

法国核电应力腐蚀问题对我国核电技术发展的启示

徐海波¹, 徐祺^{2*}, 邱绍宇²

(1. 中国核工业集团有限公司, 北京 100822; 2. 中国核动力研究设计院反应堆燃料及材料重点实验室, 成都 610041)

摘要: 2022 年, 法国电力公司 (EDF) 大量核电机组因一回路管道应力腐蚀开裂 (SCC) 问题而停堆检修, 对法国甚至欧洲的生产生活造成巨大影响。针对该事件, 在总结国内外核反应堆类似失效案例及材料老化研究成果的基础上, 对反应堆不锈钢部件的 SCC 问题的机理、影响因素、抑制措施开展了分析, 并结合我国核电机组服役时间逐渐延长, 材料老化、设备失效问题日益突出的现状, 提出我国核电运维改进措施, 如优化残余应力、加强监督和检查, 研发更有效的无损检测技术等。同时, 探讨了我国在反应堆材料老化研究方面的发展方向。

关键词: 反应堆; 一回路管道; 材料老化; 应力腐蚀开裂; 不锈钢; 溶解氧; 氯离子浓度

中图分类号: TG172 **文献标志码:** A **文章编号:** 1672-9242(2024)04-0135-05

DOI: 10.7643/issn.1672-9242.2024.04.016

Inspiration of Stress Corrosion in French Nuclear Power on Development of Nuclear Power Technology in China

XU Haibo¹, XU Qi^{2*}, QIU Shaoyu²

(1. National Nuclear Corporation, Beijing 100822, China; 2. Science and Technology on Fuel and Materials Laboratory of NPIC, Chengdu 610041, China)

ABSTRACT: In 2022, a large amount of EDF nuclear power plants (NPP) were shut down because of stress corrosion crack (SCC) on primary pipe of reactor. It led enormous impact on industry and normal life in France and Europe. To understand this accident, the mechanism, effect factors and migration methods of SCC were analyzed on the basis of summarizing similar failure cases and material aging research results of nuclear reactors at home and abroad. Combined with the increasingly prominent problems such as the gradual extension of the service time, the aging of materials and equipment failure of nuclear power units in China, mitigation measures such as reduction of residual stress, improvement of inspection and development of advance non-destructive examination technologies were suggested. Also, the development direction of aging research on reactor materials in China was discussed.

KEY WORDS: reactor; primary pipe; material ageing; stress corrosion crack; stainless steel; dissolved oxygen; chloride ion concentration

收稿日期: 2024-03-07; 修订日期: 2024-04-07

Received: 2024-03-07; Revised: 2024-04-07

引文格式: 徐海波, 徐祺, 邱绍宇. 法国核电应力腐蚀问题对我国核电技术发展的启示[J]. 装备环境工程, 2024, 21(4): 135-139.

XU Haibo, XU Qi, QIU Shaoyu. Inspiration of Stress Corrosion in French Nuclear Power on Development of Nuclear Power Technology in China[J]. Equipment Environmental Engineering, 2024, 21(4): 135-139.

*通信作者 (Corresponding author)

2022年4月26日《原子能情况反映》报道了法国12台机组因管道SCC问题处于停堆状态^[1]。随后,英国天空新闻(Sky News)网站于2022年4月29日以“法国半数核电机组停运,冲击欧洲电网”为题,报道了法国核电因管道应力腐蚀开裂及正常停堆检修,共28台机组停运^[2]。停运机组占法国全部核电机组(56台)的1/2,对法国和欧洲电力供应造成巨大冲击。该事件已成为国内外核能行业内关注的焦点,各国核电集团、研究机构高度重视该问题,成立专门小组跟踪事件,并开展相关研究,提出应对措施及建议。本文根据国内外类似案例的经验反馈,以及相关工作的研究进展,对反应堆一回路管道SCC问题进行探讨,分析问题发生的原因,并提出相应建议。

