DOI 10.15302/J-SSCAE-2025.12.035

金属冷却快堆主泵国产化研究进展及展望

曹羲源[1,2]，董辉[1,2*]，唐堃[1,2,3]，赵亮[1,2]，符伟[4]，赵睿杰[5]，张德胜[5]

（1. 东北大学冶金学院，沈阳 110819；2. 辽宁省流程工业节能与绿色低碳技术工程研究中心，沈阳 110819；
3. 沈阳工程学院能源动力与核技术工程学院，沈阳 110136；4. 沈阳鼓风机集团核电泵业有限公司，
沈阳 110869；5. 江苏大学流体机械工程技术研究中心，江苏镇江 212013）

摘要：金属冷却快堆主泵是液态金属冷却回路中的核心设备，自主化水平直接影响反应堆系统的安全性与工程可实施性。本文在分析金属冷却快堆主泵的技术特性和国产化需求基础上，梳理了工程引进与国产化能力初步建立、主泵样机研制与验证、工程化验证与能力提升等国内金属冷却快堆主泵的主要发展阶段；阐明了液态金属介质条件下主泵水力问题的特殊性，总结了宏观性能特性与工况响应规律、内部流动结构与能量转换机理、非定常流动与稳定性等方面的水力性能研究进展，归纳了水力部件、转子系统、热屏系统等主泵主要结构及材料研究进展。金属冷却快堆主泵国产化已逐步由技术跟踪和消化吸收转向自主设计与工程验证阶段，水力性能及关键部件已具备一定的研究基础，但复杂工况下多因素相互作用规律、系统热管理水平、长期运行可靠性等仍待深化研究。未来应重点关注液态金属介质条件下“流动–传热–结构–材料”的协同演化机制、关键结构的长期稳定运行、以热屏系统为核心的主泵系统热管理机制，同步推进“材料–结构–工艺”一体化设计和近工况验证体系建设，逐步形成面向工程应用的主泵设计与验证体系。

关键词：金属冷却快堆；主泵；国产化；水力部件；热屏系统

中图分类号：S277.9；TH313　**文献标识码：**A

Research Progress and Prospects on Localization of Reactor Coolant Pumps for Liquid-Metal-Cooled Fast Reactors

Cao Xiyuan[1,2], Dong Hui[1,2*], Tang Kun[1,2,3], Zhao Liang[1,2], Fu Wei[4], Zhao Ruijie[5], Zhang Desheng[5]

(1. School of Metallurgy, Northeastern University, Shenyang 110819, China; 2. Liaoning Engineering Research Center of Process Industry Energy Saving and Low-carbon Technologies, Shenyang 110819, China; 3. College of Energy, Power and Nuclear Technology Engineering, Shenyang Institute of Engineering, Shenyang 110136, China; 4. Shenyang Blower Works Group Nuclear Pump Co., Ltd., Shenyang 110869, China; 5. Technology and Research Center of Fluid Machinery Engineering, Jiangsu University, Zhenjiang 212013, Jiangsu, China)

Abstract: As the core equipment of the liquid metal cooling circuit, the reactor coolant pump (RCP) of a liquid-metal-cooled fast reactor plays a decisive role in the safety and engineering feasibility of the reactor system, with its degree of localization being of

收稿日期：2025-12-30；**修回日期：**2026-04-22

通讯作者：*董辉，东北大学冶金学院教授，研究方向为核主泵设备热管理；E-mail: dongh@mail.neu.edu.cn

资助项目：国家自然科学基金项目(U24A20142)

本刊网址：sscae.engineering.org.cn

particular significance. This study analyzes the technical characteristics and localization needs of the RCP for liquid-metal-cooled fast reactors, and reviews their major development stages in China, including engineering introduction and initial establishment of localization capability, prototype development and verification, as well as engineering validation and capability enhancement. Considering the distinctive hydraulic challenges posed by liquid metal media in RCP, the study summarizes the research progress in hydraulic performance, involving macroscopic performance characteristics and operating-condition response, internal flow structures and energy conversion mechanisms, as well as unsteady flow and stability. This study further reviews advances in the structural design and material research of key RCP components, such as hydraulic components, rotor dynamic systems, and heat shielding systems. Overall, the localization pathway of RCP for liquid-metal-cooled fast reactors in China has progressively evolved from technological tracking and assimilation to the stage of independent design and engineering validation. While a certain research foundation has been established for hydraulic performance and key component development, further studies are still required on multifactorial interactions under complex operating conditions, system-level heat management, and long-term operational reliability. Future research should focus on the synergistic evolution mechanism of “flow, heat transfer, structures, and materials” under liquid metal conditions, long-term stable operation of critical structures, and heat management mechanism of the RCP system centered on heat shielding systems. Meanwhile, integrated design of materials, structures, and manufacturing processes, together with the construction of near-operational validation systems, should be promoted to gradually establish an RCP design and verification framework oriented toward engineering applications.

Keywords: metal-cooled fast reactor; reactor coolant pump; localization; hydraulic components; heat shielding system

一、前言

金属冷却快堆主要包括铅冷快堆、钠冷快堆，是第四代核能系统国际论坛建议布局的先进反应堆类型之一[1]。金属冷却快堆在铀资源高效利用、长寿命放射性核废物嬗变、固有安全性等方面具有显著优势，被视为未来核能可持续发展的重要技术路线，已成为国际核能领域持续投入并开展系统研究的重要方向之一[2-4]。随着先进核能体系由概念验证转向示范化、工程化阶段，关键装备的技术成熟度与系统可靠性逐步成为制约落地应用的核心因素。国际上普遍围绕金属冷却快堆的燃料组件、反应堆容器、蒸汽发生器、中间换热器、安全系统等关键设备开展了长期和系统研究，在结构设计方法、材料适应性评估、工程验证路径等方面形成了较为成熟的技术体系。

在金属冷却快堆系统中，主泵不仅承担驱动高温液态金属循环、实现堆芯热量稳定移除的基本功能，而且在反应堆整体热管理体系中处于枢纽地位，主泵内部流动、传热、结构响应特性对冷却剂流量分配、堆芯温度场稳定性、关键部件热安全裕度具有显著影响。液态钠、液态铅铋合金等冷却剂具有高导热性、高密度、强化学活性的特点，在显著提升传热效率的同时，会使主泵长期工作在高温、高辐照、强腐蚀等因素耦合的极端环境中[5-6]。受冷却剂流动带来的传热换热影响，主泵内部不可避免地出现复杂的流动换热行为、显著的流–热–固多物理场耦合效应、随时间演化的材料性能退化过程，导致主泵热管理成为制约长期安全稳定运行的关键因素。主泵设备运行的可靠程度在很大程度上决定了金属冷却快堆系统的安全边界与工程可实施性，因而主泵研发本质上是以极端工况下热管理能力为核心的系统工程课题。

在全球能源格局调整、核能技术加速发展的背景下，金属冷却快堆主泵国产化具有重要意义。长期依赖进口既会增加工程实施的不确定性，也会对关键热管理方案选择、结构设计边界确定、安全分析方法构建等形成制约。我国在21世纪初开展了相关主泵的研究，已在水力特性、结构设计、材料适应性等方面建立了一定的基础能力并完成工程样机的研制与验证。当前，主泵研究处于由关键技术突破转向系统集成与工程化应用能力提升的发展阶段，面向极端工况的热管理能力优化仍是重点方向。

本文围绕金属冷却快堆主泵国产化，梳理液态金属介质条件下主泵的水力特性、关键结构及材料的研究进展，分析制约工程化应用的主要问题；从热管理角度探讨进一步的发展方向与能力提升路径，为金属冷却快堆建设、主泵技术能力自主化突破提供参考。

二、金属冷却快堆主泵的技术特征与国产化需求

（一）金属冷却快堆主泵的技术特征

在金属冷却快堆系统中，主泵承担着液态金属

冷却剂一、二回路的强制循环任务，也深度参与反应堆整体热工过程与安全响应行为。与多数的静态或准静态关键设备不同，主泵在运行过程中涉及流体输运、热量传递、结构响应、材料服役等物理过程，是快堆系统中多物理场高度耦合的典型装备，性能稳定性直接影响堆芯热量移除能力和系统安全裕度。金属冷却快堆主泵也是反应堆整体热管理体系中的重要调控单元。

主泵的内部流动状态决定冷却剂的流量分配特性，进而影响堆芯温度场的空间分布与动态响应；主泵内部的传热路径与温度控制能力直接关系轴承、密封、驱动部件等关键结构的工作稳定性。在功率波动、启停过程、事故工况下，主泵的动态响应也会对系统热工行为产生显著影响，成为安全分析中重要的不确定性因素之一。同时，液态钠、液态铅铋合金冷却剂的物性特征进一步放大了上述问题的复杂性，使主泵内部流动与传热过程呈现明显的非线性特征；液态金属与结构材料之间的腐蚀、侵蚀、辐照效应相互叠加，导致主泵在长期运行过程中材料性能演化加快、结构安全裕度面临更大的挑战。

金属冷却快堆主泵主要由水力部件、转子系统、热屏系统等组成：水力部件负责冷却剂输运与压头建立，流动稳定性直接影响系统运行工况；转子系统决定主泵的运行平稳性与振动特性；热屏系统通过构建隔热和冷却协同区域来限制高温向轴承、密封、驱动部件的传递，是主泵内部热管理能力的核心体现。在高温、辐照、液态金属环境的共同作用下，水力部件、转子系统、热屏系统等结构单元具有显著的耦合特征，面临较高的协同失效风险。

国际上金属冷却快堆主泵的研究始于20世纪50年代，先后进行了机械离心泵、轴流泵、电磁泵等结构形式的探索。目前，俄罗斯的铅铋冷却快堆主泵已进入工程应用阶段，而美国、欧洲、日本多在开展示范验证或方案设计[7]，整体上处于向第四代核能系统商业化目标推进的关键技术攻关期。在我国，金属冷却快堆主泵技术发展采用了“以我为主、内外结合”的思路。铅铋主泵技术主要依托国家科研计划项目开展自主布局和创新研究，钠冷主泵技术在早期引进成果的基础上完成消化吸收与再创新，逐步形成了“跟跑”“并跑”并存的发展态势，但在极端工况下主泵内部流–热–固多场耦合机理、长期稳定运行规律、系统级性能预测及验证方面仍存在亟待深入研究和突破的瓶颈。

金属冷却快堆主泵技术难题集中体现在高温、高辐照、强腐蚀等极端工况下保障主泵的长期稳定运行，这对主泵的结构耐久性、材料可靠性、热管理能力提出了较高的要求。尽管国内相关研究已有进展，但对主泵在极端条件下的动态行为机理、服役性能演化规律、与反应堆系统的耦合特性等仍缺乏系统性认识，在一定程度上制约了主泵设计优化与性能预测能力提升，成为我国金属冷却快堆主泵国产化进程中亟需突破的关键瓶颈之一。

（二）金属冷却快堆主泵的国产化需求

随着金属冷却快堆由试验研究进入示范化、工程化阶段，主泵等关键能动设备的国产化课题已从“技术选择”转变为“工程必然要求”。在金属冷却快堆系统中，主泵不仅是冷却剂输运装置，而且深度参与反应堆整体热管理与安全响应过程，因而主泵设计方法、性能边界、运行可靠性需要与堆型特征、系统方案高度适配。这就决定了主泵技术难以通过简单引进或局部替代方式来实现长期可持续应用。

