

DOI: 10.7512/j.issn.1001-2303.2025.07.13

VVER 压水堆蒸汽发生器№111 号焊接接头 缺陷研究

雷世和

江苏核电有限公司, 江苏 连云港 222000

摘要: 蒸汽发生器作为核电厂一回路核安全 I 级设备, 其运行可靠性直接关乎机组经济效益与安全。通过分析 VVER 压水堆核电机组用 PGV-1000 蒸汽发生器的集流管 DN1200 与蒸汽发生器壳体连接焊缝№111-1 和№111-2 焊缝, 发现其存在类似“口袋”的死角设计缺陷。通过分析俄罗斯新沃罗涅日核电站等在运机组的大修数据, 该类焊缝在机组启动后 5~20 年内易出现结构强度丧失, 主要表现为裂纹等缺陷。研究表明, 缺陷成因与多重因素相关: 死角区域受不均匀热冲击, 介质流动不畅导致铜离子等杂质堆积, 加速裂纹萌生与扩展; 焊接残余应力及结构复杂性进一步加剧了损伤。针对上述问题, 从制造环节提出改进措施: 优化焊接工艺(如根部氩弧焊充氩保护、对称施焊控制变形)、完善焊工认证与无损检测体系、严格执行 620-640℃ 焊后热处理以降低残余应力。运行阶段建议通过添加化学药剂抑制沉积物、提高清洗频率、定期涡流/超声检测, 超设计寿命机组可采用“口袋”钝化与运行负荷优化以延缓缺陷恶化。研究成果为 VVER 堆型蒸汽发生器№111 焊缝的制造、运维提供了理论与实践指导, 亦为其他堆型蒸发器类似结构的缺陷控制提供参考。

关键词: VVER 压水堆; 蒸汽发生器; 焊接接头; 缺陷机理; 残余应力; 运维策略
中图分类号: TG441.7 **文献标识码:** A **文章编号:** 1001-2303(2025)07-0118-05

Study on Welding Joint Defects of VVER Pressurized Water Reactor Steam Generator No.111

LEI Shihe

Jiangsu Nuclear Power Corporation, Lianyungang 222000, China

Abstract: The steam generator, as a nuclear safety Class I equipment in the primary circuit of a nuclear power plant, has its operational reliability directly related to the economic benefits and safety of the power unit. Through analyzing the collector tube DN1200 and the connecting welds №111-1 and №111-2 of the PGV-1000 steam generator used in VVER pressurized water reactor units, a design flaw similar to a "pocket" dead angle was discovered. By analyzing the overhaul data of operating units such as the Novovoronezh Nuclear Power Plant in Russia, it was found that such welds are prone to structural strength loss within 5-20 years after the unit starts operation, mainly manifested as defects like cracks. The study indicates that the causes of the defects are related to multiple factors: uneven thermal shock in the dead angle area, impeded medium flow leading to accumulation of copper ions and other impurities, accelerating crack initiation and propagation; residual welding stress and structural complexity further exacerbate the damage. To address these issues, improvements in the manufacturing process are proposed: optimizing welding techniques (such as argon protection at the root of the arc welding, symmetrical welding to control deformation), enhancing welder certification and non-destructive testing systems, and strictly implementing post-weld heat treatment at 620-640 °C to reduce residual stress. During the operational phase, it is recommended to add chemical agents to inhibit deposits, increase cleaning frequency, conduct regular eddy current / ultrasonic tests, and for units exceeding their designed lifespan, "pocket" passivation and operational load optimization can be adopted to delay defect deterioration. The research results provide theoretical and practical guidance for the manufacturing and opera-

收稿日期: 2024-12-25 修回日期: 2025-04-11

作者简介: 雷世和(1988—), 男, 学士, 工程师, 主要从事俄供设备监造工作。E-mail: leish@cnpn.com.cn。

tion & maintenance of the VVER reactor type steam generator weld №111, and also offer references for defect control in similar structures of other reactor types.

