

国和一号关键核安全技术研发

郑明光¹, 汤搏², 严锦泉¹, 史国宝¹, 常华健³, 曹克美¹,
匡波⁴, 余凡¹, 王国栋¹, 张琨¹

(1. 上海核工程研究设计院股份有限公司, 上海 200233; 2. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 102401;
3. 国家核电技术有限公司北京研发中心, 北京 100190; 4. 上海交通大学, 上海 200240)

摘要: 基于当前各类能源技术基础和核电技术发展水平判断, 核能是社会清洁低碳转型与可持续发展的重要支撑, 高安全高可靠性的大型先进压水堆核电机组是未来30年内的主力机型。本文围绕大型先进压水堆核电站国家科技重大专项所面临的重大挑战, 主要阐述了通过解决“高功率核燃料冷却难”“超高温熔融物滞留难”和“高温高压高放射性包容难”三大关键技术难题, 来保证从设计上消除大规模放射性释放可能性或进一步降低核电批量化建设的核安全风险。

关键词: 国和一号; 非能动安全; 大型先进压水堆; 高余热导出; 熔融物堆内滞留; 放射性包容

中图分类号: TL334 **文献标志码:** A **文章编号:** 1000-6931(2024)S2-0355-07

doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0477

Nuclear Safety Technology Development for CAP1400

ZHENG Mingguang¹, TANG Bo², YAN Jinquan¹, SHI Guobao¹, CHANG Huajian³,
CAO Kemei¹, KUANG Bo⁴, YU Fan¹, WANG Guodong¹, ZHANG Kun¹

(1. Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute Co., Ltd., Shanghai 200233, China;
2. Nuclear and Radiation Safety Center, Ministry of Ecology and Environment, Beijing 102401, China;
3. State Nuclear Power Technology R & D Center, Beijing 100190, China;
4. Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China)

Abstract: Based on the current energy technology and technical development of nuclear power, nuclear energy is indispensable for the energy transformation for clean, low-carbon and sustainable development, and the large advanced pressurized water reactor with high safety and reliability would be the main support of energy development in the next 30 years. Facing the challenges in the National Science and Technology Key Project for large advanced pressurized water reactor, this paper states how to resolve three critical problems such as the high residual heat removal, core melt retention and radioactivity confinements thus to ensure the elimination of significant release of radioactivity or to reduce the nuclear safety risks at design stage for the mass construction of nuclear power plants.

Key words: CAP1400; passive safety; large advanced pressurized water reactor; high residual heat removal; in-vessel retention; radioactivity confinement

为应对气候变化, 实现清洁低碳可持续发展, 核能已被越来越多的国家和组织视为重要的能源

选择。中国已将“积极安全有序发展核电”写入党的二十大报告和政府工作报告;2023年12月,第28届联合国气候大会上,22国联合发起《三倍核能宣言》;2024年3月,第一届全球核能首脑峰会上,包括中国在内的30多个国家发表声明强调核能发展的重要性;国际原子能机构(IAEA)发布“Atoms4NetZero”倡议。当前全球核电装机规模约4亿kW,根据全球主要国家的核电发展规划统计,预测2050年全球核电装机规模将达到12亿kW^[1],届时中国核电装机规模可能达3.8亿kW左右^[2]。基于各种能源资源与技术发展,特别是根据当前核电技术成熟度、安全性和经济性综合研判,大型先进压水堆仍然是未来30年内的主力发电机型。如果铀资源能够得到有效支撑,预计我国还能建设200~300台具有更高安全性和经济性的大型先进压水堆核电机组。