在工程实践中，金属冷却快堆主泵的设计高度依赖反应堆系统参数、运行工况、安全策略的整体协同。不同堆型在功率水平、回路布置、启停工况、事故工况响应方面存在显著差异，导致主泵的水力特性、热管理方案、结构设计等需在系统层面进行一体化优化。受限于技术封锁、工程数据获取条件，依赖国外的成熟产品难以满足国内快堆工程在设计自主性、参数可调性、安全分析完整性方面的要求，在客观上增强了主泵国产化研究的必要性。

结合已有研究进展来看，金属冷却快堆主泵的关键瓶颈并非单一部件制造能力，而是极端工况下多物理场耦合行为的系统认识与工程验证能力。液态金属介质条件下的流动、传热、结构响应、材料服役行为高度耦合，主泵的长期稳定运行具有显著的堆型相关性和工况依赖性。若相关机理认识不足，将对主泵设计优化、性能预测、寿命评估等环节形成制约，进而降低快堆整体安全分析的可靠性。可见，主泵国产化本质上是拥有对关键物理机

理、工程规律的“掌握权”，而不仅是设备制造层面的直接替代。

当前，我国在金属冷却快堆主泵方面具备了一定的技术基础。通过早期引进、消化吸收、持续攻关，国内在钠冷主泵和铅铋主泵的水力设计、结构优化、部分材料适应性研究方面取得阶段性进展，在部分技术方向上实现自主突破。然而现有成果集中于单项性能验证、单一工况研究，对主泵全寿命周期内的热管理能力、结构完整性、系统级可靠性等的认识不够全面、有待深化。极端工况下的长期稳定运行、热管理能力已成为制约主泵国产化水平提升的核心课题，尤其是系统化的多物理场机理模型、近工况试验验证能力缺失，将难以支撑主泵热管理方案的优化设计和工程放大。

整体来看，金属冷却快堆主泵的国产化需求并非单纯源于外部依赖约束，而是快堆工程化发展阶段对关键装备系统集成能力、热管理自主设计能力、长期安全运行保障能力的内在要求。推进金属冷却快堆主泵的国产化研究，对于构建完整的金属冷却快堆技术体系、提升系统安全性和工程可实施性具有不可替代的支撑作用。

三、我国金属冷却快堆主泵发展历程

金属冷却快堆主泵国产化研究与快堆技术体系自主建设同步推进，发展过程并非单一技术路线的线性演进，而是在工程需求的牵引下围绕样机研制、系统验证、制造能力建设逐步展开。综合公开资料和工程实践进展来看，金属冷却快堆主泵国产化进程大体经历了工程引进与能力建立、示范堆牵引下的样机研制、面向工程化应用的能力体系完善3个阶段。金属冷却快堆主泵国产化路径逐步由技术跟踪和消化吸收转向自主设计与工程验证。

（一）工程引进与国产化能力初步建立

2003年，中国实验快堆（CEFR）启动建设，标志着我国金属冷却快堆主泵相关研究进入实质性推进阶段。受当时国内液态金属冷却反应堆工程经验有限的条件制约，CEFR主泵在总体方案上参考了俄罗斯BN-600钠冷快堆主泵的成熟技术路线[8]，为系统认识金属冷却快堆主泵的工程设计理念、运行特性、安全要求等提供了重要基础。在CEFR工程实施过程中，逐步明确了面向后续快堆工程推进主泵国产化研究的主攻方向。

围绕CEFR一回路钠循环泵的工程需求，中国原子能科学研究院针对主泵关键结构、运行安全性开展了系统性的基础验证工作。2006年，分析了钠泵支承结构的地震响应特性，获得了泵支承自由端在地震工况下的响应水平与位移特征，为快堆容器及堆内构件的抗震设计提供了必要的工程依据[9]。2009年，开展了钠泵支承冷却系统冷却流道及支承结构的数值传热计算，获得了系统温度场分布特征，验证了支承冷却系统在设计工况下的冷却能力[10]。在转子系统方面，2013年建立了钠泵轴系转动模型，对临界转速开展了理论分析；结合泵工作轴承及电机轴承处双振幅与均方根振动速度的测试结果，验证了一回路钠循环泵在运行工况下的动力学特性满足工程限值要求[11]。相关研究围绕支承结构、冷却系统、转子动力学等关键问题展开，初步建立了金属冷却快堆主泵工程分析、结构安全评估、运行特性验证方面的基础能力，为后续的国产化样机研制提供了重要技术支撑。

（二）示范堆牵引下的主泵样机研制与验证

随着示范快堆工程的持续推进，金属冷却快堆主泵国产化研究逐步由工程引进与基础论证转向以样机研制、工程验证为核心的实质性攻关阶段，国产化工作的重心由工程适配转向自主设计与制造验证。

2016年，中国科学院核能安全技术研究所建成了国内首座纯铅冷却剂实验回路“麒麟一号”，标志着铅铋冷却剂关键设备研发进入了工程验证阶段[12]，为后续铅铋泵的热工水力特性测试和运行验证提供了重要基础平台。上海阿波罗机械股份有限公司完成600 MW示范快堆二回路主循环钠泵原型样机的设计、制造、试验[13]，实现国产钠泵在工程样机层面的重要突破。2017年，沈阳鼓风机集团核电泵业有限公司开展了示范快堆关键设备设计与验证工作，制造了示范快堆一回路主循环钠泵国产原型样机[14]，标志着主泵国产化由部件级研究迈入整机研制阶段。

2018年，沈阳鼓风机集团核电泵业有限公司针对铅铋泵水力模型选取开展了较为系统的模型分析与优化研究，与西安交通大学合作推进600 MW示

范快堆二回路主循环钠泵项目[15]。兰州理工大学、大连四方电泵有限公司联合研制了适用于大型舰船动力的国内首台600 ℃高温液态铅铋合金输送屏蔽泵[16]，拓展了高温铅铋泵的工程应用场景。中国原子能科学研究院启动了首台国产化机械钠泵研制工作，在250 ℃钠回路中实现稳定运行[17]，为钠冷快堆关键设备国产化确立了重要工程基础。浙富控股集团股份有限公司完成示范快堆主泵的多项部件单项试验，推动了模拟件制造及整机全流量试验台架建设[18]。

2019年，国内首台600 MW第四代商用钠冷快堆液态金属核主泵工程样机在浙富水电整机试验台上通过了试运行测试，各项性能指标符合设计预期[19]。沈阳鼓风机集团股份有限公司针对立式单级机械二回路钠泵水力模型选取开展了数值模拟研究[20]，上海交通大学团队系统分析了某型钠泵流激振动特性，为钠泵结构优化与振动性能改善提供了技术依据[21]。

（三）多路线并行推进的工程化验证与能力提升

2020年前后，金属冷却快堆主泵的国产化研究开始由样机研制转向系统集成验证、长期可靠性评估、工程化能力提升阶段，多堆型、多冷却剂、多技术路线并行推进的特征更加明显。2020年，CEFR一回路主泵电机鉴定大纲通过评审[22]；中国科学院金属研究所、山西太钢不锈钢股份有限公司联合完成四代钠冷示范快堆容器及堆内构件用不锈钢材料的国产化[23]，为主泵及相关设备在高温液态钠环境下的长期服役提供了可用材料。2022年，在加速器驱动嬗变研究装置项目中，中国原子能科学研究院完成次临界反应堆核岛主工艺设计，配套的钠泵、换热器等关键设备进入制造阶段，推动了钠冷快堆系统的集成验证[24]；江苏大学流体机械工程技术研究中心承担了国家电力投资集团有限公司的高温铅铋泵研制项目，围绕高温工况下主泵流固耦合振动与疲劳问题开展了系统分析[25]。2023年，江苏大学流体机械工程技术研究中心研制的高温铅铋泵试验样机交付，在450 ℃工况下完成168 h耐久测试，在轴承部件温度控制等关键技术方面取得了一定突破[26]；第九届中国快堆论坛发布了模块化小型铅铋快堆机械主泵技术成果，推动了主泵标准化与模块化设计方向上的深入探索[27]。2024年，《中国核能发展报告（2024）》建议将一体化快堆示范工程纳入国家科技重大专项，明确钠冷快堆系统的工程化设计目标，推动了钠泵与堆芯系统耦合技术研发[28]。2025年，重庆水泵厂有限责任公司针对铅铋主泵工程应用特点，创新构建了“技术研发–工艺验证–智能制造”一体化攻关体系，在实体装配阶段攻克了高温工况下轴承装配难题，进一步提升了主泵工程化制造能力[29]。综合上述发展历程可以看出，金属冷却快堆主泵国产化研究取得了阶段性进展，初步形成了保障示范工程需求的工程化能力；完成从工程引进与技术消化向自主设计、制造、验证并行推进的转变，在工程研制层面已具备一定的基础能力。

然而，结合技术体系完整性、工程长期可靠性的需求来看，现阶段的金属冷却快堆主泵国产化研究仍集中在“能否实现样机运行”“是否满足阶段性工程指标”，对液态金属介质条件下主泵的内在物理机理、长期服役行为的系统认识较为有限；尤其是水力特性、结构及材料两个关键方面仍处于探索与起步阶段，尚未形成成熟且统一的理论框架与工程设计方法。在水力特性方面，当前的国产化工作更多依托工程样机与试验平台对典型工况下主泵的流量、扬程、运行稳定性等进行验证，但针对液态金属介质条件下的复杂流动结构、空化行为、流动不稳定性及其对主泵性能和安全裕度影响的机理研究较为分散且不够深入；尚未系统性地分析归纳不同堆型、回路布置、运行工况下的水力特性差异性，在一定程度上制约了主泵水力设计的可预测性与优化能力。在结构及材料方面，国产化研究覆盖了支承结构、转子系统、部分高温材料的工程应用，但对高温、辐照、腐蚀等因素耦合环境下的材料性能演化规律、结构动力学响应及疲劳寿命问题仍缺乏系统性研究支撑；对主泵关键部件在长期运行和极端工况下的结构完整性与失效机理认识不足，导致工程设计的可靠性评估及寿命预测具有较大的不确定性。

四、金属冷却快堆主泵的水力特性研究进展

液态金属冷却剂在主泵内部的流动行为直接决定主泵的扬程特性、效率水平、运行稳定性，是金属冷却快堆主泵安全稳定运行的重要基础[30]。在主

泵国产化进程中，水力性能不仅关系到样机能否正常运行，而且会对设计方案的可预测性与工程适用性造成影响[31]。因此，厘清并掌握液态金属介质条件下主泵的水力行为是提升主泵自主设计能力的重要技术支撑。