Keywords: VVER PWR; steam generator; welding joint; defect mechanism; residual stress; operation and maintenance strategy

引用格式:雷世和. VVER 压水堆蒸汽发生器№111 号焊接接头缺陷研究[J]. 电焊机, 2025, 55(7): 118–122.

Citation: LEI Shihe. Study on Welding Joint Defects of VVER Pressurized Water Reactor Steam Generator No. 111[J]. Electric Welding Machine, 2025, 55(7): 118–122.

0 引言

VVER 压水堆蒸汽发生器作为核电厂一回路核心设备,在核能转换为电能的过程中起着至关重要的作用。其安全等级为核安全 I 级,亦是阻断放射性外泄的第三道屏障。焊接作为蒸汽发生器制造中不可或缺的连接工艺,不可避免会引入残余应力,而残余应力的存在可能导致焊接接头力学性能劣化、抗腐蚀能力衰减及尺寸稳定性下降,直接威胁设备的服役寿命与运行安全。尤为关键的是,过高的残余应力易诱发焊接接头在长期运行中产生应力腐蚀开裂,对核电厂的安全稳定运行构成潜在风险。

PGV-1000 型蒸汽发生器因设计特性,其集流管与壳体 DN1200 接管的冷、热端连接焊缝(№111 号)存在独特的“口袋型”死角结构,该区域成为焊缝缺陷的高发部位。某核电站一、二、四期工程及某核电三、四号机组共计 32 台 PGV-1000 型蒸汽发生器运行数据显示,该焊缝的缺陷控制直接影响机组的经济性与安全性。因此,通过制造阶段的工艺优化降低焊接残余应力、结合运维策略抑制缺陷扩展,对减少 №111 号焊缝的失效概率具有重要工程价值。本研究不仅为 VVER 堆型蒸汽发生器类似焊缝的问题解决提供技术支撑,亦可为其他堆型蒸汽发生器的焊缝设计与维护提供参考。

1 焊接接头腐蚀开裂原因分析

在 VVER-1000 核电机组的长期运行中,机组整体可靠性取决于各个设备的可靠性。对于 PGV-1000 蒸汽发生器,最关键的部位之一是热载体第一回路集流管与 PGV-1000 蒸汽发生器壳体的 DN1200 接管的焊接接头,该接头的冷、热端连接焊

缝(№111 号)存在独特的“口袋型”死角结构,成为焊缝缺陷的高发区域。

蒸汽发生器及 DN1200 接管材料为 10ГH 2МΦА-А,焊材为 08АА 焊条,焊接方式 GTAW+SMAW,焊接接头外径 1 335 mm,焊缝外侧长度 4 185 mm,焊接金属厚度 75 mm,焊缝强度应满足 ПНАЭГ-7-010-89 I 级焊缝要求^[1]。

1.1 焊缝缺陷现状

对 1996~2013 年俄罗斯、乌克兰 VVER 核电机组的缺陷统计显示,№111-1 和 №111-2 号焊缝反复出现非线性缺陷与裂纹。典型案例包括:南乌克兰 1 号机组第 1、2 台,新瓦 5 号机组第 1、2、3、4 台蒸汽发生器。

图 1 为 №111 号焊接接头缺陷区域的示意, I—DN1200 接管的短成形区域; II—DN1200 接管的长成形区域; III—DN1200 接管靠近“热”顶部成形区域; IV—DN1200 接管靠近“冷”顶部成形区域。可以看出,缺陷分布具有明显区域特征:主要集中在热介质流向接管的方向,且该区域焊接接头残余机械应力最大;在首次发现缺陷后,主裂纹方向沿焊缝方向扩展,随机组运行逐渐在接管相反侧(横向)出现新的缺陷^[2]。

