

DOI: 10.7512/j.issn.1001-2303.2026.04.10

增材制造核燃料部件入堆应用及监管路线研究

付浩¹, 张博^{2,3*}, 朱发文², 任全耀², 蒲曾坪², 焦拥军²

1. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082
2. 中国核动力研究设计院, 四川 成都 610213
3. 核能增材制造四川省重点实验室, 四川 成都 610213

摘要: 增材制造技术凭借其复杂结构成型与性能提升潜力, 在核燃料部件研制中展现出显著的应用潜力。然而, 中国现行核法规标准体系尚未建立针对增材制造工艺的明确技术要求, 核安全监管亦缺乏相关实践经验, 制约了该技术在核领域的工程应用。本文系统研究了美国核管会(NRC)增材制造部件的安全评价体系与入堆监管路径, 重点分析了西屋公司增材制造阻流塞组件的材料性能评价方法与许可流程。在此基础上, 结合中国核安全监管框架, 提出了涵盖材料堆内外性能验证及部件功能考核的增材制造核燃料部件入堆评价体系与监管实施方案。研究结果可为推动增材制造技术在国内核燃料研发及商业堆辐照考验中的应用提供技术支撑与监管参考。

关键词: 增材制造; 核燃料部件; 入堆应用; 监管路径; 阻流塞组件

中图分类号: TL35 文献标识码: A 文章编号: 1001-2303(2026)04-0081-06

Research on the Application and Regulatory Route of Additive Manufacturing for Nuclear Fuel Components in Nuclear Reactors

FU Hao¹, ZHANG Bo^{2,3*}, ZHU Fawen², REN Quanyao², PU Zengping², JIAO Yongjun²

1. Nuclear and radiation safety center, Beijing 100082, China
2. Nuclear power institute of China, Chengdu 610213, China
3. Nuclear Power Additive Manufacturing Key Laboratory of Sichuan Province, Chengdu 610213, China

Abstract: Additive manufacturing technology, with its advantages in fabricating complex structures and enhancing component performance, presents significant application prospects in the development of nuclear fuel components. However, China's current nuclear regulatory framework lacks specific technical requirements for additive manufacturing processes, and corresponding nuclear safety supervision practices are yet to be established, which hinders the engineering application of this technology in the nuclear field. This paper systematically investigates the safety evaluation system and in-reactor regulatory pathway for additively manufactured components established by the U. S. Nuclear Regulatory Commission (NRC), with particular emphasis on analyzing the material performance evaluation methodology and licensing process for Westinghouse's additively manufactured thimble plugging devices. Based on this analysis and considering China's nuclear safety regulatory framework, this study proposes an evaluation system and regulatory implementation pathway for in-reactor application of additively manufactured nuclear fuel components, encompassing out-of-pile and in-pile material performance verification as well as component functional qualification. The results can provide technical support and regulatory references for promoting the application of additive manufacturing technology in domestic nuclear fuel development and commercial reactor irradiation testing.

Keywords: additive manufacturing; nuclear fuel components; in-reactor application; regulatory pathway; blocking plug component

收稿日期: 2025-11-13 修回日期: 2026-02-20

作者简介: 付浩(1987—), 男, 硕士, 高级工程师, 主要从事核与辐射安全监管与审评工作。

通讯作者: 张博, E-mail: zhangbo501@npic.ac.cn。

引用格式:付浩,张博,朱发文,等. 增材制造核燃料部件入堆应用及监管路线研究[J]. 电焊机,2026,56(4):81-86.

Citation:FU Hao, ZHANG Bo, ZHU Fawen, et al. Research on the Application and Regulatory Route of Additive Manufacturing for Nuclear Fuel Components in Nuclear Reactors[J]. Electric Welding Machine, 2026, 56(4): 81-86.