（一）液态金属介质条件下主泵水力问题的特殊性

与常规工质相比，液态金属冷却剂在密度、黏度、导热系数、饱和蒸汽压等物性参数上存在显著差异，这种差异不仅体现在数值尺度上，而且改变了主泵内部流动控制机制和能量传递路径的基本特征。从流体力学的本质来看，液态金属的高密度、低运动黏度会导致雷诺数在相同几何尺度与转速条件下显著增大，而低普朗特数特性改变了动量扩散与热扩散之间的相对主导关系[32-33]。这种无量纲参数体系的变化，使金属冷却快堆主泵的流动行为在物理本质上区别于常规工质条件下的泵类流动。国外针对液态金属主循环系统的研究亦得出类似结论。以先进铅冷快堆欧洲示范堆项目为例，针对主循环泵方案的研究发现，液态金属的高密度、侵蚀敏感性使局部流速与动量分布成为关键约束因素；多种泵型对比结果显示，高流速区域的动量集中会显著增加侵蚀风险，即液态金属物性差异会直接改变水力设计的边界条件与控制机制[34-35]。

液态金属的高密度特性显著增强了流体动量通量，使叶轮出口区域的压力梯度、动量交换过程更加剧烈[36]。在高速旋转条件下，液态金属的离心力效应放大，显著提高了流体对叶片和导叶的冲击载荷，相应增大了轴向力、径向不平衡力的幅值。这种动量强化效应不仅影响扬程形成机制，还使内部流动不稳定性更容易通过压力脉动传递至结构层面而致流动–结构耦合问题[37]。因此，金属冷却快堆主泵的水力问题研究不再局限于效率优化，而是扩展至流动激励与结构响应之间的动态耦合机制。同时，液态金属的低普朗特数特性意味着热扩散远快于动量扩散，温度场和速度场的耦合方式与水介质存在显著不同：温度边界层通常厚于速度边界层，局部温度梯度的变化可迅速在流场中传播进而影响流体黏度与局部湍流结构演化。在高温快堆工况下，这种流–热耦合效应可能改变叶轮通道内的二次流结构和局部压力分布，使水力性能随温度场变化呈现更复杂的非线性特征。此外，液态金属的物性参数随温度变化显著，如密度、黏度、饱和蒸汽压均具有较强的温度依赖性[38]。在启停工况或功率波动条件下，主泵内部温度场的变化直接反馈至流动状态，形成强非定常流动过程。这种热–流耦合的非定常行为，使主泵扬程曲线、效率特性不再完全满足传统的稳态假设，对水力性能预测、稳定性分析等提出更高要求。

从长期运行的角度看，液态金属与结构材料之间的相互作用进一步增加了水力问题的复杂性。腐蚀、冲蚀、材料表面组织变化都会改变流道壁面粗糙度和几何边界，进而影响局部湍流结构与压力分布。这种“流动–结构–材料”协同演化过程具有时间累积效应，致使主泵水力性能随运行时间发生渐进式变化。因此，金属冷却快堆主泵的水力问题通常同时具有瞬态特征和长期演化特性。在不同冷却剂体系中，上述物理机制表现出不同侧重点的情形。对于铅铋合金，高密度、高动量的流动特性使冲蚀与磨损问题成为水力结构耦合的主要表现形式。对于液态钠，较低密度、较低饱和蒸汽压的流动特性使局部压力降低区域更易达到气化条件，进而诱发空化、非定常两相流等现象。空化的产生不仅影响扬程特性，而且引发压力脉动和振动响应，进一步强化了流–固耦合问题。

从系统的角度看，金属冷却快堆主泵的水力问题表现出3种相互关联的显著特征：在高动量驱动条件下，流体载荷对结构响应具有显著的放大效应；在低普朗特数工况下，流动与传热过程呈现出强耦合特性；材料与流动之间的协同作用，使系统性能随服役时间发生持续演化。这些特征共同构成了金属冷却快堆主泵水力问题的物理基础，也决定了相关研究不能简单沿用常规水泵理论，而需在多物理场耦合框架下开展系统性分析。因此，液态金属介质条件下主泵水力问题具有特殊性，不仅体现在物性参数差异，而且体现在控制机制、耦合方式、时间尺度上的本质变化。这是金属冷却快堆主泵水力问题研究的理论出发点，也是后续水力优化设计、国产化能力提升应面对的核心基础问题。

（二）典型水力性能研究

在液态金属介质条件下，主泵水力性能不是仅表现为扬程、效率等宏观指标，而是由内部流动结构、压力场演化、多物理场耦合效应共同决定。围

绕这些核心问题，现有研究大体可归纳为宏观性能特性与工况响应规律、内部流动结构与能量转换机理、非定常流动与稳定性3个相互关联的细化方向。

1. 宏观性能特性与工况响应规律

扬程–流量特性曲线是主泵水力性能研究的重要基础，金属冷却快堆主泵相关研究多围绕不同转速、温度、系统阻力条件下的性能曲线表征及规律分析展开。受液态金属热物性变化的影响，液态铅铋合金、液态钠在高温条件下具有高密度、低普朗特数、显著温度依赖性的物性特征，使主泵的扬程与效率随运行工况呈现出非线性响应规律。现有研究多基于样机试验、数值模拟方法，分析了不同转速、温度、系统阻力条件下的性能曲线，揭示了液态金属介质条件下宏观性能参数对流体物性变化的敏感性。

在偏离设计工况的条件下，主泵内部流动结构通常会发生显著变化并对宏观性能产生影响。在低流量工况下，大容量钠泵易在吸入口区域形成回流结构；针对这种复杂吸入口几何条件，传统的经验关联式对回流起始位置的预测能力有限，需要借助计算流体力学（CFD）方法对流量再分配、潜在叶轮损伤风险等进行分析[39]。钠泵运行中的空化行为同样表现出不同于常规工质的特征，如钠中氩覆盖气的极低溶解度会显著影响空泡体积分数的演化规律，而空化体积对气泡密度参数具有较强的敏感性，说明钠泵空化预测难以直接套用水泵经验模型[40]。

在铅铋泵体系中，雷诺数显著提高、流动摩擦损失比例降低、湍动能耗散结构发生调整，使主泵在相同几何条件下呈现出不同于常规水泵的效率特征[41-42]。在长期运行过程中，壁面冲蚀与几何形貌演化可能导致压力分布重构，使外特性曲线发生渐进式偏移[43-44]。在钠泵体系中，局部低压区的形成与空化初生密切相关，空化发展过程直接影响扬程衰减与效率波动规律[45-47]。在稳态性能以外，启停及负荷调节过程中的瞬态扬程–流量匹配关系也是评价主泵运行安全裕度的重要指标。宏观性能研究已由单一的外特性测量拓展至多工况与动态响应分析，仍需依托内部流动机理与稳定性行为来厘清相应的物理基础。

国外在该方向的研究起步较早，依托工程化快堆项目形成了以工程样机试验为基础的性能数据库，在空化预测与偏工况行为分析方面建立了经验与模型体系。相比之下，国内研究在近10年发展迅速，依托数值模拟手段能够实现性能曲线获取与参数敏感性分析，但在长期运行数据积累、跨尺度性能预测模型方面积累不足，仍需充分借鉴国外研究成果和发展路线。

2. 内部流动结构与能量转换机理

主泵的水力性能本质上取决于叶轮与流体之间的动量及能量交换过程，故主泵内部流动结构分析成为性能机理研究的核心内容。在液态金属介质条件下，受高密度流体强化离心力作用的影响，叶轮出口压力梯度分布、导叶区回流结构、通道内二次流形态呈现出不同于常规工质的流动特征。数值模拟结果表明，叶轮前缘、吸力面及轮缘区域普遍存在速度梯度集中与高剪切应力区，在主导能量转换效率的同时，也与潜在冲蚀风险高度相关[48-49]。在铅铋泵体系中，壁面剪切应力分布与局部流动加速区具有显著的相关性，流动分离位置的迁移将引起压力场重构并影响结构受力状态。在钠泵体系中，流道内低压区的空间分布决定着空化初生位置及发展路径，内部流场预测精度会直接影响空化风险评估的可靠性[39,50]。此外，液态金属的低普朗特数特性强化流动与传热之间的耦合效应，温度场演化对流动结构形成反馈作用[51]，然而现有研究多为等温或稳态条件下进行的分析，针对高温环境下流场–温度场协同演化机制的深入讨论尚显不足。内部流动机理研究已从流场结构识别拓展至能量转换效率与局部风险区域预测，但多物理场耦合效应仍需进一步整合。

国外在该方向的研究依托较为成熟的数值方法验证体系以及有限数量的实验数据支撑，能够对关键流动结构进行较为可靠的定量预测。国内研究集中于高分辨率数值模拟、流动形式描述，在局部流动结构识别、风险区域判定方面达到了国际主流水平，但在“流动结构–性能退化–结构响应”的定量关联模型方面未开展系统性的工作。

3. 非定常流动与稳定性

在复杂工况和长周期运行环境下，非定常流动与稳定性问题成为影响金属冷却快堆主泵可靠性的关键因素。叶轮与导叶之间的时序干涉、流动分离、脱涡演化以及工况条件变化引发的二次流增强，均可能诱发压力脉动与周期性载荷波动，对主泵的扬程稳定性、结构疲劳寿命产生显著影响[52]。

在钠冷主泵中，空化演变过程具有强烈的时间依赖性和两相流动特征，相应的动态演化过程伴随高频压力脉动与冲击载荷，不仅会改变局部流场结构，而且可能影响叶片及过流部件的疲劳寿命。不同的空化模型对气泡演化过程及压力脉动特征的预测结果存在差异，相应的结果离散性对主泵非定常性能评估产生直接影响[53-54]。在铅铋主泵中，尽管空化风险较低，但在偏离设计工况运行时，叶轮前缘驻点迁移、回流结构周期性变化同样会引发压力波动及壁面剪切应力峰值的动态重分布，进而与结构振动形成流固耦合响应[55]。

针对金属冷却快堆主泵非定常流动的研究以稳态与准稳态分析为主，而对变工况、瞬态过程、多物理场耦合动态演化、流动失稳机制的认识尚待深化，液态金属介质条件下流动失稳、压力脉动、与结构动态响应的耦合机制等尚未建立成熟的理论框架。同时，受高温、腐蚀性、不透明特征等苛刻条件的限制，实验测量数据、直接观测结果等极为匮乏，理论模型、数值方法、工程测量之间存在明显的偏差。液态金属–气体两相流在高温、不透明、导电环境下的检测与定量表征难度较大，实验数据库薄弱、可视化困难、测量手段受限是制约模型验证与工程应用外推的重要因素[56]。整体上，相关研究仍处于关键机理探索与方法构建阶段。

从国际研究现状来看，非定常流动及稳定性被视为金属冷却快堆主泵研究中最具挑战性的方向之一。国外多依托有限的试验数据、高精度数值模拟方法，对空化演化、压力脉动、流动失稳等现象开展探索性分析，尚未形成统一的理论模型体系。国内在该方向的研究处于跟踪阶段，集中于非定常数值模拟方法应用、典型流动现象识别，在实验验证与动态过程测量方面则受条件限制较大。然而，随着高温液态金属实验平台的逐步建设以及流固耦合数值模拟方法的能力提升，相关研究逐步由现象描述转向机理解析阶段。

综合来看，在水力特性研究方面，国外形成了以试验验证为基础的技术积累，在宏观性能预测、典型失效问题分析方面具有一定先发优势；国内起步较晚但近年来发展迅速，在数值模拟、机理分析、多物理场耦合研究方面逐步接近国际水平，也在部分细分方向上呈现出探索新问题与新方法的趋势。当然，工程数据积累、长期运行验证、统一理论框架构建等方面仍需加强。