如何应对核电大规模建设后理论上导致的可能风险总量增加是政府、社会与公众密切关注的问题,也是核电行业发展需要面对的命题。为了在核电机组总数明显增加的情况下,总风险没有明显增加甚至降低,新一代核电厂设计均将概率安全目标定在堆芯损坏频率(CDF)小于 1×10^{-5} (堆·年)⁻¹,大量放射性释放频率(LRF)小于 1×10^{-6} (堆·年)⁻¹,相比目前作为主力运行的核电机组,安全性指标要求有了数量级的提高。根据IAEA统计数据,自1954年全球首台核电机组奥布宁斯克并网以来,全球核电机组累计运行了约19843堆·年^[3],已经发生了3次严重核事故,有5个反应堆发生熔堆事故,造成了巨大的经济损失乃至生态灾难。而西方成熟轻水堆核电厂理论评估的熔堆事故发生频率约为 1×10^{-4} (堆·年)⁻¹。研发更安全的核电技术,从设计上实际消除大量放射性物质释放的可能性,是大型先进压水堆核电安全技术发展的主要方向。

在AP1000^[4]先进非能动核电技术引进消化吸收的基础上,依托国家科技重大专项和新型举国机制,在国内外众多科研机构、企业科技工作者10多年共同努力下,已成功研发了全球功率最大、安全经济性更好,并拥有自主知识产权的先进非能动核电厂——国和一号(CAP1400)^[5],堆芯损坏频率进一步降低,为 2.74×10^{-7} (堆·年)⁻¹,实现了从设计上实际消除大规模放射性释放的可能

性,能有效支撑未来核电的批量化发展。

本文围绕国和一号所面临的重大安全挑战进行探讨。

1 国和一号关键安全技术研发

国和一号核电技术充分利用自然法则所支配的物理特性,在事故工况下,不需要外部动力源,仅依靠重力、自然循环、压缩空气膨胀等方式,实现反应堆的停堆和堆芯余热的导出,事故后72h内在无人员干预情况下,能够保证反应堆的安全。非能动安全技术的采用既简化了系统、减少了设备,又提高了国和一号的安全性和经济性。美国西屋公司在全球首次系统性地将非能动核电技术用于反应堆安全设计,率先完成了先进非能动核电型号AP600和AP1000的开发。在此基础上,中美两国联合克服非能动技术与屏蔽主泵等设备制造所带来的巨大挑战,在浙江三门和山东海阳成功建成了AP1000首堆依托项目,首次实现了非能动安全核电技术的工程落地。运行经验表明,非能动技术不但提高了核电的安全性和经济性,而且大大降低了运行维护需求。

在国和一号开发之初,国际上很多人认为非能动技术难以应对更高功率反应堆的高余热导出。要成功开发国和一号,须突破对非能动技术能力限制的认知、突破国外技术垄断与知识产权限制、攻克装备制造能力极限,而首先必须攻克“高功率核燃料冷却难”“超高温熔融物滞留难”和“高温高压高放射性包容难”三大关键技术难题。

1.1 非能动堆芯冷却系统

国和一号创新设计了能装载193盒14英尺 17×17 燃料组件的反应堆堆芯,有50952根燃料棒,正常运行满功率情况下堆芯热功率为4040MWt,停堆1h后堆芯余热仍超过40MWt。为此,国和一号首先需开发更大容量的反应堆冷却剂系统(RCS),具有更多的水装量、更强的堆芯应急冷却能力,以满足高堆芯余热导出需求。经过精准分析论证、设计迭代与试验验证,设置了由更大容量的高压堆芯补水箱(CMT)、中压安注箱(ACC)、低压安全壳内置换料水箱(IRWST)等构成的安注系统及压力容器直接注入管线,确保在失水事故(LOCA)工况下能够向堆芯注入与高衰变热相匹

配的冷却剂流量。同时,为确保 RCS 有效降压,使各级安注系统能够及时投入,研发了全球首台直径达 450 mm 的自动卸压系统(ADS)的第 4 级爆破阀,增强了卸压能力,使高、中、低压安注系统能连续注入,有效避免 LOCA 进程中各级安注系统切换不及时导致的堆芯裸露风险。国和一号非能动堆芯冷却系统(PXS)设计示意图如图 1 所示。通过 PXS 新型设计与分析研究,可确保在破口当量直径小于 25 cm 的小 LOCA 工况下堆芯不裸露,大 LOCA 工况下燃料包壳峰值温度比其他压水堆堆型更低,反应堆具有更大的安全裕量。