1.2 №111 号焊缝损伤原因探究

造成 №111 号焊接接头产生金属腐蚀的主要因素是运行机组中一、二回路腐蚀产物的不断累积、热介质在过渡区的高负荷冲刷、腐蚀坑达到临界尺寸后产生了扩展等原因。目前仅能通过定期监测控制风险,尚未形成根治方案。

该焊接接头的结构与运行特性决定了其损伤敏感性:(1)集流管焊接接头结构复杂导致应力分布不均;(2)一、二回路热介质的高负荷冲击形成周期性热应力;(3)“口袋型”死角区域介质流动受阻,易形成沉积物堆积;(4)长期运行导致材料热变形

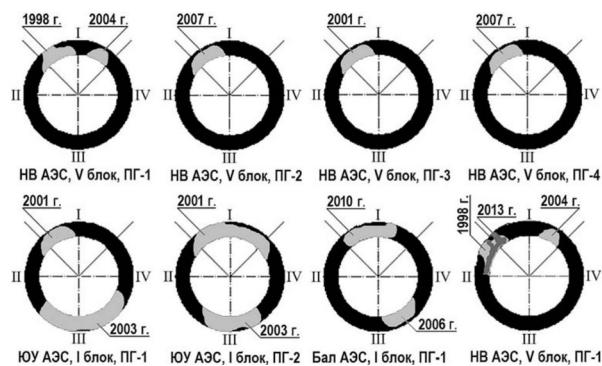


图1 俄罗斯、乌克兰 PGV-1000 蒸汽发生器焊缝 №111 缺陷研究

Fig. 1 Current situation of defect development in the weld №111 of the PGV-1000 steam generator in Russia and Ukraine

与老化^[4]。具体损伤机制可从以下两方面解析。

1.2.1 铜氧化物对焊接接头影响

在新沃罗涅日核电站 5 号机组 1 号蒸发器上进行了一项旨在提高清洗效率的试验,以确保通过化学清洗方法更有限清除“热”集流管“口袋”中的沉积物。OKB“Gidropress”的研究显示(见图 2),在拉伸试验中,当工作表面与 75%Fe₂O₃+25%CuO 的沉积物接触时,观察到脆性断裂机制,裂纹扩展速度为 7~10⁻⁶ mm/s;而当 CuO 含量低于 10% 且 O₂<0.25 mg/kg 时,观察到韧性断裂,未观察到腐蚀疲劳(CF)现象。进一步试验证实,在恒定载荷下,20 mm 试样放入 75%Fe₂O₃+25%CuO 的沉积物,未观察到裂纹扩展。

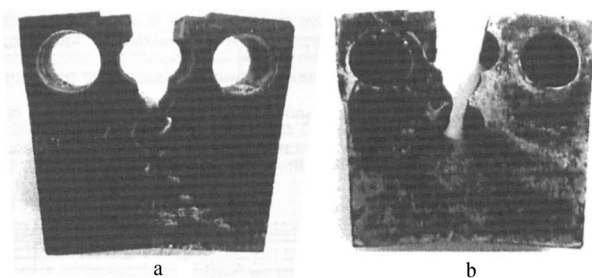


图2 (a)为 CuO<10%, O₂<0.25 mg/kg 时观察到韧性断裂,未观察到腐蚀疲劳;(b) CuO>25%, O₂>0.7 mg/kg 时观察到韧性断裂和腐蚀疲劳

Fig. 2 In the case of CuO<10%, O₂<0.25 mg/kg, ductile fracture was observed, and no corrosion fatigue was observed; in the case of CuO > 25%, O₂>0.7 mg/kg, ductile fracture and corrosion fatigue were observed

以上得出结论,当沉积物中铜氧化物浓度低于 10% 时,腐蚀疲劳现象不明显。即使在金属中拉伸应力低于屈服极限(即使存在足以引起腐蚀疲劳的

铜氧化物浓度),腐蚀疲劳过程也不会发生。

1.2.2 热冲击对焊接接头影响

新沃罗涅日核电站 5 号机组 №111 号焊接接头的热变形负荷监测数据显示,反应堆装置在加热、冷却等运行工况中,主循环回路内曾出现过非设计“热冲击”,进而产生非设计应力。

