

钠冷快堆关键热工水力问题研究现状及展望

杨红义¹, 薛秀丽^{1*}, 周志伟¹, 林超¹, 李虹锐², 高鑫钊¹,
余新太¹, 马晓¹, 肖宇白¹, 罗锐²

(1. 中国原子能科学研究院, 北京 102413; 2. 清华大学, 北京 100084)

摘要: 钠冷快堆因其高热效率、高燃料利用率和固有安全性, 以及能够实现闭式燃料循环以减少长寿命放射性废物的独特优势, 被认为是第四代核能系统的首选堆型, 也是目前国际核能领域的研究热点。本文概述了国际钠冷快堆及热工水力领域的发展历程和未来方向, 并指出了当前钠冷快堆热工水力领域发展所面临的主要问题。结合我国的发展现状和挑战, 本文针对热工水力研究领域的三个关键核心方面进行了深入分析: 冷却剂钠的流动换热特性、堆芯热工水力分析方法, 以及自然循环余热排出的设计与验证。总结了国际范围内的研究成果, 分析了遇到的技术挑战和未来研究的发展趋势, 并探讨了我国在这些领域的研究现状及未来的研究方向。这些分析和总结旨在为中国钠冷快堆技术在提高安全性和经济性方面的技术挑战提供指导, 同时也为未来钠冷快堆的热工水力设计和优化提供重要的参考依据, 以推动我国钠冷快堆技术的进一步发展。

关键词: 钠冷快堆; 热工水力; 自然循环; 盒间流; 固有安全; 非能动安全; 固有热工流体安全性; 湍流模型

中图分类号: TL33

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2024)09-1797-20

doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0568

Research Progress in Key Thermal-hydraulic Issue of Sodium-cooled Fast Reactor

YANG Hongyi¹, XUE Xiuli^{1*}, ZHOU Zhiwei¹, LIN Chao¹, LI Hongrui², GAO Xinxiao¹,

YU Xintai¹, MA Xiao¹, XIAO Yubai¹, LUO Rui²

(1. China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China; 2. Tsinghua University, Beijing 100084, China)

Abstract: Sodium-cooled fast reactors are considered the preferred reactor type for fourth generation nuclear energy systems due to their high thermal efficiency, high fuel utilization efficiency, inherent safety, and unique advantages of achieving a closed fuel cycle to reduce long-lived radioactive waste. They are also a hot research topic in the international nuclear energy field. An overview of the development history and future directions of sodium-cooled fast reactors and thermal-hydraulic fields on an international scale was provided, and the main problems currently faced in development of sodium-cooled fast reactor thermal-hydraulic fields were pointed out. Based on the current development status and challenges in China, an in-depth analysis of three key core aspects in the field of thermal-hydraulic research was conducted, including the flow and heat transfer characteristics of coolant sodium, core thermal-hydraulic analysis methods, and design and capability verification of removing

core decay heat through natural circulation. The research achievements on an international scale was summarized, the technological challenges encountered and the future development trends of research were analyzed, and the current research status and future research directions in these fields in China were explored. These analyses and summaries aim to provide guidance for the technical challenges of improving safety and economy in China's sodium-cooled fast reactor technology, and also provide important reference for the thermal-hydraulic design and optimization of future sodium-cooled fast reactors, in order to promote the further development of China's sodium-cooled fast reactor technology.

Key words: sodium-cooled fast reactor; thermal-hydraulics; natural circulation; inter wrapper flow; inherent safety; passive safety; inherent thermal-hydraulic safety; turbulence model

钠冷快堆因其优异的中子经济性和热工水力特性,在核能领域备受关注。自20世纪中叶起,全球范围内已建成近30座钠冷快堆,积累了超过350堆·年的宝贵运行经验,奠定了坚实的技术基础^[1]。在第四代核能系统的激烈竞争中^[2],钠冷快堆以其高热效率、高燃料利用率和固有安全性,以及能够实现闭式燃料循环以减少长寿命放射性废物的独特优势成为首选堆型^[3]。

热工水力是钠冷快堆设计和运行的核心学科,对确保堆芯稳定运行、提升系统安全性和优化反应堆整体性能至关重要。自20世纪中叶核能技术起步以来,钠冷快堆热工水力研究不断深入,覆盖了流体动力学、热传递、系统稳定性分析、安全分析及实验验证等多个方面。这些研究为钠冷快堆的设计和运行提供了坚实的理论基础,并为解决实际工程问题提供了有效的技术手段。

本文将回顾国际钠冷快堆及其热工水力的发展历程,分析当前热工水力领域的主要问题。结合中国的实际情况和挑战,聚焦于热工水力研究的三个关键方面,通过总结国际研究成果和面临的技术挑战,分析中国钠冷快堆的研究现状和未来发展方向,旨为中国钠冷快堆技术在提高安全性和经济性方面的技术挑战提供指导,同时也为未来钠冷快堆的热工水力设计优化提供重要的参考。

1 钠冷快堆及其热工水力发展概述

钠冷快堆及其热工水力的研究经历了从初步探索到技术成熟的多个发展阶段。钠冷快堆技术自20世纪40年代起步,由美国和苏联引领,在最初的探索阶段,研究主要集中于作为冷却剂的钠的物理和化学特性,以及其在反应堆中的热传递性能,如钠热导率、中子经济性和吸收截面等特

性。1951年,世界上第一座钠冷快堆 EBR-I 的成功运行证明了快堆概念的可行性。20世纪60年代,随着多座实验堆的建成,如美国的 EBR-II、法国的 Rapsodie 和苏联的 BOR-60,钠冷快堆的热工水力行为得到了更深入的测试和验证;20世纪70到80年代,多座原型堆及商用示范堆陆续建成,如苏联的 BN-350 和 BN-600、法国的 Phénix 和 Superphénix,钠冷快堆技术逐步成熟,开始向商业化迈进。这些反应堆的运行,不仅验证了钠冷快堆的商业潜力,也带来了一系列技术挑战,如提高经济性、安全性和可靠性。

进入21世纪,钠冷快堆被选为第四代核能系统的首选堆型,其热工水力技术也实现了重大突破。俄罗斯成功建造了 BN-800,正在建造 BN-1200,它们强化了反应堆的自然循环能力,显著提升了反应堆的安全性、可靠性和经济性。与此同时,中国也在钠冷快堆技术领域取得了显著进步,并跻身于世界钠冷快堆技术强国之列,缩小了与技术领先国家俄罗斯的技术差距。这些技术的进步和项目的实施,为未来快堆的热工水力研究提供了宝贵的经验和实践基础。同时,计算技术的进步为设计带来了革命性的变化,高精度的数值模拟将在热工性能优化和安全性提升中发挥关键作用。高效精准三维数值计算和全厂范围的多物理场系统分析程序的开发,将使设计师能更精确地预测和分析堆芯和系统以及全厂范围的反应堆行为,实现反应堆设计安全性和经济性的最优化。这些技术的进步,预示着钠冷快堆在热工水力领域的研究将不断深化,为核能系统向更高效、更安全、更经济的方向发展提供坚实的技术支撑。

当前,钠冷快堆技术已逐步趋于成熟,但仍存

在一些热工水力技术研究挑战。在国际范围内, 研究主要涉及如下几方面: 基础研究方面, 包括湍流传热、热脉动及热剥离等; 堆芯研究方面, 包括燃料组件(含堵流、变形等)、控制棒、盒间流热工水力行为, 以及完整堆芯的建模等; 钠池方面, 包括热分层及热疲劳、射流与分层相互作用、气体夹带等现象, 以及钠池的建模技术等; 系统热工水力学方面, 包括一维代码的改进、自然循环、多尺度热工水力学、液态金属与水 and 空气的相互作用、安全壳热工水力学等多个方面。

基于我国发展现状及研究需求, 结合国外研究现状, 本文将对钠冷快堆热工水力研究发展的三个关键的重点、核心内容进行总结分析: 冷却剂钠的流动传热特性研究、堆芯热工水力分析方法研究、自然循环设计与验证研究。

2 热工水力研究现状

2.1 冷却剂流动换热特性研究

深入研究钠的流动换热特性, 除了确保燃料元件的冷却, 防止燃料棒过热及预防热工事故外, 还是优化堆芯设计提高热效率的重要手段。而在确保安全的基础上提高反应堆热效率, 继而提高经济性, 是我国快堆发展的重要目标之一。

1) 钠介质棒束流动特性研究

棒束的摩擦阻力系数是堆芯及换热器热工水力计算和安全分析的重要参数之一, 受到世界各国快堆国家的关注。针对本国快堆的参数情况, 各国已提出多种关系式。2022年 Pacio 等^[4]对公开发表的共 162 个棒束实验及其结论进行了综述, 同年 Quan 等^[5]和 Menezes 等^[6]提供了采用水介质进行的棒束摩擦实验的结果。

俄罗斯研发了棒束区局部速度矢量电磁测量传感器, 并基于该精密测量手段, 开展了大量、系统的实验研究。研究获得的关键经验公式如下。

三角形栅格排列的光滑棒束阻力系数^[7]的计算公式如式(1)所示。

$$\lambda_T = \frac{0.210}{Re^{0.25}} (1 + x^{0.32}) \quad (1)$$

$$1.0 \leq x \leq 1.5, 6 \times 10^3 \leq Re \leq 2 \times 10^5$$

其中: x 为节径比; Re 为雷诺数。

带绕丝的棒束阻力系数, 在层流及湍流状态下的计算公式分别如式(2)、(3)^[8]所示。

$$\lambda_p = \frac{64}{Re} \left(0.407 + 2.0 \sqrt{s/d - 1} \left(1 + \frac{17.0(s/d - 1)}{h/d} \right) \right) \quad (2)$$

$$1.125 \leq s/d \leq 1.417, 10^2 \leq Re \leq 2 \times 10^3,$$

$$8.3 \leq h/d \leq 50$$

其中: d 为燃料元件棒直径; h 为绕丝螺距。

$$\lambda_p = \frac{0.210}{Re^{0.25}} \left(1 + \frac{124}{(h/d)^{1.65}} (1.78 + 1.485(x - 1))(x - 1) \right) \quad (3)$$

$$1.0 \leq x \leq 1.5, 10^4 \leq Re \leq 2 \times 10^5, 8.0 \leq h/d \leq 50$$

当绕丝数量较多, 如有 2~4 条时, 计算公式如式(4)所示。

$$\lambda_F/\lambda = 1 + 600(h/d)^{-2}(x - 1) \quad (4)$$

$$1.05 < x < 1.25, 10^4 < Re < 2 \times 10^5, h/d > 5$$

针对我国快堆组件, 中国原子能科学研究院(CIAE)进行了一系列水试验和部分钠试验研究, 获得了全流态范围下的各类组件流体力学特性。试验中发现, 小流量下棒束发热对组件内阻力特性有较大影响, 在有释热的钠介质条件下获得的阻力系数要大于在恒温水介质条件下获得的阻力系数, 后续研究应重点关注这种现象。试验中还发现位置较近的局部阻力之间会相互影响, 这将导致计算流量及实际流量不符, 因此, 稍复杂结构的阻力特性仍需通过针对性试验确定。

在后续研究中, 深入理解和获得精准的棒束摩擦阻力系数仍是核心课题。未来的研究需侧重于通过改进实验技术和数值模拟方法, 更准确便捷地预测钠流在相关结构中不同流态和工况下的流动行为。特别应关注小流量条件下棒束发热对阻力特性的影响, 以及局部阻力之间的相互作用, 这对于确保实际应用中计算流量与实际流量的一致性至关重要。

2) 钠流传热特性研究

堆芯是反应堆的关键核心部件, 其传热对反应堆的安全运行至关重要^[9]。目前国际上已发展出较多经验公式。

对于层流流态下的简单结构, 当其为轴对称通道时, Petukhov 等^[10]提供了通道层流传热问题的解决方案(适用于不同 Pr 的任何冷却剂)。对于恒定壁面温度 t_w , 通过分离变量和确定 Sturm-Liouville 问题的本征函数和本征值来解决该问题。其中, 稳定传热时 Nu 可取为 3.66。考虑轴向热传导时, Petukhov 等^[10]提出, 当 $Pe < 100$ 时, 初始