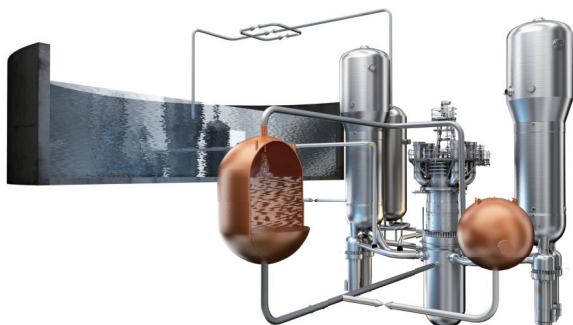


图 1 国和一号 PXS 示意图
Fig. 1 PXS scheme of CAP1400

除 PXS 容量设计外,为使非能动驱动力与 RCS 阻力达到更好的平衡和匹配,确保安全注入效果与有效性,针对注入管线局部空化效应、不可凝气体局部堵塞等试验研究中发现的关键机理现象,基于对非能动电厂设计的深入研究和数值模拟,开展注入管线以及布置的最优化设计,最大限度消除可能阻碍非能动注入的各种因素。

在非 LOCA 工况下,国和一号依靠设置在安全壳内置换料水箱的非能动余热排出(PRHR)系统导出堆芯余热。在 PRHR 系统长期运行工况下,换料水箱中的冷却剂加热后会沸腾,产生的蒸汽进入安全壳气空间,并在安全壳内壁面冷凝后回流到换料水箱。如果冷凝回流率不足将导致 PRHR 系统冷却功能失效,为保证 PRHR 系统能够长期持续有效地冷却反应堆系统,国和一号对冷凝回流系统进行了增强设计与布置优化,包括采用高回流率的安全壳壁面设计、相互独立与流通能力更好的落水管系统、返回槽增加挡水板等,以进一步降低冷凝回流损失,提升冷凝回流率,确保安全壳内冷却剂流体蒸发与冷凝形成自

然循环的连续性与有效性。

1.2 高功率反应堆熔融物滞留系统

在发生严重事故的极端情况下,可能会导致堆芯熔融^[6],为保证安全壳的完整性,须有效实现熔融物堆内滞留(IVR),以确保反应堆压力容器在高温下不熔穿、不发生蠕变失效^[7]。针对 IVR 实施过程中所面临的顶部金属层热聚焦效应、熔融物喷射冲击、堆内蒸汽爆炸等可能影响反应堆压力容器结构完整性的机理现象和技术难题,国和一号创新研制增强型堆内构件。一方面通过精准的分析模拟与工程判断,增加堆内构件轻金属质量 10 t 以上,使更多金属及时参与堆芯熔化过程,增加轻金属层熔融物厚度,提高了熔融池内部热流分布的均匀度,如图 2 所示。另一方面通过优化与增强堆内构件设计,有效降低熔融物喷射、蒸汽爆炸压力脉冲对于反应堆压力容器壁的冲击,同时在设计上能够应对未来装载 MOX 燃料后可能引起的堆内构件损伤^[8]。反应堆熔融物滞留系统从传热和结构两方面保证了堆芯熔融过程不会造成反应堆压力容器蠕变失效与熔穿。

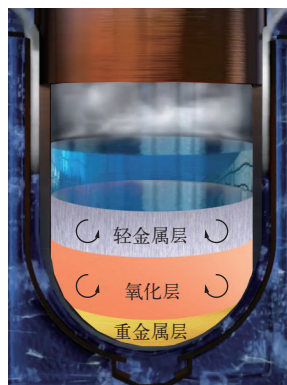


图 2 国和一号压力容器熔融物分层示意图
Fig. 2 Core melt stratification scheme of CAP1400 pressure vessel