五、金属冷却快堆主泵的结构及材料研究进展

在金属冷却快堆主泵的国产化研究过程中，结构设计与材料选型是设备在高温、高辐照、液态金属环境下长期安全运行的关键基础。主泵在服役过程中面临复杂的载荷作用、显著的温度梯度、腐蚀性介质环境，结构完整性与材料性能直接关系到运行可靠性与寿命水平，是主泵国产化进程中的核心技术环节。金属冷却快堆主泵通常由水力部件、转子系统、热屏系统等结构单元构成，各结构单元在功能定位、受力状态、服役环境方面差异显著，对结构设计、材料性能提出了不同的要求。近年来，相关研究逐步从单一的结构设计优化拓展至“结构–材料–运行”特性耦合分析层面，为主泵国产化研制积累了重要技术基础。

（一）水力部件

在金属冷却快堆主泵中，水力部件是实现机械能向流体能量转换的核心结构单元，运行状态决定着主泵的扬程特性、效率水平、流场稳定性[20]。液态金属具有高密度、高动量特性，在相同流速条件下流体惯性显著高于常规工质，使流动冲击与载荷水平明显提高；水力部件在承担能量转换功能的同时，需适应更为复杂的受力与热环境，结构设计由传统的几何参数优化逐步转向兼顾水力性能、结构强度、工程运行条件的综合优化[57]。

围绕叶轮与导叶匹配关系开展的研究表明，动静叶片数目配置会改变叶轮出口尾迹结构及导叶进口流场均匀性，进而影响扬程曲线形态及效率峰值位置[6]。快堆二回路钠泵原型样机试验研究发现，导叶进口直径、叶片数目的变化不仅能够引起水力性能参数的变化，而且会对结构响应特征、运行稳定性产生影响[58]。这一现象表明，叶片配置问题不再局限于单一的水力性能优化，而是扩展至水力性能与结构动态特性耦合分析层面。从机理上看，叶片数目变化会改变叶轮尾迹的空间分布及流动干涉频率并进一步影响尾迹叠加方式。在液态金属高密度流动条件下，此类干涉效应更加显著，因而合理的动静叶匹配关系成为控制出口流场均匀性的重要

设计手段。

在几何参数优化方面，相关研究表明叶片进口边位置、型线构造、厚度分布等对内部流场组织具有显著影响[59-60]。其中，叶片进口边位置的微小调整即可改变入射角条件和流体附着状态，进而影响吸力面与压力面的压力梯度分布；叶片出口角及型线优化则有助于改善叶轮出口压力分布的均匀性，降低局部压力峰值与尾迹强度[61]。在液态金属介质条件下，流体密度较高、动量较大，导致压力梯度集中区域更容易出现冲击载荷放大效应。因此，几何参数优化不仅关系效率水平，而且直接影响局部结构的受力状态并引发潜在的冲蚀风险。尤其是在铅铋泵中，高密度流体对叶片前缘及轮缘区域的冲击更为显著，结构参数变化对局部压力分布和冲蚀趋势具有放大作用，因而水力部件设计需兼顾流场调控能力与抗冲蚀性能。

主泵运行参数朝着高功率、高流速方向发展，水力部件相关问题呈现出明显的流动–结构耦合特征。相关研究表明，叶轮出口处非均匀流场会在导叶区形成尾迹及二次流结构，可能会诱发周期性压力波动并通过结构传递进一步放大振动响应[62-63]。叶片厚度分布与型线优化在改善流场均匀性的同时，会改变结构应力传递路径。因此，水力设计逐步由单一性能优化转向性能–结构协同优化模式。在高温运行环境下，温度梯度和流体冲击的叠加作用还可能导致叶片根部及前缘区域成为潜在薄弱部位，若仅以效率提升为优化目标，会在结构安全性层面埋下隐患。在这一背景下，水力部件研究范围逐步由单级通道内部流动分析拓展至与主冷却系统整体流动组织的协同优化。国外研究体现出同样的发展趋势，如比利时 MYRRHA 研究团队认为，铅铋共晶合金环境下主冷却系统同时面临腐蚀和凝固风险，需要精细预测主回路内的三维流动形态，识别高流速剪切区、滞流区、不利温度分布区，为关键部件设计与运行安全性评估提供依据[64]。水力部件不再作为孤立对象进行优化，而是作为主回路流动系统的重要组成部分并在主泵整体流动结构中进行统筹考虑。

液态金属条件对水力部件的材料性能提出了更高要求。长期的高温腐蚀与冲蚀耦合作用，可能改变叶片表面形貌与粗糙度，进而影响边界层发展与局部流动结构，形成“材料性能演化–流场改变–水力性能退化”的反馈机制。当前研究仍集中在结构参数优化与流场分析，而对材料选型、制造工艺一致性、长期服役性能的评价相对不足，尚未形成结构设计与材料服役性能协同评价体系。

国外在该方向的研究起步较早，以典型工程项目为依托形成了主泵–主回路协同设计体系，关注重点更多集中在泵型方案选择、系统布置、运行安全性约束等宏观层面，而公开成果中针对叶轮、导叶等水力部件内部流动机理及参数优化的细致研究较少。国内研究起步较晚，但近年来采用数值模拟与试验验证相结合的路径，已经从几何参数优化为主的方案设计逐步提升至结构匹配优化与工程适应性验证并行推进的研究模式，关注重点也从单纯提升设计点效率转向保障全工况运行稳定性及长期可靠性，呈现出流动、结构、材料等因素耦合分析趋势。这一转变标志着金属冷却快堆主泵水力部件研究重心正在从传统水力设计过渡到面向工程化应用的综合性能优化。

（二）转子系统

在金属冷却快堆主泵中，转子系统承担着驱动力传递、旋转稳定维持的关键功能，是保证主泵长期稳定运行与系统安全裕度的重要结构单元；在运行过程中承受液态金属冷却剂带来的热应力、流体动力载荷、特殊润滑环境的综合作用，相应动力学行为具有复杂的耦合特性。转子系统研究由早期以润滑性能为核心的单一问题分析，拓展为润滑机理、动力学稳定性、热力耦合效应相互关联的综合分析。

在液态金属润滑条件下，轴承系统是影响转子动力学行为的核心单元。基于流体动静压润滑理论的研究表明，载荷、转速、偏心率等关键运行参数都会显著改变液态金属轴承的内部压力分布特征及承载能力[65]。轴承内部流动结构、外部液池环境也会对转子动力响应产生附加影响。国外针对钠冷快堆主泵中典型的油盘轴承–转子系统进行了数值分析，结果表明液池环境中的流体附加效应、轴承内部流动结构会显著改变转子动力响应特性[66]。这也说明金属冷却快堆主泵转子分析需与轴承内部流动行为进行耦合考虑。液态金属密度较高，流体惯性效应会在润滑膜内部更加明显，使压力响应对运行工况变化更加敏感，轴承动力特性随运行参数变化

具有显著的非线性特征。针对双回路钠泵系统建立的液压混合轴承–转子动力学模型分析结果表明，在复杂运行条件下润滑膜的刚度和阻尼系数变化会直接改变转子系统的稳定性边界[67-69]。这也说明轴承润滑特性不仅决定系统的承载能力，而且是影响转子动力学稳定性的关键因素。

进一步的工程研究表明，轴承结构参数与运行工况之间存在显著的耦合关系。紊流效应、动静压润滑耦合作用会改变液膜刚度和阻尼分布，进而对轴承动特性、振动响应水平产生重要影响[15]。在铅铋冷却剂条件下，径向间隙、转速、压差等参数变化都会引起润滑膜压力分布的重新调整；伴随功率损失的变化，外部载荷对润滑性能的影响也有明显的放大效应[70]。相关研究表明，优化轴承间隙结构和导流槽布置方式，可以改善润滑膜动力学特性、提高系统阻尼能力、增强运行稳定性[71]。鉴于轴承润滑机理与结构设计之间的密切关联性，合理的结构优化可以有效改善转子系统的整体动力学特性。

在整体转子动力学层面，系统固有频率、模态分布、临界转速特性是评价主泵运行安全裕度的重要指标[72]。在液态金属介质条件下，由于流体密度较大且转子结构通常较长，系统对不平衡激励与流体扰动表现出更高的敏感性，因而转子运动与周围流动环境之间的相互作用机制开始受到关注。在快堆冷池环境下，部分浸没转轴在旋转过程中可能诱发自由液面扰动甚至气体卷吸现象，与转速及流动状态密切相关[73]。这个现象表明，转子运动不仅影响结构振动特性，而且可以通过改变周围流动结构对系统稳定性产生间接影响。在铅铋主泵运行条件下，热力耦合引起的结构变形会改变转子受力状态及间隙分布，进而影响流道工况与轴承润滑条件[5,74]。这表明转子动力学问题不再局限于传统的结构振动分析，是表现出流动、热应力、结构响应相互作用的多物理场耦合特征。

在材料层面，液态金属润滑环境对轴承材料提出了耐磨、耐高温、抗腐蚀等性能要求。相关研究表明，优化静压轴承节流结构并采用耐高温和耐磨司太立合金作为摩擦副材料，可实现压力分布均匀化并降低系统泄漏率[75]。316LN不锈钢在经过表面强化处理后耐磨性能得到明显提升[76]，而经过H1/4状态处理的316不锈钢在高温条件下可保持较高的强度水平[74]。联合应用材料性能优化与结构设计改进，会使轴承系统在复杂液态金属介质条件下具有更好的稳定性与服役寿命潜力。进一步的研究表明，在液态铅铋条件下，机械运动部件往往受到腐蚀和磨损的耦合作用，单纯依靠传统的不锈钢材料难以满足长期服役需求；应用涂层技术与表面改性可显著提升材料的综合性能[77]，但不同的涂层与基体材料组合在液态铅铋中的磨损机制存在差异，磨粒磨损、黏着磨损、涂层剥落等的演化过程与接触应力、界面结合强度密切相关[78]。这表明材料服役行为同样具有多因素耦合特征，是影响转子系统长期可靠性的重要因素。

从国际研究进展来看，欧洲、美国、俄罗斯在主泵转子系统方面起步较早，多侧重面向工程应用开展整体性能验证与运行边界确定，形成了以工程经验为基础的设计方法体系，在液池环境耦合效应、长期运行稳定性评估、材料服役行为等方面积累了较为系统的数据与经验。国内在转子系统研究方面整体处于“工程经验层面跟随、理论与数值方法并行发展”的阶段，在轴承–转子耦合动力学建模与结构优化设计等方面形成了良好的基础条件，研究重点正在由局部轴承性能分析拓展至轴承–转子整体动力学协同设计、由单一结构动力学问题转向流–热–固耦合问题。

（三）热屏系统

在金属冷却快堆主泵的整个结构体系中，热屏系统承担着限制高温液态金属热量向外部结构传递，维持轴承、密封、驱动部件等单元工作温度的关键作用，是保障主泵长期安全运行的重要结构单元[13,79-81]。由于主泵内部空间布置紧凑且局部热流密度较高，热屏系统在服役过程中需要承受显著的温度梯度和复杂的热载荷，结构形式、冷却方式、材料性能均会直接影响主泵内部温度分布与热安全裕度。在此背景下，热屏系统设计不仅涉及隔热结构的布置形式，而且需要统筹冷却方式、材料性能对温度控制效果的影响，以实现对主泵热管理过程的有效调控。在工程实践中，为了调节主泵内部热量传递过程，热屏系统通常采用多层同轴结构与分区冷却相结合的设计思路。典型的热屏系统由上下两个功能区域构成（见图1）：下部为氩气隔热区域，通过多层同轴布置的屏蔽套及辐射遮板结构，对来自液态金属的高温热量进行逐级阻隔；上部为空气