加热段的局部 Nu 分布取决于 Pe 的值, 其计算关系式如式(5)所示。 Nu 随 Pe 的减小而增加, 当 $Pe < 0.1$ 时, Nu 将较 3.66 高约 14%。加热稳定段需要几个直径的长度(对于普通冷却剂, 是直径的成百上千倍)。在最接近实际问题的圆管轴向热通量恒定情况下, 稳定传热时 Nu 为 4.36。对于 $z/(Pe \cdot d) < 0.037$ 时的初始加热段, Petukhov 等^[10] 提供了式(6)。当其为平面通道时, 双面和单面加热条件下, 极限 Nu 分别为 3.77 和 2.43(特征尺寸取平板间隙)。当其为环形通道时, Dwyer^[11] 和 Michiyoshi^[12] 提供了环形通道的层流换热公式。

$$Nu = 3.657 + \frac{0.5235}{1 + 0.3265Pe + 0.0602Pe^2} \quad (5)$$

$$Nu \approx 1.31 + \left(1 + 2\frac{z}{Pe \cdot d}\right) \left(\frac{z}{Pe \cdot d}\right)^{-1/3} \quad (6)$$

对于湍流流态下的简单结构, 圆形管道中液体金属的湍流热传递问题可以通过求解 Lyon 积分来简化或解决。对于稳定流动, Lyon^[13] 提供了近似解 $Nu = 7 + 0.025Pe^{0.5}$ 。在实际应用中, 通常采用基于实验数据推广获得的经验公式来计算。国际各快堆国家已经获得了大量此类数据, 剔除不太可靠和错误的数据后, 主要可分为两组: $Nu = 5 + 0.025Pe^{0.8}$ 和 $Nu = 3 + 0.014Pe^{0.8}$ 。俄罗斯成立独立小组进行专门的释热实验, 发现由不同材料制成的所有工作段长度上, 壁面温度和钠流温度分布规律一致 ($Pe = 40 \sim 1150$), 可以采用 $Nu = 5 + 0.025Pe^{0.8}$ 来描述, 精度在 $\pm 10\%$ ^[14]。同时指出, 一般的热工水力教科书中对湍流和层流统一采用公式 $Nu = 4.36 + 0.025Pe^{0.8}$ 也是合理的。Petukhov 等^[10] 进行了更精确的实验研究, Nu 并不总随 Pe 的增加而平滑变化。对于与临界 Re 相对应的 Pe , 如果传热段足够长且污染金属氧化物的量不大, Nu 会以阶梯方式从层流状态下的 $Nu = 4.36$ 变化到 $Nu = 7 + 0.025Pe^{0.8}$ 和 $Nu = 5 + 0.014Pe^{0.8}$ 。对于环形通道的液态金属湍流传热, Dwyer^[15] 进行了较系统的研究。

对于棒束的传热研究, 基于不多的试验数据, 除俄罗斯外, 国际上提出了 10 种以上的棒束传热关系式。Mikityuk^[16] 和 El-Genk 等^[17] 分别对这些经验公式进行了综述, 并基于光棒棒束和绕丝棒束的试验数据评估了关系式的计算偏差。根据统计结果可知, 对于光棒束组件, 推荐采用 El-Genk

提出的 Nu 经验公式, 其计算误差最小, 95% 置信区间的计算误差小于 $\pm 15\%$ 。对于绕丝棒束组件, 当流速很低 ($1 < Pe < 40$) 时, 推荐使用 Bobkov 等提出的公式; 当流速较低 ($30 < Pe < 1000$) 时, 推荐使用 El-Genk 提出的专用于绕丝棒束组件的公式; 当流速较大 ($1000 < Pe < 4000$) 时, 推荐使用 El-Genk 提出的适用于光棒束组件的公式。

针对棒束的传热研究, 俄罗斯依托丰富的钠试验数据, 在以下 4 个主要方面取得了显著进展。(1) 层流中的热传递, 使用 Galerkin 方法获得了普遍解^[18]。当燃料棒的表面温度以傅里叶级数的形式定义时, 通过燃料棒元件的 Poisson 方程和 Laplace 方程联合求解获得^[18-19]。(2) 湍流中的稳定传热, 三角形排列的燃料棒传热和温度场计算公式推荐使用式(7)。该公式计算误差为 $12\% \sim 15\%$ 。肋和绕丝的存在对平均释热的影响很小, 但会扭曲燃料元件表面的温度场, 可以使用经验公式(式(8))对肋或绕丝下燃料元件的过热进行计算。Subbotin 等和 Bulee 对三角形排列的棒束周向最大方位角温度的不均匀性^[19]、沿长度方向的燃料棒温度不规则性^[20]进行了研究, 并给出了相应计算公式。(3) 初始加热段的传热, Subbotin 等^[19]考虑了纵向热流和燃料元件特性的传热问题, 并给出了计算关系式。Subbotin 等指出, 释热在通道和燃料棒束长度上变化时, 传热是不稳定的; 传热在正热通量梯度的区域增加, 在负梯度的区域降低; 在流体动力学稳定的情况下, 通过已知的转换函数, 使用 Duhamel 积分, 可以方便估计可变释热对传热的影响^[19]。(4) 燃料组件外围的冷却剂速度和温度分布的不均匀性, 很大程度上由组件外围几何参数决定^[19], Bogoslovskaya 等^[21]提供了温度不均匀性计算公式。另外, 由一个或一组燃料元件的位移、一个或多个燃料元件以及燃料组件盒弯曲等引起的通道变形, 将加剧温度不均匀性和减小释热^[22-23], 从试验数据中归纳得到了统一关系式(式(9)), 用于估计不同棒束变形时外围燃料元件周向上的最大温度不均匀性。

$$Nu = Nu_{\text{lam}} + 0.041/x^2 \cdot (1 - 1/((x^{30} - 1)/6 + (1.15 + 1.24\varepsilon_6)^{1/2}))Pe^a \quad (7)$$

其中, $a = 0.56 + 0.19x - 0.1/x^{80}$ 。式(7)的适用范围为 $1 < x = s/d < 2$, $1 < Pe < 4000$, $0.01 < \varepsilon_6 < \infty$, ε_6 为三角形排列中燃料棒近似热相似准则, 特征尺寸取等效

水力直径。

$$\frac{\delta t \lambda_f}{qR} \approx 0.344 - 42 \times 10^{-5} Pe \quad 20 < Pe < 400 \quad (8)$$

$$\Delta T_{\varnothing}^{\max} = \frac{t_w^{\max} - t_w^{\min}}{\bar{q}d/2} \lambda_f = K + M \exp(-mPe) \quad (9)$$

其中: t_w 为燃料元件表面温度; $\bar{q}$ 为平均热通量密度; d 为外围燃料元件包壳直径; λ_f 为冷却剂的导热系数; Pe 由组件横截面上冷却剂平均流速和中心未变形元件的水力直径计算; K 、 M 、 m 为与燃料棒束变形程度相关的参数。

在组件棒束变形对堆芯热工水力的影响方面, 除上述俄罗斯采用实验研究外, 受实验技术条件所限, 其他国家开展了少量数值模拟研究。Sosnovsky 等^[24]研究了 19 棒和 127 棒组件变形的影响, 发现组件绕丝引起的轻微变形会造成组件内最高流体温度增加, 棒束偏心引起的较大变形使得变形通道内钠最大流速和最高温度增加, 但最高温度的增加并未随变形幅度的增大而增大, 而是在量级上保持和轻微变形时一致。Uwaba 等^[25]研究了 19 棒组件的变形及其对组件内钠流动传热的影响, 结果表明, 组件棒束变形使得组件内钠流向温度分布趋于平坦。Cadiou 等^[26]使用 STAR-CCM+ 研究了棒束直径增加 6% 的 217 棒组件变形对组件内钠流速和温度的影响, 发现变形发生时, 钠流量减小, 组件径向温度梯度从 80 °C 增加到 140 °C。Acosta 等^[27]使用 STAR-CCM+ 和 DOMAJEUR2 研究了 7 棒组件的变形, 发现变形导致包壳温度增加了 57 °C, 而且增加了钠流平均出口温度, 还增加了棒束附近方位角温度梯度。

除上述传热相关研究外, 接触热阻的研究也值得重视。在液态金属堆中, 冷却剂中悬浮的固体颗粒在热交换表面上的沉积会形成接触热阻^[9]。在靠近壁面的层流区域, 杂质积聚成一层粘附在壁面上; 在湍流流动中, 杂质的浓度比壁面区域低数千倍, 会接近饱和浓度。当冷却剂中的杂质浓度不超过其在循环金属温度下的溶解度时, 不存在接触热阻; 当冷却剂达到杂质饱和状态时, 传热系数可以减少到原来的 50%~67%。Kirillov 等对接触热阻进行了大量试验研究, 提供了最大的接触热阻(R_c)计算公式: $R_c = 200(d/\lambda_f) Re^{-0.75}$, 并对接触热阻数据进行了全面总结^[28]。

对于钠流的传热研究, CIAE 在基于中国钠冷

快堆的设计框架下, 进行了部分基础试验, 获得了针对性的计算公式, 并得到了工程验证。在我国快堆设计中, 采用的重要传热关系式主要包括: 堆芯及换热器中从冷却剂到壁面的换热特性采用 $Nu = 4.36 + 0.025 Pe^{0.8}$; 蒸汽发生器换热采用 $Nu_0 = 24.15 \lg(-8.12 + 12.76x - 3.65x^2)$ ($30 < Pe < 200$) 和 $Nu = Nu_0 + 0.0174(1 - e^{-6(x-1)})(Pe - 200)^{0.9}$ ($Pe > 200$), 其中 x 为管束布置间距(m)。在其他结构中, 如堆容器冷却系统等中的间隙与大空间的强迫对流, 一般采用 $Nu = 5 + 0.025 Pe^{0.8}$; 而间隙垂直壁附近的自然对流, 则采用 $Nu = 0.0353(Gr_D \cdot D/L)^{0.184}$, 其中 D 为壁面宽度(m), L 为间隙高度(m), Gr_D 表示以壁面宽度 D 为特征尺寸计算的格拉晓夫数(Gr)。对于大空腔垂直壁, 整个高度上的平均 Nu 为: $Nu = 0.765(Gr_H \cdot Pr^2)^{0.25}$ 等, 其中 Gr_H 表示以壁面高度 H (m) 为特征尺寸计算的 Gr 。

未来钠流传热研究将继续聚焦于深化对堆芯关键部件传热机制的理解, 通过实验和数值模拟相结合的方法, 进一步验证和优化现有的传热经验公式。特别需要关注棒束传热特性的研究, 包括层流和湍流条件下的热传递效率, 以及燃料棒束变形对传热性能的影响。此外, 接触热阻及其与热载体中氧含量等影响因素的关系也将纳入研究重点, 以确保其不会对反应堆的正常热传递造成不利影响。在这些研究基础上, 在确保传热安全的前提下, 优化组件设计, 减少温度不均匀性, 从而提高反应堆的热效率和经济性。

3) 盒间流冷却效应研究

堆芯正常运行时, 盒间流对堆芯热工水力的影响基本可以忽略; 在自然循环工况下, 盒间流的自然循环流动和传热特性, 及其对堆芯的冷却能力是国际盒间流课题研究的主要关注点。CIAE 和国际上部分研究已表明, 盒间流的冷却效应对降低堆芯峰值温度效果非常显著。

受条件所限, 关于堆芯盒间流的试验研究并不多见。基于 PFBR^[29]、中国钠冷快堆的自然循环设计验证的水试验均表明, 盒间流可以带出约 25% 的组件热量; 而钠台架试验结果中, 该数值更可观, 可以达到 50% 以上, 如 CIAE 机理性钠台架上的相关数据。