针对如何将高功率堆芯熔融物衰变热有效、稳定地通过压力容器壁面导出这一难题,国和一号通过国家科技重大专项试验研究成果与设计迭代,对反应堆压力容器外部的保温层流道结构形式进行全面优化,使外部冷却水流动更为顺畅、热交换更为高效,同时结合非能动设计理念与严重事故管理手段,引入多种途径的堆内注水设计,即使在出现极端的三层熔池结构情况下,仍能通过堆内外同时冷却的方式有效移出熔融物衰变热^[9]。

通过上述创新设计,保证了国和一号在更高功率下 IVR 的有效性,改变了国际上认为高堆芯功率实现 IVR 难的观点。

1.3 非能动安全壳冷却系统

针对如何确保安全壳屏障与放射性包容的有效性,以保护社会、环境与公众免遭放射性物质危害的难题,国和一号采用完全非能动压力、温度控制技术的非能动安全壳冷却系统(PCS),使其与高功率反应堆质能释放容量相匹配,具有有效的放射性物质包容能力和可靠的长期稳定排热能力。

研发的国和一号 PCS 具有良好的隔间联通设计,内部隔间布置合理,使得安全壳内部具有通畅的流动特性。从破口喷放的高能流体能够均匀分布在复杂隔间内部,蒸汽更容易到达安全壳内壁面,通过冷凝传热将热量传递至安全壳壳体。为充分发挥非能动安全壳的放射性包容与冷却能力,国和一号增大了安全壳自由容积、增强了 PCS 冷却水容量/液膜覆盖率和 PCS 环腔结构,提高了钢制安全壳厚度和设计压力,确保在事故短期能有效包容喷放阶段的质能释放压力冲击以及在事故长期阶段持续可靠地排出安全壳内热量,有效降低安全壳的温度和压力,保障安全壳系统完整性,实现“只传热不传质”,保证了放射性物质的包容性。PCS 设计示意图如图 3 所示。

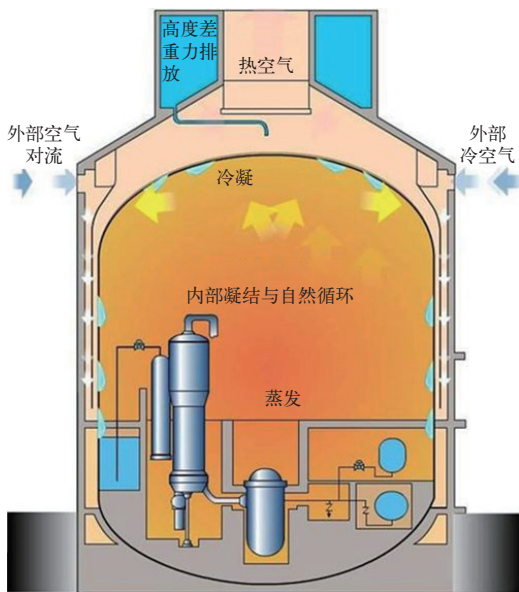


图 3 国和一号 PCS 示意图

Fig. 3 PCS scheme of CAP1400

国和一号钢制安全壳作为全球最大的承压薄壁容器,创新采用了薄壁容器模块化组装技术,缩短了产品建造工期。研发了大型薄壁组件局部焊后热处理技术,降低焊接变形 50% 以上,充分保证了钢制安全壳的制造质量与运行安全。

2 国和一号关键安全技术试验验证

2.1 PXS 整体性能试验

为全面、逼真地模拟事故工况下非能动堆芯冷却瞬态进程,研制了大型热工水力综合性能试验平台(ACME)^[10],如图 4 所示。采用国际先进的双层双向比例分析方法进行比例模化,首次在同一台架上等物性模拟了破口喷放、自然循环、ADS 泄压喷放、IRWST 注入、地坑长期冷却再循环等重要过程和瞬态,实现对非能动核电厂小破口事故重要进程的全面复现。提出了高压而非全压的等压模拟设计思想,等压等物性地模拟从自然循环阶段开始的全部后续事故瞬态过程,避免了不等压模拟引起的自然循环、降压等过程的比例失真,以及由于设计压力过高导致的储热失真和“体积-表面积比”失真等问题。