0 引言

增材制造(Additive Manufacturing, AM)亦称3D打印,是区别于锻、铸、铣、削等传统制造工艺的新一代制造技术,具有复杂结构成形、产品性能可设计、研发迭代周期短、材料利用率高及结构轻量化等优点,现已在航空航天、医疗器械、汽车装备、高端建筑等高端制造领域实现了工程应用。

在全球核电技术向高效化、小型化、高安全性发展的趋势下,增材制造技术受到美国、法国等核大国的高度重视,面向核领域的研究和应用也越来越多。美国、法国、韩国均基于增材制造技术开展压水堆燃料组件零部件的制备研究,以实现提高性能和缩短研发周期的目标。其中,美国西屋公司是核领域增材制造应用的领跑者,历经10余年技术攻关,已成功实现燃料组件阻流塞、滤板、导流板及下管座的入商用堆应用。法国法马通公司也已经实现了沸水堆通道紧固件和顶部格架在商业核电站的入堆应用。我国高度重视增材制造在核能领域的应用布局,已针对堆内构件、核燃料零部件开展3D打印样件制备与初步性能测试,但整体进度落后于国际先进水平,需要加大研发力度,缩短国内外技术水平差距。

对于增材制造核燃料部件入堆应用,如何通过有效监管保证核安全是首要因素。科学清晰的监管路径能够从顶层设计层面明确技术要求、评价标准与准入流程,有效支撑增材制造核燃料部件的研发、验证与工程化应用。然而,我国目前尚缺乏此类监管路径。在此背景下,本文调研了美国核管会(NRC)针对增材制造核燃料部件的监管框架与实施路径,并以此为参考,提出我国的监管路径,以期加快我国增材制造技术在核领域内的应用。

1 美国NRC入堆监管路径

先进制造技术(Advanced Manufacturing Tech-

nologies, AMT)计划于2019年正式提出,由美国核管会(NRC)牵头,核能、航空航天等相关行业广泛参与,定期举行研讨会。目前,NRC关注的先进制造技术注主要包括以下5种:激光粉末床熔融、定向能沉积、冷喷涂、电子束焊接和热等静压粉末冶金,其中激光粉末床熔融技术较成熟,西屋增材制造阻流塞便采用的是该技术。

2019年1月,NRC发布AMT计划行动指南草案^[1],包含目标、监管路径、技术评估关键因素、任务规划四大部分。其中监管路径明确能够使用AMT零部件(如增材制造零部件)的4种情形,分别是:(1)制定被10 CFR 50.55a引用或纳入的规范或标准;(2)在不受NRC监管的运行设备中使用;(3)提交通用技术报告或申请文件,供NRC审核;(4)实施10 CFR 50.59、10 CFR 70.72或10 CFR 72.48对应的规范程序。以上4种情形中,最后一种最简便,不需繁琐的流程和申请文件,西屋公司的增材阻流塞入堆就是这种情形。

对于技术评估关键因素,行动指南草案中明确提出以下8项:(1)增材制造与传统方式的不同工艺对性能的影响;(2)辐照和堆内水环境对增材材料及部件性能的影响;(3)微观缺陷:预测增材材料微观结构和性能的先进模型和模拟工具,或者采用批次试验说明微观结构;(4)增材部件的性能测试:物理性能、力学性能、尺寸、功能和可靠性;(5)提供充足的信息以说明已有检查手段和无损检测足以评估增材部件性能;(6)对于关键工艺参数,要根据技术指标确定实际值是否满足要求;(7)依照10 CFR 50 Appendix B的要求,每个工艺步骤都要参考相关标准,执行质量管理体系;(8)对于辐照后检查,没有具体规定,但是需要形成报告作为后续审查材料。

2020年6月,AMT计划发布了行动指南修订版^[2],在草案基础上,进一步明确了3个主要任务:(1)技术准备。纳入正式考虑的AMT技术、检验和无损检测(NDE)、微观结构和性能的建模与仿真;

(2)监管准备:实践10 CFR 50.59流程、监管指南评估、AMT指导性文件。(3)沟通和知识管理。NRC内部沟通、与外部的沟通、知识管理、定期举办Workshop、相关知识学习。

针对入堆应用审查,NRC的监管和审查至关重要。在这方面,NRC出台了审查大纲《Implementation of Quality Assurance Criteria and 10 CFR 50.59 for Nuclear Power Plant Components Produced Using AMT》^[3],其中明确提出,仅依据10 CFR 50.59联邦法规^[4]的审查不足以解决AMT组件的潜在安全和监管过程中的问题,所以还需根据10 CFR 50 Appendix B^[5]中的相关质保标准和要求进行审查。在

