排灌机械工程学报
Journal of Drainage and Irrigation Machinery Engineering
2020 年 11 月 Nov. 2020 | 第 38 卷 Vol.38 第 11 期 No.11

核主泵内部流动研究现状与技术发展综述


龙云

龙云[1*]，袁寿其[1]，朱荣生[1]，付强[1]，李天斌[2]
（1. 江苏大学国家水泵及系统工程技术研究中心，江苏 镇江 212013；2. 上海电气凯士比核电泵阀有限公司，上海 201306）

摘要：针对核电技术的发展历程开展论述，介绍世界主要三代核电技术和中国三代核电建设和发展现状，介绍了中国独立自主三代核电技术“华龙一号”HPR1000 和“国和一号”CAP1400，并以 CAP 系列核主泵为例简要介绍第三代压水堆系统和关键设备，介绍了 2 种典型无轴密封形式的核主泵：屏蔽电机核主泵和湿绕组核主泵.针对核主泵的水力优化设计、全特性、事故工况下水动力特性、气液两相流动、空化特性、流固耦合等内部流动研究现状开展论述.核主泵的安全可靠极为重要，核主泵设计加工制造也极具挑战.因此对核主泵内部流动基础理论和关键技术进行深入研究，突破国外的技术壁垒，掌握自主知识产权的核心技术和关键技术，实现核主泵技术的跨越式发展，是当前中国急待解决的“卡脖子”难题.

关键词：核主泵；水力优化设计；全特性；气液两相流动；流固耦合
中图分类号：S277.9；TM623　**文献标志码**：A　**文章编号**：1674-8530(2020)11-1081-17
Doi：10.3969/j.issn.1674-8530.20.0238

龙云，袁寿其，朱荣生，等.核主泵内部流动研究现状与技术发展综述[J].排灌机械工程学报，2020，38(11)：1081-1097.

LONG Yun，YUAN Shouqi，ZHU Rongsheng，et al. Review on research status of internal flow and technological development of reactor coolant pump[J]. Journal of drainage and irrigation machinery engineering(JDIME)，2020，38(11)：1081-1097.（in Chinese）

Review on research status of internal flow and technological development of reactor coolant pump

LONG Yun[1*]，*YUAN Shouqi*[1]，*ZHU Rongsheng*[1]，*FU Qiang*[1]，*LI Tianbin*[2]
（1. National Research Center of Pumps，Jiangsu University，Zhenjiang，Jiangsu 212013，China；2. SEC-KSB Nuclear Pumps and Valves Co. Ltd.，Shanghai 201306，China）

Abstract：Firstly，the development history of nuclear power technology is discussed，then the world's main third-generation nuclear power technologies and the current status of China third-generation nuclear power construction and development is followed. Specially，China own third-generation technology，such as Hualong No.1—HPR1000 and Guohe No.1—CAP1400 reactor coolant pumps is described. Further，and the third-generation pressurized water reactor system and key equipment explained briefly using the CAP reactor coolant pumpseries as an example. Two typical shaft sealless pumps：canned motor reactor coolant pump and wet winding reactor coolant pump are introduced. The current research status of internal flow of the reactor coolant pump is presented，including hydraulic optimization design，complete characteristics，hydraulic performance under accident conditions，gas-

收稿日期：2020-08-12；**修回日期**：2020-09-21；**网络出版时间**：2020-11-19
网络出版地址：https://kns.cnki.net/kcms/detail/32.1814.TH.20201119.1103.002.html
基金项目：国家自然科学青年基金资助项目(51906085)；中国博士后科学基金面上资助项目(2019M651734)；浙江省博士后基金资助项目(2019)
第一作者简介：龙云(1988—)，男，江苏宿迁人，助理研究员，博士(通信作者，longyun@ujs.edu.cn)，主要从事流体机械内部流动、核电泵水力设计与结构可靠性研究.
第二作者简介：袁寿其(1963—)，男，上海金山人，研究员，博士生导师(shouqiy@ujs.edu.cn)，主要从事流体机械及排灌机械研究.

liquid two-phase flow, cavitation characteristics, fluid-solid interaction, etc. The safety and reliability of the reactor coolant pump are extremely important, but the design, processing and manufacturing of the pump are also quite challenging. Therefore, in-depth investigation into the basic theory of internal flow and key technology of the reactor coolant pump, breaking through foreign technical barriers, mastering the core and key technologies with own intellectual property rights, and realizing the leap-forward development in reactor coolant pump technology are current stranglehold problems that China needs to solve urgently.

Key words: reactor coolant pump; hydraulic optimization design; full characteristics; gas-liquid two-phase flow; fluid-solid interaction

积极发展核电是中国重要的能源战略[1].

进入21世纪,在能源安全和环境安全的双重驱动下,核电成为优化能源结构的一种理想选择.2003年党中央、国务院决定引进先进核电技术,确定了大力发展核电的方针,2006年决定引进三代核电技术.2011年福岛核事故使全球的核电发展进入低谷,核电安全问题成为焦点.2014年8月采用"能动+非能动"设计理念的中国自主三代核电技术"华龙一号"推出,2015年5月"华龙一号"首堆示范工程开工建设,2018年6月AP1000全球首堆首次并网成功,2019年"国和一号"CAP1400核电示范工程开工建设,2020年3月"华龙一号"全球首堆热试完成.中国三代核电经过十多年的努力,经历了引进世界先进技术,在消化吸收的基础上通过再创新实现核电自主化的发展道路.

"华龙一号"HPR1000和"国和一号"CAP1400是中国独立自主三代核电技术走向世界的名片[2-3].为了响应中国核电发展战略和核电行业"走出去"的战略布局,急需突破核电产业发展的关键核心技术、重大试验验证技术、关键设备设计和制造技术,在满足当前最高安全目标和最严格环境排放要求的基础上,应进一步优化加工工艺,提高安全性、稳定性、经济性和效率,促进大功率核主泵的制造和推广[4].

以CAP系列核主泵为例,采用带高转动惯量飞轮的大功率屏蔽电机泵,由于其设计、分析计算、制造、检验和试验技术难度大、要求高,从引进技术、消化吸收到国产化制造的全过程历尽坎坷,受业界高度关注.为了确保核主泵60 a安全可靠运行,Westinghouse和制造商EMD公司制定了极为严格甚至苛刻的设计标准和试验验证标准——无论是在核主泵的设计、零部件材料,还是制造精度、生产工艺方面,都突破以往的通用标准,提出了更高标准的要求,并要求必须满足包括失水试验在内的各种苛刻的热瞬态试验,堪称世界之最[5].耐久试验需要完成包括冷态性能试验、热态性能试验、温升和电气平衡试验(热停堆)、服役循环试验、失电试验、失外部冷却水试验、反转运行试验等共15项试验项目.

引进消化吸收工程中,核主泵制造加工试验过程问题频出,核主泵安全运行警钟长鸣.AP1000核主泵在进行极端工况的失水试验时,发现轴承部件抵抗热瞬态冲击能力需要加强.第2次工程与耐久性试验过程中出现推力瓦的卡件局部疲劳断裂.在第3次工程与耐久试验中叶轮叶片前缘出现了轻微裂痕,通过计算流体动力学(CFD)、有限元分析(FEA)、共振试验、模态分析等手段,认为叶片质量问题的主要原因在于:① 叶轮叶片共振频率与全速时18倍转速以及半速时36倍转速下的导叶通过频率一致,从而在叶片前缘的根部产生较高的应力,导致了原有微观裂纹的扩展;② 叶片厚度不足,特别是叶轮叶片前缘与轮毂结合处,由于人工打磨导致强度不足;③ 叶轮铸造过程中出现直径约0.508 mm的表面凹坑导致应力集中.查明原因后针对性开展补救和预防措施,最终顺利完成耐久性试验[6-7].

核主泵在60 a设计寿命周期内,水力部件将在高温、高压的环境中运行经受近万次循环,还要考虑极端工况的安全运行,根据第3次工程与耐久试验中分析问题到解决问题的经验,加强基础研究是突破关键核心技术的根本途径,因此开展核主泵内部流动基础理论和技术研究对核电厂的设计和安全运行至关重要.

1 中国三代核电技术发展历程

中国《电力发展"十三五"规划(2016—2020年)》指出,核电技术步入世界先进行列,完成国外三代技术消化吸收,形成具有自主知识产权的"国和一号"CAP1400和"华龙一号"HPR1000三代压

水堆技术.“国和一号”CAP1400 型研发是压水堆国家科技重大专项的核心，也是三代非能动核电自主化能力的集中体现.“国和一号”CAP1400 的总体设计思路包含：突破核电产业发展关键核心技术、重大试验验证技术、关键设备设计和制造技术，实现当前最高安全目标和满足最严环境排放要求，进一步提高经济性[8].“华龙一号”统一采用“177 堆芯”和“能动+非能动”安全技术，统一了主参数、主系统、技术标准和主要设备的技术要求.“华龙一号”借鉴了国际三代核电技术的先进理念，充分吸收了中国现有压水堆核电厂的设计、建造、调试、运行经验，采用的系统和主要设备都是经过验证的成熟技术，设备供应立足于中国已有的装备制造业体系，技术成熟并拥有自主知识产权，以及近年来针对福岛核事故所做的一系列技术改进，不仅满足中国最新核安全法规要求，也符合国际最先进的安全标准和三代核电技术的要求.随着“华龙一号”开工建设和“国和一号”CAP1400 具备开工建设的条件，中国拥有独立自主三代核电技术，在高温气冷堆与小堆技术领域，中国自主研发的成果走在世界前列.

1.1　压水堆系统

以 CAP 系列核电厂为例，简要介绍第三代压水堆系统和关键设备.CAP 系列核电厂基于先进的设计理念，使电站设备简化，系统配置及安全级设备和抗震厂房大量减少，形成鲜明的特色.CAP 系列核电厂主要系统和设备包括：反应堆堆芯和堆内构件、反应堆冷却剂系统（RCS）及其设备、专设安全系统、核辅助系统、蒸汽动力转换系统、仪表和控制系统、电气系统等.反应堆冷却剂系统通常称为核电厂一回路系统.

RCS 布置如图 1 所示.CAP 系列核电厂 RCS 由反应堆和 2 条环路组成，采用了紧凑的布局.每条环路有 1 台蒸汽发生器、2 台屏蔽电机驱动的核主泵（屏蔽电机泵）、2 根冷段主管道和 1 根热段主管道.屏蔽电机泵采用立式倒置安装在蒸汽发生器底部（电动机在下，泵体在上）.主管路省去第 2 代核电厂中 U 型连接管，降低了环路的压降，优化了布置.RCS 简化紧凑型的布局优点明显，2 条反应堆主冷却剂环路中 2 根冷段管道完全相同（除仪表和小管道连接处外），缩短后的主管道可降低流通阻力，同时带有弯道的主管道可灵活补充热段与冷段管道不同的热胀冷缩量.环路设计大大减小了管道应力，使主管道和大型辅助管线都符合先漏后破的要求，从而减小减震装置、防甩装置和支承架的需求量.