图 4 大型热工水力综合性能试验平台

Fig. 4 Emergency passive core cooling system testing platform

通过各种试验全面研究与分析了 PXS 的性能,包括开展了设计基准事故试验、非凝结气体注射对 PXS 功能可能造成的影响试验、非能动堆芯冷却鲁棒性试验、超设计基准试验、纵深防御系统运行对 PXS 运行影响试验等。其中破口类型试验工况开展约 20 个大类,非破口类型试验开展约 10 个大类。研究结果表明,小破口失水事故下堆芯补水箱、安注箱和内置换料水箱在 ADS 配合下依次投入,使堆芯维持在淹没状态,验证了国和

一号的安全性。同时揭示了 PXS 所特有的若干关键热工水力学现象, 如并联回路自然循环干涉、主泵流道结构水封效应、不可凝气体注入等^[11-13]。

2.2 IVR 临界热流密度试验

严重事故下国和一号堆芯衰变热功率高, 高温熔融材料相互作用机理非常复杂, 涉及超高温熔炼及测量(接近 3 000 ℃)、热源非均匀模拟、多学科交叉等重大技术难题, 国外仅开展过少量熔融物分层试验研究, 且试验条件与实际差异较大, 而国内此前无相关试验研究。国和一号在国内首次采用含铀堆芯原型材料开展了 200 kg 量级的熔融物相互作用试验研究, 采用熔融物不同组分的分区加热、二次投料等创新方法, 模拟了熔融物在瞬态及稳态过程中的机理现象, 明确了熔融物反应及分层机理^[14-16]。

在阐明熔池结构的基础上, 针对可能的两层和三层结构形式策划并实施了一系列单项、综合熔池传热试验, 涵盖顶部轻金属层、氧化层、底部重金属层、三层熔池耦合、熔池顶部注水等不同的传热形式, 研究获得了相应的传热关系式和模型, 为 IVR 分析软件开发和 IVR 有效性分析提供了有力支撑。IVR 相关试验台架及试验图像如图 5 所示。

压力容器外壁面临界热流密度(CHF)直接反

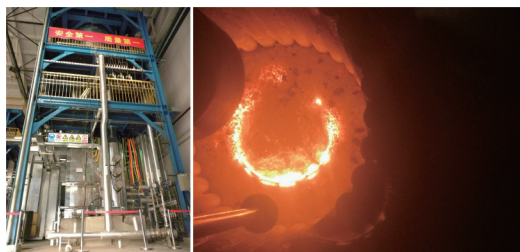


图 5 IVR 相关试验台架及试验图像

Fig. 5 IVR testing platform and testing image

映带热能力, 是决定 IVR 是否成功的关键参数之一。通过研制国际上首个基于反应堆压力容器原型材料加热表面的全高度临界热流密度试验台架, 在几何结构和阻力方面 1:1 模拟压力容器保温层流道, 采用爆炸焊技术实现加热表面特性的真实模拟, 可模化入口水温、流道结构、压力、水化学、压力容器壁面锈蚀等影响 CHF 的关键因素^[17]。基于试验结果, 阐明了压力容器外壁面气泡产生、集聚、脱离等机理现象以及关键因素对于 CHF 的影响规律^[18], 形成了适用于国和一号的压力容器外壁面 CHF 数据库及关系式, 为验证 IVR 有效性提供了关键的输入依据^[19-20]。

