiqi, *et al.* Stage progress and analysis of international standard problem 51 "Open Test"[J]. Nuclear Power Engineering, 2022, **43**(6): 15 - 23. DOI: 10.13832/j.jnpe.2022.06.0015.
- 112 The American Society of Mechanical Engineers (ASME). Assessing credibility of computational modeling through verification and validation: application to medical devices [S]. ASME V&V 40-2018, 2018.
- 113 Wu J, Su X K, Gong Z Q, *et al.* Exploration of high-efficiency heat transfer modes in lead-cooled assemblies: a structural optimization based on the SST  $k-\omega-k_g-\varepsilon_\theta$  model [J]. Applied Thermal Engineering, 2024, **247**: 123051. DOI: 10.1016/j.applthermaleng.2024.123051.
- 114 Dovizio D, Mikuz B, Shams A, *et al.* Validating RANS to predict the flow behavior in wire-wrapped fuel assemblies [J]. Nuclear Engineering and Design, 2020, **356**: 110376. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2019.110376.
- 115 Wu J, Tang Z H, Cai J J. Thermal-hydraulic analysis of LBE flow in rod bundles with wire spacers based on heat transfer framework of OpenFOAM[J]. Nuclear Engineering and Design, 2024, **417**: 112843. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2023.112843.
- 116 Shams A, De Santis A, Roelofs F. An overview of the AHFM-NRG formulations for the accurate prediction of turbulent flow and heat transfer in low-Prandtl number

- flows[J]. Nuclear Engineering and Design, 2019, **355**: 110342. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2019.110342.
- 117 Manceau R. Recent progress in the development of the elliptic blending Reynolds-stress model[J]. International Journal of Heat and Fluid Flow, 2015, **51**: 195 – 220. DOI: 10.1016/j.ijheatfluidflow.2014.09.002.
- 118 Dong K J, Khan S A, He S H, *et al.* Bubble transport during SGTR accident in lead-cooled fast reactor: a machine learning[J]. Nuclear Engineering and Design, 2023, **415**: 112724. DOI: 10.1016/j.nucengdes. 2023. 112724.
- 119 Ling J, Kurzawski A, Templeton J. Reynolds averaged turbulence modelling using deep neural networks with embedded invariance[J]. Journal of Fluid Mechanics, 2016, **807**: 155–166. DOI: 10.1017/jfm.2016.615.
- 120 Fiore M, Koloszar L, Mendez M A, *et al.* Turbulent heat flux modelling in forced convection flows using artificial neural networks[J]. Nuclear Engineering and Design, 2022, **399**: 112005. DOI: 10.1016/j.nucengdes. 2022. 112005.
- 121 Chen L X, Yuan C, Zhang H N, *et al.* Development of turbulent heat flux model for unsteady forced convective heat transfer of small-to-medium Prandtl-number fluids based on deep learning[J]. International Journal of Heat and Mass Transfer, 2022, **194**: 123115. DOI: 10.1016/j.ijheatmasstransfer.2022.123115.
- 122 夏超, 周华, 杨志刚. 基于流场反演和机器学习的湍流模型增广在汽车气动仿真中的应用[C]. 2022中国汽车工程学会汽车空气动力学分会学术年会, 2022: 10. DOI: 10.26914/c.cnkihy.2022.035128.
- XIA Chao, ZHOU Hua, YANG Zhigang. Augmentation of Turbulence models using Field Inversion and Machine Learning Applied to Numerical Simulation of Vehicle Aerodynamics[C]. 2022 Academic Annual Conference of Automotive, 2022: 10. DOI: 10.26914/c.cnkihy. 2022. 035128.
- 123 房培勋, 何创新, 徐嗣华, 等. 基于实验数据同化的湍流模型常数标定: 含滤网蒸汽阀门通流特性数值预测[J]. 空气动力学学报, 2021, **39**(2): 12 – 22. DOI: 10.7638/kqdlxxb-2020.0183.
- FANG Peixun, HE Chuangxin, XU Sihua, *et al.* Calibration of turbulence model constants using measurement data assimilation: prediction of steam valve flow characteristics with filter[J]. Acta Aerodynamica Sinica, 2021, **39**(2): 12 – 22. DOI: 10.7638/kqdlxxb-2020. 0183.
- 124 李逸, 曲文海, 熊进标. 基于数据同化的棒束流场湍流模型常数标定方法研究[J]. 原子能科学技术, 2024, **58** (7): 1413–1423, 1387. DOI: 10.7538/yzk.2023.youxian. 0559.