图 1　CAP 系列反应堆冷却剂系统
Fig.1　CAP series reactor coolant system

1.2　反应堆冷却剂主循环泵

核反应堆冷却剂主循环泵（RCP）又称核主泵，位于一回路的反应堆与蒸汽发生器之间，是 RCS 的压力边界和主要设备之一，也是一回路主系统中唯一的高速旋转设备.核主泵的主要功能包括：在系统充水时赶气；在开堆前循环升温；在正常运行时，抽送高温、高压及强辐射的反应堆冷却剂，将冷却剂升压、补偿系统的压降、为反应堆堆芯提供足够的冷却剂流量，连续不断地将由反应堆芯核裂变产生的热能传递给蒸汽发生器，以保证一回路系统的正常工作；在事故工况下，依靠核主泵机组的惯性惰转，带出堆芯余热，保证反应堆堆芯不被烧毁.

核主泵与普通泵的最大区别在于强调压力边界的完整性和在特殊工况下的可运行性，这对核主泵的可靠性和安全性提出了更高的要求.由于核主泵的特殊工作条件，核主泵为核安全一级设备，泵的承压部分应该与核安全一级容器和管道采用同样的质量标准.根据核主泵的密封形式，核主泵可以分为轴封泵和屏蔽泵.

核主泵是“国和一号”CAP1400 示范项目关键设备之一，采用“双保险”路线推进，一种是沈鼓集团和哈电集团引进美国 EMD 的技术，采用屏蔽电机泵；一种是采用德国 KSB 公司的湿绕组电机核主泵技术.从性能、结构、工艺复杂性、生产周期和成本等角度，2 种技术的核主泵各具优势[9-10].

屏蔽电机泵没有轴密封部件，不需要轴封水系统，因此，不需要上充泵连续运行，从而简化了化学和容积控制系统.由于主泵没有轴封，因此不会发生因轴密封失效而导致失水事故，提高了核电厂的安

全性.由于不存在更换轴密封部件的需求,因而也简化了维修.CAP 系列屏蔽电机泵采用倒置式安装的设计.电动机腔室内的气体可以自动排入泵,避免了在轴承和水区间出现空化的潜在危害.因此,这种泵的运行比正立泵有较高可靠性.CAP 系列屏蔽电机泵相对于一般商用和潜艇屏蔽电机泵的一项设计改进是增加了飞轮,以加大主泵的转动惯量.在断电情况下,可以依靠惰转维持堆芯冷却所需的流量,增加核电厂的安全性.

从概念上而言,KSB 的湿绕组电机核主泵技术源于 KSB 在核电领域的 2 个系列产品的经验,即压水堆轴封泵和沸水堆内置再循环泵,其水力部件、飞轮、轴联接形式都来自于其成熟的轴封泵技术;而湿绕组、电机布置形式、材料则来自于其成熟的沸水堆再循环泵技术.与传统轴封泵相比,湿绕组电机主泵无轴封、把惰性飞轮包含进压力边界中、采用湿绕组定子这 3 点是最重要的区别.与沸水堆内置再循环泵相比,唯一的区别就是将飞轮含进压力边界内.

核主泵直接安装在蒸汽发生器下封头,与蒸汽发生器使用同一根垂直支撑,不仅大大简化了支撑系统,还为核主泵和蒸汽发生器检修提供了更大空间.

2 核主泵内部流动研究现状

近年来,随着全球核电事业高速发展,核主泵的重要性引起了国内外学者的广泛关注,针对核主泵的水力优化设计、全特性、事故工况下水动力特性、气液两相流动、空化特性、流固耦合等内部流动开展了大量的基础研究.

2.1 水力优化设计

核主泵的水力部件由叶轮、导叶和泵体 3 部分组成.叶轮是能量转换部件,将电动机转轴的机械能通过叶轮叶片转化为流体的压力能、位置势能和动能,其性能对能量转化效率有决定性作用[11].

导叶的功能是收集从叶轮出口流出的工作介质,将工作介质送至下一级叶轮或蜗壳中以及将介质的部分速度能转化为压力能.核主泵的导叶和传统的导叶又有些区别,除了具有收集液体的作用外还要求改变液体的流向,用于平衡球形泵壳引起的不对称流动对叶轮径向力的影响.

泵体一般具有收集液体和消除液体旋转分量的作用,核主泵的泵体主要起着安全保护作用,为了满足这一要求,将核主泵的泵壳设计为类球形.

国外对于核主泵技术严格封锁,关于核主泵的设计及优化文献并不多见.核主泵由于其大流量、高扬程的要求,依据可查到的公开资料,其泵型大多采用混流泵形式,因此,其水力模型可参考混流泵的设计方法.随着国家对核主泵技术的重视,近几年来,许多高校及企业对核主泵的设计方法展开了探索.目前国内关于核主泵设计方法的研究主要有:2010 年李良[12]利用传统速度系数法自主设计了一台 5 叶片的核主泵叶轮及其整机,但轴功率过大,需要进一步改进;单玉娇[13]应用模型变换法,在某一混流泵基础上,设计出带有 5 叶片叶轮及 14 叶片空间导叶的核主泵水力模型,并应用 CFD 技术分析了混流泵叶轮内部流场;2010 年秦杰等[14-15]在高温高压工况下对核主泵进行模拟计算,并与常温常压下的外特性进行对比,结果表明,速度系数法适用于核主泵的设计,为水力模型的进一步优化打下理论基础;张栋俊等[16]设计了多个核主泵模型方案,通过对比分析核主泵内部流动特性,得到了蜗壳扩散管的最佳位置及截面形状,并依此建立了最优水力模型;2012 年沈飞[17]进一步完善了基于 CFD 技术的核主泵过流部件设计方法,对核主泵的叶轮进行了改进设计,取得了较好的效果;2014 年龙云等[18-19]、习毅[20]采用正交设计方法对核主泵的叶轮和导叶开展了优化设计,并通过试验验证了该设计方法,获得了较高性能的水力模型;2015 年 JIN 等[21]专门针对导叶包角与出口相对位置进行了优化,获得了较优的包角值与出口相对位置,减少了流动损失,提高了核主泵的效率;2016 年张勇[22]分析了叶轮口环间隙尺寸变化对叶轮所受轴向力、整机内部压力脉动特性及叶片水力载荷分布的影响,进而研究核主泵内部的水动力特性;2017 年钟华舟[23]、2018 年蔡峥[24]分别针对事故工况下以核主泵惰转性能作为优化设计指标,基于正交试验对核主泵叶轮和导叶开展了优化设计研究;2018 年 TAO 等[25]研究了核主泵扬程-流量曲线不稳定特性,为核主泵的无驼峰设计和运行提供了参考;2019 年 CHENG 等[26]通过建立环形压水室和导叶不同轴向和周向位置方案,研究了核主泵环形压水室和导叶的匹配特性;2019 年 WANG 等[27]提出了基于伴随求解的核主泵轴向力优化方法,该方法减小了叶轮的轴向力,同时提高了叶轮的水力效率;2020 年王强磊等[28]以叶片厚度为优化设计变量,研究了不同叶片厚度对混流式核主泵能量性能的影响.

2.2　事故工况水动力特性

在核电厂运行中，核主泵的事故工况主要分为三大类[10]：

1）第Ⅰ类事故工况：包括小幅度反应堆冷却剂失流、失去正常供水及小幅度的温度失衡，属于中等频率事故.

2）第Ⅱ类事故工况：包括小破口失水事故（SB-LOCA— small break loss of coolant accident）或强制循环冷却剂流量完全丧失，其中小破口事故包括 RCS 系统小破口、二次侧系统小破口，属于稀有事故.

3）第Ⅲ类事故工况：核主泵发生主轴卡死、断裂或主循环回路大破口失水事故（LBLOCA— large break loss of coolant accident）.在强烈地震、海啸等不可抗自然灾害时，有可能会发生系统或设备故障，诱发该类事故，属于极限事故.

核主泵在极端工况下的运行能力，是预防核事故发生的重要保证，也是评价核主泵性能优劣的一个重要指标，核主泵不同于常规泵，它需要确保压力边界完整，以及在特殊事故工况下泵的可靠运行，故要求核主泵具有更高的安全可靠性.

2.2.1　全特性

全特性研究是核主泵开发设计中一项很重要的基础性工作，从 20 世纪 80 年代至今，有很多学者对其开展了大量的研究.但是，由于存在包含工况众多、不同工况之间的过渡过程比较复杂等原因，全特性研究仍然不够全面和深入.尤为重要的是，全特性应该包含从负无穷到正无穷流量区间所有工况的全部外特性，这样一个无穷大的流量区间不仅给研究工作增加了难度，而且使全特性的图形表达变得困难.传统的全特性表达方式虽然包含了核主泵运行时可能出现的所有工况，但只能描述一定转速下的全特性，其他转速下的全特性必须使用相似定律转换求解.此外，传统的全特性表达方式只能表示核主泵在有限大小流量区间上的外特性，无法对无穷大的流量区间进行描述，这是该种表达方式的一个典型缺陷.上述不足不仅影响了全特性表达的完整性，而且限制了对全特性的进一步研究.因此，迫切需要一种更加完善的数形结合方法实现对全流量范围内所有转速下的全特性进行准确、完整、简洁地表达.国内外现有文献针对核主泵内多工况下全特性的研究甚少，现有大量文献针对离心泵、混流泵、水泵水轮机等叶片泵的全特性研究，同时也有大量文献针对叶片泵的瞬态过渡过程和气液两相流动方面进行相关研究，前期的研究对核主泵全特性研究的拓展提供了充分的参考价值.