CIAE 在对堆芯自然循环特性的机理性钠台架试验研究中发现, 盒间流对组件温度有显著的

拉平作用: 盒间流使各组件通过盒壁换热联系起来, 甚至通过对盒内流量的分配调节, 可使各组件钠出口温度趋于一致, 拉平效果非常显著。在台架试验中, 尽管中间组件输入功率是两侧的约2倍, 但3列组件出口温度却趋于一致, 差别较小^[29]; 研究中同时发现, 盒间流的加强会导致盒内钠流量及其出口温度同时降低。

此外, 日本 Padmakumar 和 Nishimura 等^[29-32]采用钠台架研究了各自边界条件下的3盒组件和梅花状排列的7盒组件的盒内流速和温度分布, 结果表明, 盒间流可以带出组件热量, 甚至是全部热量(没有盒内流量)。德国 Pacio 等^[33]研究了3个相邻组件盒间铅铋合金在组件功率对称和不对称分布、单个组件部分阻塞和完全阻塞4个工况下的流动传热特性, 结果表明, 除盒间流动将组件热量带出外, 相邻组件之间通过盒间流的热传递对冷却组件具有同样重要的作用, 特别是组件内流体流量因阻塞而减小时, 该机制的存在使得其温度升高有限。最近 Liang 等^[34]使用水流测量了组件盒间通道的摩擦阻力压降, 并通过数值模拟研究了其与盒间通道纵横比之间的关系。

盒间流相关的数值研究较多, 主要集中在盒间流动传热的三维 CFD 数值模拟研究^[34-36]和考虑盒间流动传热的堆芯热工水力计算程序的开发和验证^[31,35,37-41]。

盒间流在自然循环工况下对堆芯有显著的冷却效应, 是堆芯安全分析和评价中重点研究的热工水力现象之一。中国科学院正在建设的 CLEAR-S 铅铋合金试验台^[42]和日本正在建设的含30盒燃料组件模拟件的大型 PLANDTL-2 钠流试验台^[43], 在试验段设计过程中均对盒间流的流动传热规律、组件内与组件盒间的耦合传热特性、盒间流对组件冷却的贡献份额等内容做了重点考量。近年来, 俄罗斯为进行先进型 BN 反应堆冷却系统的有效性论证, 为已认证的新一代程序 COKPAT-BH 专门研发了盒间冷却系统计算模型。计算使用二维模块, 能够考虑组件截面上的温度不均匀性, 为正确确定盒壁热流与燃料棒温度状态提供了可能。

在未来的钠冷快堆研究中, 盒间钠流的热工水力效应研究将成为关键研究领域, 特别是在自然循环工况下, 其对堆芯冷却的显著影响已受到

国际普遍关注。随着更多新试验设施的建成, 将有更多实验数据来深化对盒间流动和传热特性的理解。同时, 三维 CFD 数值模拟和热工水力计算程序的开发将进一步增强对盒间流影响的预测能力, 为快堆的安全分析和性能优化提供科学依据。这些研究将共同推动钠冷快堆技术在安全性和效率方面的持续进步。

2.2 堆芯热工水力分析方法研究

堆芯热工水力研究的主要目的是确保反应堆的安全、高效和经济运行: 通过功率及流量匹配, 获得优化的堆芯及组件温度分布, 确保热传递效率以预防热工事故, 优化设计以提高燃料利用率等。

1) 设计程序

堆芯热工水力设计时要采用合理可信的程序, 以准确预测堆芯组件内的温度分布。几十年来, 基于集中参数法的子通道分析一直是最重要的方法之一, 且该方法已趋于成熟。国际上已开发了多种子通道分析程序, 美国的 SUPERENERGY 程序于1976年公开发布, 是一个多组件稳态热工计算程序, 适用于快堆燃料组件, 考虑了盒间流对温度分布的影响。后来的 SUPERENERGY-2 程序增加了控制棒组件模拟等功能; 美国的 COBRA 程序是一个单组件子通道分析程序, 适用于瞬态和稳态工况下的反应堆堆芯分析, 并发展了适用于钠冷快堆的 COBRA-IV 程序。韩国的 MATRA-LMR 程序是压水堆单组件子通道计算程序 MATRA 的钠版本, 适用于压水堆和钠冷快堆的热工水力计算分析; 俄罗斯的 MIF-2 程序能够计算钠冷快堆堆芯内单组件或多组件的稳态温度场和流场, 同时可以与组件变形程序耦合, 在燃料组件长度和截面上设定任意变形。该程序经过了大量的钠台架试验验证, 在给定的参数范围内, 程序计算值与试验值的相对偏差不超过10%。

近年来, CIAE 针对钠冷快堆堆芯结构, 自主研发了热工水力设计及优化程序 CERIO。该程序弥补了当前常用于快堆堆芯热工水力设计和分析程序对多组件建模分析的不足, 具备精细化子通道自动划分、考虑组件间换热的热工水力分析, 以及流量自动分区优化等关键功能, 是可以进行全堆芯组件热工性能分析的图像建模程序, 且可以用于瞬态计算^[44]。此外, CIAE 还开发了钠冷快

堆堆芯自然循环冷却组件子通道分析程序, 该程序具备自然循环冷却组件的流量分配和盒间换热计算的功能^[45]。同时, 我国部分高校也有一定的开发基础, 如西安交通大学开发了 ATHAS-LMR 程序, 该程序采用阻力分布式模型, 并考虑了绕丝的影响; 华北电力大学开发了 SAC-SUB 程序, 正在开展相关的验证计算。

由于我国在液态金属快堆领域的研究起步较晚, 钠冷快堆的试验研究及验证数据相对不足, 导致程序中的辅助模型缺乏充分的试验数据支持。特别是在棒束换热、摩擦压降和湍流交混等关键关系式的选取与适用性上尤为明显。同时, 现有程序还面临计算对象单一、无法准确计算绕丝及盒间流动等效应的挑战, 且对结构设计日趋复杂的液态金属快堆的热工设计分析能力尚显不足。

钠冷快堆子通道程序能给出堆芯尺度的流体三维温度、速度、压力分布, 一定程度上满足了堆芯热工分析需求, 但仍存在明显的局限性: 程序难以捕捉由小型化紧凑堆芯设计中的复杂结构引发的流动现象, 这些现象对堆芯整体性能至关重要, 而现有方法主要提供轴向和横向流速分布, 不足以解析局部细节; 现有计算模型在模拟绕丝和盒间流动等细节方面还不够精确; 由于钠的物理特性, 包括低 Pr 和高温活性、不透明性, 导致难以通过常规方法进行试验模拟及试验验证, 限制了模型的准确性和应用范围。

由于传统子通道程序的局限性, 20 世纪末至 21 世纪初, 国际上多个国家开发了适用于钠冷快堆堆芯的稳瞬态三维子通道程序。英国的 SABRE 程序^[46]可用于单相和两相流动, 且能够处理安全分析中出现的非标准配置, 如扭曲的几何形状、堵塞、沸腾和自然循环等现象。其使用了多种数值解法, 并经过多次更新和改进, 以适应更广泛的应用场景和提高计算准确性。俄罗斯的 BUMT 程序用于单相流动, 其采用全隐式方案求解方程组, 没有计算时间步长的限制, 显著减少了长期瞬态过程的计算时间。该程序可以与中子学程序和一回路热工水力程序耦合使用。BUMT 程序已用于 BN-800 燃料组件的热工水力计算, 计算结果也显示出其良好的模拟能力。

未来将聚焦于提升程序的预测精细度和适用性, 特别是在关键的热交换和流动特性分析上。

我国自主研发的 CERIO 程序及其他高校开发的分析工具, 将通过实验验证不断优化, 以适应复杂的堆芯设计需求。同时, 研究将致力于解决现有子通道程序在模拟绕丝和盒间流等方面的局限性, 并开发新的三维子通道程序, 以更全面地捕捉堆芯内流体的动态, 为快堆的安全分析和性能优化提供更精确的计算工具。

2) 计算流体力学数值模拟

由于堆芯组件结构的复杂性、液态金属工质的特殊性, 结合计算能力的飞速发展, 各拥有快堆的国家都在积极寻求能够利用三维 CFD 数值模拟代替部分实体试验, 同时进行反应堆内稳瞬态三维现象模拟的研究, 以此提高设计精准度、安全性和经济性。

国内外学者已经对钠冷快堆堆芯热工水力现象进行了大量而广泛的 CFD 研究。Wang 等^[47]、Shams 等^[48] 和 Roelofs 等^[49-50] 对这些 CFD 研究进行了综述, 讨论了堆芯热工水力 CFD 研究在棒束规模选择^[51]、网格建模技术^[52]、湍流模型和计算结果验证等方面的问题, 以及数值模拟得到的组件内流场和温度场分布特性、流体压降和换热特性, 组件几何尺寸^[53-56] 的影响等。

当前, 钠冷快堆堆芯热工水力的 CFD 研究主要面临两个重大需求: (1) 需要尽可能提高绕丝棒束组件内钠流动传热数值模拟的准确性, 以进一步研究组件内钠流动和传热的机理, 增强组件内流动传热过程的认识, 为描述组件内热工水力现象的经验公式、分析程序等的发展提供理论指导; (2) 在保证一定计算准确性的基础上实现对整个堆芯的三维 CFD 建模和计算, 以研究分析整个堆芯内钠的流动传热、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。

(1) 提高模拟准确度的研究

直接数值模拟(DNS)是最准确的湍流计算方法, 但需要巨大的计算量, 目前可查的最大规模的绕丝棒束组件 DNS 是简化的 7 棒组件的 CFD 研究^[57]。在实际工程计算中, 雷诺平均(RANS)方法仍是最常用的湍流模拟方法。但常规的 RANS 方法用于封闭湍流传热时采用的雷诺比拟法, 并不适用于 $Pr \ll 1$ 的速度场和温度场明显不同的液态金属^[58-59]。在模拟封闭湍流动量通量时, 所采用的 Boussinesq 假设会使雷诺应力失去表达各向异

性的能力,导致在计算组件内狭窄螺旋交混流道的流动时对旋转和曲率的计算性能下降^[60]。为了提高绕丝棒束组件内钠流动传热数值模拟的准确性,未来需要提升网格建模方法和湍流模型的性能。

在提升网格建模方面,高质量的精细网格划分,不仅有助于计算的快速收敛,还有助于提升湍流模型的计算性能或使用更高精度的湍流模拟方法。四面体网格^[61]和六面体网格^[60,62-63]是现有研究常用的网格划分方法,梯级加密^[64]、多块网格划分^[65-66]、混合网格^[67]等网格划分技术提升了棒束和绕丝壁面附近的网格质量和正交性,同时又不至于使网格数量过大,是网格建模技术发展的方向。

在提升湍流模型性能方面,湍流被认为是经典物理学中尚未解决的现象之一,研究者一直在积极进行液态金属堆适用湍流模型的研究及验证算例数据库的建立^[10-12],如欧洲重金属计算流体力学代码评估项目 ASCHLIM^[68],欧洲创新

核系统热工水力学项目 THINS^[69],欧盟赞助的金属堆安全评估热工水力学模拟和实验合作项目 SESAME^[70]、MYRRHA 以及 MYRTE 项目^[71]等。湍流模型包含热通量和动量通量两方面,其中需要优先解决的是湍流热通量封闭的问题。为此,学者们先后研究了表 1 中所列的多种模型,前景较好的模型包括 AHFM-NRG、TMBF。目前,这些模型的验证是采用数量有限且结构相对简单的测试算例进行的,仍需要采用大量且相对复杂的测试算例进一步验证。SESAME、MYRRHA 及 MYRTE 项目正在努力建立部分参考数据库^[70]。在提升湍流动量通量模型计算性能方面,主要是增强模型对旋转和曲率流动的计算,现有的思路是将湍流模型的常数参数化,引入新的输运方程,或者使用非线性涡黏湍流模型理论及雷诺应力模型等,最终目的是增强模型对雷诺应力各向异性的描述^[71-72]。

