

堆内构件用不锈钢辐照加速应力腐蚀开裂研究进展

王荣山,徐超亮,黄平,刘向兵,陈明亚

苏州热工研究院,苏州 215004

摘要 针对核电站堆内构件用不锈钢的辐照加速应力腐蚀开裂(IASCC)问题,分析了发生IASCC的可能机制,论述了进行IASCC模拟研究的方法,提出了缓解IASCC的具体措施。辐照诱导偏析引起的晶界Cr贫化、辐照硬化与辐照形变是发生IASCC的可能机制;带电粒子辐照、敏化处理和多尺度模拟是反应堆堆内构件用不锈钢IASCC研究的主要模拟方法;化学元素控制、微结构处理、应力水平控制与水化学成分控制是缓解不锈钢IASCC的重要措施。

关键词 堆内构件;不锈钢;辐照加速应力腐蚀开裂

中图分类号 TL341

文献标志码 A

doi 10.3981/j.issn.1000-7857.2014.20.013

Research Advances of Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking in Stainless Steels Used for Reactor Internals

WANG Rongshan, XU Chaoliang, HUANG Ping, LIU Xiangbing, CHEN Mingya

Suzhou Nuclear Power Research Institute, Suzhou 215004, China

Abstract The mechanisms, simulation methods and mitigation measures of irradiation assisted stress corrosion cracking (IASCC) in reactor internals stainless steels are discussed. The results indicate that the irradiation induced segregation, irradiation hardening and irradiation deformation are the mechanisms of IASCC, and the irradiation by charged particles, sensitized treatment and multi-scale simulation are the basic research methods. Based on the investigations of IASCC, the concentration control of chemical elements, microstructure changes, stress level control and water chemistry treatment are the main methods to mitigate IASCC.

Keywords reactor internals; stainless steel; irradiation assisted strain corrosion cracking

堆内构件是核电站的关键设备,具有支撑和固定堆芯组件的作用,直接关系到反应堆的运行安全和效率。在压水堆工况下,堆内构件工作在高温、高压、水腐蚀和强中子辐照(对于60年寿命的反应堆,预计堆内构件的最高累计中子注量为 $1 \times 10^{27} \text{ m}^{-2}$)等恶劣条件下^[1,2]。当堆内构件用不锈钢的辐照超过一定中子注量限值后,即使堆内构件处于低应力水平,但由于辐照过程中引发的缺陷、晶界偏析以及应力变化等原因,将导致辐照加速应力腐蚀开裂(irradiation assisted stress corrosion cracking, IASCC)现象,导致堆内构件失效。

不锈钢的IASCC问题已经是核电站堆内构件用不锈钢研究的最主要问题。

核电站已发生多起堆内构件的IASCC问题^[2],如法国Bugey 2核电站、比利时Tihange 1核电站和日本Mihama 1和Mihama 2核电站的堆内构件围板螺栓,美国Connecticut Yankee核电站的不锈钢燃料包覆管等^[3,4]。中国目前在运的大亚湾核电站堆内构件最长运行时间已接近20年,从核电站安全可靠运行的角度,需要密切关注其发生IASCC失效的可能性。本文从IASCC的发生机制入手,分析发生IASCC的3

收稿日期:2014-03-06;修回日期:2014-05-13

基金项目:国家高技术研究发展计划(863计划)项目(2012AA050901);苏州市科技发展计划项目(SYG201254)

作者简介:王荣山,博士研究生,研究方向为核电站延寿与关键部件老化管理,电子信箱:cntsail@126.com;徐超亮(通信作者),工程师,研究方向为核电关键部件材料老化管理,电子信箱:xuchaoliang@cgnpc.com.cn

引用格式:王荣山,徐超亮,黄平,等.堆内构件用不锈钢辐照加速应力腐蚀开裂研究进展[J].科技导报,2014,32(20):79-83.