1 国内外一回路管道 SCC 问题

SCC是材料在拉应力和腐蚀环境共同作用下发生的一种失效模式。一回路管道SCC的危险性在于,当裂纹扩展到一定程度时,开裂部位可能在较小的载荷下就发生脆性断裂,而此时管道的其他部分仍保持足够的韧性,因此管道SCC破坏具有一定的隐蔽性和突发性,且不满足反应堆高能管道“破前漏(Leakage Before Break)”的设计原则。因此,一回路管道SCC一直是反应堆设计、运行和科研人员高度关注问题。

根据法国、美国、日本运行电站经验反馈^[3-4],一回路不锈钢管道SCC主要发生在容器管嘴、异种金属焊接安全端、弯头、焊缝、死水管段(安注系统或余排系统与主管道相连的部分管段)以及与主管道相连的小支管(仪表管)等部位。其中,法国在1980~2015年间共报道了7次安注系统管道SCC事件。发现裂纹的部位多位于管道的弯头焊缝附近,如图1所示。在本次事件中,法国在Civaux 1、2号,Chooz B2及Penly 1号等机组的安注系统管道上,相继发现超声缺陷显示。这些缺陷位于与主管道连接的支路管道,且在第一道隔离阀之前,如果该位置发生泄漏,将无法有效隔离,所以引起核电运行人员和核安全管理部门的高度关注。将缺陷部位切割后,送热室进行检查,证实管道弯头焊缝部位存在SCC裂纹,如图2所示^[5-6]。法国EDF仍在对发生SCC的原因进行分析。

安注系统与核反应堆运行安全密切相关,在失水事故情况下,该系统向堆芯注入冷却水,防止燃料包壳熔化,并保持堆芯的几何形状和完整性。安注系统管道与反应堆一回路主管道相连,在正常运行过程中,其下游隔离阀处于闭合状态,管段内的介质几乎不流动,管道内的溶解氧、杂质浓度均高于主回路。此外,主管道中高速流动的一回路冷却剂会在安注管道中产生湍流,并形成由主管道向支管下游隔离阀

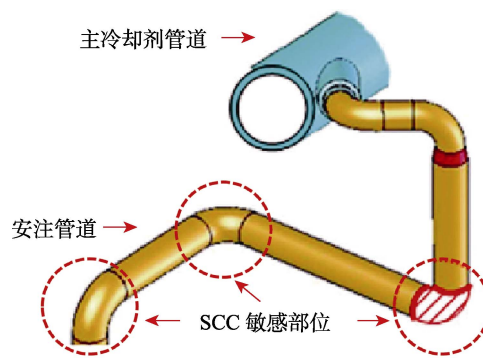


图1 安注系统管道 SCC 敏感部位
Fig.1 SCC sensitive parts of safety injection system pipeline

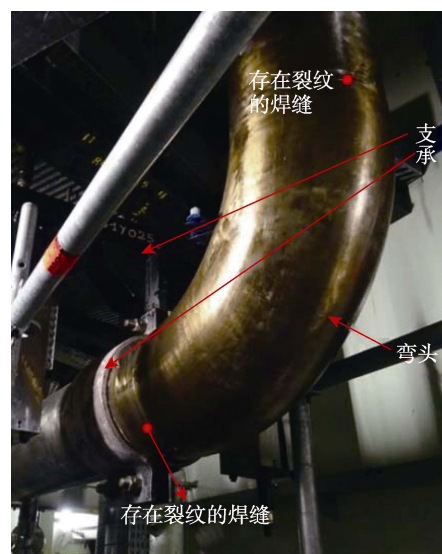


图2 2021年法国核电安注系统发现裂纹部位
Fig.2 Cracks discovered in safety injection system of French nuclear power in 2021

(温度较低)移动的漩涡,使部分管段处于温度波动工况,管道受到动态热应力的影响。因此,在水质恶化、弯头冷加工变形、焊缝残余应力、动态载荷等复杂因素耦合条件下,该部位管道存在SCC风险。根据经验反馈,这些失效管道的服役时间在5~22 a不等,表明安注系统不锈钢管道SCC需要一个较长的孕育期。