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

模型名称	特点
SGDH	针对 $Pr\approx 1$ 的常规流体开发,默认情况下,大多数 CFD 代码使用 $Pr_t=0.85$ 或 0.9 的恒定值。对于液态金属,因 Pr_t 值在整个域中不是恒定的,因此计算误差较大 ^[73] 。不采用 Pr_t 关系的替代方案,如采用壁面函数与 Kays 关系式相结合的方法,对通道强制对流流动显示结果符合更好,但不易扩展到自然对流和混合对流流态 ^[74]
GGDH	在温度梯度的系数中引入湍流动量通量,提供了各向异性表达,预测结果好于 SGDH
TMBF ^[75]	二阶矩封闭模型,提高了温度场求解精度,尽管计算量大,但已在 TransAT 商业代码中实现并进入验证阶段
AHFM ^[76]	包括显式和隐式两种类型。显式 AHFM 为四参数模型,保持了涡流扩散率模型的各向同性性质。其中一个模型已在开源代码 OpenFOAM 中实施,并将在 SESAME 和 MYRTE 项目中进行验证 ^[77] 。隐式 AHFM 为四参数或三参数模型,包含湍流热通量非各向同性公式
AHFM-2000、AHFM-2005、AHFM-NRG	在 THINS 项目中,结合在商用软件 STAR-CCM+中的应用,基于 AHFM 先后发展的 3 种升级模型,其中 AHFM-NRG 在所有流态下,计算结果均有显著改进,并将在 SESAME 和 MYRTE 项目中进一步验证
AHFM-NRG+	基于 AHFM 的新变体模型,增强了对高瑞利数 Ra 流动的计算能力,能够应用于所有流态,计算量相对较小,具有较强的工程应用潜力

(2) 保证计算准确度前提下的网格划分技术研究

现有的湍流模型对网格的尺寸都有一定要求^[48],Pacio 等^[78]使用 SST $\kappa\text{-}\omega$ 湍流模型对一长度为 1.3 m 的 19 棒绕丝棒束组件内铅铋合金的流动传热进行数值模拟,共使用了约 1.3 亿网格。因此,在当前计算水平下,使用 RANS 方法对包括每个堆芯组件中钠流通道在内的整个堆芯进行三维 CFD

数值模拟计算尚有距离,实现整个堆芯的三维 CFD 数值模拟的关键是大幅度减少网格数。虽然也有研究提出了多种减少网格的方法,如低分辨率网格技术^[79]和动态建模方法^[80-82]等,但是这些方法对网格数的要求仍较大,单组件的网格数约为千万级。目前来看,粗网格方法是能大幅度减少网格数,进而实现整个堆芯三维 CFD 建模最有潜力的方法^[83-84],粗网格方法对单个组件进行模

拟计算时, 网格数需求量仅约为十万级^[85-86]。

CIAE 正在进行适用于钠冷快堆的湍流模型的深入研究, 目前已完成部分基准试验, 预计在 2025 年获得适用的湍流模型, 2026 年完成采用基准试验及实堆运行数据的验证; 在组件模拟方面, 对于棒束绕丝, CIAE 采用创新的标记法, 大幅降低了网格数, 使 1 盒 169 棒燃料组件的计算模拟可以在普通小型工作站中得以实现, 少棒燃料组件的模拟对比表明, 采用标记法建模与接近真实结构建模的模拟计算精度相当。

在未来的钠冷快堆湍流模拟研究中, 提升计算精度和效率将是主要目标。重点将放在优化网格建模技术和湍流模型上, 以适应复杂的堆芯设计。预计通过采用创新的网格划分技术和验证先进的湍流模型, 可显著提高模拟的准确性。同时, 粗网格方法的发展将使得整个堆芯的三维 CFD 数值模拟更加高效。CIAE 在湍流模型研究方面的进展, 预计将为钠冷快堆提供更精确、高效的模拟分析工具, 推动钠冷快堆数值模拟技术的发展和应用。

2.3 自然循环余热排出设计与验证研究

1) 设计

在反应堆事故紧急停堆且主热传输系统不可用时, 不需要依赖外加动力的自然循环余热排出方式, 因其高的可靠性成为钠冷快堆非常重要的安全设计目标之一, 也是钠冷快堆余热排出设计的重要发展方向。

钠冷快堆堆内流道结构繁复、测点布置有限, 而自然循环的最大特点是流速和温度高度耦合、相互影响, 即流量是在瞬态过程中发生变化的, 这导致堆芯流量、包壳最高温度均难以准确预估及验证, 这是自然循环余热排出设计及验证中最大的难点。

CIAE 研究人员基于中国钠冷快堆一回路自然循环设计经验, 在文献^[1]中简要介绍了池式钠冷快堆一回路自然循环相关技术, 包括反应堆内自然循环一般特性及设计特点、自然循环设计的工程实验验证的一般方法等。研究发现, 池式堆的自然循环设计可以分为 3 个阶段进行, 依次为主泵惰转强迫循环阶段、自然循环建立及长期阶段, 主要依赖因素依次为一二回路主泵的惰转、反应堆固有的热工流体安全特性和堆外有效热阱

(如事故余热排出系统(DHRS))。主泵惰转时长不宜太短也不宜太长, 一般在百秒左右, 且二回路泵略长于一回路, 以便在一回路主泵停止惰转后期, 帮助一回路建立自然循环; 反应堆的装量功率比越大、堆芯与换热器位差越大、流道阻力越小, 固有热工流体安全特性越好^[87]。固有安全特性决定着反应堆对堆外有效热阱的时效性要求; 堆外有效热阱一般采用 DHRS。我国快堆采用的 DHRS 为较经典的热池及冷池布置独立热交换器(DHX)的方式。且研究表明, 相同条件下, 将 DHX 布置在冷池或热池, 对堆芯包壳温度的影响不大, 但布置在热池更利于主容器壁温的控制; 因冷池温度较低, 冷池 DHX 排出热量约为热池 DHX 的 65%左右。

对于主泵惰转强迫循环阶段和自然循环建立阶段, 韩国、印度研究者^[88-90]采用系统程序, 研究了 3 个相关设计参数对反应堆紧急停堆早期堆芯冷却能力的影响。研究表明, 容器外壁的热移除率变化对早期冷却性能的影响不大; 提高中间热交换器的安装高度有助于改善早期冷却性能; 合适的泵惰转时长有助于改善冷却性能。我国快堆一回路自然循环能力验证水试验研究发现, 延长二回路泵的惰转时长, 可以降低停泵初期堆芯温度上升速率, 继而使堆芯峰值温度出现时间稍靠后且峰值温度略低。

对于堆外有效热阱, 国际上各快堆国家均有较多研究。国际上典型快堆采用的堆外有效热阱设计如表 2 所列。依据一回路钠热量的最终热阱位置, 可以将设计大致划分为如下 3 类: 堆内直接冷却方式、IHX 二次侧冷却方式和堆容器外壁冷却方式。其中, 堆容器外壁冷却方式一般不独立使用, 而是作为前两种余热排出方式的补充。

在余热排出设计创新方面, 俄罗斯提供了宝贵的经验。BN-1200 采用了创新的联通式设计^[91-92], 即在热池布置的 DHX 出口与堆芯入口的栅板联箱之间设置联通管道, 将 DHX 的冷钠流直接引导至堆芯入口。该设计显著提高了冷却的时效性, 但引入了设计较复杂的非能动单向球阀, 以实现 DHRS 备用和冷却工况的切换。此外, 俄罗斯还探索了 DHRS-2C 方案^[93], 通过利用主热传输系统的管道和设备壁散热, 代替了专门的余热排出系统, 减少了投入成本和钠冻结风险, 提高了反应堆

表 2 国际上部分钠冷装置或快堆余热排出设计方案
Table 2 Decay heat removal design of some sodium cooled fast reactors

反应堆	国家	首次临界时间	热/电功率/MW	型式	自然循环余热排出方式
EBR-2	美国	1961 年	62.5/20	池式	堆内直接冷却, DHX 放热池
FFTF	美国	1980 年	400/0	回路式	主热传输系统为 IHX-AHX 环路
PFR	英国	1974 年	650/250	池式	堆内直接冷却, 将 DHX 放在 IHX 内
Phénix	法国	1973 年	563/255	池式	① IHX 二次侧, SG 空冷罩 ② 堆容器外壁冷却
Superphénix	法国	1985 年	2 990/1 242	池式	① 堆内直接冷却, DHX 放热池 ② IHX 二次侧, 与 SG 并联布置 AHX ③ 堆容器外壁冷却
ASTRID	法国	计划		池式	① 堆内直接冷却, DHX 部分放热池, 部分放冷池 ② 堆容器外壁冷却
PFBR	印度	在建	1 200/500	池式	堆内直接冷却, DHX 放热池
JOYO	日本	2003 年	140/0	回路式	主热传输系统为 IHX-AHX 环路
CEFR	中国	2010 年	65/23.4	池式	堆内直接冷却, DHX 放热池
DOR-5	俄罗斯	1958 年	5/0	回路式	一条主热传输环路为 IHX-AHX 环路
BOR-60	俄罗斯	1968 年	55/12	回路式	IHX 二次侧, 与 SG 并联布置 AHX
BN-350	俄罗斯	1972 年	750/130	池式	IHX 二次侧, 通过三回路给水带动一二回路自然循环排出余热
BN-600	俄罗斯	1980 年	1 470/600	池式	IHX 二次侧, 通过三回路给水带动一二回路自然循环排出余热
BN-800	俄罗斯	2016 年	2 100/870	池式	IHX 二次侧, 与 SG 并联布置 AHX
BN-1 200	俄罗斯	在建	1 200	池式	堆内直接冷却, DHX 放热池, 但出口与堆芯入口联通

的经济性和可靠性。

在大功率钠冷快堆自然循环余热排出问题的研究中,俄罗斯发现,即使所有余热排出回路都未投入,BN-1200 这样的大功率钠冷快堆的堆芯燃料包壳温度仍可保持在安全范围内。近年来,俄罗斯已在比选方案,有可能放弃联通式而回归经典的热池 DHX 方式。这一发现与 CIAE 的研究结论一致,这是由于池式钠冷快堆所具有的固有热工流体安全特性和现有 DHRS 在备用工况下仍有较高的排热能力所致。在未来的钠冷快堆自然循环余热排出设计中,除优化一二回路主泵的情转时长外,还可以充分利用固有热工流体安全特性,在不降低安全性的前提下,降低对堆外有效热阱的时效性,以达到降低反应堆的建造及运行成本,提高经济性的目的。传统热池 DHX 仍有较大优势,但可以对其排热功率进行优化;同时可以尝试其他更经济的方式,如利用现有设备及管道的外壁散热等。

在未来,钠冷快堆的自然循环余热排出设计将继续注重提高系统的可靠性和经济性。随着对池式钠冷快堆自然循环特性的深入理解和设计优化,预计能够降低对复杂事故余热排出系统的依赖,转而更多地利用堆本身的热工流体安全特性来满足余热排出需求。这种策略将在保证反应堆安全的前提下,简化系统设计,降低建造和运行成本,提高经济性。同时,对传统热池 DHX 进行优化和探索其他经济的散热方式,如利用现有设备及管道的外壁散热等,也将可能成为未来研究的重要方向。

2) 设计及分析程序

各快堆国家基本都拥有自主知识产权的一维或三维程序,可以用于反应堆自然循环瞬态工况的计算分析。

ERAC^[1,94]是近年来 CIAE 研发的具有自主知识产权的事故余热排出能力分析程序,是我国钠冷快堆的自然循环设计程序。该程序采用并列多通道堆芯模型,并采用二维盒间流模型,可较好地计算堆芯盒间流的冷却效应。目前,该程序已完成初步验证,验证结果符合良好。