审查过程中,需要从技术和质量方面严格判断是否符合10 CFR 50.59规范,如图1所示。

10 CFR 50.59联邦法规的全称是Code of Federal Regulation, Title 10, Part 50.59, Changes, tests and experiments,是涵盖核电站涉及改变、测试、试验时的评估规范。

10 CFR 50 Appendix B是10 CFR 50.59联邦法规的附件,名称为Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants,涵盖组织机构、质保计划、设计、采购、文件、程序、图纸、设备、监管、材料/零件/组件、试验、储存/运输、不合格项、纠正措施、质保记录、审计等方面。

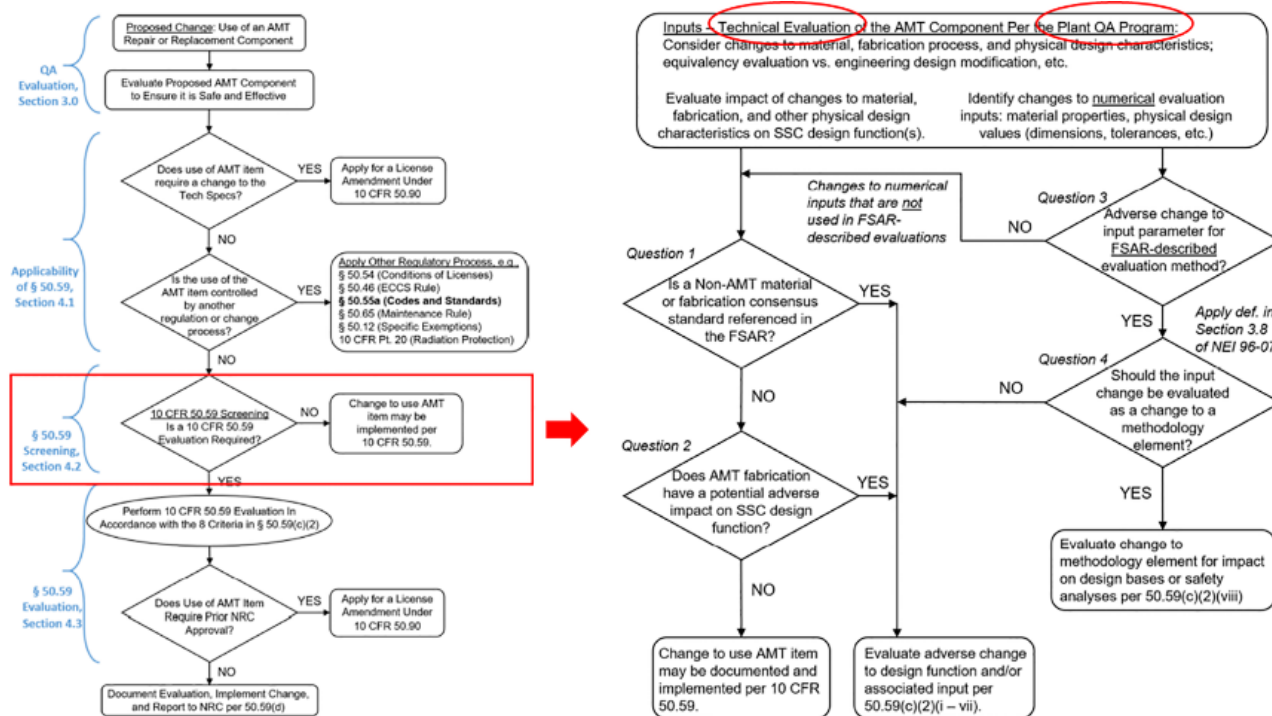


图1 使用10 CFR 50.59的AMT零部件入堆审查流程

Fig. 1 Review process for in-reactor use of AMT components under 10 CFR 50.59

2 美国西屋增材制造阻流塞性能评价体系

西屋公司采用316L不锈钢制造了增材阻流塞(见图2),在其入堆应用前,根据AMT计划行动指南^[1-2],对材料和产品性能进行了全面评价,对比了增材制造阻流塞与传统机加工阻流塞的性能差异,包括材料堆外性能评价、材料堆内性能评价和部件