在全特性表述方面，从 20 世纪 80 年代至今，有很多学者对各类泵的全特性开展了不同程度的研究.DERAKHSHAN 等[29]认为，在泵特性和透平特性之间建立一种关联是一件很有意义的工作.PEREZ 等[30]指出，对泵壳适当调节可以改善轴流泵运转特性中扬程突然下降的情况.MAHAR 等[31]结合泵特性提出了一种非线性优化模型来设计泵主管道.也有学者提出了一种用于改善泵系统特性的方法，可以用作设计、评估城市污水源泵系统的参考[32].1993 年张森如[33]采用一种同系压头曲线对核主泵的全特性进行了描述.1996 年陈乃祥等[34]提出了一种以全特性曲线图中等开度线长度的函数为单位参数的全特性表达方式.2004 年邵卫云等[35]引入导叶相对开度，利用最小二乘曲面拟合法对全特性曲线进行了新的变换.WAN 等[36]采用一种以常规特性曲线为基础、经过优化的方法，获得了离心泵的全特性.MORENO 等[37]介绍了一种用于获得泵站最优特性曲线的数学方法，指出了 H-Q 特性曲线形状的主要影响因素.YIN 等[38]应用 CFD 软件对水力损失进行模拟，分析得出泵性能曲线中的“S”区域主要是由叶轮引起的.LU 等[39]、朱荣生等[40]根据 AP1000 核主泵的试验结果，提出了一种归一化方法，用该方法处理全特性数据得到的归一化曲线能正确、完整、准确地反映核主泵在任何转速和全流量下的完整特性，并能对超出测试范围甚至无限流量的外特性进行正确估计，并根据 CFD 预测的 CAP1400 核主泵四象限特性曲线，建立了管内气体输送的数学模型，通过完成气液两相流计算得到了 CAP1400 核主泵的四象限特性曲线气体含量分别为 10%，20%和 30%的四象限试验.上述研究得到的全特性表达方式具有较强的实用性，但是仍有不足之处，其中有些表达方式无法对试验范围以外的外特性进行预测，有些对转速、扬程、轴转矩的描述是不连续的，有些则在外特性分析中没有考虑轴转矩，也没有将全特性包含的所有工况全部表达出来.

综上所述，目前较为普遍的全特性曲线方程获得方法是，首先通过试验获得大量试验数据，使用各种类型方程尝试拟合，并控制拟合误差大小.虽然这种方法相对可靠，但仍存在曲线方程预测精度低、没有固定精确数学模型等不足.现有关于全特性的研究大多集中在全特性试验管路设计和试验方法[35]、全特性各工况下内部流场分析[34-35,41]、全特

性试验数据的无因次化处理方法[36-37]等方面，涉及核主泵全特性曲线数学模型建立的文献鲜见报道.

2.2.2 卡轴事故

核主泵卡轴事故工况是一种复杂的瞬态过渡过程，可以将其理解为核主泵全特性中的一个特殊过程工况，但是目前并没有准确、简洁的表达方式对这一过程进行描述.

核主泵卡轴事故属Ⅲ类工况（极限事故工况），指核主泵在额定工况点满功率运行时转子突然受到极大的阻力矩被迫快速停转.卡轴持续时间远小于停机惰转和急停用时，造成事故的直接原因有轴承润滑系统故障等[42].卡轴后核主泵推送冷却剂能力骤降，回路冷却剂流量降低，堆芯温度升高，燃料棒存在偏离泡核沸腾（DNB）的危险[43].然而，关于核主泵卡轴事故的研究较少.靖剑平等[44]、朱大欢等[45]、齐炳雪等[46]分别使用TACOS程序建模分析了卡轴事故发生后一回路冷却剂温度、压力和燃料包壳表面温度上升情况.陈秋炀等[47]分析了止回阀对卡轴后RCS热工-水力特性和核功率瞬态的影响.现有文献主要研究卡轴事故发生后的回路系统，对作为卡轴事故核心部件的核主泵研究甚少.江苏大学核电泵团队先后开展了核主泵模型泵卡轴事故水动力特性和流固耦合特性研究.刘永[48]基于数值计算方法研究了小破口下卡轴事故工况下核主泵水动力特性，介绍了归一化方法在卡轴事故中的表达及小破口卡轴工况下的水动力特性.轴承润滑系统故障等原因造成的卡轴阻力矩不相同，卡轴持续时长和转速随时间变化曲线也不尽相同.钟伟源[49]以AP1000核主泵为研究对象，对核主泵水动力及结构动力特性进行研究，总结分析了卡轴事故下核主泵四象限跨域过渡过程，探索了事故下核主泵瞬变流动与结构间的耦合变化规律，为核主泵设计与制造提供参考.AP1000核主泵的安全设计标准要求停机半流量时间超过5 s[50]，断电20 s叶轮转速通常能达到近400 r/min[51].因此，卡轴事故持续时长远小于停机时长，实际上涵盖了由机械故障而非操作员意愿导致的所有事故工况.

2.2.3 断电事故

断电事故工况下核主泵的惰转过渡过程属于瞬态流动过程，对其内部流动的瞬态模拟分析相比稳态过程数值模拟分析更为复杂，并且在惰转过渡过程的大部分时间内，核主泵流量、转速和扬程等参数都是非线性变化的.因此，掌握其惰转变化规律和研究其内部瞬态流动特性的难度大大提升.

由于核电生产安全可靠性很大程度上取决于核主泵惰转特性是否达到了安全评价标准，国内外不少学者投入了大量精力对核主泵惰转过渡过程进行研究.DUNDULIS等[52]采用RELAP5模型对核电厂主泵事故停机进行了研究分析，建立了隔离控制阀和节流调节阀的特性变化曲线.DIEN等[53]使用VVE-1200 NPP模拟器对反应堆冷却剂下降惰转瞬态过程进行了研究，基于试验结果验证了建立模型的合理性.BENCIK等[54]针对不同的瞬态工况下的惰转过渡过程，介绍了反应堆冷却剂泵的RELAP5/MOD3.3的分析结果.张亚培等[55]建立了CPR1000压水堆-回路系统模型，并对断电事故工况下的瞬态热工水力特性进行分析，通过RELAP5/MOD3.4验证了模型的可靠性.徐一鸣[56]结合动量守恒方程推导断电事故下核主泵新的惰转转速数学模型，计算了核主泵惰转转速变化过程，分析了飞轮转动惯量与惰转半流量时间的关系.王秀礼等[57]通过对比线性、常规和带惰轮3种核主泵停机惰转模型，发现带惰轮惰转模型径向力特性优于线性与常规惰转模型，径向力变化幅度更小.刘夏杰[58]对断电事故下核主泵惰转过渡过程中的轴承座振动特性进行了研究，发现断电时流量剧变振动突然加强和电磁不平衡，导致机组可靠性下降.张森如[33]根据现有数据得出惰转过渡过程中水力学力矩和压头数据，最终得出在惰转过渡过程中的计算模型.张龙飞等[59]基于瞬态分析程序RELAP5/MOD3研究了不同转动惯量对惰转过渡过程的影响，结果表明转动惯量越大惰转时间越长，由泵惰转所提供的惯性流量不仅能够在断电后短时间载出堆芯的剩余发热，而且有助于建立后续的自然循环.叶道星等[60]采用多项式建立了流量与转速随惰转时间的数学模型，运用数值计算和量纲分析的方法研究了核主泵的性能变化，使用Q准则分析了流道内的涡动力学特性，描述核主泵惰转时的流量和转速随时间变化的规律.

2.2.4 失水事故

对长期以来的核电厂事故报告进行分析，发现失水事故工况下发生的熔堆事故是造成核辐射泄漏的最主要的原因[61].通常意义上的失水事故主要分为小破口事故与大破口事故，而长期经验表明小破口事故所占比重较大.因此，预防小破口失水事故的发生对于提高反应堆工作的可靠性非常关键.

针对核主泵小破口失水事故相关的研究越来

越多.KOO 等[62]对核主泵在非正常工况下的振动进行了试验监测与数值分析研究，提出了一种系统诊断方法.CARLIN 等[63]对 AP1000 核主泵的瞬态流动损失进行了裕度评估，提出了改善方法，并通过试验验证了改善效果.POULLIKKAS[64]结合结构设计、相间分离、压缩比例等多因素对核主泵两相流工况附加损失进行了研究，改进了失水事故工况的扬程计算模型.ROBINSON 等[65]研究了小破口失水事故工况下管路系统压力的变化，分析了不同因素对管道裂纹发展的影响，提出了改善方法.POULLIKKAS[66]研究了失水工况下叶轮进口气泡发展规律，对不同流量下泵的内部流动进行高速摄影，得到了气相分布规律.付强等[67]基于 Euler-Euler 非均相流模型对失水事故工况下核主泵内的气液两相瞬态流动规律进行了模拟分析，得到了流量变化时气相成分对内部流动变化趋势的影响.黄洪文等[68]基于 RETRAN-02 程序构建模型，研究了小破口失水事故工况下核主泵瞬态过程的热工水力参数，分析事故发生原因并提出预防方案.杨江等[69]通过 RELAP5 / MOD3.4 程序构建压水堆模型，分析了 AP1000 核主泵小破口事故工况下冷却剂的瞬态流动特性，得到流量、温度和压力的变化规律，验证了小破口失水事故的安全性.林诚格等[70]针对传统失水事故分析模型的不足，基于最佳估算方法提出了改进措施，获得了事故最佳估算模型.朱荣生等[71]、付强等[72]对失水事故下核主泵的气液两相流动进行研究，得到了包括含气率对核主泵外特性和压力脉动影响、气相在流道内的流动分布等规律.王伟伟等[73]应用 WCOBRA/TRAC 软件对失水事故中冷却剂系统压力、堆芯冷却流量以及包壳温度等作了研究.党高健等[74]分别使用相应程序模拟了核主泵相似特性曲线、自由容积和外特性对失水事故后果的影响.杨灵均等[75]对大破口失水事故下反应堆冷却剂系统和安全壳的耦合特性进行分析，研究各非能动系统在大破口失水事故工况下的流固耦合特性.

综上所述，核主泵卡轴事故瞬变过渡工况是其安全运行评价和考核的重要指标，然而鲜有学者对卡轴事故工况及卡轴工况下特性参数的变化情况进行研究.对断电事故下核主泵惰转过渡过程的研究主要是针对不同惰转模型的对比，以及瞬态流动特性分析，但缺乏核主泵参数设计对惰转特性的影响研究.同时，目前对失水事故工况研究主要围绕内部瞬态流动特性分析和对事故分析数学模型改善，而对于失水事故工况内部流动损失与核主泵惰转工况、卡轴工况、两相流的内在联系缺乏深入分析.

2.3　流固耦合特性

流固耦合力学是研究在流场作用下固体的形变位移响应以及固体位移形变对流场影响二者互相耦合的一门力学分支，属于交叉学科，在研究中考虑流固耦合作用会使结果更接近于实际情况，可信度更高.