RELAP 是美国爱达荷国家实验室开发、美国核管会批准的大型瞬态热工水力计算程序。RELAP1~4 只能用于两相均匀平衡态的计算,

RELAP5 已能够针对轻水堆的多种假想事故进行瞬态模拟。RELAP5-3D 是 RELAP5 系列的最新版本, 其具有多维度热工水力和中子动力学计算能力, 包含多种液态金属冷却剂工作介质, 可以针对液态金属堆多种假想事故下的瞬态工况进行模拟计算^[95]。

SAS4A/SASSYS-1 程序由美国阿贡国家实验室开发, 用于液态金属冷却核反应堆功率和流量的瞬态热工水力和中子物理分析。SAS4A 可用于分析各类始发事件下, 安全系统失效引发的严重堆芯破坏事故, 这些事故包含冷却剂沸腾、燃料熔化和熔化后再堆积等。SAS4A 已发展成为设计基准事故 (DBA) 分析中裕度评估的工具, 以及超设计基准事故 (BDBA) 分析中后果评估的工具。

CATHARE 系统程序已经由法国 CEA、EDF、IRSN 和 AREVA-NP 四个组织合作开发了近 40 多年, 是法国压水堆安全分析的参考程序。在第四代堆的框架内, 为了扩大 CATHARE 处理其他流体的能力进行了大量研究。该代码的最后一个工业版本可以进行气冷反应堆、超临界轻水反应堆、铅和铅铋重金属反应堆、氢氧太空发动机和钠冷快堆的模拟计算^[96-97]。该程序堆芯区域由内堆芯、外堆芯、反射层 3 个平行的一维通道和 1 个模拟屏蔽区域的零维体积模块组成; 冷热池采用几个连接的零维体积模型建模, 以评估热分层等。

DYN2B 是由法国 CEA 和 NOVATOM (AREVA) 公司 (从事核能和可再生能源技术研究) 于 20 世纪 80 年代开发, 专用于池型钠冷快堆的单相流系统程序。DYN2B 是法国 Superphénix 和 Phénix 安全研究的热工水力参考程序。该程序可以模拟冷热池的热分层现象, 同时程序模型基于 Ri 量化了自然对流和强制对流在给定流动条件下的相对重要性。

OASIS 程序是在中法《核反应堆研究与开发合作协议》中快堆领域项的子协议框架下, 由法国原委会引进我国, 其物理模块来自于 DYN2B, 可靠性已得到验证^[98]。它是快中子反应堆系统安全分析程序, 可用于模拟整个快中子堆核电厂的所有回路的质量、能量传输, 也可用于分析运行过程中出现的各种一般瞬态及事故工况, 是中国实验快堆安全分析报告使用程序之一。中国实验快

堆自然循环相关工况使用的另外两个程序为从俄罗斯引进的一维系统专用程序 RUBIN 和基于多孔介质的三维 GRIF。

ATHLET 程序最初是为轻水堆开发^[99]。为了将其应用范围扩展到钠冷快堆, 在代码中添加了计算钠热物理和传输特性的工具包 (包括焓、热容、蒸发潜热、密度、热膨胀性、压缩性、声速和表面张力、黏度和导热性等), 并集成了专用传热关系式集^[100]。

TRIO-U 是一款由法国 CEA 开发的计算流体动力学程序, 专门用于液态金属快堆的热工水力特性分析。该程序能够实现跨尺度的精细化建模, 可以针对堆芯与冷热池整体进行建模计算, 同时还能与系统代码 (如 CATHARE) 耦合, 得到瞬态工况下全局的系统三维效应。目前, 该程序已用于法国第四代反应堆 Astrid 项目的设计和安全分析^[101]。

近年来, 欧洲创新系统项目 THINS 选择 Phénix 快堆自然循环基准例题进行了系统程序或系统程序和 CFD 代码的耦合模拟计算验证。CEA、IRSN 和 KIT 三个组织进行了 5 种计算, 依次为采用 CATHARE、DYN2B 和 ATHLET 三个系统程序的计算, 以及采用 CATHARE 和 TRIO-U 及 ATHLET 和 OpenFOAM 两种耦合计算^[102]。验证结果表明, 在具有复杂三维几何形状的大型钠池反应堆中, 系统程序难以预测强迫循环到自然循环过渡过程中流体路径的演变。

从目前看, CFD 和系统程序的耦合计算是解决未来钠冷快堆瞬态热工水力特性设计与研究分析的一种很有前途的方法, 对其计算的验证应基于实验或实堆数据进行, 这是一项紧迫且富有挑战性的任务。基于池式钠冷快堆包括自然循环在内的瞬态特性的研究, CIAE 正在联合国内部分高校进行堆内三维与堆外一维程序的耦合计算研究。

俄罗斯积累了丰富的各类自然循环余热排出方案的设计和实堆运行经验, 其在程序开发和验证方面也处于世界领先地位。俄罗斯较早开始研究 BN 型反应堆自然循环工况的工程分析法^[103], 并依次研发了传统的一维系统程序 BURAN, 基于多孔介质可以计算盒间流及堆内三维温度场的 GRIF^[104], 基于新开发的适用于钠的 LMS 湍流模

型的三维 CFD 程序 FlowVision, 新一代集成计算程序СОКРАТ-БН^[105-106]、ЕВКЛИД^[107]、HYDRA-IBRAE/LM/V1^[108-111], 基于 RANS 和 LES 湍流模型的三维 CFD 程序 LOGOS, 以及基于 DNS 方法的三维 CFD 程序 CONV-3D。这些程序都已完成包括自然循环流态在内的实堆运行工况数据的验证与确认(V&V), 正在申请或已获得认证。在 BN-1200 自然循环设计阶段, 使用了 BURAN、GRIF 以及 FlowVision 进行设计计算^[91]。这些进展表明, 俄罗斯在钠冷快堆的热工水力模拟和分析方面取得了显著成就, 为全球快堆技术的发展提供了宝贵经验。

上述新一代程序, 是指该程序是在 2010 年后俄罗斯为消除对国外核电软件的依赖而制定的“突破”项目框架下研制, 它要求可以模拟过渡和事故工况下 BN 反应堆回路、机组厂房及周围环境发生的主要过程和现象, 包括堆芯严重的燃料熔化事故等。如СОКРАТ-БН用于钠冷快堆中子物理、热工机械与热工流体过程的数值模拟(即可计算冷却剂热工参数、中子功率、裂变、活化和腐蚀产物在装置回路上的迁移、燃料元件中的温度和应力变形状态等), 可论证正常运行工况、设计事故、超设计事故下液态金属堆的安全性。其热工流体模块适用于不同类型冷却剂(钠、水、空气), 且包含一维、二维热工流体模型, 能够在近似 $R-z$ 几何上模拟燃料组件内部冷却剂单相、双相空间效应, 能够以二维模式近似模拟燃料组件盒内和盒间钠的传热; Hydra-Ibrae/LM 的冷却剂特性计算方法等基于СОКРАТ-БН程序的热工模块而开发, 但它改进了计算燃料元件传热恶化和过热条件下沸腾钠的模型, 同时, 实现了蒸汽发生器中钠泄漏计算模型。

对于三维 CFD 程序, 俄罗斯负责核电设计的机械制造联合设计局(ОКБМ)确认其他国家的常规商用 CFD 程序, 如 ANSYS CFX、Star CD、Fluent 中的湍流模型不能考虑液态金属的传热特性后, 基于试验研发了专用的 LMS 湍流模型, 并将其嵌入了俄罗斯商用三维 CFD 程序 FlowVision 中。LMS 模型通过在方程组中加入湍流 Pr_t 表达式模型、考虑湍流热流重力各向异性的修正以及采用热壁函数来实现, 该模型与所有 $k-\varepsilon$ 湍流模型兼容, 可用于高雷诺数和低雷诺数的钠流分析。在

新一代程序项目框架下, 俄罗斯开发了基于 RANS 和 LES 模型的 CFD 程序 LOGOS。该程序专门设计用于模拟液态金属(如钠、铅、铅-铋)快堆的热工水力过程, 验证反应堆在正常运行条件下的设计特性, 以及在不包括部件熔化和沸腾等严重事故情况下的安全性; 为了提高计算精度并获取 RANS 分析所需的模型参数, 俄罗斯开发了基于 DNS 方法的 CFD 程序 CONV-3D。该程序能够对液态金属堆的设备元件进行精确计算, 从而确认其设计和工程特性。程序的 V&V 验证结果都令人满意。对 BN-600 实堆运行工况下中间热交换器入口处温度的相对计算偏差, CONV-3D、LOGOS、FlowVision 分别为 4%、5%、8%。网格数据分别为 540 百万、60 百万、56 百万, 也表明所花费的时间和计算资源随着计算精度的提高而增加。

我国的研究虽然起步较晚, 但发展势头强劲。CIAE 正与国内高校紧密合作, 推动钠冷快堆热工水力技术的研究向系统化和精细化发展。如自主研发 ERAC 程序、用于液态金属三维 CFD 计算的湍流模型的研究, 以及堆内三维与堆外一维系统程序的耦合计算研究等, 都是钠冷快堆技术发展中的关键步骤。在 V&V 方面, 正在借鉴国际上的成功经验, 并结合国内的实验数据和实堆运行数据, 制定详细的 V&V 问题清单, 确保程序模拟的可靠性和准确性, 为快堆的设计、运行和安全监管提供坚实的技术保障。

未来传统的系统程序将不再局限于一维模型, 而是通过优化算法和增加物理现象的描述来提高计算效率、准确性和功能性。以俄罗斯为代表的新一代集成程序和精准的三维 CFD 程序将会成为行业引领者, 新一代集成程序将集成多种物理过程和多尺度建模, 提供更全面的分析能力, 支持更复杂的系统和更广泛的应用场景; 实现高精度的三维 CFD 数值模拟的高效数值求解方法和适用的湍流模型及其相适应的网格划分技术等将会是后续研究的关键; 系统的验证和确认问题分析以及有效验证试验数据的获取也将是研究关注的重点, 其中包含试验理论及设施和测量技术的发展。同时, 各国除重视开发具有自主知识产权的程序外, 通过国际技术合作和知识经验共享, 加快技术进步和创新, 实现互利共赢也将成为未来持续的共同行动。

3) 自然循环设计验证研究

反应堆的设计验证一般分两个阶段进行: 设计初步完成后的施工设计阶段、建成后的调试或运行阶段。无论是在哪个阶段, 该验证都是难度非常大的挑战性工作, 主要体现在包壳最高温度或堆芯流量难以准确预估或在试验中直接监测。目前该问题是我国钠冷快堆安全发展中的最大难题之一。

(1) 施工设计阶段的设计验证

在施工设计阶段, 需要进行自然循环设计的验证, 即采用针对性的水或钠试验, 来验证设计是否符合预期。当实验结果不符合预期时, 需要根据实验反馈的结果进行设计改进, 直至得到可靠的可安全排出余热的结论。CIAE^[1] 基于中国快堆研究经验, 给出了较系统的一般验证方法, 包括试验验证目的、验收准则、验证过程、相似准则确定、试验后数据处理等。同时还归纳了国际快堆相关验证试验的概况、研究结果和结论等。

由于液态金属的特殊性, 以及反应堆结构的复杂性, 目前大都采用水介质进行模拟研究及验证, 且试验成本昂贵, 如我国钠冷快堆的水台架试验验证; 欧洲快堆 EFR 项目的水力模拟装置 RAMONA(比例 1:20)、NEPTUN(比例 1:5)等^[112-113]; 俄罗斯对 BN-1200 的 V-200、TISEI 水台架^[91]等。