种可能机制,介绍 IASCC 研究的模拟方法和 IASCC 缓解措施。

1 IASCC 机制分析

合金经辐照后,某些合金组分迁移至晶界或位错,另一些组分从这些位置迁移出来,形成非平衡的辐照诱导偏析 (radiation induced segregation, RIS)。RIS 产生的主要原因是由于辐照产生点缺陷的扩散所引起的溶质元素再分布,其状态取决于溶质元素与缺陷的相互作用^[5]。奥氏体不锈钢经辐照后(图 1^[6]), RIS 导致晶界附近 Ni 和 Si 富集, Cr 和 Mo 贫化^[7-12]。晶界局域 Cr 的贫化将导致不锈钢防腐能力降低,导致 IASCC 现象发生^[13,14]。另外,辐照硬化导致不锈钢中的裂纹扩展速率增加,导致沿晶应力腐蚀开裂百分率显著升高;同时,辐照形变导致位错增加,产生局部变形带,在加载条件下,局部变形带将扩展至晶界,使晶粒表面的氧化膜破裂,导致不锈钢出现应力腐蚀开裂 (SCC, stress corrosion cracking)。因此, RIS、辐照硬化和辐照形变是 IASCC 发生的 3 种可能机制^[15-17]。由于 IASCC 涉及辐照、应力水平、腐蚀环境等多种因素,发生 IASCC 时同步发生多种辐照效应,目前对 IASCC 认识十分有限,对其发生机制仍处于探索阶段。

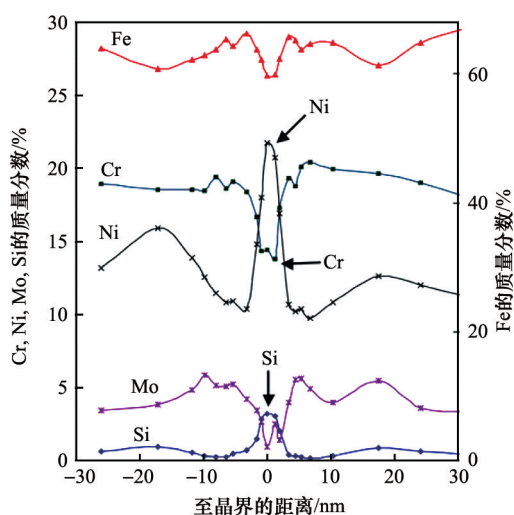


图 1 TEM 得到的 Tihang 核电站中不锈钢螺栓晶界处化学成分质量分数曲线

Fig. 1 Grain boundary composition mass fraction profile by TEM analysis from irradiated stainless steel bolt of Tihang nuclear plant

2 IASCC 研究模拟方法

考虑到中子辐照不锈钢后的感生放射性大、试验周期长、辐照研究数据分散、不同堆型间可比性差、操作实施困难等现实问题,很多研究者采用模拟方法研究中子辐照不锈钢的 IASCC 失效问题。不锈钢 IASCC 模拟的主要方法有带电

粒子辐照、热敏化处理与多尺度计算机模拟。

2.1 带电粒子辐照

在带电粒子辐照模拟中子辐照实验研究中,可采用的带电粒子种类有电子、质子和重离子。带电粒子辐照模拟的关键是希望材料经辐照后,产生与中子辐照尽可能类似的效果。尽管采用带电粒子辐照与中子研究 IASCC 存在作用机制、辐照损伤形态和辐照损伤分布的差异性^[18],但 Was 等^[6]通过量化对比分析质子辐照与中子辐照实验结果,表明在相近辐照条件下,材料微区化学成分、微观结构、力学性能和 IASCC 敏感性方面基本表现出相同的结果,不因辐照粒子的差异而表现出很大的偏差。美国电力科学研究院 (Electric Power Research Institute, EPRI) 采用 3.2 MeV 质子辐照不锈钢至 5 dpa 后研究了晶界化学成分、力学性能、微结构等,并将研究结果与 Barsebäck 进行比较,也得到了基本相近的结果^[19]。因此在合适的辐照条件下采用质子辐照模拟中子辐照是完全可行的^[20-22]。

2.2 敏化处理

IASCC 的发生机制之一是辐照导致晶界化学元素的偏析,其中最主要的是 Cr 元素在晶界的贫化,研究 IASCC 的焦点问题是研究晶界化学元素偏析对 IASCC 的作用。因此,可以采用一定的工艺处理,使不锈钢中晶界化学元素 Cr 发生偏析(形成碳化物),从而降低不锈钢基体中的 Cr 含量,达到与中子辐照不锈钢 RIS 相同的效果。敏化处理就是一种可行的方法。敏化处理是将材料加热到 450~650℃,保温后冷却的处理方式,在此温度范围内由于碳化铬沉淀于晶界,出现与 RIS 类似的基体 Cr 贫化现象^[23]。虽然敏化与 RIS 的热力学和动力学因素不同,且敏化与 RIS 的析出机制也有差异(如 RIS 引起的晶界 Cr 贫化与碳化物沉淀无关),但仍是模拟研究 IASCC 的有效方法^[24]。如李红梅等^[25]通过比较研究固溶与敏化处理的 304 不锈钢在含硼和锂水中的 SCC 行为,发现敏化处理不锈钢出现明显的 SCC 特征,分析认为奥氏体不锈钢晶界 Cr 贫化是发生沿晶断裂的原因。