堆外性能评价(见表1),测试结果表明增材制造阻流塞能够满足设计要求。

2.1 材料堆外性能评价

西屋公司针对未辐照的锻造316L不锈钢、未辐照的增材制造316L不锈钢和辐照后的增材制造316L不锈钢开展了拉伸试验,对比了不同试样的拉伸力学性能,具体性能参见下文。

此外模拟堆内环境,在高压动水中测试了增材



图2 西屋公司增材制造阻流塞

Fig. 2 Westinghouse additively manufactured blocking plug

表1 美国西屋增材阻流塞性能评价体系^[6-8]Table 1 Performance evaluation system for Westinghouse additively manufactured blocking plug^[6-8]

项目	内容
材料堆外性能评价	拉伸试验、高压动水腐蚀试验
材料堆内性能评价	拉伸试验、腐蚀试验、表面沉积物分析、低倍组织、显微组织、硬度试验
部件堆外性能评价	增材制造阻流塞的尺寸、密度、缺陷、微观结构

制造 316L 不锈钢试样的耐腐蚀性能,检测其形貌和氧化层厚度。试验结果表明,增材制造 316L 不锈钢试样没有出现晶间腐蚀的迹象,耐腐蚀性能良好。

2.2 材料堆内性能评价

西屋公司在 MIT 研究堆内对 316L 不锈钢开展了约 5 个月的辐照考验,辐照温度约为 300 °C,中子注量为 $0.8 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ (热中子)、 $1.2 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ ($>0.1 \text{ MeV}$)、 $6.5 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ ($>1 \text{ MeV}$),损伤剂量约为 0.8 dpa。辐照完成后冷却约 5 个月,开展了拉伸试验、腐蚀试验、表面沉积物分析、低倍组织分析、显微组织分析和硬度试验。其中文献[9]仅详细介绍了拉伸试验,其他性能未见公开报道。

西屋公司在热室中对未辐照的锻造 316L 不锈钢试样和辐照/未辐照的增材制造 316L 不锈钢试样开展了对比拉伸试验(见图 3),试验温度分别为室温和 300 °C。受限于样件打印尺寸的限制,西屋公司只检测了垂直于打印方向(X/Y 向)的样件拉伸性能。

室温下的热室测试结果表明,对于 316L 不锈钢,未辐照锻造试样、未辐照增材制造试样和辐照后增材制造试样的力学性能基本一致,抗拉强度为 604.7~650.6 MPa,屈服强度为 282.0~426.8 MPa,断裂伸长率为 43.2%~63.4%,相比于未辐照锻造试样,

辐照后增材制造试样的抗拉强度和屈服强度提高,而断裂伸长率降低(见图 4)。

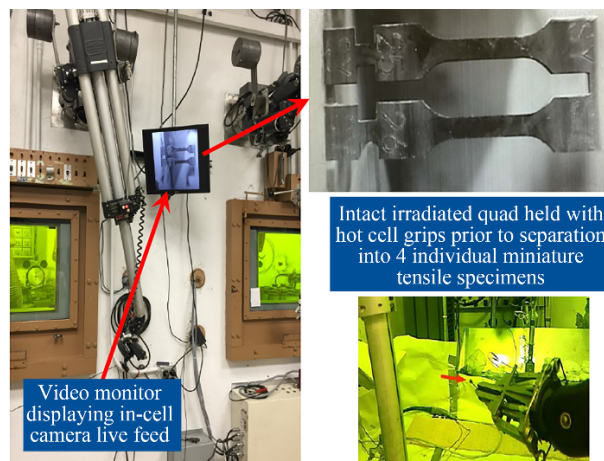


图3 辐照后 316L 不锈钢和镍基 718 合金的拉伸试验

Fig. 3 Tensile testing of Irradiated 316L stainless steel and nickel-based alloy 718