因为无法同时满足 Re 、 Pe 、 Fr 三个重要的相似准则, 因此不可能采用小尺寸钠介质模型进行反应堆自然循环热工流体的精确模拟。研究表明, 当 $Re > 10^4$ 时, 在模型和反应堆具有相同 Fr 的情况下, 流体流动中的低速区和循环流动结构大小不再改变, 因此无需对 Re 精确建模。因此, 在黏性流体中, 可以在不保持 Re 的情况下, 通过 Fr 和 Ri 进行模拟。文献^[114-116] 研究了采用水介质模拟液态金属快堆一回路热工流体的建模问题, 包括相似准则的确定等, 并指出在强制循环流态下, 模拟根据 Fr 和 Pe 进行; 在自然循环流态下, 通过基于 Eu 的保守模拟来实现近似模拟。最近的文献^[117] 提供了俄罗斯对使用水试验对池式钠冷快堆堆容器内自然对流模拟的可行性研究, 并以 BN-1200 为例进行了说明。同时表明, 使用水试验可以以可接受的精度模拟快堆容器中钠的自然循环过程, 但因为强制循环和自然循环需要满足不同的相似准则, 因此无法采用同一个模

拟装置完成对整个自然循环余热排出过程的模拟; 另外, 为了避免严格按照相似准则建立模拟台架的困难, 在保持模型和反应堆阻力系数相同的情况下, 通过均匀体积发热模拟堆芯和换热器中的传热过程, 以此避免瞬态工况下系统传热和热容影响相关的相似性准则的模拟。因此需要进一步研究以明确 BN-1200 的一系列特性, 特别是活性区的特性, 以便更准确地确定设计或改进水模拟装置的特性。

未来快堆自然循环设计的堆外验证试验将趋向于采用综合方法, 即结合局部钠试验和整体水试验, 以确保试验在有效性、安全性和经济性方面的平衡。这种策略旨在发挥水试验的成本效益和操作便利性, 同时利用钠试验来捕捉液态金属的独特热工水力特性。尽管如此, 由于钠冷快堆内部结构和物理现象的复杂性, 以及实验条件的限制, 实施这样的试验仍充满挑战。关键难题在于精确模拟堆内复杂的热工水力行为, 并确保试验结果能准确反映实堆自然循环特性。考虑到钠的高化学活性和昂贵的操作成本, 以及堆芯结构的复杂性, 实现精确模拟和数据获取存在难度, 这增加了试验实施和结果解释的复杂性。因此, 需要进一步的研究和技术发展来克服这些难题, 其中可能包括开发更高效的计算程序来辅助试验设计和结果分析。

(2) 实堆自然循环能力验证

实堆试验实施的最大难点在于包壳温度无法直接监测, 精准预测难度也很大。

公开资料显示, 目前共有 10 座快堆进行了涉及自然循环的实堆试验。其中, 在寿期末进行的有法国的 Phénix、美国的 EBR-II 和 FFTF(均设立有国际基准例题); 在新堆阶段进行的包括俄罗斯所有已建成的 5 座快堆, 以及法国的 Superphénix 和日本的 JOYO。其中, 新堆阶段进行的 3 座池式堆中, BN-600 和 BN-800 最高初始功率达到了 $50\%P_n$; Superphénix 则仅在维持约 $0.69\%P_n$ 恒定功率下进行。回路式 JOYO 的最高初始功率则做到了 $100\%P_n$ 。

对于包壳温度的监测, 大部分堆以布置在组件头部顶端以上的组件测点温度为监测温度开展试验。部分堆, 如 JOYO, 设置了测点温度限值, 并考虑了自然循环状态下燃料包壳管的热点、组

件内温度分布、从燃料出口到组件出口之间的温度下降,以及热电偶的误差和启动一次主循环泵的延迟时间。

对于实施方法,大部分堆都是从低功率到高功率多台阶,或结合从稳态到瞬态的逐步开展。如 BN-600 的首批试验,通过在 $3\%P_n$ 内的一系列试验,研究装置初始参数及其后续调节模式对自然循环出现与走向的影响。试验证明了一回路有稳定自然循环,其与系统初始状态无关。随后进行了初始功率 $19\%P_n$ 快速降低并维持在 $1\%P_n$ 的紧急停堆试验、初始功率在 $35\%P_n$ 和 $50\%P_n$ 的紧急停堆的试验,确定了反应堆一二回路自然循环冷却的有效性。同时部分堆,如 FFTF,采用堆芯入口温度低于名义值(80°F)的方法,确保燃料峰值温度不会升太高,以限制试验对燃料包壳耐久性的影响。

从这些堆的试验结果可以看到,自然循环的建立是快速、有效的。对于池式堆,在各种边界情况下,从切除一回路主泵开始的 $90\sim 600\text{ s}$,测点温度即达到了峰值或不再快速上升的稳定状态。另外, BN-600 的首次试验^[118]与 Phénix 的试验^[119],两者都没有有效热阱,但都在切除一回路主泵 300 s 后,堆芯出口测点温度越过快速上升期,达到峰值或稳定状态。这两个试验均用实堆数据很好地证明了池式钠冷快堆的固有热工流体安全特性^[87]。

我国钠冷快堆的发展起步较晚,但发展迅速,正逐步克服自然循环设计验证中的挑战,主要包括两个关键问题,即如何确保试验实施的安全性和有效性。经过多年研究, CIAE 已初步明确了实堆自然循环验证的基本方法:不宜直接进行满功率紧急停堆试验,但整个自然循环余热排出阶段除初始温度场外,与自然循环相关的关键要素都可以有效模拟。因此,可以分为两部分试验来保证其有效性:一部分是进行不低于余热功率的保守功率试验,以证明反应堆具备足够的自然循环余热排出能力;另一部分是通过初始温度场影响试验来评估初始温度场对后续自然循环的影响,并将其外推至满功率情况。对于确保试验实施的安全措施,其中之一是可以选择从稳态的低功率试验做起。一般推荐包含维持约 1% 额定功率的稳态自然循环试验。主要考虑是,该功率一般运

行可以较稳定控制且堆芯温升适当,同时,该功率下的堆芯阻力系数可以基本代表堆芯自然循环流态特性。目前, CIAE 已经制定了切实可行的实堆试验方案,即将实施。

3 总结与展望

3.1 总结

梳理国内外现有文献和研究成果可知,钠冷快堆热工水力研究中需要关注的重点和核心如下。

1) 冷却剂流动换热特性相关研究:国际上已对棒束流动特性、圆管及棒束传热特性、燃料组件温度特性等进行了较系统的研究,并发展出相应的经验关系式。但仍需对层流流态下棒束流动特性、接触热阻、燃料组件截面温度分布均匀性等方面进行更深入的研究。特别是盒间钠流在自然循环工况下对堆芯的显著冷却效应,应是后续研究的重点。

2) 堆芯热工水力分析方法相关研究:国际上传统的子通道分析程序的发展已较为成熟,并因复杂流动无法模拟等局限性开发了部分三维子通道程序,目前这些程序仍是预测堆芯组件温度分布的主要工具。同时,目前正在寻求更精细化的钠冷快堆适用的三维 CFD 数值模拟方法的研究,研究重点在于提高模拟准确度并实现全堆芯范围的三维高效分析。

3) 自然循环余热排出设计与验证相关研究:该方面尚不成熟,研究重点集中于自然循环设计及验证方法,尤其是固有热工流体安全特性的研究及利用、可靠适用的系统程序和三维程序的开发及验证、堆外和实堆自然循环能力验证试验技术的研究等。

3.2 展望

基于国际钠冷快堆热工水力研究现状,结合我国研究现状,对后续研究作出如下展望。

1) 发展适用于液态金属钠冷快堆相关试验的装置、方法和仪器,为获得精准、有效的试验数据提供基本条件;研究基本结构中的动量和能量湍流结构,建立和验证适用于钠冷快堆模拟的湍流模型;研究燃料组件棒束流动与传热特性,特别是周向温度不均匀性,优化设计以提高反应堆的安全性和经济性;研究接触热阻及其与氧含量等因素的关系,确保堆的正常热工流体特性不受影响。

2) 研究堆芯高效精准的三维 CFD 数值模拟方法及三维程序与系统程序的耦合技术, 并研究实现模拟的 V&V, 以及实现堆芯及整个堆本体的详细模拟计算; 进一步开发、验证和优化热工流体系统分析程序, 增强预测可靠性, 为后续耦合分析程序的开发奠定基础。

3) 深入研究池式堆的固有热工流体安全特性, 探索新的安全设计和事故缓解策略; 研究钠冷快堆传热过程的堆外试验模拟技术; 研究实堆自然循环验证技术, 尤其是试验实施的安全性和有效性研究是后续研究的重点内容。

4) 鉴于钠冷快堆技术的复杂性和国际性, 通过加强国际技术交流与合作, 组织及参与国际项目研究, 建立验证试验数据库, 共享数据和经验, 共同推进钠冷快堆热工水力技术的发展。

参考文献:

- [1] 杨红义. 快堆热工水力学[M]. 北京: 北京理工大学出版社, 2022.
- [2] A technology roadmap for generation IV nuclear energy systems[C]//U. S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum. USA: [s. n.], 2002.
- [3] 徐铄, 杨红义. 钠冷快堆及其安全特性[J]. 物理, 2016, 45(9): 561-568.
XU Mi, YANG Hongyi. Safety properties of sodium-cooled fast reactors[J]. Physics, 2016, 45(9): 561-568(in Chinese).
- [4] PACIO J, CHEN S K, CHEN Y M, et al. Analysis of pressure losses and flow distribution in wire-wrapped hexagonal rod bundles for licensing, Part II: Evaluation of public experimental data[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2022, 388: 111606.
- [5] QUAN Z, DIX A, KONG R, et al. Pressure drop in seven-pin wire-wrapped rod bundle for the sodium cartridge loop in versatile test reactor[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2023, 197(5): 771-787.
- [6] MENEZES C, VAGHETTO R, HASSAN Y A. Experimental investigation of the subchannel axial pressure drop and hydraulic characteristics of a 61-pin wire wrapped rod bundle[J]. *Journal of Fluids Engineering*, 2022, 144(5): 051403.
- [7] ZHUKOV A V, SOROKIN A P, TITOV P A, et al. Analysis of the fast reactors' fuel-rod bundle flow resistance[J]. *Soviet Atomic Energy*, 1986, 60(5): 369-374.
- [8] ZHUKOV A V, SOROKIN A P, KIRILLOV P L, et al. Methodical instructions and recommendations for thermal-hydraulic calculation of active zones of fast reactors[M]//Institute of Physics and Power Engineering, RTM (Technical Guide) 1604: 008. Obninsk: Fiz-Energ Inst, 1988.
- [9] KUZINA J, SOROKIN A. Thermal physics of alkaline liquid metal coolants, Part 1: Thermohydraulics and safety (retrospective-perspective view)[J]. *Problems of Atomic Science and Technology Series: Nuclear and Reactor Constants*, 2019(3): 210-232.
- [10] PETUKHOV B S, GENIN L G, KOVALEV S A, et al. Heat transfer in nuclear power plants[M]. Moscow: Mosk Energ Inst, 2003.
- [11] DWYER O E. Bilateral heat transfer in annuli for slug and laminar flows[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 1964, 19(1): 48-57.
- [12] MICHIOYOSHI I. Heat transfer in laminar flow with internal heat generation in concentric annulus[J]. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 1966, 3(11): 479-485.
- [13] LYON R. Heat transfer coefficient in liquid metals[J]. *Chemical Engineering Progress*, 1951, 47(2): 75-81.
- [14] KUZINA Y A, SOROKIN A P. Fundamental and applied investigations of the liquid-metal cooled fast reactor thermal hydraulics (achieved results and further investigation issues)[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2023, 409: 112350.
- [15] DWYER O. Recent developments in liquid-metal heat transfer[J]. *Atomic Energy Review*, 1966, 4(1): 4541057.
- [16] MIKITYUK K. Heat transfer to liquid metal: Review of data and correlations for tube bundles[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2009, 239: 680-687.
- [17] EL-GENK M S, SCHRIENER T M. A review of experimental data and heat transfer correlations for parallel flow of alkali liquid metals and lead-bismuth eutectic in bundles[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2017, 317: 199-219.
- [18] УШАКОВ П А, ЖУКОВ А В. Температурные поля стержневых ТВЭЛов, расположенных в правильных решетках[J]. При Ламинарном Течении Теплоносителя, 1976, 14(3): 538-545.
- [19] SUBBOTIN V I, IBRAGIMOV M K. Gidrodinamika i teploobmen v atomnykh energeticheskikh ustanovkakh (osnovy rascheta) (hydrodynamics and heat transfer in nuclear power plants: Basis of calculations)[M].