2.3 多尺度计算机模拟

IASCC 是由微观尺度的微结构演变与宏观微裂纹扩展共同作用的结果,所以多尺度计算机模拟是分析不锈钢辐照后微结构与 IASCC 裂纹扩展的最有效理论方法。如法国 EDF (Electricité De France) 在 2004—2008 年度开展的 PERFECT (prediction of irradiation damage effect on reactor components) 项目采用多尺度模拟研究了不锈钢的辐照性能与 IASCC 性能。PERFORM60 (Prediction of the effects of radiation for reactor pressure vessel and in-core materials using multi-scale modeling—60 years foreseen plant lifetime) 项目采用多尺度模拟方法(图 2)评价了不锈钢发生 IASCC 的敏感性,预测了裂纹起裂时间,开发并验证材料辐照后晶界微化学元素的变化模型^[26]。多尺度计算机模拟已成为现阶段 IASCC 研究的重要手段。

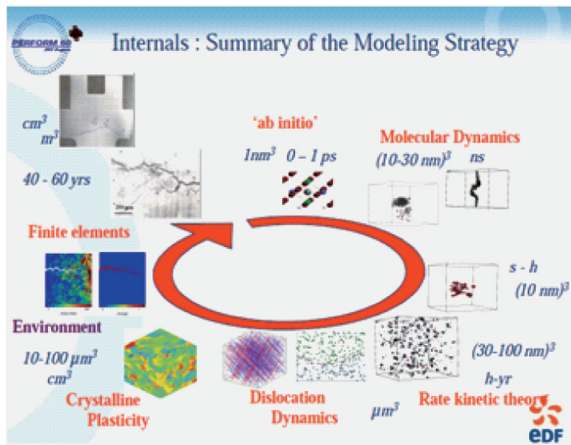


图2 PERFORM60项目研究方案
Fig. 2 Research plan of PERFORM60 program

3 IASCC 缓解方法

3.1 化学元素控制

合理控制与添加合金元素对缓解不锈钢的IASCC性能有直接影响。美国阿贡国家实验室“Halden反应堆项目”对304不锈钢与316不锈钢在Halden反应堆辐照至3.0 dpa,通过进行慢应变速率拉伸(slow strain rate tension, SSRT)试验研究IASCC敏感性^[27]。该研究表明,低S不锈钢具有良好的抗IASCC能力,随着S含量的增加,不锈钢的IASCC敏感性急剧增加。为使材料能较好的抵抗IASCC,应确保不锈钢中S质量分数小于0.002%。Si和C能增加不锈钢的抗IASCC敏感性能力,但是Si对IASCC的有利作用在增加中子注量时逐渐被S对IASCC的不利影响所掩盖。图3为此项目研究给出的IASCC敏感性与材料化学元素S和C的关系^[27]。

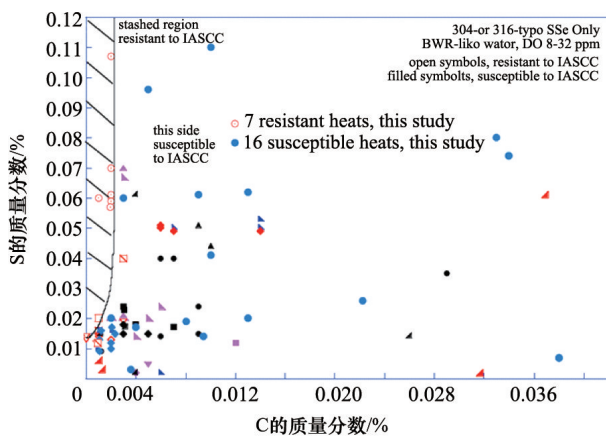


图3 IASCC敏感性与S、C质量分数关系
Fig. 3 Relationship of IASCC susceptibility and mass fraction of S and C