国内外学者对核主泵进行了大量研究，但对核主泵在考虑流固耦合作用后的内部流场研究较少，主要归纳如下：王秀礼等[76]对考虑流固耦合作用后的核主泵空化进行了研究，得到不同空化工况下的叶轮形变及径向力趋势规律；廖传军等[77]提出了一种流体静压型机封的流固强耦合模型，进行了试验验证，为核主泵机封的设计研究提供了理论基础；钟伟源等[78]基于双向流固耦合求解方法对不同流量下核主泵进行了求解计算，研究了流固耦合作用下核主泵叶轮的力学特性，揭示了考虑流固耦合作用后叶轮总体、叶片进出口边及叶根在各流量下的应力及变形分布规律；张野[79]对基于流固耦合作用下的核主泵叶轮进行了总体应力应变和干湿模态振形研究；朱荣生等[80]对 1 000 MW 级核主泵的流固热的多场耦合进行了计算仿真，得到了叶轮在多场中的应力和变形分布，并分析了叶轮中热应力与离心力所产生的拉应力在耦合场中差异.

随着科学技术的发展，越来越多相关学科的研究方法和理论成果被应用在流固耦合问题的研究中，使得对流固耦合问题的认识及研究变得更加深入.然而，流固耦合在核主泵中的研究还相对较少，特别是核主泵瞬态过程中的流固耦合研究在国内外极度缺乏.在预防和缓解严重事故方面，非能动安全系统在应对严重地震、海啸等不可抗因素仍有不足.因此，亟须对核电设备本身及系统在事故工况下的响应作深入的研究和探讨.

2.4　非定常特性

2.4.1　非均匀来流与压力脉动特性

核主泵依靠冷却剂来实现能量传递，当核主泵工作时，叶片随着叶轮的旋转与固定导叶周期性交汇，导致叶轮和导叶内流体速度、压力分布相互影响[81]，这种由转动叶轮与静止导叶之间的相互作用被称为动静干涉[82].一方面，以固定转速旋转的叶轮出口尾流会对固定导叶的内流场产生周期性的影响，另一方面，固定导叶的存在同样会改变叶轮出口的边界条件，从而引起叶轮内速度、压力场的周期性变化.叶轮与导叶之间的动静干涉作用会使

核主泵内的压力在一定范围内连续波动,这种压力单次持续时间不长,且呈现一定的周期性现象被称为压力脉动[83].现有研究[84-86]表明,叶轮出口的不均匀流动及叶轮与导叶之间的动静干涉是引起泵内流场压力脉动及远场噪声的主要原因.一方面,由动静干涉引起的压力脉动在流场内不断传播,持续不断的压力脉动不仅可使某些部件在长期交变应力的作用下发生疲劳破坏,还可能沿径向传播造成核主泵过流部件的异常振动;另一方面,在某些特定条件下,当压力脉动的振动频率接近机械系统的固有频率时,可诱发共振,造成机械结构的损坏,是核主泵安全稳定运行的严重威胁.同时,压力脉动信号与内流场的流动分布密切相关,包含了大量与流场相关的信息,所以核主泵在不同运行状态的压力脉动信号具有不同的表现形态.对压力脉动信号的研究不仅有助于了解核主泵内部流动机理,还可以通过对压力脉动信号的频谱分析对核主泵的工作状态进行监测.由此可见,对核主泵在不同工况下的压力脉动特性进行系统研究是十分必要的.

目前,国内众多的专家学者已经对核主泵内的压力脉动规律做了大量研究,而国外关于核主泵的研究文献则相对较少.MIYABE 等[87-88]运用 PIV 和压力脉动测量仪器对核主泵内部旋转失速现象进行了研究,结果表明不稳定内部流动特性是由叶轮出口至导叶进口处出现的大尺度回流所激励的,核主泵内非定常流动结构可能会导致严重的压力脉动和振动,将危害泵的安全稳定运行.韩国原子能研究院(KAERI)[89]为 1 400 MW 核反应堆设计制造了一台测试用核主泵,进行了冷态与热态性能测试,观测到在特定温度范围内,压力脉动振幅异常增大,究其原因是当核主泵叶片通过频率及其谐波与核主泵测试设备的频率成正比时声共振现象的发生.BAUMGERTEN 等[90]通过对核主泵流场进行三维非定常模拟,分析了模型泵内部压力脉动的变化规律,并对压力脉动进行了试验测试,经过对比分析发现试验与数值计算的结果十分吻合.朱荣生等[91]采用计算流体动力学的方法对核主泵在小流量工况下的压力脉动规律进行了研究,通过对内部流场的分析发现,由于叶轮与导叶间的动静干涉作用,在小流量工况下核主泵内出现强烈的压力脉动现象,叶频在压力脉动诱发的振动中起主导作用,同时在叶轮和导叶的进口处存在明显的回流现象,回流导致了小流量工况压力脉动波动剧烈且周期性差.倪丹等[92]采用大涡模拟的方法研究了混流式核主泵内流动结构与压力脉动的相关性,发现监测点处的压力频谱与涡量频谱具有相同的激励频率,从而说明了核主泵内非定常旋涡流动结构是压力脉动的诱因之一.朱荣生等[93]对正转工况下核主泵压水室出口处的压力脉动信号进行了数值计算,结果显示在不同流量压水室出口的脉动信号存在明显差异,且越偏离设计工况点其压力脉动越剧烈,在压水室出口附近出现的回流会对压力脉动信号产生影响,回流的出现与泵壳的类球型设计有关.李靖等[94]研究了导叶结构对核主泵内压力脉动信号的影响,建立了采用非均布导叶的 1 400 MW 核主泵模型并对内流场进行分析,结果表明,采用非均布导叶不会对核主泵的外特性造成明显影响,这种结构不仅可以改善压水室内流动状态、降低水力冲击,同时还可以大幅降低导叶通频及其倍频的脉动幅度.LONG 等[83]对不同流量的反应堆冷却剂泵进出口压力脉动特性进行了分析,同时还研究了不同流量进出口处的压力脉动,采用 FFT,RMS 和峰峰值法对压力脉动信号进行了分析,为考虑非均匀水流的水泵设计提供了不同的观点.XU 等[95]采用快速傅里叶变换(FFT)和均方根(RMS)方法对泵壳和出水管上的压力脉动信号进行了分析,为泵的非均匀流动研究、泵的振动分析和故障诊断提供很好的参考.LI 等[96]通过将 RNG $k-\varepsilon$ 和 DDES 模型应用于稳态和瞬态仿真,研究了核主泵入口畸变流模型及其性能影响机理.王悦荟等[97]采用入流畸变度和平均偏流角公式定量表征畸变入流的流场速度分布,通过正则化螺旋度法捕捉核主泵叶轮的涡流流动特征,发现畸变入流使核主泵进口流场变得复杂,导致核主泵的湍动能和湍流耗散率增大,降低了主泵的水力效率.

2.4.2 瞬态特性

泵类机械设备的瞬态特性一直是国内外学者研究的重点,国外学者对其已经进行了大量的试验研究.OMAHEN 等[98]获得了核主泵应急启动瞬态过程中泵和主回路整体运行状态的变化特性,验证了启动程序的合理性.FARHADI 等[99-100]建立了启动模型,对核主泵启动瞬态过程进行研究,得到了转子惯性与一回路系统惯性能之比对核主泵启动过程的影响关系,并验证了模型的准确性.DUPLAA 等[101]通过改变离心泵进口和出口处的压力,对启动瞬态过程的空化特性进行了研究,并捕捉到了叶轮内启动瞬态的空化现象.SKALAK[102]对一种水锤的理论作了延伸和推广.TANAKA 等[103-105]通过试

验方法对离心泵的瞬变工况特性进行了深入研究，并捕捉到了其内的气穴破坏过程. TSUKAMOTO 等[106-107]通过试验方法对泵的启动和停机过渡过程进行了研究分析，对比了准稳态理论和瞬态理论结果的差异性.国内学者对泵的瞬态特性研究始于 20 世纪 90 年代，近年来也取得了一定成果.李伟[108]对斜流泵启动特性进行了研究，证明了准稳态方法不适用于泵的启动瞬态过程.王乐勤等[109-110]、吴大转等[111-112]分别对混流泵、离心泵的快速启动特性进行了大量试验研究，获得了叶轮加速度、管阻特性对启动过程影响，并揭示了斜流泵瞬态过渡过程的内流机理.

GAIKWAD 等[113]对核主泵瞬态参数变化进行研究，给出采取阶跃降功率操作建议.HAN 等[114]通过采用不同惰轮研究了一回路冷却剂早期特性对惰转流量的瞬态影响，得出堆芯峰值温度、惰轮尺寸、衰变热交换初始值、5 s 惰转时间是最佳的设计参数.邓绍文[115]对秦山核电二期工程主泵的瞬态特性进行了计算，获得较好的计算结果.GAO 等[116]采用力矩平衡关系，推导出惰转流量与转速关系，发展了核主泵惰转瞬态流量计算的数学模型.

2.5　气液两相流动特性

对核主泵内的气液两相流动研究可分为 2 个阶段，第一阶段：20 世纪 80 年代到 20 世纪末，这一阶段为核主泵气液两相流的初级阶段，受限于当时的研究条件，只能通过外特性试验来衡量失水事故中含气量对其性能影响，无法应用计算流体力学来揭示核主泵内部两相流动内在规律；第二阶段：21 世纪初到现在，这一阶段开始在微观上研究气液两相的流动机理，结合了数值模拟方法.由于气液两相流动的复杂性，其理论与数学模型的建立及试验研究，一直是一个难以攻破的难点.

1993 年张森如[33]通过分析在全厂断电工况下的一回路冷却剂系统在惰转时的动量守恒方程，研究结果表明通过公式推导得到的数学模型可应用于核主泵的瞬态过程分析.2007 年 DAZIN 等[117]应用叶轮的不稳定流动和不可压缩流体力学理论，研究了一涡轮机启动瞬态，并通过试验来验证启动过程中的动力特性.2009 年刘夏杰等[118]分析了惰转过程中的核主泵流量、振动及转速等主要参数的变化，并通过与试验结果对比，得到了惰转过程的核主泵水力特性.2011 年 GAO 等[116]对核主泵关机瞬态的进行数学建模，很好地模拟出关机过程的流量、转速的变化，与核电厂发表的数据一致.2013 年朱荣生等[67, 71, 119-121]对核主泵启动阶段、关机惰转及变流量工况下的气液两相瞬态过渡流动特性进行了模拟及试验研究，得到了内部压力脉动、径向力的瞬态结果，对核主泵的优化设计有很好的借鉴意义. 2015 年 GROUDEV 等[122]利用 RELAP5/MOD3.2 的计算机代码，给出了科兹洛杜伊核电厂小破口失水事故初期的热工水力计算的结果.

2.6　空化特性

小破口失水事故的破口面积小于 0.09 m^2，可造成一回路压力整体缓慢下降，当压力降至一定值，核主泵进口位置发生空化，外特性改变，不再满足堆芯的冷却要求.