冷却区域，通过向腔体内部引入冷却气流，实现对泵盖及邻近结构的主动降温。在该类结构布置形式下，热量自下而上沿“屏蔽套–隔热挡板–泵盖–外部结构”路径逐级传递。

工程应用中的主泵热屏系统主要有水冷、空气冷却两种主动冷却方案：前者具有较强的冷却能力、温度控制稳定性，后者在系统简化、运行可靠性方面表现出一定的优势。在主泵内部构建隔热与冷却协同区域，能够有效减少热量向外部敏感结构的传递[80-81]。针对典型钠泵原型样机开展的数值模拟与传热试验结果表明，合理优化冷却风量范围及流道布局，可有效降低热屏区域的温度峰值并改善温度场均匀性，从而提高主泵整体热管理效果[13]。热屏结构的热响应行为不仅关系到自身的结构可靠性，而且会改变主泵内部温度场分布并对轴承、密封、驱动系统等关键部件的运行环境产生影响。因此，热屏系统具有明显的热–固耦合特征，成为影响主泵整体运行工况范围的重要因素。

多层屏蔽套及隔热挡板区域由于存在较大的径向温差而致热应力沿径向梯度分布，在支撑连接部位及结构转折位置出现集中；空气冷却区域因局部冷却不均而易在气流冲击区与回流区之间形成轴向或周向温差，进而引起附加热应力。泵盖区域作为上下两种热环境的过渡区，热应力状态由下部高温输入、上部冷却强度共同决定。由于热屏结构在高温梯度条件下容易产生显著的热应力和热变形，结构完整性与长期稳定性需要通过数值模拟、工程试验进行综合评估[13,79-81]。

热屏系统作为兼有承压、阻热功能的结构部件，相应的材料性能、制造质量直接关系到主泵热管理策略的可靠性。在工程实践中，通常选用奥氏体不锈钢等耐高温结构材料，但材料在锻造过程中可能产生内部缺陷进而对机械性能造成不利影响，因而需要对热屏用奥氏体不锈钢锻件全面实施超声无损检测，以确保结构完整性与服役安全性[82]。此外，在屏蔽与阻热材料选择方面，研究发现部分金属氢化物材料在特定能谱条件下具有良好的屏蔽性能[83-84]，

整体上，热屏系统研究已由早期以隔热结构实现为主的设计阶段，逐步发展为结构形式优化、冷却能力评估、材料可靠性分析相结合的综合研究阶段。研究重点正在由单纯的阻热结构设计向主动热管理优化转变，逐步形成了热–固耦合分析、工程验证并行的发展模式。随着金属冷却快堆运行参数的不断提高，热屏系统的设计与性能水平成为影响主泵整体安全性、长期运行可靠性的关键方面。

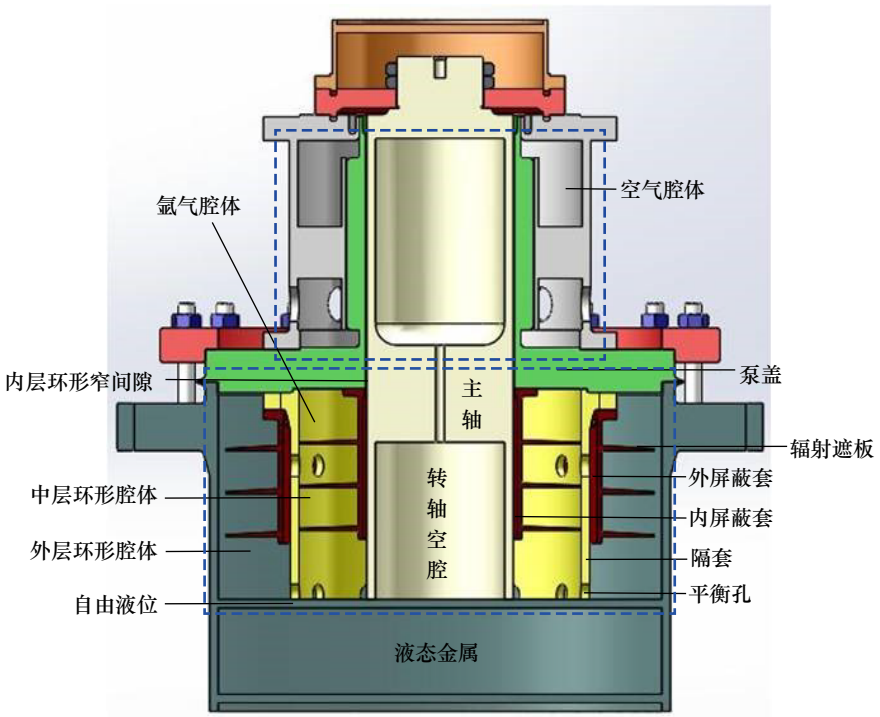


图1　典型钠泵模型的热屏系统结构

六、金属冷却快堆主泵发展讨论与展望

（一）现有研究的局限性

从国际研究布局来看，不同国家在金属冷却快堆主泵相关问题上的侧重点并不完全相同。美国较早将主泵研究延伸至长期运行状态识别与在线诊断，强调基于运行信号对泵性能退化进行早期识别[85-86]。日本关注基于实测数据的程序验证、面向工程应用的一次系统集成设计，将主泵布置、系统简化、经济性优化等进行结合处理[87-88]。法国在钠冷快堆领域积累深厚并具有长期的工程经验，主要围绕系统热工水力、设计分析方法、安全分析工具等开展研究，强调在后续设计中吸收运行反馈以支撑系统分析与安全评估[89]。俄罗斯在铅基快堆主泵方向上聚焦以BREST-OD-300为代表的重金属冷却剂体系，相关技术逐步迈入工程应用阶段[90]。

近年来，国内围绕金属冷却快堆主泵的水力设计、转子支承、热管理等问题开展了较多研究，在样机研制、局部结构优化、单项性能分析方面取得了一定的进展。然而，结合工程化应用、长期安全稳定运行的需求来看，现有研究表现出较强的阶段性特征，即更多聚焦设计方案能否实现、局部性能是否达标，而对复杂服役环境下主泵整体行为、长期演化规律、系统设计方法的认识还不够充分。

在多物理场耦合机理方面，国内现有研究多是分开处理不同物理过程，缺少统一分析。金属冷却快堆主泵在实际运行中面临流动、传热、结构变形及振动、材料性能变化等相互作用的影响，但目前很多研究仍然是在独立分析流动、温度场、结构应力后再将结果进行简单叠加。这种做法可以解释一些局部现象，但很难反映启停过程、偏离设计工况、长期运行变化等复杂工况下的真实响应。相比之下，国外相关研究已开始将不同区域、不同过程纳入统一分析框架中考虑，更加强调实验数据和计算分析的结合，这一点值得借鉴。

在设计方法方面尚未形成完整体系。国内现在研究较多是针对相对单一的具体问题开展的（所得成果联系不够紧密），而试验数据、设计模型之间的反馈不够充分，也缺少统一方法来指导具体问题分析。相比之下，国外立足长期的工程经验，将设计、试验、运行、改进等步骤进行紧密关联，逐步形成比较成熟的成套做法。

在主泵热管理方面，国内现有研究多关注局部结构，而对整体的温度控制调控考虑不够全面。以热屏系统为例，很多工作仅是分析单层结构的隔热效果或者单一类型的冷却边界条件，忽略了热量在金属冷却快堆主泵内部的传递过程、不同结构之间的相互影响关系。实际上，从已有工程经验来看，温度相关问题通常与整个回路上的流动状态、结构布置、冷却方式密切有关，不是仅依靠单个部件层次的研究就能够解决的，仅对局部进行优化很难保证在更高温度或者更复杂工况下的有效性。

在材料服役方面，国内现有研究多关注腐蚀本身，而对腐蚀的后续影响考虑不够。在液态金属介质条件下，材料不仅会发生腐蚀，而且可能伴随氧化、溶解、侵蚀等作用，相应过程也是随时间发生变化的。不少研究仍以短时间试验或者单一工况为主，很少进一步分析材料变化之后对流动状态、换热情况、结构受力的影响，也就在一定程度上制约了寿命评估的可靠性。

在转子系统及其运行可靠性方面，国内现有研究对长期运行问题的关注不够。主泵属于旋转设备，一些问题不会在短时间内出现，而是随着运行时间逐渐积累，如振动增大、部件磨损、局部卡滞等。国外已有研究利用运行信号对金属冷却快堆主泵的状态进行监测和分析，以便提前发现问题。国内研究多关注临界转速、轴承特性、单一工况下的振动分析，而对长期运行中的状态变化与故障识别等重视不足。

此外，国内现有研究在工程试验方面的不足也较为明显。对于金属冷却快堆主泵，仅靠数值模拟或短时间试验很难完全说明问题，尤其是涉及高温液态金属时更需要以接近实际工况的长期运行数据作为支撑。国外通过长时间运行积累了关于主泵性能、故障、维修的大量数据，以此为基础不断反馈到主泵设计。国内研究较多停留在样件试验、简化条件验证阶段，而对长期运行后的性能变化、极端工况下的安全裕度等缺乏足够认识。

（二）未来发展方向与国产化能力提升路径

在高温、高辐照、液态金属环境下运行的金属冷却快堆主泵，安全与可靠性并非由单一性能指标决定，而是依赖对各类运行过程的整体性认识以及工程实现能力。主泵运行涉及流动与传热、结构响

应、材料服役、系统热管理等物理过程，在极端工况下这些过程会呈现更加显著的耦合特征并联合塑造关键结构的性能边界与寿命演化规律。在我国金属冷却快堆技术由示范验证逐步转向工程化应用的背景下，主泵国产化的工作目标已由“能否实现样机运行”向“如何保障长期安全稳定运行”转变。

1. 主泵多物理场协同研究

在液态金属高温、高密度工况下，主泵内部流动、传热结构响应等过程相互耦合和影响，运行特性较为复杂，需要推动相关研究由单一性能分析转向多因素共同作用下的整体性能分析。

从主泵的整体结构来看，水力部件、转子系统、热屏系统并非独立的结构单元，而是在能量转换、动力传递、热量调控三条主线上相互关联的功能体系，三者在高温液态金属环境下相互耦合作用，各自的结构参数选择、运行特性不仅影响单一部件的性能，而且会联合决定主泵的整体安全裕度与长期运行边界。因此，针对这些关键结构单元开展协同机理研究是深化主泵多物理场问题认识的基础性工作，应重点关注液态金属介质条件下关键结构单元之间的“流动–传热–结构–材料”协同演化机制。

在流动与传热层面，应深入研究液态金属介质条件下主泵复杂流动结构、热量传递路径的形成与演化规律。液态铅铋与液态钠在不同流速、温度、压力条件下具有显著差异化的流动特征，相应的压力分布、温度梯度、局部载荷水平的影响机制等有待系统归纳。尤其是在偏离设计工况、启停工况、长期运行阶段，相应的流动–传热行为动态演化特征成为影响主泵结构安全裕度的重要因素。