3.2 微结构处理

IASCC最大的影响因素是辐照,提高材料抗辐照的性能

可有效的提高材料抵抗IASCC的性能,而晶粒细化是有效提高材料抗辐照性能的重要手段。不锈钢经中子辐照的初级损伤以自间隙原子和空位的形式存在二者间相互复合与湮没使辐照损伤发生自愈合。由图4^[28]可知,在常规材料中,自间隙原子会快速迁移到晶界,空位留在晶粒内,这些空位将聚集形成空洞,阻碍位错运动,引起硬化和脆化。而在纳米材料中,自间隙原子快速迁移到晶界后被重新释放,与空位湮没,从而产生辐照损伤的自愈合现象。Bai等^[29]通过分子动力学模拟了超细晶材料中缺陷的演化过程,结果表明超细晶晶界可以捕获自间隙原子,随后将其释放到距离晶界几纳米的范围并与空位湮没复合,从而提高了材料的抗辐照能力。

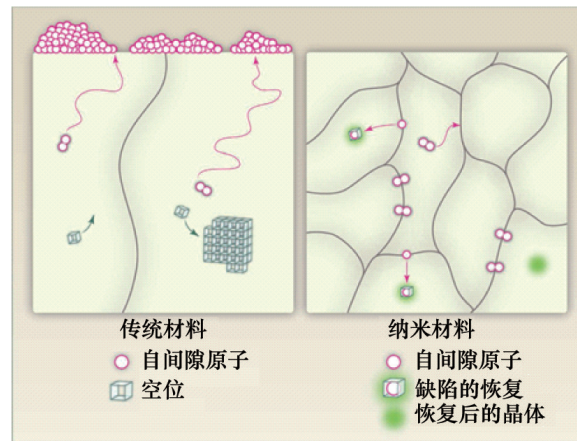


图4 传统材料与纳米材料中自间隙原子与空位的迁移及湮没过程示意

Fig. 4 Migration and annihilation of interstitial and vacancy in conventional materials and nanostructured materials

晶界工程通过优化形变和热处理工艺来改变某些材料中特殊晶界(低Σ重位点阵)的数量和分布,从而改善材料宏观性能的方法。Gertsman和Bruegger^[30]运用电子背散射衍射技术分析了晶界工程优化的316L不锈钢SCC裂纹扩展路径,结果表明,共格Σ3晶界未出现开裂,部分裂纹终止于随机晶界处。Kokawa等^[31]采用晶界工程处理的304不锈钢样品进行焊接试验,结果表明,热影响区由于含有高比例的低ΣCSL晶界,晶间腐蚀被明显抑制。因此,在堆内构件的生产制造过程中,可运用晶界工程改善不锈钢的抗IASCC性能。

3.3 应力水平控制

在IASCC中,裂纹尖端应变率是由热活化蠕变或辐照加剧蠕变引起的,辐照加剧蠕变对低应力水平部件的裂纹产生及裂纹早期生长有显著作用,导致IASCC更加剧烈^[32]。日本核能安全组织(Japan Nuclear Energy Safety Organization, JNES)进行了堆内构件用奥氏体不锈钢在模拟压水堆一回路水中辐照至20 dpa的IASCC研究^[33],表明IASCC起始时间随着中子注量和应力水平的增加而缩短,引起IASCC的应力阈值随着中子注量增加而下降(图5^[33])。因此,合理化控制堆内构件部件中应力水平能缓解IASCC的发生。

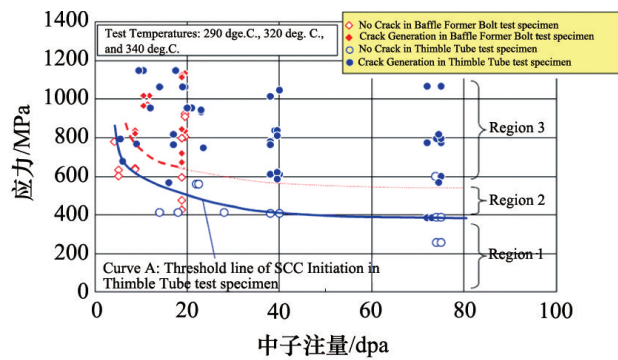


图5 起始阈值应力与中子注量关系
Fig. 5 Relationship between stress threshold and neutron fluence