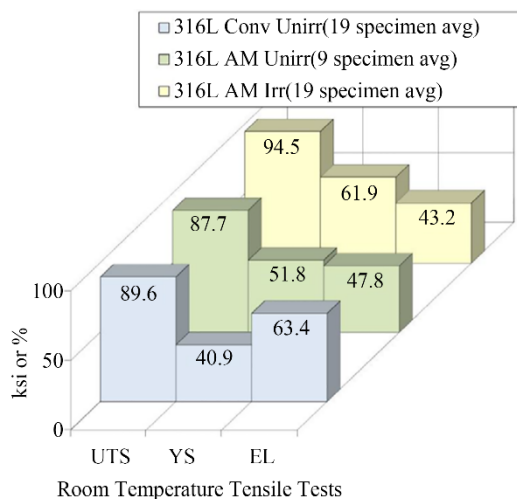


图4 316L 不锈钢室温拉伸试验结果

Fig. 4 Room temperature tensile test results for 316L stainless steel

2.3 部件堆外性能评价

获得了增材制造材料性能数据之后,西屋公司开展了阻流塞打印和性能评价工作。由于增材制造产品性能直接由粉末、工艺决定,为了控制过程质量,西屋公司采用相同打印机、相同量粉末和相同工艺打印了增材制造阻流塞。

相比于机加工部件,增材制造部件的性能变化主要受到工艺改变和结构改变两方面的影响。西屋公司的增材制造阻流塞与现有机加工阻流塞结构基本一致,而且阻流塞除了堵流作用之外,没有其他特定功能,所以增材制造阻流塞性能评价的重

点在于增材工艺的影响。

西屋公司打印了3件增材制造阻流塞试样,每件试样都包含用于拉伸试验的随炉试样和阻流塞棒。随炉试样分为竖立和平放,目的是研究不同打印方向对性能的影响,其中2件试样中的随炉试样和阻流塞棒进行破坏性试验,得到拉伸性能的同时,验证随炉试样与阻流塞棒的性能一致性。主要性能测试结果如下:

(1)染色剂渗透检测:采用染色剂检测阻流塞表面的缺陷,未发现可观测缺陷。

(2)微观结构检测:将圆柱状随炉试样沿轴线剖开抛光,在50倍放大倍数下,未观测到孔洞缺陷。

(3)密度测试:测试圆柱状随炉试样的密度,结果表明与锻造316L不锈钢试样一致。

(4)力学性能测试:对比增材制造阻流塞与现有阻流塞的力学性能,包括轴向拉伸、横向弯曲和基板/阻流塞棒连接稳定性测试。根据ASTM E-8标准,从不同打印方向的增材制造样件上截取拉伸试样,并进行拉伸试验。其中,垂直于打印方向(X/Y向)的试样从随炉试样上截取,平行于打印方向(Z向)的试样从阻流塞棒和随炉试样上截取,如图5所示。结果表明,阻流塞棒和随炉试样的力学性能一致,增材制造阻流塞棒与现有机加工阻流塞棒的力学性能也一致,增材制造阻流塞满足阻流塞组件力

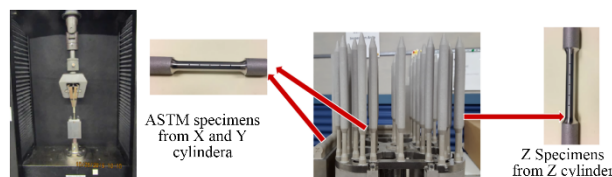


图5 增材阻流塞力学性能测试

Fig. 5 Mechanical property testing of additively manufactured blocking plug

学设计准则。

西屋公司开展的上述性能评价全面验证了增材制造阻流塞的性能满足设计准则,为实际入堆应用奠定了重要基础,也为我国增材制造部件的入堆应用提供了参考。

3 国内入堆监管路径

以入堆应用为目标,在美国西屋公司增材制造阻流塞评价体系和方法的基础上,初步建立国内增材制造部件的评价体系和方法,主要包括材料堆内外性能评价和部件性能评价。

由于目前核行业内关于增材工艺对材料性能影响的研究几乎空白,因此需要全面检测材料的堆外性能(见表2),从而评价材料性能是否满足设计要求。与西屋公司相比,表2检测项目更加丰富,对支撑增材制造部件的入堆应用更具支撑作用。