2.6.1　泵空化水动力学特性

国内外对核主泵的空化特性进行了大量研究，RAHIM 等[123]利用 Matlab 软件研究了 AP1000 核主泵在大破口失水事故下的安全性问题.CHAN 等[124]通过试验的方法得到了全尺寸泵的性能参数随气体率的变化规律.王巍等[125]对混流式核主泵的空化进行了数值计算研究，通过数值预测对核主泵的空化性能进行了改进.陆鹏波[126]研究了高温高压混流式核主泵的空化数值模拟及泵结构设计对空化的影响，在结构上对核主泵的空化性能进行了改进.王秀礼等[127]以核主泵为研究对象，在不同工况下对其水动力特性进行模拟预测，应用小波与傅里叶变换对模拟结果分析，表明气体含量随泵内压力与时间的增大呈指数变化的特性.

2.6.2　空化模型

空化现象同时涉及紊流、热力学效应、两相质量输运、气体与液体的可压缩性等复杂的流动过程.由于计算机技术的快速发展，近年来，计算流体力学对空化模拟的实用性和准确性提高.优秀空化模型在空化流动数值计算中起到十分关键的作用，良好的空化模型能够准确描述微观空泡变化与宏观空化流动，同时在计算时能够有效地控制计算量.

已有很多学者通过各种理论方法建立了多个非常实用的空化流动数学模型. DELANNOY[128]基于状态方程提出了一种简单的空化模型，随后 COUTIER 等[129]将空化流作为一种均匀平衡气液混合物，对该空化模型进行了改进，应用压力和密度的单值关系来阐述水和水蒸气之间的相变过程.1992 年 KUBOTA 等[130]通过与气泡半径有关的函数关系式得到气体质量分数，从而提出了一种两相流模型，此处的气泡半径是在气泡动力学 R-P 方程

基础上考虑气泡之间的相互作用得到的.2002 年 SINGHAL 等[131]根据 R-P 方程进行相关推导与简化,从而提出了完全空化模型,并考虑了湍流与不凝结气体对空化的影响,得到了气、液两相间的质量输运计算公式.2004 年 ZWART 等[132]在 R-P 方程基础上,进一步推导出了液体和蒸汽之间的质量传递计算式,简称 Z-G-B 模型.CERVONE 等[133]通过对一个考虑热力学效应的 NACA 翼型进行空化试验,发现随着流体温度增加,空化越严重.

在国内,季斌等[134]在全空化模型的基础上,引入气体运动理论,把蒸汽和液体分子之间相互转换的势与当地的温度联系起来,发展了一种改进的空化模型.刘厚林等[135]采用 Z-G-B 模型、Kunz 模型与 S-S 模型等对离心泵进行空化预测,并与试验结果进行对比研究其准确性.黄彪等[136]分别应用 4 种不同的输运类空化模型对水翼进行了非定常空化模拟,通过试验对比得出不同的模型预测结果整体差异不大,都能够较准确地计算出空化的周期性发展与溃灭,但不同模型在气泡脱落过程的预测存在一定差异.杨琼方等[137]通过考虑不凝结的气核质量分数与体积分数对 Saucer 空化模型进行了修正,对螺旋桨在不同空化程度下进行模拟与试验,得出改进的空化模型能有效地提高设计效率.

3 核主泵内部流动研究意义

核主泵是影响核电厂安全性和可靠性的关键设备,其长时间高效、稳定、安全运行对防止核电厂事故的发生极为重要,常被喻为核电厂的“心脏”.核主泵作为一回路承压边界的组成部分,在启停、地震、火灾等瞬变灾变极端工况下,或发生卡轴、轴密封泄露或失去外动力等事故时,核主泵循环冷却能力与反应堆释热之间的平衡遭到破坏,严重威胁堆芯安全.

核主泵关键部件及其关联系统的复杂性和高安全性,是造成核主泵制造困难的主要原因.面向大型先进压水堆核电厂建设的国家重大需求,解决国产化和自主化进程中核主泵制造基础科学问题,进一步认识和掌握影响核主泵关键部件设计和制造关键技术原理,创新核主泵关键部件的设计方法与制作工艺,自主建立中国核电装备制造的理论体系,不断延长的核主泵长使役寿期要求对核主泵的高可靠性制造带来新的挑战.因此对核主泵内部流动基础理论和关键技术进行深入研究,突破国外的技术壁垒,掌握自主知识产权的核心技术和关键技术,实现核主泵技术的跨越式发展,是当前中国亟待解决的“卡脖子”难题.

参考文献(References)

[1] 龚钟明.积极发展核能是我国未来能源战略的重要选择[J].中国核工业,2006(1):27-29.
GONG Zhongming. Actively developing nuclear energy is an important choice for China´s future energy strategy [J]. China nuclear industry,2006(1):27-29.(in Chinese)

[2] 邢继, 李崇, 吴宇翔, 等.“华龙一号”(HPR1000):中国新名片[J]. 中国核电, 2018, 11(1):15-20.
XING Ji, LI Chong, WU Yuxiang,et al. HPR1000, new brand of China [J]. China nuclear power, 2018, 11(1):15-20.(in Chinese)

[3] 汪映荣. CAP1400 核电技术特点和工程进展[J]. 中国核电, 2018, 11(1): 35-40.
WANG Yingrong. Technical characteristics and engineering progress of CAP1400 [J]. China nuclear power, 2018, 11(1): 35-40.(in Chinese)

[4] 雷明凯. 核主泵制造的基础理论问题研究进展[J]. 中国核电, 2018, 11(1): 51-58.
LEI Mingkai. Fundamental theory on manufacture of main coolant pump in nuclear power plant [J]. China nuclear power, 2018, 11(1): 51-58.(in Chinese)

[5] 瞿剑.三代核电 AP1000 主泵工程耐久试验成功[N]. 科技日报, 2015-06-17(1).

[6] 张芷模, 刘世辉, 郭鹏. AP1000 核主泵叶轮典型质量问题及监造预防措施[J]. 水泵技术,2016(3):31-36.
ZHANG Zhimu, LIU Shihui, GUO Peng. Typical quality problems of impeller of AP1000 nuclear main pump and preventive measures for supervision [J]. Pump technology, 2016(3): 31-36.(in Chinese)

[7] 刘祥松, 江福, 蔡龙, 等. 核主泵高温工况下叶轮结构力学分析[J].水泵技术, 2017(1): 4-8.
LIU Xiangsong, JIANG Fu, CAI Long,et al. Mechanical analysis of impeller structure of nuclear main pump under high temperature condition [J]. Pump technology, 2017(1): 4-8.(in Chinese)

[8] 郑明光. 从 AP1000 到 CAP1400, 我国先进三代非能动核电技术自主化历程[J]. 中国核电, 2018, 11(1): 41-45.
ZHENG Mingguang. From AP1000 to CAP1400, self-reliant process of China′s third generation nuclear power [J]. China nuclear power, 2018, 11(1): 41-45.(in Chinese)

[9] 史涛锋. 屏蔽主泵与湿绕组主泵的对比研究[J]. 发电设备, 2015, 29(5): 370-372.
SHI Taofeng. Contrastive study on AP1000 canned motor RCP and wet winding motor RCP [J]. Power equipment, 2015, 29(5): 370-372.(in Chinese)

[10] 孙汉虹. 第三代核电技术 AP1000[M]. 北京:中国电力出版社, 2010.

[11] 蔡龙, 张丽平. 浅谈压水堆核电站主泵[J]. 水泵技术, 2007(4): 1-9.
CAI Long, ZHANG Liping. Discussion on main pump of PWR nuclear power plant [J]. Pump technology, 2007(4): 1-9.(in Chinese)

[12] 李良. AP1000 核反应堆用冷却剂泵水力模型的设计与研究[D]. 大连: 大连理工大学, 2010.

[13] 单玉娇. 基于 CFD 的 1 000 MW 级核主泵水力模型模化计算方法研究[D]. 大连: 大连理工大学, 2010.

[14] 秦杰. 核主泵过流部件水力设计与内部流场数值模拟[D]. 大连: 大连理工大学, 2010.

[15] 秦杰, 徐士鸣. 核主泵过流部件设计及内部流场数值仿真[J]. 计算机仿真, 2011, 28(4): 316-319, 374.
QIN Jie, XU Shiming. Research on influence of high temperature and high pressure on performance of nuclear main pump [J]. Computer simulation, 2011, 28(4): 316-319, 374.(in Chinese)

[16] 张栋俊, 徐士鸣. 球形压水室扩散管位置对核主泵性能的影响[J]. 流体机械, 2010, 38(5): 13-17.
ZHANG Dongjun, XU Shiming. Influence of orbicular pumping chamber diffusion tube position on nuclear first-loop coolant pump performance [J]. Fluid machinery, 2010, 38(5): 13-17.(in Chinese)

[17] 沈飞. AP1000 核主泵高效水力模型设计与性能研究[D]. 大连: 大连理工大学, 2012.

[18] 龙云. AP1000 核主泵优化设计及全特性数值模拟[D]. 镇江:江苏大学,2014.

[19] LONG Yun, ZHU Rongsheng, WANG Dezhong, et al. Numerical and experimental investigation on the diffuser optimization of a reactor coolant pump with orthogonal test approach[J]. Journal of mechanical science and technology, 2016, 30(11): 4941-4948.

[20] 习毅. AP1000 核主泵叶轮优化设计及气液两相数值模拟[D]. 镇江:江苏大学,2014.

[21] JIN W N, XIE R, HAO M T, et al. Influence of guide vane wrap angle key design parameters on hydraulic performance of nuclear reactor coolant pump[J]. Applied mechanics & materials, 2015, 721:73-77.

[22] 张勇. 叶轮口环间隙对核主泵性能及水动力特性影响[D].大连:大连理工大学,2016.

[23] 钟华舟. 事故工况下 AP1000 核主泵惰转模型优化设计[D]. 镇江:江苏大学,2017.

[24] 蔡峥. 事故工况下核主泵非线性惰转模型特性优化[D]. 镇江:江苏大学,2018.

[25] TAO Ran, XIAO Ruofu, LIU Weichao. Investigations of the unstable Q-H hump characteristic of a nuclear main pump[J]. Journal of power and energy,2018,232(7): 856-869.

[26] CHENG Xiaorui, WANG Peng, ZHANG Shuyan. Investigation on matching characteristics of nuclear main pump guide vanes and annular casing[J]. Journal of the Brazilian Society of Mechanical Sciences and Engineering, 2019, 41(9): http://doi.org/10.1007/s40430-019-1854-0.

[27] WANG Jiaming, WANG Pengfei, ZHANG Xu, et al. An adjoint-based optimization method for reducing the axial force of a reactor coolant pump [J].Journal of Zhejiang University-science A(applied physics & engineering),2019,20(11):852-863.