2010年,某南方核电站1号机组在余排系统管道上发现贯穿性SCC裂纹。失效原因是法国供应商未按规范要求对弯头进行消应力退火,导致残余应力过大而发生SCC^[7-9]。2015年,某核电机组对一回路管道进行射线检查后,采用插塞焊接方式对检查孔进行封堵,但由于设计不合理和安装偏心,导致插塞孔周围管道承受较大的残余应力。在运行过程中,该部位受一回路水腐蚀发生SCC^[10]。

其他重要不锈钢部件SCC失效案例包括:首代核动力装置蒸汽发生器由于设计、选材、运行经验不足,97%的传热管(321不锈钢)发生SCC失效^[11-13];反应堆换料水池钢敷面因氯离子影响,发生由外向内的

SCC, 导致一回路水泄漏至厂房^[14]; 稳压器电加热元件不锈钢包壳受运行环境影响, 发生沿晶 SCC 等^[15]。

从以上案例可见, 不锈钢 SCC 是核反应堆运行过程中的普遍问题。我国一回路管道应力腐蚀开裂案例相对较少, 其原因之一是我国机组整体运行时间较短。此外, 我国核电起步较晚, 直接从 2 代加发展到 3 代核电, 避开了早期核电机组存在的一些设计、制造缺陷, 运行管理也更为严格。

2 抑制 SCC 的措施

反应堆一回路管道材料通常为奥氏体不锈钢。自 20 世纪 70 年代起, 国内外针对奥氏体不锈钢在一回路冷却剂中的 SCC 现象 (PWSCC) 开展了大量研究^[16-20]。研究表明, 当前应用于反应堆的各种奥氏体不锈钢在一回路介质中或多或少都具有一定的 SCC 倾向。发生 SCC 的风险主要取决于 3 个条件, 即敏感材料、拉应力和腐蚀环境, 只要能够抑制其中 1~2 个条件, 就能显著降低不锈钢的 SCC 敏感性。

在总结过去几十年科研成果和工程经验的基础上, 针对反应堆一回路管道 SCC 问题采取一系列有效的措施, 显著降低了一回路管道的 SCC 风险。这些措施涵盖了一回路管道设计选材、制造、运行等各方面。

1) 提高材料的耐应力腐蚀开裂性能。一回路管道材料从最早的 304、304LN、321, 发展到当前的 316LN 不锈钢。严格控制 C 含量, 降低了不锈钢晶间 SCC 的风险, 添加 N 元素以弥补 C 含量降低造成的不锈钢强度损失, 添加 Mo 元素提高了不锈钢整体耐腐蚀性能, 一回路管道的耐 SCC 性能得以显著改善。此外, 热处理制度对不锈钢耐应力腐蚀开裂也有重要影响, 退火处理后的不锈钢较敏化不锈钢 (焊接热影响区) 具有更好的耐腐蚀性能^[21-24]。

2) 严格的水化学控制。严格的水化学控制是抑制一回路管道 SCC 的有效方法, 特别是控制水中的溶解氧 ([DO]) 和氯离子浓度 ([Cl⁻])。有文献报道, 在溶解氧和氯离子极低的环境中, 不锈钢几乎不发生 SCC^[25-26]。因此, 根据压水反应堆冷却剂溶解氧和离子控制导则^[27], 正常运行工况下, 氯离子质量浓度应小于 0.1 mg/L, 溶解氧质量浓度应小于 0.01 mg/L。考虑到水在受到 γ 射线等电离辐射时, 会发生分解, 产生氧自由基、H₂O₂ 等强氧化性物质, 从而加速金属腐蚀。在实际运行中, 会向反应堆一回路中增加一定量氢气 (通常为 20~50 mL/kg H₂O), 以抑制水的辐照分解。进一步研究还发现, [DO]和[Cl⁻]存在协调效应。McIntyre^[28]、Williams^[29]和 Hubner^[30]最早观察到高温 (250~350 °C) 水中[DO]和[Cl⁻]的协同作用对退火和敏化 304 不锈钢 SCC 敏感性的影响。Herbsleb^[31]随后指出, 诱发 SCC 的临界溶解氧和氯离子浓度应具有如下的关系: $[DO] \times [Cl^-] > 10(\text{mg/L})^2$ 。