在材料服役层面，应加强液态金属与结构材料相互作用的多机制耦合研究。在铅铋泵体系中，溶解、侵蚀、氧化、温度梯度迁移等机制叠加作用，使材料性能演化呈现明显的工况依赖性。在钠泵体系中，空化诱发的压力波动、材料损伤行为之间的耦合关系有待进一步揭示。材料退化行为不仅影响结构完整性，还可能通过壁面形貌演化来改变流动结构与热传递路径，进而形成反馈效应。因此，建立面向多因素耦合条件下的材料性能演化预测模型，可为主泵运行寿命评估提供理论支撑。

在结构动力学层面，应加强流固耦合振动、热变形响应、疲劳行为分析。主泵关键结构在多物理场耦合作用下可能出现载荷波动放大、局部应力集中，相应的长期演化规律会直接影响设备可靠性。建立全寿命期多物理场耦合预测框架，可实现由经验驱动向机理驱动的设计转变，从而推动主泵结构设计方法朝着综合化、系统化方向发展。

2. 主泵系统热管理优化

随着金属冷却快堆功率进一步提升、运行条件更为复杂，主泵的作用不再局限于输运冷却剂循环，而是逐步承担起热量调控功能。在高温液态金属环境下，主泵内部温度分布不仅影响水力性能、结构受力，而且直接关系到轴承、密封、驱动等关键部件的工作状态及寿命。提升主泵的整体热管理能力成为保障长期稳定运行的重要方面。

在主泵内部的各类结构单元中，热屏系统承担着隔离高温液态金属、构建受控温度梯度、调节内部热量传递路径的核心功能，是主泵热管理体系中最具决定性作用的结构单元。与水力部件或转子系统相比，热屏系统通常工作在受限空间条件下，内部流动受阻、换热条件复杂，还承受显著的温差载荷与结构约束。这使得热屏系统内部呈现流动、传热、结构响应高度耦合的特征，直接影响主泵内部的温控效果和热安全裕度。

结合现有工作基础看，针对主泵热屏系统的研究集中于局部温度控制或经验性设计，而对内部流动组织、热量传输路径、结构响应之间的耦合关系缺乏系统认识。尤其是在高温、高辐照、长期运行条件下，热屏系统的隔热与冷却性能、结构稳定性、与周围部件的协同作用机制等尚未形成统一的理论描述框架，在一定程度上制约着主泵热管理能力的定量评估与设计优化。

面向工程应用需求，未来研究应以主泵系统热管理为牵引，将热屏系统作为核心研究对象，在系统层面深化认识主泵系统热管理机制。也应揭示热屏系统内部流动形态、热量传递路径、结构响应的耦合关系，明确不同运行工况下热屏系统对主泵内部温度场调控能力的作用机制；将热屏系统置于主泵热管理体系中进行研究，分析热屏系统与水力部件、转子系统之间的热耦合及相互影响，形成协同控温与隔热的系统设计思路。

热屏系统的热管理性能高度依赖结构形式、材料特性、制造工艺的协同匹配程度。在液态金属介质条件下，热屏结构需在满足隔热和冷却功能的基

础上具有足够的结构完整性与材料稳定性，开展设计优化超出了单一学科研究范畴。针对热屏系统开展流–热–固耦合分析并将结果反馈至结构设计、材料选型，是支持主泵热管理能力提升的重要研究方向。

3. 主泵国产化能力提升路径

在多物理场协同研究、系统热管理优化的基础上，提升主泵国产化能力的关键在于构建完整并可持续发展的技术体系。国内已在工程需求牵引下形成相对系统的技术布局，在水力部件结构优化、转子系统稳定性分析、热管理设计等方面取得了阶段性进展，为主泵样机研制、运行验证、工程应用提供了基础条件。

主泵国产化能力建设应以机理认知为核心支撑、协同设计为实施路径，通过工程验证将能力固化，加快形成“设计–验证–反馈–优化”闭环迭代机制。建设统一的多物理场耦合分析与性能预测平台，保障主泵关键结构在极端工况下的行为可计算、可验证、可外推，推动样机验证能力提升至设计自主能力。

在设计阶段，需要强化“材料–结构–制造工艺”一体化协同理念，统筹材料性能边界、结构功能需求、制造可行性，进而提升关键部件的工程可控性。液态金属介质条件下的材料性能演化可能影响结构强度、耐蚀性、表面形貌，进而作用于流动结构、热传递路径并对主泵整体性能产生反馈效应。应将材料性能、结构特性、制造工艺的匹配情况纳入主泵国产化设计体系，切实保障主泵长期可靠运行。

应依托液态金属综合试验回路和工程级样机平台，构建覆盖主泵全寿命期的验证体系，通过近工况与长期运行试验积累数据，持续优化设计模型与评价方法，支撑从经验驱动向机理驱动的能力转化。还应以示范堆工程应用为牵引，推动关键技术成果向工程实践落地转化，通过“产学研”协同、工程示范不断积累经验，逐步形成面向工程应用、具有自主知识产权的主泵设计与验证体系，支撑主泵国产化研究由阶段性突破向体系化成熟的跃升。

七、结语

金属冷却快堆作为第四代核能体系的重要组成部分，实施工程化对关键能动设备的自主化能力提出了更高要求。主泵作为液态金属冷却回路中的核心设备，运行性能、结构可靠性、系统热管理能力直接关系反应堆安全裕度与工程可实施性。围绕主泵国产化开展系统研究，对于构建完整的金属冷却快堆技术体系具有基础性意义。本文针对金属冷却快堆主泵的国产化课题，梳理了主泵自主研制的发展背景与阶段性成果，综述了液态金属介质条件下主泵水力特性研究现状，水力部件、转子系统、热屏系统等关键结构及其材料的研究进展。整体来看，我国金属冷却快堆主泵国产化已实现由工程引进和技术消化向自主设计与工程验证并行推进的重要转变，工程样机研制与试验能力正在逐步完善，为后续的示范工程建设提供了重要技术支撑。

金属冷却快堆主泵国产化研究应逐步由工程可实现向工程可靠性与体系能力构建阶段推进，也应由单项性能提升课题拓展至多物理场耦合机理认知与系统级能力构建层面。需要进一步研究液态金属介质条件下的“流动–传热–结构–材料”协同演化机制，分析“材料–结构–工艺”一体化的关键结构长期运行稳定性，完善以热屏系统为核心的主泵热管理能力形成机制、长期运行稳定性评价方法，推动材料、结构、制造协同设计以及全寿命周期验证体系建设。由此逐步形成具有自主知识产权的主泵设计与验证体系，显著提升设备在复杂工况下的长期稳定运行能力，为金属冷却快堆技术体系的安全发展提供有力支撑。

利益冲突声明

本文作者在此声明不存在任何利益冲突或财务冲突。

Received date: December 30, 2025; **Revised date:** April 22, 2026

Corresponding author: Dong Hui is a professor from the School of Metallurgy, Northeastern University. His major research field is thermal management of nuclear main pump systems. E-mail: dongh@mail.neu.edu.cn

Funding project: The National Natural Science Foundation of China Project (U24A20142)

参考文献

[1] 赵晓泽，刘波，张平逊. “双碳”目标下第四代核能系统发展概述[J]. 核科学与技术，2024，12(3)：204-215.
Zhao X Z，Liu B，Zhang P X. Overview of the development of generation IV nuclear energy system under the goal of carbon peaking and carbon neutraulity[J]. Nuclear Science and Technology，2024，12(3)：204-215.

[2] 吴宏春，郑友琦，曹良志，等. 液态金属快堆分析方法与自主化软件的研发与验证[J]. 原子能科学技术，2025，59(4)：824-837.
Wu H C，Zheng Y Q，Cao L Z，et al. Research on high-precision numerical analysis method of liquid-metal fast reactor and key software development[J]. Atomic Energy Science and Technology，2025，59(4)：824-837.

[3] 杨红义，周培德，王明政，等. 钠冷快堆技术发展综述[J]. 原子能科学技术，2025，59(S1)：1-14.
Yang H Y，Zhou P D，Wang M Z，et al. Comprehensive review on technology development of SFRs[J]. Atomic Energy Science and Technology，2025，59(S1)：1-14.

[4] Wang J S，Chen R H，Liang Y，et al. Development and application of sub-channel thermal-hydraulic analysis code for liquid metal cooled reactors[J]. Nuclear Engineering and Technology，2025，57(6)：103459.

[5] 程新生，王福君，王金伟，等. 热力耦合形变对铅铋泵水力特性影响的数值研究[J]. 核动力工程，2025，46(4)：60-67.
Cheng X S，Wang F J，Wang J W，et al. Numerical study on the influence of thermal-mechanical coupling deformation on the hydraulic characteristics of lead-bismuth pumps[J]. Nuclear Power Engineering，2025，46(4)：60-67.

[6] 侯凯文. 动静叶片数和压水室参数对快堆二回路钠泵性能的影响[D]. 兰州：兰州理工大学，2018：2，65-66.
Hou K W. The effects of number of blades and pressure chamber parameters on the performance of the secondary circuit coolant pump for sodium-cooled fast reactor[D]. Lanzhou：Lanzhou University of Technology，2018：2，65-66.

[7] Yang Q M，Zheng Y Q，Wu H C. Advancements and challenges in small modular lead/lead bismuth eutectic cooled fast reactors：A 30-year overview[J]. Annals of Nuclear Energy，2025，218：111434.

[8] 徐銤. 快中子堆[J]. 现代物理知识，2018，30(4)：11-18.
Xu M. Fast neutron reactor[J]. Modern Physics，2018，30(4)：11-18.

[9] 余华金. 一回路钠循环泵支承三维模型的验证计算[C]//第六届全国新堆与研究堆学术会议，2006：140-141.
Yu H J. Verification calculation of three-dimensional model of primary sodium circulation pump support[C]//The 6th National Conference on New and Research Reactors，2006：140-141.

[10] 乔雪冬，杨红义，冯预恒，等. 中国实验快堆泵支承冷却系统温度场分析[J]. 核科学与工程，2009，29(3)：228-231.
Qiao X D，Yang H Y，Feng Y H，et al. Numerical simulation of temperature field of pump support cooling system for China experimental fast reactor[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering，2009，29(3)：228-231.

[11] 董碧波. 中国实验快堆一回路钠循环泵振动特性分析[J]. 核科学与工程，2013，33(3)：231-237.
Dong B B. Analysis on vibration characteristics of the primary sodium pump of China experimental fast reactor[J]. Nuclear Science and Engineering，2013，33(3)：231-237.

[12] 中国铅基堆冷却剂技术取得重大突破[J]. 中国有色冶金，2016，45(6)：62.
China lead-based reactor coolant technology has made a major breakthrough[J]. China Nonferrous Metallurgy，2016，45(6)：62.

[13] 陆金琪，姚学良，丁贵发. CFR600二回路钠泵热传递数值分析与试验研究[J]. 水泵技术，2018(5)：31-34.
Lu J Q，Yao X L，Ding G F. Numerical analysis and experimental study of heat transfer for CFR600 nuclear power second loop coolant pump[J]. Pump Technology，2018(5)：31-34.