[28] 王强磊,赖喜德,叶道星.叶轮叶片厚度对混流式核主泵能量性能的影响[J].核动力工程,2020,41(1): 28-32.
WANG Qianglei,LAI Xide, YE Daoxing. Effect of different blade thickness of impellers on energy performance of mixed-flow reactor coolant pump [J]. Nuclear power engineering,2020,41(1):28-32.(in Chinese)

[29] DERAKHSHAN S, NOURBAKHSH A. Experimental study of characteristic curves of centrifugal pumps working as turbines in different specific speeds[J]. Experimental thermal and fluid science, 2008, 32(3): 800-807.

[30] PEREZ F P, KOSYNA G, WULFF D. Suppression of performance curve instability of an axial-flow pump by using a double-inlet-nozzle[J]. International journal of rotating machinery, 2008: 536850.

[31] MAHAR P S, SINGH R P. Optimal design of pumping mains considering pump characteristics[J]. Journal of pipeline systems engineering and practice, 2013, 5(1): 04013010.

[32] ZHAO X L, FU L, ZHANG S G, et al. Study of the performance of an urban original source heat pump system[J]. Energy conversion and management, 2010, 51(4): 765-770.

[33] 张森如. 主循环泵瞬态特性计算[J]. 核动力工程, 1993,14(2): 183-190.
ZHANG Senru. Calculation of transient characteristics of main circulating pump [J]. Nuclear power engineering, 1993,14(2): 183-190.(in Chinese)

[34] 陈乃祥, 张扬军, 祝宝山, 等. 水泵水轮机全特性的

新表达方式及复合工况计算[J]. 清华大学学报(自然科学版), 1996,36(7): 64-68.
CHEN Naixiang, ZHANG Yangjun, ZHU Baoshan, et al. A new expression of pump turbine's total characteristics and calculation of combined operating conditions [J]. Journal of Tsinghua University(science and technology), 1996,36(7): 64-68.(in Chinese)

[35] 邵卫云, 毛根海, 刘国华. 基于曲面拟合的水泵水轮机全特性曲线的新变换[J]. 浙江大学学报(工学版), 2004,38(3): 385-388.
SHAO Weiyun, MAO Genhai, LIU Guohua. New transformation of pump turbine full characteristic curve based on surface fitting [J]. Journal of Zhejiang University (engineering science), 2004, 38(3): 385-388.(in Chinese)

[36] WAN W, HUANG W. Investigation on complete characteristics and hydraulic transient of centrifugal pump[J]. Journal of mechanical science and technology, 2011, 25(10): 2583-2590.

[37] MORENO M A, PLANELLS P, CÓRCOLES J I, et al. Development of a new methodology to obtain the characteristic pump curves that minimize the total cost at pumping stations[J]. Biosystems engineering, 2009, 102(1): 95-105.

[38] YIN J L, WANG D Z, WEI X Z, et al. Hydraulic improvement to eliminate S-shaped curve in pump turbine [J]. Journal of fluids engineering, 2013, 135(7): 071105.

[39] LU Yonggang, ZHU Rongsheng, WANG Xiuli, et al. Study on gas-liquid two-phase all-characteristics of CAP1400 nuclear main pump[J]. Nuclear engineering and design,2017,319: 140-148.

[40] ZHU R, LIU Y, WANG X, et al. The research on AP1000 nuclear main pumps' complete characteristics and the normalization method[J]. Annals of nuclear energy, 2017,99:1-8.

[41] 关醒凡. 现代泵技术手册[M]. 北京: 中国宇航出版社, 2011.

[42] 胡萍,赖喜德,岳清雯,等. 基于正交试验的核主泵水导轴承润滑特性分析[J]. 液压与气动, 2020(8): 75-81.
HU Ping, LAI Xide, YUE Qingwen, et al. Lubrication characteristic analysis of water-lubricated guide bearing of reactor coolant pump based on orthogonal test[J]. Chinese hydraulics & pneumatics, 2020(8): 75-81.(in Chinese)

[43] 郝老迷. 秦山核电厂主泵轴卡死事故的堆芯DNBR计算[J]. 原子能科学技术, 1993,27(4): 309-313.
HAO Laomi. Core DNBR calculation of main pump shaft stuck accident in Qinshan NPP[J]. Atomic energy science and technology, 1993,27(4): 309-313.(in Chinese)

[44] 靖剑平, 乔冬雪, 贾斌, 等. 基于RELAP5程序的AP1000典型事故瞬态特性研究[J]. 原子能科学技术, 2015, 49(4): 646-653.
JING Jianping, QIAO Dongxue, JIA Bin, et al. Research on transient characteristics of AP1000 typical accidents based on RELAP5 code[J]. Atomic energy science and technology, 2015, 49(4): 646-653.(in Chinese)

[45] 朱大欢, 田文喜, 秋穗正, 等. 基于TACOS程序的SCWR典型事故瞬态特性研究[J]. 核动力工程, 2013, 34(S1): 61-65.
ZHU Dahuan, TIAN Wenxi, QIU Suizheng, et al. Study on transient characteristics of SCWR under typical accidents by TACOS code[J]. Nuclear power engineering, 2013, 34(S1): 61-65.(in Chinese)

[46] 齐炳雪, 俞冀阳. 超临界水冷堆的安全分析[J]. 原子能科学技术, 2012, 46(6): 669-673.
QI Bingxue, YU Jiyang. Safety analysis of supercritical water-cooled reactor[J]. Atomic energy science and technology, 2012, 46(6): 669-673.(in Chinese)

[47] 陈秋炀, 周拥辉. 止回阀对EPR反应堆主泵卡轴事故后果的影响[J]. 核动力工程, 2012, 33(5): 76-78,95.
CHEN Qiuyang, ZHOU Yonghui. Effect of check valve on consequences of coolant pump rotor seizure accident for EPR reactor[J]. Nuclear power engineering, 2012, 33(5): 76-78, 95.(in Chinese)

[48] 刘永. 小破口卡轴事故工况下AP1000核主泵水动力特性分析[D]. 镇江: 江苏大学, 2017.

[49] 钟伟源. 卡轴事故工况下核主泵流固耦合瞬变特性研究[D]. 镇江:江苏大学,2018.

[50] 姜茂华, 邹志超, 王鹏飞, 等. 基于额定参数的核主泵惰转工况计算模型[J]. 原子能科学技术, 2014, 48(8): 1435-1439.
JIANG Maohua, ZOU Zhichao, WANG Pengfei, et al. Coast-down model based on rated parameters of reactor coolant pump [J]. Atomic energy science and technology, 2014, 48(8): 1435-1439.(in Chinese)

[51] 徐一鸣, 徐士鸣. 核主泵惰转转速计算模型的比较[J]. 发电设备, 2011, 25(4): 236-238.
XU Yiming, XU Shiming. Comparison of computation models for idle rotate-speed of reactor coolant pumps [J]. Power equipment, 2011, 25(4): 236-238.(in Chinese)

[52] DUNDULIS G, KALIATKA A, RIMKEVICIUS S. Ignalina accident localisation system response to maximum design basis accident[J]. Nuclear energy, 2003, 42(2): 105-111.

[53] DIEN L D, DIEP D N. Verification of VVER-1200 NPP simulator in normal operation and reactor coolant pump coast-down transient[J]. World journal of engineering and technology, 2017, 5: 507-519.

[54] BENCIK V, BAJS T, DEBRECIN N. RELAP5/MOD3.3 analysis of the reactor coolant pump trip event at NPP Krsko for different transient scenarios[C]//Proceedings of the International Conference on Nuclear Energy for New Europe, 2005.

[55] 张亚培, 田文喜, 秋穗正, 等. CPR1000 全厂断电事故瞬态特性分析[J]. 原子能科学技术, 2011, 45(9): 1056-1059.
ZHANG Yapei, TIAN Wenxi, QIU Suizheng, et al. Transient analyses of station blackout accident for CPR1000[J]. Atomic energy science and technology, 2011, 45(9): 1056-1059.(in Chinese)

[56] 徐一鸣. 断电事故下核主泵内流场数值模拟[D]. 大连: 大连理工大学, 2011.

[57] 王秀礼, 袁寿其, 朱荣生, 等. 核主泵停机过渡过程瞬态水动力特性研究[J]. 原子能科学技术, 2013, 47(3): 364-370.
WANG Xiuli, YUAN Shouqi, ZHU Rongsheng, et al. Transient hydraulic characteristic study on nuclear reactor coolant pump during stopping period[J]. Atomic energy science and technology, 2013, 47(3): 364-370.(in Chinese)

[58] 刘夏杰. 断电事故下核主泵流动及振动特性研究[D]. 上海: 上海交通大学, 2008.

[59] 张龙飞, 张大发, 王少明. 转动惯量对船用核动力主泵瞬态特性的影响研究[J]. 船海工程, 2005(2): 55-57.
ZHANG Longfei, ZHANG Dafa, WANG Shaoming. Influence of rotational inertia on transient performance of the main pump of marine nuclear power plant[J]. Ship and ocean engineering, 2005(2): 55-57.(in Chinese)

[60] 叶道星,罗逸民,赖喜德,等.核主泵断电惰转过程性能特性及涡动学分析[J/OL].机械工程学报,(2020-07-01)[2020-09-20]. https://kns.cnki.net/kcms/detail/11.2187.TH.20200630.1618.046.html.
YE Daoxing, LUO Yimin, LAI Xide, et al. Study on characteristics of performance and vortex in transition process of nuclear reactor coolant pump under station blackout accident[J/OL]. Journal of mechanical engineering, (2020-07-01)[2020-09-20]. https://kns.cnki.net/kcms/detail/11.2187.TH.20200630.1618.046.html.(in Chinese)

[61] YE Daoxing, LAI Xide, LUO Yimin, et al. Diagnostics of nuclear reactor coolant pump in transition process on performance and vortex dynamics under station blackout accident[J]. Nuclear engineering and technology, 2020, 52(10):2183-2195.

[62] KOO I S, KIM W W. The development of rea-ctor coolant pump vibration monitoring and a diagnostic system in the nuclear power plant[J]. ISA transactions, 2000, 39(3): 309-316.

[63] CARLIN E L, HILTON P A, SUNG Y X. Margin assessment of AP1000 loss of flow transient[C]//Proceedings of the 14th International Conference on Nuclear Engineering, 2006: 603-611.

[64] POULLIKKAS A. Two phase flow performance of nuclear reactor cooling pumps[J]. Progress in nuclear energy, 2000, 36(2): 123-130.

[65] ROBINSON G C, MERKLE J G, DERBY R W. Fracture initiation aspects of the loss of coolant accident for water cooled nuclear reactor pressure vessels[R]. TN (USA): Oakridge National Lab., 1973.