1980 年, Gordon^[32]在早期研究的基础上, 总结了不锈钢在高温水中发生 SCC 的规律。Gordon 认为, 促进不锈钢发生 SCC 方面, [DO]和[Cl⁻]存在相互促进的关系。当氧含量低时, 需要大量的氯离子才能诱发不锈钢 SCC, 甚至在极低溶解氧情况下, 不锈钢在 10 g/L 的氯离子环境中也未观察到 SCC; 另一方面, 当氧含量高时, 仅需非常低的氯离子即可导致 SCC。这表明氧可能是不锈钢发生 SCC 的先决条件。本次法国核电发生 SCC 的管道正好位于介质不流动的死水段, 该处的溶解氧通常高于流动的一回路水, 这可能是导致 SCC 的原因之一。

3) 消除拉应力。出厂前通过退火处理消除部件的残余应力, 现场焊接后, 采用激光、喷射处理等技术改变焊接部位表面应力状态 (将拉应力转变为压应力) 都能够有效提高部件的抗 SCC 性能。近年来, 日本开发出一种利用空化水射流 (Water Jet Peening, WJP) 中产生的高压气泡破裂时的冲击作用, 使表层金属材料在再结晶温度下产生塑性变形 (冷作硬化层), 呈现理想组织结构 (组织强化) 和残余应力分布 (应力强化) 的技术。该技术已应用于超过 20 余座核电站, 处理反应堆压力容器 (RPV) 给水/出水管嘴、容器下封头仪表管嘴、顶盖贯穿件等不锈钢/镍基合金异种技术焊缝等近 50 项^[33-35]。当前, WJP 技术主要针对大型容器, 要应用于核级管道内部, 还需要解决设备小型化及爬行机器人技术, 我国正在针对相关技术开展研发工作。

4) 制定监督程序。将 SCC 敏感部件纳入在役检查大纲及老化管理大纲的监督范围, 开展定期无损检测, 能够及时发现和处理可能出现 SCC 问题。此外, 通过监督可以跟踪缺陷扩展情况, 并及时评估设备状态。

尽管在设计、制造、运行上充分考虑了 SCC 风险, 并采取了有效防止措施, 但由于 SCC 是多因素耦合的复杂过程, 当前对 SCC 裂纹的萌生和扩展机制仍未完全掌握, SCC 依然是导致一回路管道老化降质最主要的机理之一。

3 对我国核电技术发展的启示

当前, 法方管道 SCC 的根本原因还未见报道, 但法国作为世界核电先进国家, 有较为成熟的设计、制造和运行经验, 当前法国遇到的困境我国未来也可能面对。因此, 建议关注以下问题:

1) 持续跟踪事件原因分析和处理措施, 汲取经验教训。系统性地收集整理国内外相关案例, 并形成经验反馈, 深入分析共性原因, 为我国核电机组安全、稳定运行提供支持。

2) 加强运行管理。将 SCC 敏感部位纳入的在役检查和老化管理范围, 建立相应的裂纹监测、检查、

评估方法和程序。开展管道 SCC 风险评估技术和方法研究,以及管道剩余寿命评估技术研究,实现对管道服役状态的准确掌握。这不仅要求对管道的服役工况,特别是水化学条件有较为准确的监控,还需要对 SCC 的机理和影响因素有更为深入的认识。进一步优化无损检测技术,提高检测准确性和灵敏度。