2.3 PCS 试验

为充分验证国和一号 PCS 设计和评价专用程序, 确保安全壳系统的放射性包容和排热安全性能, 研制了 1 个综合试验台架(CERT)和 5 类单项试验系列平台(水膜冷态试验台架、水分配试验台架、水膜热态试验台架、壳内冷凝试验台架、冷凝水膜耦合试验台架), 部分台架如图 6 所示。综合试验和单项试验互补地研究验证了 PCS 的排热性能, 确保安全壳壁导热与壁面流体传热过程的可靠性。为使综合试验台架能够详细模拟安全壳内部结构及热阱, 以满足事故瞬态模拟的最大能力需求, 选取了 60 万 kW 亚临界火电厂蒸汽供应, 保证了试验场景与实际工况的相似性。单项试验系列平台重点研究高功率核电安全壳壁面混合对流水膜蒸发、蒸汽冷凝换热关系式, 揭示了水膜宽度临界、水膜液泛、超大空间循环分层等核心现象机理, 获得焊缝高度、钢板平整度对水膜覆盖、传热传质的影响规律。

非能动安全壳试验系列平台全面完整地验证了 PCS 的安全性能。单项试验覆盖全系统参数范围, 重点验证非能动热量导出机理, 作为综合试验



a——综合试验台架; b——水膜热态试验台架; c——水分配试验台架

图 6 部分 PCS 验证系列平台

Fig. 6 Partial PCS testing platform

的输入,提高了综合试验的准确性和可信度^[21-22]。综合试验台架逼真再现了事故后安全壳的整体系统响应和关键参数变化规律,确认了单项试验所研究特定现象对整体效应的影响^[23]。

3 国和一号安全性评估

根据国际公认的确证论和概率论安全分析方法,计算得到国和一号的关键安全性能指标,并与国际同类型号对比,结果列于表1。

表1 国和一号主要安全性能指标对比
Table 1 Comparison of main safety performance for CAP1400

性能指标	指标结果			与 AP1000 的对比
	法国 EPR	美国 AP1000	国和一号	
堆芯熔化频率, (堆·年) ⁻¹	7.75×10^{-7}	4.30×10^{-7}	2.74×10^{-7}	降低 36%
小破口失水事故堆芯持续升温时间, s	约 900	约 800	堆芯不升温	安全裕度高
熔融物热量最大导出能力, MW	熔融物堆外滞留	约 34	>40	约多 20%
压力容器滞留的熔融物质量, t	熔融物堆外滞留	168	216	约多 29%
钢安全壳容积, m ³	非钢安全壳	71 460	93 800	安全裕度高
大量放射性释放频率, (堆·年) ⁻¹	9.40×10^{-8}	7.07×10^{-8}	5.36×10^{-8}	降低 24%

注:数据来源于对应型号的安全分析报告

2016年,国和一号通过了国家核安全局全面、严格的核安全审评。国家核安全局通过开展独立试验与校算验证,重点审查验证了四大类、2682个问题,技术审评认为国和一号“从设计上实际消除了大量放射性释放的可能性”。同年,国和一号通过IAEA的通用技术审查。2017年,时任IAEA总干事天野之弥在维也纳接受采访时指出,“中国成功研发了大型先进压水堆CAP1400(国和一号),对核能未来非常重要”。

4 结论

基于新型举国机制平台,通过10多年的持续攻关,CAP1400突破了业界对非能动技术的认知,突破了国外技术垄断与知识产权限制,攻克了装备制造能力极限,解决了“高功率核燃料冷却难”“超高温熔融物滞留难”和“高温高压高放射性包容难”三大关键技术难题,使得CAP1400能够确保在反应堆更高功率与余热条件下,通过非能动技术实现从设计基准事故到严重事故等工况下反应堆余热导出,保障了核电厂三道安全屏障的完整性,能够有效防止大规模放射性向环境的释放,为规模化、批量化、安全高效经济建设大型先进压水堆奠定了扎实的基础,为能源清洁低碳转型发展提供了前提与保证条件。

参考文献:

- [1] 2024—2029年核电行业市场深度分析及发展规划综合研究报告[R].北京:中研普华研究院,2024.
- [2] 中国核能发展报告2024[R].北京:中国核能行业协会,2024.
- [3] 国际核信息系统[ED/OL]. [2024-04]. www.iaea.org.
- [4] SCHULZ T L. Westinghouse AP1000 advanced passive plant[J]. Nuclear Engineering and Design, 2006, 236(14/15/16): 1547-1557.
- [5] ZHENG M, YAN J, JUN S, et al. The general design and technology innovations of CAP1400[J]. Engineering, 2016, 2(1): 97-102.
- [6] REMPE J L, SUH K Y, CHEUNG F B, et al. In-vessel retention of molten corium: Lessons learned and outstanding issues[J]. Nuclear Technology, 2008, 161(3): 210-267.
- [7] ZHANG Y P, QIU S Z, SU G H, et al. Analysis of safety margin of in-vessel retention for AP1000[J]. Nuclear Engineering and Design, 2010, 240(8): 2023-2033.
- [8] SHI G, GU P, LU W, et al. CAP1400 IVR related design features and assessment[J]. Nuclear Engineering and Design, 2019, 346: 35-45.
- [9] GU P, SHI G, CAO K, et al. Research on IVR-relevant phenomena of material thermodynamic interaction and corium pool configuration[C]//International Conference on Nuclear Engineering. US: American Society of Mechanical Engineers, 2017.

- [10] QI Z, ZHU S. Post small-break LOCA long term core cooling performance in ACME test facility[C]//International Conference on Nuclear Engineering. US: American Society of Mechanical Engineers, 2016.
- [11] LI Y Q, CHANG H J, YE Z S, et al. Analyses of ACME integral test results on CAP1400 small-break loss-of-coolant-accident transient[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2016, 88: 375-397.
- [12] SHI G, XU C, YAN J, et al. CAP1400 passive core cooling integral testing and application in code validation[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2021, 154: 107997.
- [13] LI Y, YE Z, ZHONG J, et al. Core makeup tank behavior investigation during ACME integral effect tests[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2020, 364: 110701.
- [14] LI Z, CHANG H, CHEN L, et al. Experimental research of heat transfer in heavy metallic layer under different top boundary conditions[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2022, 387: 111605.
- [15] LI Z, CHANG H, HAN K, et al. Study on stable multi-layer molten pool experiment with internal heat generation in ERVC-IVR strategy[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2022, 150: 104288.
- [16] LI Z, CHANG H, CHEN L, et al. Heat transfer experiment with the prototypical Ra number of heavy metallic layer in IVR strategy[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2022, 146: 104152.
- [17] YAN J, ZHENG M, CAO K, et al. Experimental study of IVR-ERVC CHF limits for CAP1400[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2024, 172: 105193.
- [18] 史国宝, 郑明光, 张琨, 等. CAP1400 压力容器外壁面临界热通量试验[J]. 上海交通大学学报, 2022, 56(1): 14-20. SHI Guobao, ZHENG Mingguang, ZHANG Kun, et al. Test of critical heat flux on outer surface of CAP1400 pressurized reactor vessel[J]. *Journal of Shanghai Jiaotong University*, 2022, 56(1): 14-20(in Chinese).
- [19] KUANG B, LIU P, WANG F, et al. Influences of some engineered factors on IVR-ERVC limits[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2019, 347: 20-30.
- [20] HAN S, LIU P, WANG G, et al. CHF experiments and prediction model under subcooling flow boiling condition in passive IVR-ERVC system[J]. *Progress in Nuclear Energy*, 2024, 170: 105149.
- [21] HUANG X G, YANG Y H, HU P. Experimental study of falling film evaporation in large scale rectangular channel[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, 76: 237-242.
- [22] ZHOU S, HAN L, TIAN C, et al. Experimental research on steam condensation on cold surface: Preliminary results 1[C]//The Proceedings of the International Conference on Nuclear Engineering (ICONE). [S. l.]: [s. n.], 2015.
- [23] DI Z, XIN L, ZHE W, et al. Evaluation on CAP1400 passive containment cooling system capability[C]//International Conference on Nuclear Engineering. US: American Society of Mechanical Engineers, 2017.