3.4 水化学环境控制

在核电站一回路水中,中子辐照和 γ 辐照会产生大量的辐照产物,其中主要有 H_2 、 O_2 、 H_2O_2 ^[34-36],使堆内构件材料处于100~300 mV的高电化学腐蚀电位状态。IASCC过程与水中氧化性物质的浓度有关^[37],在密闭体系中,其浓度与辐照注量的平方根成正比^[38]。段远钢^[39]、Glass等^[40]在模拟反应堆水质中进行AISI316L不锈钢的腐蚀实验,研究辐照水质中氧化物对不锈钢材料电化学势能的影响。实验表明,辐照分解氧化物会引起材料电化学势能改变,辐照对势能的转变起主要作用。因此,控制水环境中氧化性物质浓度可缓解不锈钢的IASCC。早期美国采用向核电站一回路水中注入氢气形成氢水化学来抑制氧化性辐照产物的产生,目前向一回路水中添加Pt、Rh、Pd等贵金属形成贵金属水化学实现对氧化性物质浓度的控制^[41]。

4 结论

不锈钢经中子辐照后,RIS导致晶界Cr贫化、辐照硬化与辐照形变是导致IASCC发生的最主要机制。考虑到中子辐照不锈钢后的诸多现实问题,常采用带电粒子辐照、不锈钢敏化处理与多尺度计算机模拟方法研究中子辐照不锈钢的IASCC失效问题。不锈钢化学元素控制、微结构处理(晶粒细化与晶界工程)、应力水平控制和水化学环境控制是缓解IASCC的有效方法。

考虑到IASCC发生的多因素性与认知水平所限,RIS导致晶界Cr贫化、辐照硬化与辐照形变在解释IASCC发生时存在其局限性,如辐照试样的IASCC敏感性在退火处理后基本消失,而RIS现象却无显著变化,又如辐照硬化的恢复与IASCC敏感性降低不一致的问题等。因此,在继续对以上机制研究的基础上,目前逐步发展了选择性内部氧化、辐照蠕变等机制对IASCC的进行分析,拓展了IASCC认识范围^[6]。由于带电粒子辐照损伤范围的限制,带电粒子辐照后试样的分析研究主要集中在微结构表征方面。由于小冲杆试验^[42]

(small punch test, SPT)试样厚度处于带电粒子辐照射程范围内,利用SPT试样获得辐照后材料宏观力学性能成为可能,这已成为带电粒子辐照模拟IASCC性能的新方向。

参考文献(References)

- [1] 刘建章. 核结构材料[M]. 北京: 化学工业出版社, 2007: 199-120.
Liu Jianzhang. Nuclear structural materials[M]. Beijing: Chemical Industry Press, 2007: 199-120.
- [2] Gérard R, Somville F. Situation of the baffle-former bolts in Belgian units[C]. 17th International Conference on Nuclear Engineering, Brussels, Belgium, July 12-16, 2009.
- [3] IAEA. Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: PWR Vessel Internals[R]. Vienna: IAEA, 2007.
- [4] 杨武. 辐照促进应力腐蚀破裂研究的进展[J]. 材料保护, 1994(2): 1-4.
Yang Wu. The progress of irradiation assisted stress corrosion cracking study[J]. Material Protection, 1994(2): 1-4.
- [5] Wiedersich H, Okamoto P R, Lam N Q. A theory of radiation-induced segregation in concentrated alloys[J]. Journal of Nuclear Materials. 1979, 83(1): 98-108.
- [6] Pathania. Analytical Transmission Electron Microscopy (ATEM) characterization of stress-corrosion cracks in LWR-irradiated austenitic stainless steel core components[R]. California: EPRI, 2003.
- [7] Was G S. Fundamentals of radiation materials science: Metals and alloys[M]. Berlin: Springer, 2007: 805-809.
- [8] Chung H M, Ruther W E, Sanecki J E, et al. Irradiation-assisted stress corrosion cracking of austenitic stainless steels: recent progress and new approaches[J]. Journal of Nuclear Materials, 1996, 239: 61-79.
- [9] Shoji T, Suzuki S, Raja K S. Current status and future of IASCC research[J]. Journal of Nuclear Materials, 1998, 258-263: 241-251.
- [10] Nakahigashi S, Kodama M, Fukuya K, et al. Effects of neutron irradiation on corrosion and segregation behavior in austenitic stainless steels[J]. Journal of Nuclear Materials, 1991, 179-181: 1061-1064.
- [11] McNeil M B. Irradiation assisted stress corrosion cracking[J]. Nuclear Engineering and Design, 1998, 181(1-3): 55-60.
- [12] Busby J T, Was G S, Kenik E A. Isolating the effect of radiation-induced segregation in irradiation-assisted stress corrosion cracking of austenitic stainless steels[J]. Journal of Nuclear Materials, 2002, 302(1): 20-40.
- [13] Fukuya K, Fujii K, Nishioka H, et al. A prediction model of IASCC initiation stress for bolts in PWR core internals[J]. Nuclear Engineering and Design, 2010, 240(3): 473-481.
- [14] Fournier L, Sencer B H, Was G S, et al. The influence of oversized solute additions on radiation-induced changes and post-irradiation intergranular stress corrosion cracking behavior in high-purity 316 stainless steels[J]. Journal of Nuclear Materials, 2003, 321(2-3): 192-209.
- [15] Zhou R S, West Elaine A, Jiao Z J, et al. Irradiation-assisted stress corrosion cracking of austenitic alloys in supercritical water[J]. Journal of Nuclear Materials, 2009, 395(1-3): 11-22.
- [16] Kenik E A, Jones R H, Bell G E C. Irradiation-assisted stress corrosion cracking[J]. Journal of Nuclear Materials, 1994, 212-215: 52-59.