对 2011 年和 2012 年监测数据进一步分析发现,所有温度异常均发生在运行过程中。尤其当反应堆装置处于额定工况时,非稳态热应力与工作负荷叠加,最易引发异常。具体而言,温度异常出现在以下情况:反应堆装置停止运行进行定期吹扫时,若其中一个蒸汽发生器的流量停止,冷却水会以 5~10 °C/h 的速率降温冷却,此时吹扫管道中约 1~2 m³ 的“死水”在某一蒸汽发生器压力升高的作用下,会通过吹扫管道被压入其他压力较低的蒸汽发生器,从而导致 №111 号焊接接头区域发生热冲击。

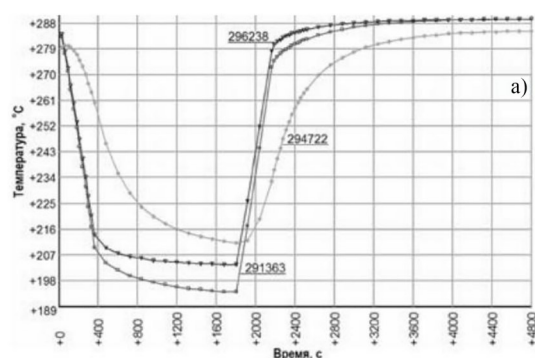
图 3 为集流管“口袋”№111 号焊接接头区域在热冲击时的温度和应力变化情况。针对该区域不同温度变化速度下的建模分析表明,在高温变化速度下,材料寿命在 1 000 次循环中会降低 10.7%^[2-3]。

结合图 3 的建模结果可知,集流管“口袋”№111 号焊接接头在不同温度热冲击作用下,材料寿命会相应改变。疲劳裂纹形成机制能够解释该焊接接头金属中裂纹的缓慢脆性扩展过程:这是由于材料依次受到拉伸负荷(初始拉伸负荷)、剧烈温度变化负荷(温度补偿)和周期性负荷的作用。在高应力的罕见循环下,初始拉伸负荷产生的微小微观裂纹会逐渐合并,随着时间推移,在蒸汽发生器(PG)底部应力集中区域形成宏观裂纹。在 ЦНИИТМАШ 关于 №111 号焊接接头区域裂纹形成的结论中,清晰呈现了缺陷的逐步发展过程^[8]。图 4 为扎波罗热核电站 2 号蒸汽发生器焊接接头 №111 中的裂纹片段。

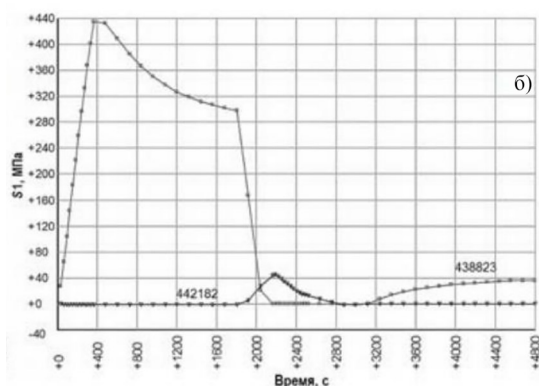
2 焊接接头残余应力降低措施

2.1 焊接工艺改进

№111 根部焊缝采用手工氩弧焊(GTAW)时,为确保根部反面良好成形,需对焊接区域进行密封处理,并从“口袋”侧充入氩气实施保护。第一道根部焊缝完成后,用内窥镜进行目视检查,确保无咬边、



(a) 温度变化



(b) 应力变化

图3 集管“口袋”№111号焊接接头区域的热冲击

Fig. 3 Thermal shock in the area of the header "pocket" No. 111 weld joint



图4 扎波罗热核电站2号蒸汽发生器焊接接头№111中的裂纹片段

Fig. 4 A fragment of a crack in the welded joint No. 111 of the steam generator No. 2 of the Zaporizhia nuclear power plant