3) SCC 仅是反应堆结构材料老化降质的机理之一,在长期服役过程中,材料还可能因辐照脆化、热老化、辐照加速应力腐蚀开裂、腐蚀疲劳等原因发生脆化或开裂,导致反应堆压力边界破损或设备丧失功能。

鉴于此,建议在以下方面持续开展科研及技术研发,为我国核电长期安全、稳定运行提供保障。

1) 材料老化降质机理研究。针对不锈钢、镍基合金、低合金钢等反应堆结构材料在服役过程中的性能降质问题,建立模拟工况环境下(辐照、高温、高压、应力、溶解氢、溶解氧、杂质浓缩等)的反应堆关键设备材料老化降质研究平台。开展多因素耦合条件下的材料降质行为及机理研究,掌握反应堆关键设备材料老化降质规律,获得关键影响因素的阈值,建立材料降质预测模型。为反应堆设计选材、运维保障、老化管理、设备寿命评估,甚至数字化反应堆构建等工作提供数据支持,保证核电长期安全、稳定运行。

2) 材料老化维修技术研究。针对材料降质问题,开展预防性维修技术(如水化学优化技术、消应力表面处理技术、先进残余应力测试技术)及纠正性维修技术(如特种切割技术、特种焊接维修技术等)。核动力院在“十三五”期间成功实施了秦山稳压器管嘴缺陷 Overlay 维修任务,打破了国外垄断,为 3×10^5 kW 机组延寿提供了重要支持。

3) 放射性样品失效分析技术研究。重要部件失效可能导致机组停运。准确、快速地确定失效原因,是电站开展纠正行动、通过核安全局审查、尽快恢复发电的前提。随着我国核电事业的发展,放射性样品失效分析需求将日益增长,建议整合资源,形成响应快、技术可靠、规范化程度高的放射性样品失效分析能力,以满足核电未来发展需求。

4) 加强国际交流。坚持积极主动开展国际交流与合作,促进与国外研究机构和个人的合作研究,了解国外在 SCC 或环境促进开裂方向的前沿进展。如充分利用美国电力研究院(EPRI)会员资格,吸收消化国外过去 40 年在材料可靠性方面的技术成果,积极参加环境促进开裂合作组织(ICG-EAC)等国际研究团队。

参考文献:

[1] 李晨曦,伍浩松. 法国 12 台核电机组因管道应力腐蚀

问题停运[J]. 原子能情况反映, 2022, 23: 1-4.

LI C X, WU H S. Twelve Nuclear Power Units in France Were Shut Down Due to Stress Corrosion of Pipeline[J]. Atomic Energy Report, 2022, 23: 1-4.

[2] VICTORIA S. Half of France's Nuclear Reactors Taken Offline, Adding to Electricity Demand on European Grid [EB/OL]. 2022-04-29. <http://News.sky.com/story/nearly-half-of-frances-nuclear-reactors-taken-offline-adding-to-electricity-demand-on-european-grid-12600662>.

[3] FRANÇOIS C. Materials Ageing in Light Water Reactors-Failure Analysis[M]. France: Materials Ageing Institute, 2014.

[4] 卢丽莉. 核电设备焊接维修工艺及方法调研报告[R]. 成都: 中国核动力研究设计院, 2008.

LU L L. Research Report on Welding Repair Technology and Methods for Nuclear Power Equipment[R]. Chengdu: Nuclear Power Institute of China, 2008.

[5] French Nuclear Safety Authority. Stress Corrosion Phenomenon Detected on Civaux 1 and 2, Chooz B2 and Penly 1 Reactors, Regulatory Updates Newsletter [EB/OL]. 2022-03-06. <https://www.french-nuclear-safety.fr/asn-informs/publications/regulatory-updates-newsletter/regulatory-updates-newsletter-february-march-2022>.