- LI Yi, QU Wenhai, XIONG Jinbiao. Turbulence model constant calibration for flow field in rod bundle based on data assimilation[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2024, **58**(7): 1413 – 1423, 1387. DOI: 10. 7538/yzk.2023.youxian.0559.
- 125 Liu Y, Hu R, Kraus A, *et al.* Data-driven modeling of coarse mesh turbulence for reactor transient analysis using convolutional recurrent neural networks[J]. Nuclear Engineering and Design, 2022, **390**: 111716. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2022.111716.
- 126 Yang T, Zhao P C, Zhao Y N, *et al.* Development of reduced-order thermal stratification model for upper plenum of a lead – bismuth fast reactor based on CFD[J]. Nuclear Engineering and Technology, 2023, **55**(8): 2835 – 2843. DOI: 10.1016/j.net.2023.05.002.
- 127 林铭, 程懋松, 蔡翔舟, 等. 熔盐堆流体动力学模型降阶方法适用性分析[J]. 核技术, 2024, **47**(9): 090604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.090604.
- LIN Ming, CHENG Maosong, CAI Xiangzhou, *et al.* Applicability analysis of reduced order modeling methods for fluid dynamics in molten salt reactor[J]. Nuclear Techniques, 2024, **47**(9): 090604. DOI: 10.11889/j.0253- 3219.2024.hjs.47.090604.
- 128 Li J C, Qian H, Chen G L, *et al.* Research on fine analysis and accelerated prediction technology for thermal stratification in the upper plenum of the "Monju" reactor [J]. Case Studies in Thermal Engineering, 2024, **60**: 104844. DOI: 10.1016/j.csite.2024.104844.
- 129 钱浩, 陈广亮, 刘东, 等. 压水堆棒束多通道流场稀疏数据深度学习求解技术研究[J]. 核动力工程, 2025, **46**(2): 81 – 89. DOI: 10.13832/j.jnpe.2024.080039.
- QIAN Hao, CHEN Guangliang, LIU Dong, *et al.* Deep learning solution technology for sparse data of multi-channel flow field of PWR rod bundle[J]. Nuclear Power Engineering, 2025, **46**(2): 81 – 89. DOI: 10.13832/j.jnpe. 2024.080039.
- 130 Su S M, Chen G L, Wu H P, *et al.* Research of PM-ADC scheme for optimized computational CFD analysis in fast reactor cores[J]. International Communications in Heat and Mass Transfer, 2024, **150**: 107201. DOI: 10.1016/j.icheatmasstransfer.2023.107201.
- 131 张宇扬. 定位方式对铅冷快堆燃料组件热工水力特性

- 影响研究[D]. 北京: 华北电力大学(北京), 2023. DOI: 10.27140/d.cnki.ghbbu.2023.001251.
- ZHANG Yuyang. Study on the effect of positioning mode on thermal and hydraulic characteristics of Lead Cooled Fast Reactor fuel assembly[D]. Beijing: North China Electric Power University (Beijing), 2023. DOI: 10.27140/d.cnki.ghbbu.2023.001251.
- 132 张作义. 球床模块式高温气冷堆: 依自然定律堆芯不会熔化安全特性研究[J]. 中国科学: 技术科学, 2025, 55(3): 462 - 474.
- ZHANG Zuoyi. Core meltdown-free safety features of a high-temperature gas-cooled reactor pebble-bed module [J]. Scientia Sinica (Technologica), 2025, 55(3): 462 - 474.
- 133 Wu J W, Wu R J, Wang Y Q, *et al.* Prediction of dissolved impurities and movement of oxide particles in the primary circuit of LBE fast reactor[J]. Coatings, 2021, 11(10): 1263. DOI: 10.3390/coatings11101263.
- 134 Ellis M, Gaston D, Forget B, *et al.* Preliminary coupling of the Monte Carlo code OpenMC and the multiphysics object-oriented simulation environment for analyzing Doppler feedback in Monte Carlo simulations[J]. Nuclear Science and Engineering, 2017, 185(1): 184 - 193. DOI: 10.13182/nse16-26.
- 135 Tenchine D, Baviere R, Bazin P, *et al.* Status of CATHARE code for sodium cooled fast reactors[J]. Nuclear Engineering and Design, 2012, 245: 140 - 152. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2012.01.019.