[66] POULLIKKAS A. Effects of two-phase liquid-gas flow on the performance of nuclear reactor cooling pumps[J]. Progress in nuclear energy, 2003, 42(1): 3-10.

[67] 付强, 袁寿其, 朱荣生, 等. 失水事故工况下核主泵气液两相瞬态流动特性[J]. 华中科技大学学报(自然科学版), 2013, 41(9): 112-116.
FU Qiang, YUAN Shouqi, ZHU Rongsheng, et al. Transient gas-liquid two-phase flow characteristics of nuclear main pump under loss of coolant accident[J]. Journal of Huazhong University of Science and Technology (natural science edition), 2013, 41(9): 112-116.(in Chinese)

[68] 黄洪文, 刘汉刚, 钱达志, 等. 主回路小破口失水事故分析[J]. 核动力工程, 2010, 31(4): 78-81.
HUANG Hongwen, LIU Hangang, QIAN Dazhi, et al. Analysis of primary loop small-break loss-of-coolant accident[J]. Nuclear power engineering, 2010, 31(4): 78-81.(in Chinese)

[69] 杨江, 田文喜, 苏光辉, 等. AP1000 冷管段小破口失水事故分析[J]. 原子能科学技术, 2011, 45(5): 541-547.
YANG Jiang, TIAN Wenxi, SU Guanghui, et al. Analysis of cold led small break LOCA for AP1000[J]. Atomic energy science and technology, 2011, 45(5): 541-547.(in Chinese)

[70] 林诚格, 刘志斐, 赵瑞昌. 压水堆失水事故最佳估算

方法研究[J]. 核安全, 2010(1): 1-12.
LIN Chengge, LIU Zhitao, ZHAO Ruichang. Study on realistic best estimate methodology of PWR LOCA[J]. Nuclear safety, 2010(1): 1-12.(in Chinese)

[71] 朱荣生, 郑宝义, 袁寿其, 等. 1 000 MW 核主泵失水事故工况下气液两相流分析[J]. 原子能科学技术, 2012, 46(10): 1202-1206.
ZHU Rongsheng, ZHENG Baoyi, YUAN Shouqi, et al. 1 000 MW Nuclear main pump gas-liquid two-phase flow analysis under loss of coolant analysis[J]. Atomic energy science and technology, 2012, 46(10): 1202-1206.(in Chinese)

[72] 付强, 习毅, 朱荣生, 等. 含气率对 AP1000 核主泵影响的非定常分析[J].振动与冲击, 2015, 34(6): 132-136.
FU Qiang, XI Yi, ZHU Rongsheng, et al. AP1000 nuclear main pump internal unsteady analysis under gas-liquid two phase condition[J]. Journal of vibration and shock, 2015, 34(6): 132-136.(in Chinese)

[73] 王伟伟, 余建辉.主泵两相降级对大破口失水事故的影响研究[J]. 原子能科学技术, 2015, 49(10):1798-1803.
WANG Weiwei, YU Jianhui. Reasearch on effect of main coolant pump two-phase degradation on large break LOCA[J]. Atomic energy science and technology, 2015, 49(10):1798-1803.(in Chinese)

[74] 党高健, 黄代顺, 高颖贤. 主泵参数变化对失水事故后果影响分析[J]. 核动力工程, 2015, 36(1): 132-136.
DANG Gaojian, HUANG Daishun, GAO Yingxian. Effect of parameter variation of reactor coolant pump on loss of coolant accident consequence[J]. Nuclear power engineering, 2015, 36(1): 132-136.(in Chinese)

[75] 杨灵均,冷洁,毕树茂,等.先进压水堆大破口失水事故耦合特性研究[J].核科学与工程,2020,40(3): 426-430.
YANG Lingjun, LENG Jie, BI Shumao, et al. Study on coupling characteristics of large break LOCA in advanced PWR[J]. Nuclear science and engineering, 2020,40(3):426-430.(in Chinese)

[76] 王秀礼, 卢永刚, 袁寿其, 等. 基于流固耦合的核主泵汽蚀动力特性研究[J]. 哈尔滨工程大学学报, 2015, 36(2): 213-217.
WANG Xiuli, LU Yonggang, YUAN Shouqi, et al. Dynamic characteristics analysis of the reactor coolant pump variation based on fluid-structure coupling[J]. Journal of Harbin Engineering University, 2015, 36(2): 213-217.(in Chinese)

[77] 廖传军, 黄伟峰, 索双富, 等. 核主泵机械密封的流固强耦合模型[J]. 中国科学(技术科学), 2011, 41(12): 1649-1657.
LIAO Chuanjun, HUANG Weifeng, SUO Shuangfu, et al. Fluid-structure strong coupling model of mechanical seal of nuclear main pump[J]. Science China (technological sciences), 2011, 41(12): 1649-1657.(in Chinese)

[78] 钟伟源, 朱荣生, 王秀礼, 等. 基于双向流固耦合的核主泵叶轮力学特性[J]. 排灌机械工程学报, 2018, 36(6): 479-487.
ZHONG Weiyuan, ZHU Rongsheng, WANG Xiuli, et al. Mechanical properties of nuclear reactor coolant pump impeller based on bidirectional fluid structure interaction[J]. Journal of drainage and irrigation machinery engineering, 2018, 36(6): 479-487.(in Chinese)

[79] 张野. AP1000 核主泵流固耦合数值分析及动静叶匹配研究[D]. 大连: 大连理工大学, 2012.

[80] 朱荣生, 郑宝义, 王秀礼, 等. 1 000 MWe 核反应堆冷却剂泵多场耦合特性分析[J]. 原子能科学技术, 2013, 47(5): 784-788.
ZHU Rongsheng, ZHENG Baoyi, WANG Xiuli, et al. Multiple field coupling analysis of performance in coolant pump of 1 000 MWe reactor[J]. Atomic energy science and technology, 2013, 47(5): 784-788.(in Chinese)

[81] 司乔瑞. 离心泵低噪声水力设计及动静干涉机理研究[D]. 镇江: 江苏大学, 2014.

[82] 彼得·德夫勒, 米尔哈姆·施克, 安德烈·库都, 等. 水力机械中流动诱导的脉动和振动[M]. 镇江: 江苏大学出版社, 2015.

[83] LONG Yun, WANG Dezhong, YIN Junlian, et al. Numerical investigation on the unsteady characteristics of reactor coolant pumps with non-uniform inflow[J]. Nuclear engineering and design, 2017, 320: 65-76.

[84] LONG Y, WANG D Z, YIN J L, et al. Experimental investigation on the unsteady pressure pulsation of reactor coolant pumps with non-uniform inflow[J]. Annals of nuclear energy, 2017, 110: 501-510.

[85] 刘攀. 动静干涉引起的水轮机组振动研究[D]. 武汉: 华中科技大学, 2016.

[86] 张克危. 流体机械原理(下)[M]. 北京: 机械工业出版社, 2001.

[87] MIYABE M, FURUKAWA A, MAEDA H, et al. On improvement of characteristic instability and internal flow in mixed flow pumps[J]. Journal of fluid science and technology, 2008, 3(6): 732-743.

[88] MIYABE M, MAEDA H, UMEKI I, et al. Unstable head-flow characteristic generation mechanism of a low

specific speed mixed flow pump[J]. Journal of thermal science, 2006, 15(2): 115-120.

[89] CHO Y J, KIM Y S, CHO S, et al. Advancement of reactor coolant pump (RCP) performance verification test in KAERI[C]//Proceedings of the 22nd International Conference on Nuclear Engineering. American Society of Mechanical Engineers, 2014: 1-6.

[90] BAUMGERTEN S, BRECHT B, BRUHNS U, et al. Reactor coolant pump type RUV for Westinghouse reactor AP1000[C]//Proceedings of the International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, 2010: 12-17.

[91] 朱荣生, 龙云, 付强, 等. 核主泵小流量工况压力脉动特性[J]. 振动与冲击, 2014, 33(17): 143-149.
ZHU Rongsheng, LONG Yun, FU Qiang, et al. Pressure pulsation of a reactor coolant pump under low flow conditions[J]. Journal of vibration and shock, 2014, 33(17): 143-149.(in Chinese)

[92] 倪丹, 杨敏官, 高波, 等. 混流式核主泵内流动结构与压力脉动特性关联分析[J]. 工程热物理学报, 2017, 38(8): 1676-1682.
NI Dan, YANG Minguan, GAO Bo, et al. The internal correlations between unsteady flow and pressure pulsations in a nuclear reactor coolant oump[J]. Journal of engineering thermophysics, 2017, 38(8): 1676-1682.(in Chinese)

[93] 朱荣生, 李小龙, 袁寿其, 等. 1 000 MW 级核主泵压水室出口压力脉动[J]. 排灌机械工程学报, 2012, 30(4): 395-400.
ZHU Rongsheng, LI Xiaolong, YUAN Shouqi, et al. Collector discharge pressure fluctuation of 1 000 MW nuclear reactor coolant pump[J]. Journal of drainage and irrigation machinery engineering, 2012, 30(4): 395-400.(in Chinese)

[94] 李靖, 王晓放, 周方明. 非均布导叶对核主泵模型泵性能及压力脉动的影响[J]. 流体机械, 2014, 42(9): 19-24.
LI Jing, WANG Xiaofang, ZHOU Fangming. Influence of uneven guide blade on performance and fluctuation of nuclear model pump[J]. Fluid machinery, 2014, 42(9): 19-24.(in Chinese)

[95] XU Rui, LONG Yun, WANG Dezhong. Effects of rotating speed on the unsteady pressure pulsation of reactor coolant pumps with steam-generator simulator[J]. Nuclear engineering and design, 2018, 333: 25-44.

[96] LI Yibin, FAN Zhaojing, GUO Dongsheng, et al. Flow dynamical behavior and performance of reactor coolant pump with distorted inflow[J]. Engineering applications of computational fluid mechanics, 2020, 14(1): 683-699.

[97] 王悦荟,刘聪,王鹏飞,等.蒸汽发生器致畸变入流对核主泵流动性能的影响[J].浙江大学学报(工学版),2019,53(11):2076-2084.
WANG Yuehui, LIU Cong, WANG Pengfei, et al. Influence of distorted inflow caused by steam generator on flow properties of reactor coolant pump[J]. Journal of Zhejiang University (engineering science), 2019, 53(11):2076-2084.(in Chinese)

[98] OMAHEN P, GUBINA F. Simulations and field tests of a reactor coolant pump emergency start-up by means of remote gas units[J]. IEEE transactions on energy conversion, 1992, 7(4): 691-697.

[99] FARHADI K, BOUSBIA-Salah A, D'AURIA F. A model for the analysis of pump start-up transients in Tehran Research Reactor[J]. Progress in nuclear energy, 2007, 49(7): 499-510.