[6] French Nuclear Safety Authority. Stress Corrosion Phenomenon Detected on the Safety Injection System of Civaux NPP Reactor 1- Shutdown of 1450 MWe Reactors for Inspections[EB/OL]. 2021-12-21. <https://www.french-nuclear-safety.fr/asn-informs/news-releases/stress-corrosion-phenomenon-detected-on-the-safety-injection-system-of-civaux-npp-reactor-1>.

[7] 尹开锯, 洪晓峰, 李卫军. 大亚湾一号机 D1RCP040TY 弯管裂纹根本原因分析总结报告[R]. 成都: 中国核动力研究设计院, 2011.

YIN K K, HONG X F, LI W J. Root Cause Analysis of Bend Crack of No.1 Unit D1RCP040TY at Dayawan[R]. Chengdu: Nuclear Power Institute of China, 2011.

[8] YIN K J, TANG W, ZHANG M, et al. Failure Analysis of Elbow Pipe Cracking in a Residual Heat-Removal System of a Nuclear Power Plant[J]. Engineering Failure Analysis, 2018, 84: 101-108.

[9] 尹开锯. 国内某核电站弯管失效分析及裂纹扩展行为研究[R]. 成都: 中国核动力研究设计院, 2018.

YIN K J. Bend Failure Analysis and Crack Growth for a Chinese Nuclear Power Station[R]. Chengdu: Nuclear Power Institute of China, 2018.

[10] 尹开锯. 秦山核电站射线堵塞孔失效分析[R]. 成都: 中国核动力研究设计院, 2018.

YIN K J. Failure Analysis of Ray Plug Hole for Qinshan Nuclear Power Station[R]. Chengdu: Nuclear Power Institute of China, 2018.

[11] 王曰义. 蒸汽发生器管束外表面的应力腐蚀破裂规律(待续)[J]. 装备环境工程, 2006, 3(6): 13-17.

WANG Y Y. Regularities of Stress Corrosion Damage of Exterior Surface of the Tube Bundle in Steam Generator[J]. Equipment Environmental Engineering, 2006, 3(6):