[14] 张杰，何小冬，延方泉，等. 二回路主循环机械钠泵水力模型研究[J]. 水泵技术，2019(S1)：24-27.
Zhang J，He X D，Yan F Q，et al. Study on hydraulic model of machinery sodium pump for secondary main circulation[J]. Pump Technology，2019(S1)：24-27.

[15] 裴世源，牛红军，洪军. 快堆钠泵动静压导轴承润滑特性分析[J]. 机械工程学报，2020，56(21)：29-37.
Pei S Y，Niu H J，Hong J. Lubrication characteristics of hybrid bearing in sodium-cooled fast reactor[J]. Journal of Mechanical Engineering，2020，56(21)：29-37.

[16] 国内首台600 ℃高温液态金属屏蔽泵在兰州理工大学研制成功[EB/OL]. (2018-03-29)[2026-04-15]. https://news.sciencenet.cn/htmlnews/2018/3/407422.shtm.
The first 600 ℃ high temperature liquid metal shielded pump in China has been successfully developed in Lanzhou University of Technology[EB/OL]. (2018-03-29)[2026-04-15]. https://news.sciencenet.cn/htmlnews/2018/3/407422.shtm.

[17] 浦恩山，翟晓，谷继品，等. 一体化快堆主泵水力部件轻量化技术研究[J]. 原子能科学技术，2025，59(S1)：120-127.
Pu E S，Zhai X，Gu J P，et al. Research on lightweight technology of hydraulic components for integrated fast reactor main pump[J]. Atomic Energy Science and Technology，2025，59(S1)：120-127.

[18] 张健鑫，谷继品，陈树明，等. 核电厂反应堆主泵主轴疲劳可靠性试验与评估[J]. 核动力工程，2022，43(2)：219-225.
Zhang J X，Gu J P，Chen S M，et al. Fatigue reliability test and evaluation of main pump spindle of nuclear power plant reactor[J]. Nuclear Power Engineering，2022，43(2)：219-225.

[19] 浙富控股成功研制第四代核电核主泵[EB/OL]. (2019-11-27)[2026-04-15]. https://www.cnnpn.cn/article/17885.html.
Zhefu Holdings successfully developed the fourth-generation nuclear main pump[EB/OL]. (2019-11-27)[2026-04-15]. https://www.cnnpn.cn/article/17885.html.

[20] 张勇，何小冬，张杰，等. 铅铋泵原型机水力模型分析验证[J]. 通用机械，2018(11)：63-66.
Zhang Y，He X D，Zhang J，et al. Verification by analysis of hydraulic model of prototype of lead-bismuth pump[J]. General Machinery，2018(11)：63-66.

[21] 邹奋，钟涛，张景，等. 钠泵流激振动特性研究[C]//第十三届全国振动理论及应用学术会议，2019：132-137.
Zou F，Zhong T，Zhang J，et al. Research on the vibration characteristics of sodium pump flow[C]//The 13th National Conference on Vibration Theory and Application；2019：132-137.

[22] 中国实验快堆设备国产化项目取得重要进展[EB/OL]. (2020-08-06)[2026-04-15]. https://www.ciae.ac.cn/zh401/xwzx7088/kydt/1256394/index.html.
China experimental fast reactor equipment localization project makes significant progress[EB/OL]. (2020-08-06)[2026-04-15]. https://www.ciae.ac.cn/zh401/xwzx7088/kydt/1256394/index.html.

[23] 金属所助力四代核电钠冷示范快堆用不锈钢国产化[EB/OL].

（2020-03-13）[2026-04-15]. http://www.syb.cas.cn/ydhz/kjdt/202003/t20200313_5514557.html.
Institute of Metal Research supports domestic stainless steel localization for the fourth generation nuclear sodium-cooled demonstration fast reactors[EB/OL].（2020-03-13）[2026-04-15]. http://www.syb.cas.cn/ydhz/kjdt/202003/t20200313_5514557.html.

[24] 张金山，秦博，宁通，等. 中国原子能科学研究院加速器驱动次临界核能系统关键技术突破与工程实践[J]. 原子能科学技术，2025，59（9）：2134-2143.
Zhang J S，Qin B，Ning T，et al. Key technological breakthrough and engineering practice of accelerator-driven subcritical system in China institute of atomic energy[J]. Atomic Energy Science and Technology，2025，59（9）：2134-2143.

[25] 卢永刚. 铅铋冷却快堆主循环泵优化设计与可靠性分析[D]. 镇江：江苏大学，2019.
Lu Y G. Optimization design and reliability analysis of LBE-cooled fast reactor main coolant pump[D]. Zhenjiang：Jiangsu University，2019.

[26] 江苏大学流体中心研制的高温液态铅铋泵试验样机交付使用[EB/OL].（2023-05-09）[2026-04-15]. https://www.mei.net.cn/shty/202305/066194ee9e009795.html.
The high temperature liquid lead–bismuth pump test prototype developed by the fluid center of Jiangsu University delivered into use[EB/OL].（2023-05-09）[2026-04-15]. https://www.mei.net.cn/shty/202305/066194ee9e009795.html.

[27] 第九届中国快堆论坛暨快堆产业联盟大会召开[EB/OL].（2023-03-02）[2026-04-15]. https://www.caea.gov.cn/n6760338/n6760342/c10007470/content.html.
The 9th China fast reactor forum and fast reactor industry alliance conference was held[EB/OL].（2023-03-02）[2026-04-15]. https://www.caea.gov.cn/n6760338/n6760342/c10007470/content.html.

[28] 中国核能行业协会，中核战略规划研究总院有限公司，中智科学技术评价研究中心. 中国核能发展报告（2024）[M]. 北京：社会科学文献出版社，2024.
China Nuclear Energy Industry Association，China Nuclear Strategic Planning and Research Institute Co.，Ltd.，China Zhongzhi Science and Technology Evaluation Research Center. China nuclear energy development report（2024）[M]. Beijing：Social Sciences Academic Press，2024.

[29] 罗昌余，黎义斌，马文生，等. 高温闭式回路铅铋离心泵全工况性能数值分析[J]. 核动力工程，2025，46（3）：186-194.
Luo C Y，Li Y B，Ma W S，et al. Numerical analysis of the performance of lead-bismuth centrifugal pump with high temperature closed circuit under all operating conditions[J]. Nuclear Power Engineering，2025，46（3）：186-194.

[30] Xiang Z T，Li L X，Xu X Y，et al. Experimental and numerical studies on the hydraulic performance and the internal flow characteristics of lead-bismuth in the main coolant pump of LFR[J]. Nuclear Engineering and Design，2024，429：113618.

[31] 龙云，陈华铮，朱荣生，等. 核主泵水力优化设计研究现状与技术发展综述[J]. 排灌机械工程学报，2025，43（9）：865-872.
Long Y，Chen H Z，Zhu R S，et al. Review on research status and technical development of hydraulic optimization design of reactor coolant pump[J]. Journal of Drainage and Irrigation Machinery Engineering，2025，43（9）：865-872.

[32] Li P Y，Yu H X，Du S J，et al. A new turbulent Prandtl number model for forced fully-developed pipe heat transfer of liquid metals[C]//The Proceedings of the International Conference on Nuclear Engineering（ICONE），2019：1412.

[33] Fu H，Chen J，Tong Y J，et al. New nusselt number correlation and turbulent Prandtl number model for turbulent convection with liquid metal based on quasi-DNS results[J]. Energies，2025，18（3）：547.

[34] Ferrini M，Borreani W，Lomonaco G，et al. Design by theoretical and CFD analyses of a multi-blade screw pump evolving liquid lead for a generation IV LFR[J]. Nuclear Engineering and Design，2016，297：276-290.

[35] Borreani W，Alemberti A，Lomonaco G，et al. Design and selection of innovative primary circulation pumps for GEN-IV lead fast reactors[J]. Energies，2017，10（12）：2079.

[36] Ma X D，Li X L，Zhu Z Q，et al. The stress analysis of a heavy liquid metal pump impeller[J]. IOP Conference Series：Materials Science and Engineering，2016，129：012023.

[37] Xiang Z T，Li L X，Xu X Y，et al. Two-way fluid-structure coupling analysis of liquid lead-bismuth main coolant pump based on three different blade materials[J]. Nuclear Engineering and Technology，2025，57（5）：103385.

[38] Jaeger W. Heat transfer to liquid metals with empirical models for turbulent forced convection in various geometries[J]. Nuclear Engineering and Design，2017，319：12-27.

[39] Rajendrakumar M，Natesan K，Devan K. Investigations of suction recirculation in primary sodium pump of future Indian fast breeder reactors[J]. Nuclear Science and Engineering，2024，198（9）：1843-1873.

[40] Rajendrakumar M，Natesan K，Reddy G V P. Numerical prediction of cavitation characteristics of primary sodium pump of future Indian fast breeder reactors using bubble number density approach[J]. Nuclear Engineering and Design，2025，445：114520.

[41] Guo Y L，Yang C X，Wang Y，et al. Study on the hydraulic performance of the axial flow main coolant pump for lead-cooled fast reactor[J]. Nuclear Engineering and Design，2023，410：112375.

[42] Wang W T，Yang C X，Guo Y L，et al. Investigation of hydraulic performance and internal flow in a lead-bismuth coolant pump for nuclear reactors[J]. Nuclear Engineering and Technology，2026，58（4）：104095.

[43] 吕天智. 轴流式核主泵在高温液态重金属类介质下流动特性研究[D]. 兰州：兰州理工大学，2022：8-9.
Lyu T Z. Research on flow characteristics for axial-flow reactor coolant pump with high-temperature liquid heavy metal medium[D]. Lanzhou：Lanzhou University of Technology，2022：8-9.

[44] 刘欣. 铅铋离心泵叶轮和导叶内部流动及磨损特性研究[D]. 兰州：兰州理工大学，2023：1-7.
Liu X. Study on the internal flow and wear characteristics of impeller and guide vane of the lead bismuth centrifugal pump[D]. Lanzhou：Lanzhou University of Technology，2023：1-7.

[45] 杨从新，余长虹，于洪昌，等. 快堆二回路钠泵空化性能预测与分析[J]. 甘肃科学学报，2018，30（4）：100-107.

Yang C X，Yu C H，Yu H C，et al. Prediction and analysis of cavitation performance of two loop sodium pump for fast reactor[J]. Journal of Gansu Sciences，2018，30(4)：100-107.

[46] 余长虹. 快堆二回路钠泵空化性能的探究与提升[D]. 兰州：兰州理工大学，2018：57-58.
Yu C H. Research and promotion of cavitation performance of the secondary circuit coolant pump for sodium-cooled fast reactor[D]. Lanzhou：Lanzhou University of Technology，2018：57-58.

[47] Xie Z L，Chen R G，Zhu W D. An insight into the flow field characteristics of the high temperature liquid Sodium(Na) with cavitation effects in the 600 MW fast reactor system[J]. Annals of Nuclear Energy，2022，165：108706.

[48] Lu Y G，Wang X L，Fu Q，et al. Comparative analysis of internal flow characteristics of LBE-cooled fast reactor main coolant pump with different structures under reverse rotation accident conditions[J]. Nuclear Engineering and Technology，2021，53(7)：2207-2220.