表2 材料堆外性能评价体系

Table 2 Out-of-Pile material performance evaluation system

性能	检测项目
基础性能	化学成分、热物性(比焓、定压比热容、热导率、热膨胀系数、泊松比等)
微观组织	打印缺陷(无损检测)、致密度、相组成、低倍组织、晶粒度、非金属夹杂
力学性能	室温拉伸试验、高温拉伸试验、室温冲击试验、室温弯曲试验、断裂韧性试验、维氏硬度、疲劳试验、蠕变试验
耐腐蚀性能	晶间腐蚀、应力腐蚀、均匀腐蚀

注:除化学成分外,所有检测项目均需检测垂直于打印方向和平行于打印方向2个方向的性能。

材料堆内性能可以在研究堆或商用堆内进行辐照考验,然后通过热室检查获得,主要研究辐照效应对材料性能的影响,应至少对比评价增材制造/锻造样件在辐照前后的微观组织、力学强度等性能,应包括垂直于打印方向和平行于打印方向2个方向。

对于部件性能评价,在增材部件(如增材制造阻流塞和增材制造下管座)正式生产前的工艺鉴定阶段,需要评价增材工艺对于不同部件结构的适用

性,至少应包括以下方面:

(1)增材部件的尺寸、形位公差和表面质量应满足相关要求。

(2)化学成分应满足相关要求。

(3)微观组织:打印缺陷、致密度、相组成、低倍组织、晶粒度、非金属夹杂。

(4)力学性能:室温拉伸试验、高温拉伸试验、疲劳试验。

(5)耐腐蚀性能:晶间腐蚀试验。

上述第(2)~(5)项应同时检测增材部件(破坏性检测)和随炉试样的性能,验证部件和随炉试样的性能一致性。部件正式生产后,无法破坏性检测,则通过检测随炉试样的性能说明部件性能满足设计要求。除了化学成分之外,所有检测项目均需检测垂直于打印方向和平行于打印方向2个方向的性能。

除了上述通用检测项外,还应针对不同部件的特定功能,检测增材制造部件是否满足设计需求。例如,对于增材制造阻流塞,进行插入力试验,将装配好的增材制造阻流塞组件插入检验合格的燃料组件中,检测插入力。对于增材制造下管座,应进行压降试验、力学试验、异物过滤试验和其他特有试验。

4 结论

本文针对目前国内尚无增材部件入堆应用的现状,系统梳理了美国NRC先进制造技术(AMT)对增材制造部件入堆应用的监管路径与西屋公司增材制造阻流塞的评价体系,并在此基础上,形成了国内针对增材制造部件入堆应用的监管路径。提出的国内监管路径重点在于对比增材制造部件与传统机加工部件的性能差异,目的在于说明增材制造部件满足所有功能需求,可为后续工作开展提供参考和指导。

参考文献:

- [1] Nuclear Regulatory Commission. AMT Action Plan Draft[R]. ML18347B158, 2019.
- [2] Nuclear Regulatory Commission. AMT Action Plan Draft Revision 1[R]. ML19333B973, 2020.
- [3] Nuclear Regulatory Commission. Implementation of Quality Assurance Criteria and 10 CFR 50.59 for Nuclear Power Plant Components Produced Using AMT [R]. ML21155A043, 2020.
- [4] 10 CFR 50.59, Changes, tests and experiments [S]. NRC Regulation, Nuclear Regulation Commission, USA, 2007.
- [5] Appendix B to 10 CFR Part 50, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants[S].
- [6] HUEGEL D. Westinghouse AM Thimble Plugging Device / Advanced Debris Filtering Bottom Nozzle Implementation Process[R]. ML20344A013, 2020.
- [7] HUEGEL D, CLEARY W. Additive Manufacturing at Westinghouse[R]. ML23324A243, 2023.
- [8] Thanh H D, Yuriy A, William T C, et al. Dramatically Improving PWR Fuel Debris Resistance Using Additive Manufacturing[C]//TopFuel, 2024.
- [9] FREYER P D, CLEARY W T, RUMINSKI E M, et al. Hot Cell Tensile Testing of Neutron Irradiated Additively Manufactured Type 316L Stainless Steel[C]//Proceedings of the 18th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors.

编辑部网址: <http://www.71dhj.com>