- 13-17.
- [12] 王曰义. 蒸汽发生器管束外表面的应力腐蚀破裂规律(续一)[J]. 装备环境工程, 2007, 4(1): 28-34.
WANG Y Y. Regularities of Stress Corrosion Damage of Exterior Surface of the Tube Bundle in Steam Generator(Part ii)[J]. Equipment Environmental Engineering, 2007, 4(1): 28-34.
- [13] 王曰义. 蒸汽发生器管束外表面的应力腐蚀破裂规律(续完)[J]. 装备环境工程, 2007, 4(2): 11-16.
WANG Y Y. Regularities of Stress Corrosion Damage of Exterior Surface of the Tube Bundle in Steam Generator (the End)[J]. Equipment Environmental Engineering, 2007, 4(2): 11-16.
- [14] 尹开锯, 洪晓峰. 换料水池钢敷面失效分析[R]. 成都: 中国核动力研究设计院, 2013.
YIN K J, HONG X F. Failure Analysis of Steel Cladding of Refueling Pool[R]. Chengdu: Nuclear Power Institute of China, 2013.
- [15] 田大容, 赵宇翔, 洪晓峰. 稳压器电加热元件失效分析[R]. 成都: 中国核动力研究设计院, 2021.
TIAN D R, ZHAO Y X, HONG X F. Failure Analysis of Electric Heating Element of Voltage Stabilizer[R]. Chengdu: Nuclear Power Institute of China, 2021.
- [16] VAN ROOYEN D. Review of the Stress Corrosion Cracking of Inconel 600[J]. Corrosion, 1975, 31(9): 327-337.
- [17] SZKLARSKA-SMIALOWSKA S, CRAGNOLINO G. Stress Corrosion Cracking of Sensitized Type 304 Stainless Steel in Oxygenated Pure Water at Elevated Temperatures (Review)[J]. Corrosion, 1980, 36(12): 653-665.
- [18] HIRANO H, AOKI N, KUROSAWA T. The Effect of Dissolved Oxygen and NO_3^- Anions on the Stress Corrosion Cracking of Type 304 Stainless Steel in Water at 290 °C[J]. Corrosion, 1983, 39(8): 313-322.
- [19] FRE J W, STAEHLE R W. The Effect of Temperature on the Stress Corrosion of Iron-Nickel-Chromium Alloys[C]// NACE conference. Los Angeles: NACE, 1967.
- [20] TSURUTA T, OKAMOTO S. Stress Corrosion Cracking of Sensitized Austenitic Stainless Steels in High-Temperature Water[J]. CORROSION, 1992, 48(6): 518-527.
- [21] INDIG M E, MCILREE A R. High Temperature Electrochemical Studies of the Stress Corrosion of Type 304 Stainless Steel[J]. CORROSION, 1979, 35(7): 288-295.
- [22] TANNO K, YUASA Y, YASHIRO H. *Technical Note: Stress Corrosion Cracking of Sensitized AISI 304 Stainless Steel in Oxygenated Na_2SO_4 Solution at High Temperature*[J]. Corrosion, 1987, 43(4): 248-250.
- [23] ANDRESEN P L. Effects of Temperature on Crack Growth Rate in Sensitized Type 304 Stainless Steel and Alloy 600[J]. CORROSION, 1993, 49(9): 714-725.
- [24] KIM Y J. Characterization of the Oxide Film Formed on Type 316 Stainless Steel in 288°C Water in Cyclic Normal and Hydrogen Water Chemistries[J]. Corrosion, 1995, 51(11): 849-860.
- [25] HERBSLEB G. The Stress Corrosion Cracking of Sensitized Austenitic Stainless Steels and Nickel-Base Alloys[J]. Corrosion Science, 1980, 20(2): 243-268.
- [26] DU D H, CHEN K, LU H, et al. Effects of Chloride and Oxygen on Stress Corrosion Cracking of Cold Worked 316/316L Austenitic Stainless Steel in High Temperature Water[J]. Corrosion Science, 2016(110): 134-142.
- [27] MCEL RATH J. Pressurized Water Reactor Primary Water Chemistry Guidelines[R]. EPRI: Palo Alto, 2007.
- [28] MCINTYRE, D.R. Experience Survey: Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steels in Water[R]. Duisburg: MTI Publication, 1987.
- [29] WILLIAMS W L. Chloride and Caustic Stress Corrosion of Austenitic Stainless Steel in Hot Water and Steam[J]. Corrosion, 1957, 13(8): 67-73.
- [30] HUBNER W, JOHANSSON B, de POURBAIX M. Stress Corrosion Cracking of Austenitic Fe-Cr-Ni Alloys in High Temperature Water with and without Chlorides[R]. Tel Aviv: Freund Publishing, 1971.
- [31] HERBSLEB G. The Stress Corrosion Cracking of Sensitized Austenitic Stainless Steels and Nickel-Base Alloys[J]. Corrosion Science, 1980, 20(2): 243-268.
- [32] GORDON B M. Effect of Chloride and Oxygen on the Stress Corrosion Cracking of Stainless Steels[J]. Review of literature, Materials Performance, 1980, 19(4): 29-38.
- [33] KOJI O, NOBUYUKI H, MASAYUKI M, et al. Maintenance Technologies for SCC Which Support Stable Operations of Pressurized Water Reactor Power Plants[J]. Mitsubishi Heavy Industries Ltd, Technical Review, 2006, 43(4): 41-44.
- [34] OKIMURA K, KONNO T, NARITA M, et al. Reliability of Water Jet Peening as Residual Stress Improvement Method for Alloy 600 PWSCC Mitigation[C]// Proceedings of 16th International Conference on Nuclear Engineering. Orlando: [s. n.]. 2009: 565-570.
- [35] JUSTIN D, Wolf Creek: Water Jet Peening of Reactor Vessel Nozzles[J]. Nuclear News, 2017(6): 38-41.