[100] FARHADI K. Transient behaviour of a parallel pump in nuclear research reactors[J]. Progress in nuclear energy, 2011, 53(2): 195-199.

[101] DUPLAA S, COUTIER-Delgosha O, DAZIN A, et al. Experimental study of a cavitating centrifugal pump during fast startups[J]. Journal of fluids engineering, 2010, 132(2): 365-368.

[102] SKALAK R. An extension of the theory of water hammer[R]. New York, USA: Columbia Univ New York Dept of Civil Engineering and Engineering Mechanics, 1955.

[103] TANAKA T, TSUKAMOTO H. Transient behavior of a cavitating centrifugal pump at rapid change in operating conditions—Part 1: transient phenomena at opening/closure of discharge valve[J]. Journal of fluids engineering, 1999, 121(4): 841-849.

[104] TANAKA T, TSUKAMOTO H. Transient behavior of a cavitating centrifugal pump at rapid change in operating conditions—Part 2: transient phenomena at pump startup/shutdown[J]. Journal of fluids engineering, 1999, 121(4): 850-856.

[105] TANAKA T, TSUKAMOTO H. Transient behavior of a cavitating centrifugal pump at rapid change in operating conditions—Part 3: classifications of transient phenomena[J]. Journal of fluids engineering, 1999, 121(4): 857-865.

[106] TSUKAMOTO H, MATSUNAGA S, YONEDA H, et al. Transient characteristics of a centrifugal pump during stopping period[J]. Journal of fluids enginee-ring, 1986, 108(4): 392-399.

[107] TSUKAMOTO H, OHASHI H. Transient characteristics of a centrifugal pump during starting period[J]. Journal

of fluids engineering, 1982, 104(1): 6-13.

[108] 李伟. 斜流泵启动过程瞬态非定常内流特性及实验研究[D]. 镇江: 江苏大学, 2012.

[109] 王乐勤, 吴大转, 郑水英. 混流泵瞬态水力性能试验研究[J]. 流体机械, 2003,31(1): 1-3,6.
WANG Leqin, WU Dazhuan, ZHENG Shuiying. Experimental study on transient hydraulic performance of mixed flow pump [J]. Fluid machinery, 2003,31(1): 1-3,6.(in Chinese)

[110] 王乐勤, 李志峰, 戴维平, 等. 离心泵启动过程内部瞬态流动的二维数值模拟[J]. 工程热物理学报, 2008,29(8): 1319-1322.
WANG Leqin, LI Zhifeng, DAI Weiping, et al. 2-D numerical simulation on transient flow incentrifugal pump during starting period [J]. Journal of engineering thermophysics, 2008, 29(8): 1319-1322.(in Chinese)

[111] 吴大转, 许斌杰, 李志峰, 等. 离心泵瞬态操作条件下内部流动的数值模拟[J]. 工程热物理学报, 2009, 30(5): 781-783.
WU Dazhuan, XU Binjie, LI Zhifeng, et al. Numerical simulation on internal flow of centrifugal pump during transient operation[J]. Journal of engineering thermophysics, 2009, 30(5): 781-783.(in Chinese)

[112] 吴大转, 王乐勤, 胡征宇. 离心泵快速启动过程外部特性的试验研究[J]. 工程热物理学报, 2006,27(1): 68-70.
WU Dazhuan, WANG Leqin, HU Zhengyu. Experimental study on explicit performance of centrifugal pump during rapid starting period[J]. Journal of engineering thermophysics, 2006,27(1): 68-70.(in Chinese)

[113] GAIKWAD A J, KUMAR R, VHORA S F, et al. Transient analysis following tripping of a primary circulating pump for 500 MWe PHWR power plant[J]. IEEE transactions on nuclear science, 2003, 50(2): 288-293.

[114] 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.

[115] 邓绍文. 秦山核电二期工程主泵瞬态计算[J]. 核动力工程, 2001, 22(6): 494-496.
DENG Shaowen. Transient calculation of main pump in Qinshan Phase II nuclear power project [J]. Nuclear power engineering, 2001, 22(6): 494-496.(in Chinese)

[116] GAO Hong, GAO Feng, ZHAO Xianchao, et al. Transient flow analysis in reactor coolant pump systems during flow coastdown period[J]. Nuclear engineering and design, 2011, 241: 509-514.

[117] DAZIN A, CAIGNAERT G, BOIS G. Transient behavior of turbomachineries: applications to radial flow pump startups[J]. Journal of fluids engineering, 2007, 129(11): 1436-1444.

[118] 刘夏杰, 刘军生, 王德忠, 等. 断电事故对核主泵安全特性影响的试验研究[J]. 原子能科学技术, 2009, 43(5): 448-451.
LIU Xiajie, LIU Junsheng, WANG Dezhong, et al. Test study on safety features of station blackout accident for nuclear main pump [J]. Atomic energy science and technology, 2009, 43(5): 448-451.(in Chinese)

[119] 朱荣生, 郑宝义, 袁寿其, 等. 1 000 MW 核主泵失水事故工况下气液两相流分析[J]. 原子能科学技术, 2012, 46(10): 1202-1206.
ZHU Rongsheng, ZHENG Baoyi, YUAN Shouqi, et al. 1 000 MW nuclear main pump gas-liquid two-phase flow analysis under loss of coolant accident [J]. Atomic energy science and technology, 2012, 46(10): 1202-1206.(in Chinese)

[120] 朱荣生, 习毅, 袁寿其, 等. 气液两相条件下核主泵导叶出口边安放位置[J]. 排灌机械工程学报, 2013, 31(6): 484-489.
ZHU Rongsheng, XI Yi, YUAN Shouqi, et al. Position of guide vane trailing edge of nuclear reactor coolant pump under gas-liquid two phase condition [J]. Journal of drainage and irrigation machinery engineering, 2013, 31(6): 484-489.(in Chinese)

[121] ZHU R S, WANG X L, LONG Y, et al. Transient dynamic characteristics study on reactor coolant pump in variable working conditions[J]. Advanced materials research, 2013, 601: 258-264.

[122] GROUDEV P, ANDREEVA M, PAVLOVA M. Investigation of main coolant pump trip problem in case of SBLOCA for Kozloduy nuclear power plant[J]. Annals of nuclear energy, 2015, 76: 137-145.

[123] RAHIM F C, RAHGOSHAY M, MOUSAVIAN S K. A study of large break LOCA in the AP1000 reactor containment[J]. Progress in nuclear energy, 2012, 54(1): 132-137.

[124] CHAN A M C, KAWAJI M, NAKAMURA H, et al. Experimental study of two-phase pump performance using a full size nuclear reactor pump[J]. Nuclear engineering and design, 1999, 193: 159-172.

[125] 王巍,王亚云,卢盛鹏,等.入口非均匀流对核主泵性能影响研究[J].大连理工大学学报,2017,57(5):453-458.
WANG Wei, WANG Yayun, LU Shengpeng,et al. Research on effects of non-uniform suction flow on performance in reactor coolant pump [J]. Journal of Dalian University of Technology, 2017, 57(5):453-458.(in Chinese)

[126] 陆鹏波. 高温高压混流泵空化及其泵结构设计影响分析[D]. 大连: 大连理工大学, 2012.

[127] 王秀礼, 王鹏, 袁寿其, 等. 核主泵空化过渡过程水动力特性研究[J]. 原子能科学技术, 2014, 48(8): 1421-1427.
WANG Xiuli, WANG Peng, YUAN Shouqi, et al. Analysis on transient hydrodynamic characteristics of cavitation process for reactor coolant pump [J]. Atomic energy science and technology, 2014, 48(8): 1421-1427.(in Chinese)

[128] DELANNOY Y. Two phase flow approach in unsteady cavitation modelling[C]//Proc. of Cavitation and Multiphase Flow Forum, 1990.

[129] COUTIER-Delgosha O, FORTES-Patella R, REBOUD J L, et al. Numerical simulation of cavitating flow in 2D and 3D inducer geometries [J]. International journal for numerical methods in fluids, 2005, 48(2): 135-167.

[130] KUBOTA A, KATO H, YAMAGUCHI H. A new modelling of cavitating flows: a numerical study of unsteady cavitation on a hydrofoil section[J]. Journal of fluid mechanics, 1992, 240: 59-96.

[131] SINGHAL A K, ATHAVALE M M, LI H, et al. Mathematical basis and validation of the full cavitation model [J]. Journal of fluids engineering, 2002, 124(3): 617-624.

[132] ZWART P J, GERBER A G, BELAMRI T. A two-phase flow model for predicting cavitation dynamics [C]//Proceedings of the Fifth International Conference on Multiphase Flow, 2004: 152.

[133] CERVONE A, BRAMANTI C, RAPPOSELLI E, et al. Thermal cavitation experiments on a NACA 0015 hydrofoil[J]. Journal of fluids engineering, 2006, 128(2): 326-331.

[134] 季斌, 罗先武, 彭晓星, 等. 绕扭曲翼型三维非定常空泡脱落结构的数值分析[J]. 水动力科学研究与进展, 2010, 25(2): 217-223.
JI Bin, LUO Xianwu, PENG Xiaoxing,et al. Numerical analysis for three dimensional unsteady cavitation shedding structure over a twisted hydrofoil [J]. Chinese journal of hydrodynamics, 2010, 25(2): 217-223.(in Chinese)

[135] 刘厚林, 刘东喜, 王勇, 等. 三种空化模型在离心泵空化流计算中的应用评价[J]. 农业工程学报, 2012, 28(16): 54-59.
LIU Houlin, LIU Dongxi, WANG Yong, et al. Applicative evaluation of three cavitating models on cavitating flow calculation in centrifugal pump [J]. Transactions of the CSAE, 2012, 28(16): 54-59.(in Chinese)

[136] 黄彪, 王国玉, 张博, 等. 云状空化流动数值模拟的空化模型评价[J].北京理工大学学报, 2009, 29(9): 785-789.
HUANG Biao, WANG Guoyu, ZHANG Bo,et al. Evaluation of the cavitation models on the numerical simulation of cloud cavitating flows around a hydrofoil [J]. Transactions of Beijing Institute of Technology, 2009, 29(9): 785-789.(in Chinese)

[137] 杨琼方, 王永生, 张志宏. 螺旋桨叶截面空化模拟数值模型的改进与评估[J]. 北京理工大学学报, 2011, 31(12): 1401-1407.
YANG Qiongfang, WANG Yongsheng, ZHANG Zhihong. Improvement and evaluation of numerical model for cavitation flow viscous simulation around propeller blade section[J]. Transactions of Beijing Institute of Technology,2011, 31(12): 1401-1407.(in Chinese)

(责任编辑　陈建华)