[49] Lu Y G，Wang Z W，Zhu R S，et al. Study on flow characteristics in LBE-cooled main coolant pump under positive rotating condition[J]. Nuclear Engineering and Technology，2022，54(7)：2720-2727.

[50] Sreedhar B K，Albert S K，Pandit A B. Cavitation damage：Theory and measurements—A review[J]. Wear，2017，372/373：177-196.

[51] Grötzbach G. Challenges in low-Prandtl number heat transfer simulation and modelling[J]. Nuclear Engineering and Design，2013，264：41-55.

[52] Chalghoum I，Elaoud S，Kanfoudi H，et al. The effects of the rotor–stator interaction on unsteady pressure pulsation and radial force in a centrifugal pump[J]. Journal of Hydrodynamics，2018，30(4)：672-681.

[53] Ghahramani E，Arabnejad M H，Bensow R E. A comparative study between numerical methods in simulation of cavitating bubbles[J]. International Journal of Multiphase Flow，2019，111：339-359.

[54] Wang Z Y，Cheng H Y，Luo X W，et al. Multiscale numerical investigation of bubble distribution characteristics and cavitation erosion risk evolution with special emphasis on the influence of cavitation number[J]. Ocean Engineering，2025，321：120398.

[55] Zhang Y C，Kang C，Zhu Y，et al. Investigation on the performance and flow characteristics of a liquid lead-bismuth pump[J]. Journal of Mechanical Science and Technology，2021，35(7)：2939-2947.

[56] Saraswat A，Fraile A，Gedupudi S，et al. A comprehensive review of experimental and numerical studies on liquid metal-gas two-phase flows and associated measurement challenges[J]. Annals of Nuclear Energy，2025，213：111104.

[57] Mangialardo A，Borreani W，Lomonaco G，et al. Numerical investigation on a jet pump evolving liquid lead for GEN-IV reactors[J]. Nuclear Engineering and Design，2014，280：608-618.

[58] 刘满. 快堆钠泵水动力性能分析与导叶参数对其性能的影响[D]. 兰州：兰州理工大学，2019：29-58.
Liu M. Analysis of hydrodynamic performance of the sodium pump in the second circuit of fast reactor and effect of guide vane parameters on its performance[D]. Lanzhou：Lanzhou University of Technology，2019：29-58.

[59] 杨从新，余长虹，于洪昌，等. 叶片进口边位置对快堆二回路钠泵空化性能的影响[J]. 兰州理工大学学报，2020，46(5)：53-60.
Yang C X，Yu C H，Yu H C，et al. Effect of blade inlet position on cavitation performance of the secondary circuit coolant pump of sodium-cooled fast reactor[J]. Journal of Lanzhou University of Technology，2020，46(5)：53-60.

[60] 杨从新，侯凯文，于洪昌，等. 快堆二回路钠泵叶轮与导叶叶片数设计探讨[J]. 兰州理工大学学报，2020，46(2)：55-61.
Yang C X，Hou K W，Yu H C，et al. Design exploration of blade number of impeller and guide vane of sodium pump in secondary circuit of fast reactor[J]. Journal of Lanzhou University of Technology，2020，46(2)：55-61.

[61] 张双雷，李良星，宋立明. 轴流铅铋泵流场分析及优化[J]. 核动力工程，2022，43(3)：158-164.
Zhang S L，Li L X，Song L M. Analysis and optimization of flow field in an axial flow lead-bismuth pump[J]. Nuclear Power Engineering，2022，43(3)：158-164.

[62] Lin Z，Yang F，Xu X，et al. Influence analysis of impeller-guide vane matching on energy and pressure pulsation in a tubular pump device[J]. Journal of Applied Fluid Mechanics，2023，16(11)：2158-2174.

[63] Wu C S，Yang J，Yang S，et al. A review of fluid-induced excitations in centrifugal pumps[J]. Mathematics，2023，11(4)：1026.

[64] Vanderhaegen M，Vierendeels J，Arien B. CFD analysis of the MYRRHA primary cooling system[J]. Nuclear Engineering and Design，2011，241(3)：775-784.

[65] 陈汝刚，解忠良，饶柱石，等. 二回路系统钠泵流体动静压混合润滑轴承的润滑机制及动力学特性[J]. 润滑与密封，2017，42(8)：6-13.
Chen R G，Xie Z L，Rao Z S，et al. Lubrication regime and dynamic characteristics of hydro-hybrid bearing of two-circuit main loop Na liquid pump system[J]. Lubrication Engineering，2017，42(8)：6-13.

[66] Chellapandi P，Rao C L. Development and application of a numerical analysis method for investigating hydro static and hydrodynamic responses of pocket bearing rotor systems[J]. Journal of Fluids and Structures，2022，109：103484.

[67] Xie Z L，Rao Z S，Ta N. Investigation on the lubrication regimes and dynamic characteristics of hydro-hybrid bearing of two-circuit main loop liquid sodium pump system[J]. Annals of Nuclear Energy，2018，115：220-232.

[68] Xie Z L，Shen N W，Zhu W D，et al. Dynamic characteristics analysis of the hydro-hybrid liquid sodium lubricated bearing-rotor coupled system in the two-circuit main loop liquid sodium pump system[J]. Annals of Nuclear Energy，2020，136：107059.

[69] Xie Z L，Zhu W D. Rotor dynamic analysis of the vertical hydro-hybrid bearing rotor coupled system of a two-circuit main loop liquid sodium pump system[J]. Annals of Nuclear Energy，2021，155：108139.

[70] Huang B，Yun Y Y，Pu K X，et al. Lubrication performance analysis of lead–bismuth internal-feedback bearings in the nuclear main pump system[J]. Annals of Nuclear Energy，2023，192：109936.

[71] 解忠良，焦见，杨康，等. 核主泵系统高温液态铅铋润滑导轴承流体动力学特性分析[J]. 润滑与密封，2023，48(4)：1-12.
Xie Z L，Jiao J，Yang K，et al. Analysis of the hydrodynamic characteristics of high-temperature liquid lead-bismuth（PbBi）bearing in nuclear main pump system[J]. Lubrication Engineering，2023，48(4)：1-12.

[72] 吴大转，曹廷发，翟立宏，等. 压水堆主泵及液态金属泵转子动力学研究进展[J]. 流体机械，2024，52(1)：30-40.
Wu D Z，Cao T F，Zhai L H，et al. Research progress on rotor dynamics of pressurized water reactor main pump and liquid metal pumps[J]. Fluid Machinery，2024，52(1)：30-40.

[73] Khan F U，Panchagnula M V，Velusamy K. Experimental and computational investigations of gas entrainment in SFR due to rotation of partially submerged pump shaft[J]. Annals of Nuclear Energy，2020，143：107413.

[74] 段嘉伟. 铅铋快堆主泵转子系统动力特性分析[D]. 兰州：兰州理工大学，2024：28-66.
Duan J W. Dynamic characteristics analysis of the main pump rotor system of lead bismuth fast reactor[D]. Lanzhou： Lanzhou University of Technology，2024：28-66.

[75] 陆金琪. 一种用于铅铋反应堆一回路主泵的静压轴承：CN210318187U[P]. 2020-04-14.
Lu J Q. A hydrostatic bearing for the primary pump of a lead–bismuth reactor primary circuit：CN210318187U[P]. 2020-04-14.

[76] 曹金龙. 钠机械泵液钠动静压轴承高温摩擦磨损分析及润滑研究[D]. 济南：济南大学，2020：51-62.
Cao J L. High-temperature friction and wear analysis and lubricating study of sodium mechanical pump liquid sodium hydrostatic bearings[D]. Jinan：Jinan University，2020：51-62.

[77] Serag E，Caers B，Schuurmans P，et al. Challenges and coating solutions for wear and corrosion inside lead bismuth eutectic：A review[J]. Surface and Coatings Technology，2022，441：128542.

[78] Serag E，Caers B，Haye E，et al. Revealing wear mechanisms of coated shafts in low-speed journal bearings immersed in liquid lead–bismuth eutectic（LBE）[J]. Tribology International，2025，201：110264.

[79] 徐鑫. 快堆一回路主循环钠泵泵盖传热数值模拟[J]. 科技创新导报，2022，19(9)：11-13.
Xu X. Numerical simulation of heat transfer in the cover of the sodium pump in the primary loop of the fast reactor[J]. Science and Technology Innovation Herald，2022，19(9)：11-13.

[80] 陆金琪，凌伟. 一种具有水冷热屏装置的铅铋泵 CN202321344505.0[P]. 2023-10-13.
Lu J Q，Ling W. A lead–bismuth pump with a water-cooled thermal shield device：CN202321344505.0[P]. 2023-10-13.

[81] 凌伟，阎晓伟，陆金琪. 一种用于铅铋泵的空冷热屏装置：CN202321344610.4[P]. 2023-10-20.
Ling W，Yan X W，Lu J Q，. An air-cooled thermal shield device for lead–bismuth pumps：CN202321344610.4[P]. 2023-10-20.

[82] 陆达，陆荣，齐兴. 核主泵热屏用大型奥氏体不锈钢锻件超声检测小角度探头的选择[J]. 无损探伤，2016，40(1)：21-24，35.
Lu D，Lu R，Qi X. The study of small angle probe in ultrasonic testing of large austenitic stainless steel forgings on nuclear main pump hot screen[J]. Nondestructive Testing Technology，2016，40(1)：21-24，35.

[83] 王毅，张强，王事喜，等. 金属氢化物在小型钠冷快堆屏蔽设计中的应用[J]. 原子能科学技术，2016，50(10)：1817-1822.
Wang Y，Zhang Q，Wang S X，et al. Application on metal hydride in shield design of small sodium-cooled fast reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology，2016，50(10)：1817-1822.

[84] 王毅，张强，王事喜，等. 氢化锆用于小型钠冷快堆屏蔽的初步研究[J]. 原子能科学技术，2021，55(4)：712-716.
Wang Y，Zhang Q，Wang S X，et al. Preliminary study on zirconium hydride in shielding design of small sodium-cooled fast reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology，2021，55(4)：712-716.

[85] Gross K C；Singer R M，Humenik K E. Expert system for online surveillance of nuclear reactor coolant pumps：US5223207[P]. 1993-06-29.

[86] Keyvan S. Traditional signal pattern recognition versus artificial neural networks for nuclear plant diagnostics[J]. Progress in Nuclear Energy，2001，39(1)：1-29.

[87] Mochizuki H. Verification of NETFLOW code using plant data of sodium cooled reactor and facility[J]. Nuclear Engineering and Design，2007，237(1)：87-93.

[88] Konomura M，Ichimiya M. Design challenges for sodium cooled fast reactors[J]. Journal of Nuclear Materials，2007，371(1/2/3)：250-269.

[89] Tenchine D. Some thermal hydraulic challenges in sodium cooled fast reactors[J]. Nuclear Engineering and Design，2010，240(5)：1195-1217.

[90] 张东辉，王松平，代智文. 国际快堆发展综述[J]. 原子能科学技术，2024，58(S1)：265-270.
Zhang D H，Wang S P，Dai Z W. Review on development of sodium-cooled fast reactor worldwide[J]. Atomic Energy Science and Technology，2024，58(S1)：265-270.