焊瘤、未焊透等缺陷。根部焊接完成后,需进行射线检测,确保无超标缺陷;若发现无法修复的不合格缺陷,需将一回路的集流管从蒸汽发生器壳体上切除,修复焊接边缘后重新与DN1200管组焊接。某核电站32台PGV-1000型蒸汽发生器的运行实践表明,此类极端修复情况尚未发生。

填充焊缝采用焊条电弧焊(SMAW)时,由两名焊工从集流管直径相对两侧同步施焊,同时将焊接区域预热至100~200℃,以防止集管偏离垂直轴,保障一回路的集流管与PGV-1000壳体管之间的额定热

间隙,减少焊接和焊后残余应力分布的不均匀性。每道焊缝完成后,钳工需进行清根处理,确保金属表面光滑平整,并进行目视检查无缺陷。№111号焊缝的焊接过程需持续两天不间断,期间需持续监测并控制所有焊接区域的辅助加热温度。堆焊及最终清理完成后,按设计要求执行质量检验:通过内窥镜检查焊缝内表面(从“口袋”侧)的成形质量及缺陷情况,并对焊缝及相邻母材区域进行RT和UT^[5-6]。

2.2 质量控制体系

企业建立了严格的焊工培训和认证系统。焊工在施焊№111焊缝前,需进行模拟实际工况的试焊,试焊接头需通过全项无损检测,评估焊缝成形和熔合区缺陷情况。通过检测后,焊工在实际焊接前还需在模拟器上进行试焊,经快速分析试焊结果合格后,方可获得焊接许可^[7]。

2.3 焊后热处理

焊接接头经检验合格后,需进行局部热处理以消除残余应力。通过合理布置隔热材料,确保每个焊接接头及相邻母材均匀受热。热处理过程由足够数量的热电偶监控,严格遵循规范参数:升温速度 $\leq 40^\circ\text{C/h}$,加热至620~640℃后保温8~10 h,再以 $\leq 30^\circ\text{C/h}$ 的速度冷却至200℃。热处理完成后,重复所有无损检测步骤^[10]。

3 修复建议与措施

为修复№111号焊接接头的缺陷,需要采取以下纠正措施:(1)在核电站第二回路水化学环境中添加吗啉或乙醇胺,通过调节介质pH值抑制铜离子等腐蚀性杂质在“袋口”死角的沉积;(2)适当提高蒸汽发生器集流管“口袋”区域的化学清洗频率,通过物理冲刷减少沉积物累积;(3)采用涡流检测(ECT)、超声检测(UT)等无损检测技术,对№111-1和№111-2号焊缝实施定期预防性监测,及时发现早期微裂纹等缺陷^[2]。

为防止№111号焊接接头缺陷的进一步恶化,对于运行超过设计使用寿命的核电站蒸汽发生器,对于运行超设计寿命的蒸汽发生器,需强化对缺陷位置的保护,降低工况负荷影响:(1)应用“口袋”钝化技术,通过形成保护性氧化膜阻断腐蚀产物与基

体的接触,削弱电化学腐蚀效应;(2)优化机组运行模式,减少№111号焊接接头的热冲击频率,通过控制升温速率、稳定运行压力等方式降低实际负荷,延缓疲劳裂纹的扩展,避免频繁热冲击^[10]。

4 结论

本文针对VVER压水堆PGV-1000蒸汽发生器集流管与壳体DN1200接管的№111号焊接接头缺陷问题展开系统研究,通过分析其结构特性、运行工况及失效案例,明确了缺陷形成的核心机制,并提出了针对性的控制策略,主要结论如下:

(1)№111号焊接接头的缺陷成因有多方面:结构设计上的“口袋型”死角导致介质流动不畅,易引发铜离子等杂质堆积,当沉积物中CuO浓度超过25%且 $O_2 > 0.7 \text{ mg/kg}$ 时,会显著加剧腐蚀疲劳与脆性断裂;运行过程中的非设计热冲击(如停堆吹扫时的“死水”冲击)使接头承受剧烈温度波动,叠加初始拉伸负荷与周期性运行应力,导致材料寿命在1000次循环中可降低10.7%,最终诱发微观裂纹向宏观裂纹的渐进扩展;焊接残余应力的不均匀分布进一步增加了该区域的损伤敏感性。

(2)制造阶段可通过三重措施提升接头可靠性:优化焊接工艺,采用根部氩弧充氩保护、对称同步施焊(100~200℃辅助加热)及多道次清根检测,结合RT、UT等无损检测手段严控缺陷;建立焊工认证体系,通过模拟工况试焊与模拟器验证确保操作一致性;实施精准局部热处理(620~640℃保温8~10h,升温/降温速率 $\leq 40/30 \text{ } ^\circ\text{C/h}$),有效降低残余应力。

(3)运行阶段的防控策略包括:通过添加吗啉或乙醇胺调节水化学环境、提高化学清洗频率以抑制沉积物堆积;采用ECT、UT技术定期监测缺陷发展;对于超设计寿命机组,应用“口袋”钝化技术并优化运行模式以减少热冲击,延缓缺陷恶化。

参考文献:

- [1] 张俊宝,葛可可,徐连勇.核电站蒸汽发生器异种钢焊接残余应力研究[J].热力发电,2017,46(3):39-44.

- ZHANG J B, GE K K, XU L Y. Research on Welding Residual Stress of Dissimilar Steels in Nuclear Power Plant Steam Generators [J]. Thermal Power Generation, 2017, 46(3): 39-44.
- [2] Povarov V. Analysis of the defectiveness of the welds of №111 PGV 1000 and proposal on their elimination [J]. Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zavedeniy Yadernaya Energetika, 2015(1): 28-38.
- [3] 王英儒. 压水堆蒸汽发生器安全端异种金属焊接残余应力场分析[D]. 陕西:西安科技大学, 2017.
- WANG Y R. Analysis of Residual Stress Field in Dissimilar Metal Welding of the Pressurized Water Reactor Steam Generator [D]. Shanxi: Xi'an University of Science and Technology, 2017.
- [4] 葛可可. 核电蒸汽发生器安全端异种钢焊接残余应力研究[D]. 天津:天津大学, 2016.
- GE K K. Research on Welding Residual Stress of Dissimilar Steels in Nuclear Power Steam Generators [D]. Tianjin: Tianjin University, 2016.
- [5] Bakirov M B, Levchuk V L, Povarov V P, et al. An analysis of factors causing the occurrence of off-design thermally induced force effects in the zone of weld joint No.111-1 in a PGV-1000M steam generator and recommendations on excluding them [J]. Nuclear Power Stations, 2014, 61: 541-550.
- [6] Doronin Y V. Need of formalization of welding concept for manufacturing of the NPP products [J]. Global nuclear safety, 2014, 3(12): 26-30.
- [7] Verezemskij V G. Fatigue cracking version of SS in metal between №111 the collectors and pipes corps PGV-1000 [C]//Otchyot VNIAES. Osnovnye raboty, vypolnennyyev, Moscow, VNIAES Publ., 2011
- [8] Zaklyuchenie CNIITMASH at 30.08.2001g. O prichinah razrusheniya uzla soedineniya kollektora s PG VVER-1000 [M]//Moscow: CNIITMASH Publ., 2001.
- [9] Getman A F. Analysis of damaged welds no. 111 in the PGV-1000 steam generator and damage repair proposals [J]. Nuclear Energy and Technology, 2015, 1(1): 68-73.
- [10] Podrezov N. N. Operational Reliability Increase of Welded Connections of Steam Generators for PWR Reactor Installations [J]. Global Nuclear Safety, 2016, 21(4): 22-26.