- Moscow: Energoatomizdat, 1975.
- [20] BULEEV N. Spatial model of turbulent exchange[M]. Moscow: Science Ch Physical-Mat Lit, 1989.
 - [21] BOGOSLOVSKAYA G P, SOROKIN A P, KIRILLOV P L, et al. Experimental and theoretical studies into transverse turbulent transfer of momentum and energy in complex-shaped channels[J]. *High Temperature*, 1996, 34(6): 889-894.
 - [22] ZHUKOV A V, SOROKIN A P, MATYUKHIN N M. Mezhsanal'nyi obmen v TVS bystrykh reaktorov: Raschetnye programmy i prakticheskoe prilozhenie (interchannel exchange in FA of fast reactors: Calculation programs and practical application)[M]. Moscow: Energoatomizdat, 1991.
 - [23] KAZACHKOVSKII O D, ZHUKOV A V, SOROKIN A P, et al. Temperature fields in fast reactor fuel assemblies with shape changes[J]. *Soviet Atomic Energy*, 1988, 65(2): 627-636.
 - [24] SOSNOVSKY E, BAGLIETTO E, KEIJERS S, et al. CFD simulations to determine the effects of deformations on liquid metal cooled wire wrapped fuel assemblies[C]//Proceedings of the International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics 2015. [S. l.]: [s. n.], 2015.
 - [25] UWABA T, OHSHIMA H, ITO M. Analyses of deformation and thermal-hydraulics within a wire-wrapped fuel subassembly in a liquid metal fast reactor by the coupled code system[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2017, 317: 133-145.
 - [26] CADIOU T, ACOSTA F. The impact of the fuel bundle deformation on the thermal-hydraulics of ASTRID-like sub-assembly[C]//Proceedings of the NUTHOS-12. [S. l.]: [s. n.], 2018.
 - [27] ACOSTA F, CADIOU T, BLANC V, et al. A new thermal-hydraulics/thermomechanics coupling methodology for the modeling of the behavior of sodium-cooled fast reactors fuel subassemblies under irradiation[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2019, 348: 90-106.
 - [28] СУББОТИН В И, ИВАНОВСКИЙ М Н. Термическое контактное сопротивление при охлаждении каналов жидкими металлами[R]. [S. l.]: [s. n.], 1967.
 - [29] PADMAKUMAR G. Experimental Studies for SGDHR System of PFBR[C]//Proceedings of the Indira Gandhi Centre for Atomic Research Kalpakkam, FR-13. Paris, France: [s. n.], 2013.
 - [30] NISHIMURA M, KAMIDE H, HAYASHI K, et al. Transient experiments on fast reactor core thermal-hydraulics and its numerical analysis[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2000, 200: 157-175.
 - [31] KAMIDE H, HAYASHI K, TODA S. An experimental study of inter-subassembly heat transfer during natural circulation decay heat removal in fast breeder reactors[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 1998, 183: 97-106.
 - [32] KAMIDE H, HAYASHI K, ISOZAKI T, et al. Investigation of core thermohydraulics in fast reactors—Inter-wrapper flow during natural circulation[J]. *Nuclear Technology*, 2001, 133(1): 77-91.
 - [33] PACIO J, DAUBNER M, FELLMOSE F, et al. Experimental study of the influence of inter-wrapper flow on liquid-metal cooled fuel assemblies[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2019, 352: 110145.
 - [34] LIANG Y, CHEN Y, ZHANG D, et al. Experimental and numerical investigation on flow characteristics of inter-wrapper channel in LMFR[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2021, 151: 107918.
 - [35] QIU H, LI J, DONG Z, et al. Numerical study on inter-wrapper flow and heat transfer characteristics in liquid metal-cooled fast reactors[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2023, 155: 104534.
 - [36] YUE N, ZHANG D, CHEN J, et al. The development and validation of the inter-wrapper flow model in sodium-cooled fast reactors[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2018, 108: 54-65.
 - [37] UITSLAG-DOOLAARD H J, ROELOFS F, PACIO J C, et al. Experiment design to assess the inter-wrapper heat transfer in LMFR[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2019, 341: 297-305.
 - [38] KAMIDE H, NAGASAWA K, KIMURA N, et al. Evaluation method for core thermohydraulics during natural circulation in fast reactors: Numerical predictions of inter-wrapper flow[J]. *JSME International Journal Series B*, 2002, 45(3): 577-585.
 - [39] TENCHINE D, BARTHEL V, BIEDER U, et al. Status of TRIO_U code for sodium cooled fast reactors[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2012, 242: 307-315.
 - [40] PARTHASARATHY U, SUNDARARAJAN T, BALAJI C, et al. Decay heat removal in pool type fast reactor using passive systems[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2012, 250: 480-499.
 - [41] NALLO G F, GRASSO G, LODI F. TIFONE: A design-oriented code for the inter-wrapper flow and heat transfer in liquid metal-cooled reactors[C]//Proceedings of the State-of-the-art Thermal Hydraulics of Fast Reactors

- tors. Vienna: IAEA, 2022.
- [42] WU Y. CLEAR-S: An integrated non-nuclear test facility for China lead-based research reactor[C]//Proceedings of the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17). Vienna: IAEA, 2018.
- [43] KAMIDE H, SAKAMOTO Y, KUBO S, et al. Progress of design and related researches of sodium-cooled fast reactor in Japan[C]//Proceedings of the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17). Vienna: IAEA, 2018.
- [44] 周志伟, 杨红义, 李淞, 等. CFR600 堆芯热工水力设计程序初步研发[J]. 原子能科学技术, 2018, 52(1): 56-63. ZHOU Zhiwei, YANG Hongyi, LI Song, et al. Primary development of thermal-hydraulics design code for CFR600 core[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2018, 52(1): 56-63(in Chinese).
- [45] 林超, 杨红义, 周志伟. 钠冷快堆自然循环组件子通道程序初步研发[J]. 原子能科学技术, 2021, 55(3): 423-431. LIN Chao, YANG Hongyi, ZHOU Zhiwei. Preliminary development of sub-channel code for natural convection assembly of sodium cooled fast reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2021, 55(3): 423-431 (in Chinese).
- [46] MACDOUGALL J D, LILLINGTON J N. The SABRE code for fuel rod cluster thermohydraulics[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 1984, 82(2-3): 171-190.
- [47] WANG M, JU H, WU J, et al. A review of CFD studies on thermal hydraulic analysis of coolant flow through fuel rod bundles in nuclear reactor[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2024, 171: 105175.
- [48] 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.
- [49] ROELOFS F, GOPALA V R, JAYARAJU S, et al. Review of fuel assembly and pool thermal hydraulics for fast reactors[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2013, 265: 1205-1222.
- [50] ROELOFS F. Thermal hydraulics aspects of liquid metal cooled nuclear reactors[M]. Duxford: Woodhead Publishing, 2019.
- [51] BROCKMEYER L, CARASIK L B, MERZARI E, et al. Numerical simulations for determination of minimum representative bundle size in wire wrapped tube bundles[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2017, 322: 577-590.
- [52] MERZARI E, POINTER W D, SMITH J G, et al. Numerical simulation of the flow in wire-wrapped pin bundles: Effect of pin-wire contact modeling[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2012, 253: 374-386.
- [53] GOVINDHA-RASU N, VELUSAMY K, SUNDARARAJAN T, et al. Investigations of flow and temperature field development in bare and wire-wrapped reactor fuel pin bundles cooled by sodium[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2013, 55: 29-41.
- [54] GOVINDHA RASU N, VELUSAMY K, SUNDARARAJAN T, et al. Simultaneous development of flow and temperature fields in wire-wrapped fuel pin bundles of sodium cooled fast reactor[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2014, 267: 44-60.
- [55] RASU N G, VELUSAMY K, SUNDARARAJAN T, et al. Flow and temperature developments in a wire-wrapped fuel pin bundle of sodium cooled fast reactor during low flow conditions[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2015, 81: 141-149.
- [56] ZHAO P, LIU J, GE Z, et al. CFD analysis of transverse flow in a wire-wrapped hexagonal seven-pin bundle[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2017, 317: 146-157.
- [57] BOURDOT-DUTRA C, ALDEIA-MACHADO L, MERZARI E. Direct numerical simulation of heat transfer in a 7-pin wire-wrapped rod bundle[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2024, 198(7): 1439-1454.
- [58] ROELOFS F, SHAMS A, OTIC I, et al. Status and perspective of turbulence heat transfer modelling for the industrial application of liquid metal flows[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2015, 290: 99-106.
- [59] BHUSHAN S, ELMELLOUKI M, WALTERS D K, et al. Analysis of turbulent flow and thermal structures in low-Prandtl number buoyant flows using direct numerical simulations[J]. *International Journal of Heat and Mass Transfer*, 2022, 189: 122733.
- [60] MERZARI E, FISCHER P, YUAN H, et al. Benchmark exercise for fluid flow simulations in a liquid metal fast reactor fuel assembly[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2016, 298: 218-228.
- [61] MARINO A, LIM J, KEIJERS S, et al. Numerical modeling of oxygen mass transfer in a wire wrapped fuel assembly under flowing lead bismuth eutectic[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2018, 506: 53-62.

- [62] GAJAPATHY R, VELUSAMY K, SELVARAJ P, et al. CFD investigation of effect of helical wire-wrap parameters on the thermal hydraulic performance of 217 fuel pin bundle[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, 77: 498-513.
- [63] BROCKMEYER L, MERZARI E, SOLBERG J, et al. One-way coupled simulation of FIV in a 7-pin wire-wrapped fuel pin bundle[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2020, 356: 110367.
- [64] WANG X, CHENG X. Analysis of inter-channel sweeping flow in wire wrapped 19-rod bundle[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2018, 333: 115-121.
- [65] JEONG J H, SONG M S, LEE K L. RANS based CFD methodology for a real scale 217-pin wire-wrapped fuel assembly of KAERI PGSFR[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2017, 313: 470-485.
- [66] SONG M S, JEONG J H, KIM E S. Flow visualization on SFR wire-wrapped 19-pin bundle geometry using MIR-PIV-PLIF and comparisons with RANS-based CFD analysis[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, 147: 107653.
- [67] LIU L, WANG S, BAI B. Thermal-hydraulic comparisons of 19-pin rod bundles with four circular and trapezoid shaped wire wraps[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2017, 318: 213-230.
- [68] ARIEN B. Assessment of computational fluid dynamic codes for heavy liquid metals-ASCHLIM, FIKW-CT-2001-80121-Final Report[R]. Antwerp: SCK CEN, 2004.
- [69] TARANTINO M, ROELOFS F, SHAMS A, et al. SESAME project: Advancements in liquid metal thermal hydraulics experiments and simulations[J]. *EPJ Nuclear Sciences & Technologies*, 2020, 6: 18.
- [70] ROELOFS F, SHAMS A, PACIO I, et al. European outlook for LMFR thermal hydraulics[C]//NURETH-16. [S. l.]: [s. n.], 2015.
- [71] HUANG X, YANG W, LI Y, et al. Review on the sensitization of turbulence models to rotation/curvature and the application to rotating machinery[J]. *Applied Mathematics and Computation*, 2019, 341: 46-69.
- [72] 曾宇, 汪洪波, 孙明波, 等. SST 湍流模型改进研究综述[J]. *航空学报*, 2023, 44(9): 103-134.
- ZENG Yu, WANG Hongbo, SUN Mingbo, et al. SST turbulence model improvements: Review[J]. *Acta Aeronautica et Astronautica Sinica*, 2023, 44(9): 103-134(in Chinese)
- [73] CARTECIANO L N, GRÖTZBACH G. Validation of turbulence models in the computer code FLUTAN for a free hot sodium jet in different buoyancy flow regimes[M]. Germany: Forschungszentrum Karlsruhe, 2003.
- [74] DUPONCHEEL M, BRICTEUX L, MANCONI M, et al. Assessment of RANS and improved near-wall modeling for forced convection at low Prandtl numbers based on LES up to $Re_\tau=2\ 000$ [J]. *International Journal of Heat and Mass Transfer*, 2014, 75: 470-482.
- [75] CARTECIANO L, WEINBERG D, MÜLLER U. Development and analysis of a turbulence model for buoyant flows[C]//Proceedings of the 4th World Conference of Exp Heat Transfer, Fluid Mechanics and Thermodynamics. Bruxelles: [s. n.], 1997.
- [76] KENJEREŠ S, HANJALIĆ K. Convective rolls and heat transfer in finite-length Rayleigh-Bénard convection: A two-dimensional numerical study[J]. *Physical Review E*, 2000, 62(6): 7987-7998.
- [77] MANSERVISI S, MENGHINI F. Triangular rod bundle simulations of a CFD κ - ϵ - κ - ϵ heat transfer turbulence model for heavy liquid metals[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2014, 273: 251-270.
- [78] PACIO J, WETZEL T, DOOLAARD H, et al. Thermal-hydraulic study of the LBE-cooled fuel assembly in the MYRRHA reactor: Experiments and simulations[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2017, 312: 327-337.
- [79] GOPALA V, DOOLAARD H, SANNA V, et al. Detailed investigation of flow through wire-wrapped fuel assemblies using computational fluid dynamics[C]//Proceedings of the THINS 2014 International Workshop. Modena, Italy: [s. n.], 2014.
- [80] HU R, FANNING T H. A momentum source model for wire-wrapped rod bundles—Concept, validation, and application[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2013, 262: 371-389.
- [81] JEONG J H, YOO J, LEE K L, et al. Three-dimensional flow phenomena in a wire-wrapped 37-pin fuel bundle for SFR[J]. *Nuclear Engineering and Technology*, 2015, 47(5): 523-533.
- [82] BERTOCCHI F, ROHDE M, KLOOSTERMAN J L. Understanding migratory flow caused by helicoid wire spacers in rod bundles: An experimental and theoretical study[J]. *International Journal of Heat and Fluid Flow*, 2019, 80: 108491.
- [83] HARVILL R C, LANE J W, GEORGE T L. Hybrid system level and coarse grid CFD tool for three-dimensional natural circulation, mixing, and stratification model-

- ing[J]. *Nuclear Technology*, 2022, 208(1): 1-26.
- [84] ROELOFS F, GOPALA V R, CHANDRA L, et al. Simulating fuel assemblies with low resolution CFD approaches[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2012, 250: 548-559.
- [85] VIELLIEBER M, DIETRICH P, CLASS A. Investigation of a wire wrapped fuel assembly with the anisotropic coarse-grid-CFD (AP-CGCFD)[J]. *Kernkraftwerke in Deutschland: Betriebsergebnisse*, 2013, 58(10): 573.
- [86] VIELLIEBER M, CLASS A G. Anisotropic porosity formulation of the coarse-grid-CFD (CGCFD)[J]. *International Conference on Nuclear Engineering*, 2012, 4(1): 473-483.
- [87] 周志伟, 薛秀丽, 杨勇, 等. 池式钠冷快堆固有热工流体安全特性研究[J]. *原子能科学技术*, 2023, 57(7): 1397-1405.
- ZHOU Zhiwei, XUE Xiuli, YANG Yong, et al. Study on inherent safety characteristic on thermal-hydraulic of pool-type sodium-cooled fast reactors[J]. *Atomic Energy Science and Technology*, 2023, 57(7): 1397-1405(in Chinese).
- [88] HAN J W, EOH J H, KIM S O. Comparison of various design parameters effects on the early-stage cooling performance in a sodium-cooled fast reactor[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2012, 40(1): 65-71.
- [89] HAN J W, LEE T H, EOH J H, et al. Investigation into the effects of a coastdown flow on the characteristics of early stage cooling of the reactor pool in KALIMER-600[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2009, 36(9): 1325-1332.
- [90] NATESAN K, VELUSAMY K, SELVARAJ P, et al. Significance of coast down time on safety and availability of a pool type fast breeder reactor[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2015, 286: 77-88.
- [91] ZARYUGIN D G, POPLAVSKII V M, RACHKOV V I, et al. Computational and experimental validation of the planned emergency heat-removal system for BN-1200[J]. *Atomic Energy*, 2014, 116(4): 271-277.
- [92] VASILIEV B A, KAMANIN Y L, GLADKOV V V, et al. Improvement of the equipment in fast-neutron reactor facilities[J]. *Atomic Energy*, 2010, 108(4): 303-309.
- [93] ASHURKO I. Decay heat removal system in the secondary circuit of the sodium-cooled fast reactor and evaluation of its capacity[C]//*Proceedings of the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17)*. Vienna: IAEA, 2018.
- [94] 杨红义, 齐少璞, 杨军, 等. 池式钠冷快堆主热传输系统瞬态研究[J]. *中国科学: 技术科学*, 2022, 52(10): 1521-1542.
- YANG Hongyi, QI Shaopu, YANG Jun, et al. Transient analysis of the main heat-transfer system of the pool-type sodium-cooled fast reactor[J]. *Scientia Sinica Technologica*, 2022, 52(10): 1521-1542(in Chinese).
- [95] 吕玉凤, 杜开文. 一体化装置实验对 RELAP5 的评价[J]. *核动力工程*, 2015, 36(1): 152-156.
- LU Yufeng, DU Kaiwen. Evaluation of RELAP5 code by experiments of integral test facility[J]. *Nuclear Power Engineering*, 2015, 36(1): 152-156(in Chinese).
- [96] GEFFRAYE G, ANTONI O, FARVACQUE M, et al. CATHARE 2 V2.5_2: A single version for various applications[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2011, 241(11): 4456-4463.
- [97] 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.
- [98] 杨红义, 徐銖. OASIS 程序的开发与应用[J]. *核科学与工程*, 2001, 21(4): 322-325, 340.
- YANG Hongyi, XU Mi. Development and application of OASIS code under the CEFR project[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2001, 21(4): 322-325, 340(in Chinese).
- [99] LERCHEL G, AUSTREGESILLO H. ATHLET mod 2.1 cycle a, user's manual, GRS-p-1/Vol. 1, Rev. 4[M]. Germany: GRS, 2006.
- [100] ZHOU C, HUBER K, CHENG X. Validation of the modified ATHLET code with the natural convection test of the PHENIX reactor[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2013, 59: 31-46.
- [101] ANGELI P E, BIEDER U, FAUCHET G. Overview of the TrioCFD code: Main features, VetV procedures and typical applications to nuclear engineering[C]//*Proceedings of the NURETH 16-16th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermalhydraulics*. [S. l.]: [s. n.], 2015.
- [102] PIALLA D, TENCHINE D, LI S, et al. Overview of the system alone and system/CFD coupled calculations of the PHENIX Natural Circulation Test within the THINS project[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2015, 290: 78-86.
- [103] МИТЕНКОВ Ф М, БАГДАСАРОВ Ю Е, БУКША Ю К. Инженерные методы анализа режимов С естественной циркуляцией в установках типа БН[EB/OL]. [2024-06-02]. <http://elib.biblioatom.ru/text/>

- atomnaya-energiya_t62-3_1987/go,4/.
- [104] SHVETSOV Y, VOLKOV A. A computer code for the analysis of the severe beyond design basis accidents in sodium cooled reactors[C]//Proceedings of the Int Top Meeting on Sodium Cooled Fast Reactor Safety. [S. l.]: [s. n.], 1994.
 - [105] RTISHCHEV N, CHALYY R, TARASOV A, et al. SOCRAT-BN integral code for safety analysis of NPP with sodium cooled fast reactors: Development and plant applications[C]//Proceedings of the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development. [S. l.]: [s. n.], 2017.
 - [106] USOV E V, KUDASHOV I G, ZHIGACH S A, et al. Coupled code SOCRAT-BN development for safety analysis of sodium-cooled fast reactors[C]//Proceedings of 2012 20th International Conference on Nuclear Engineering and the ASME 2012 Power Conference. [S. l.]: [s. n.], 2012.
 - [107] AVVAKUMOV A, ALIPCHENKOV V, BELOV A, et al. Coupled calculations for the fast reactors safety justification with the EUCLID/V1 integrated computer code[C]//Proceedings of the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development. [S. l.]: [s. n.], 2017.
 - [108] ALIPCHENKOV V M, ANFIMOV A M, AFREMOV D A, et al. Fundamentals, current state of the development of, and prospects for further improvement of the new-generation thermal-hydraulic computational HYDRA-IBRAE/LM code for simulation of fast reactor systems[J]. *Thermal Engineering*, 2016, 63(2): 130-139.
 - [109] USOV E V, PRIBATURIN N A, KUDASHOV I G, et al. A step in the verification of the hydra-ibrae/LM/V1 thermohydraulic code for calculating sodium coolant flow in fuel-rod assemblies[J]. *Atomic Energy*, 2015, 118(6): 382-388.
 - [110] KUDASHOV G. Verification of the code HYDRA-IBRAE/LM/V1 in experiments on the flow and heat transfer of sodium coolant in one- and two-phase regimes[C]//Proceedings of the Thermal Physics of Fast Reactors. [S. l.]: [s. n.], 2014.
 - [111] KLIMONOV I A, USOV E V, DUGAROV G A, et al. HYDRA-IBRAE/LM/V1 thermohydraulic code verification based on BN-600 experiments[J]. *Atomic Energy*, 2017, 122(5): 311-318.
 - [112] WEINBERG D, HOFFMANN H, SCHNETGOEKE G, et al. The status of studies using RAMONA and NEPTUN models on decay heat removal by natural convection for the European Fast Reactor[C]//Proceedings of the IWGFR/88. [S. l.]: [s. n.], 1993.
 - [113] BETTS C, ASHTON M, SPENCE G, et al. European studies on fast reactor core interwrapper flows[C]//Proceedings of the International conference on fast reactors and related fuel cycles. [S. l.]: [s. n.], 1991.
 - [114] USHAKOV P, SOROKIN A. Modeling problems of emergency natural convection heat removal in the upper plenum of LMR using water[C]//Proc 9th Intern Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-9). California: [s. n.], 1999.
 - [115] TAKEDA H, KOGA T. Study on similarity rule for natural circulation water test of LMFBR, IWGFR-88[R]. [S. l.]: [s. n.], 1993.
 - [116] УШАКОВ П А. Роль гидравлических сопротивлений при моделировании на воде естественной конвекции в баках быстрых реакторов[J]. *Теплоэнергетика*, 2000(5): 9-14.
 - [117] SLOBODCHUK V I, URALOV D A, AVRAMOVA E A. Possibility of simulating natural circulation in fast neutron reactors using a light water test facility[J]. *Nuclear Energy and Technology*, 2021, 7(4): 349-355.
 - [118] MITENKOV F M, BAGDASAROV Y E, BUKSHA Y K, et al. Engineering methods of analyzing natural-circulation conditions in systems of BN type[J]. *Soviet Atomic Energy*, 1987, 62(3): 175-182.
 - [119] SERIES I T. Benchmark analysis on the natural circulation test performed during the PHENIX end-of-life experiments[R]. Vienna: IAEA, 2013.