- [17] Miura T, Fujii K, Fukuya K, et al. Characterization of deformation structure in ion-irradiated stainless steels[J]. Journal of Nuclear Materials, 2009, 386-388: 210-213.
- [18] 徐超亮, 王荣山, 黄平, 等. 不锈钢中子辐照加速应力腐蚀开裂的带电粒子辐照模拟[J]. 材料导报, 2012(26): 150-153.
Xu Chaoliang, Wang Rongshan, Huang Ping, et al. Charged-particles irradiation simulating neutron irradiation assisted strain corrosion cracking in stainless steel[J]. Materials Review, 2012(26): 150-153.
- [19] Pathania R S, Nelson J L. The use of proton irradiation to understand IASCC in LWR cores[R]. California: EPRI, 2001.
- [20] Cookson J M, Carter Jr R D, Damcott D L, et al. Irradiation assisted stress corrosion cracking of controlled purity 304L stainless steels[J]. Journal of Nuclear Materials, 1993, 202(1-2): 104-121.
- [21] Kondou K, Hasegawa A, Abe K. Study on irradiation induced corrosion behavior in austenitic stainless steel using hydrogen-ion bombardment[J]. Journal of Nuclear Materials, 2004, 329-333 :652-656.
- [22] Was G S, Allen T. Intercomparison of microchemical evolution under various types of particle irradiation[J]. Journal of Nuclear Materials, 1993, 205: 332-338.
- [23] Lee J H, Fukuda T, Kakeshita T. Isothermal martensitic transformation in sensitized SUS304 austenitic stainless steel at cryogenic temperature[J]. Materials Transactions, 2009, 50(3): 473-478.
- [24] Onchi T, Dohi K, Soneda N, et al. Mechanism of irradiation assisted stress corrosion crack initiation in thermally sensitized 304 stainless steel[J]. Journal of Nuclear Materials, 2005, 340(2-3): 219-236.
- [25] 李红梅, 杨武, 吕战鹏. 304 不锈钢在含硼和锂的高温水中的应力腐蚀破裂和断口分析[J]. 中国腐蚀与防护学报. 2004(1): 16-19.
Li Hongmei, Yang Wu, Lü Zhanpeng. Fractography of the stress corrosion cracking specimens of type 304 stainless steel in high temperature water containing boric and lithium ion[J]. Journal of corrosion and protection, 2004(1): 16-19.
- [26] Leclercq S. Prediction of the effects of radiation for reactor pressure vessel and in-core materials using multi-scale modeling- 60 years foreseen plant lifetime(PERFORM 60)[R]. France: Institute of Safety Research, 2008.
- [27] Chen Y, Chopra O K, Soppet W K. Irradiation-assisted stress corrosion cracking of austenitic stainless steels and Alloy 690 from Halden Phase-II Irradiations[R]. Argonne: NRC, 2008.
- [28] Ackland G. Controlling radiation damage[J]. Science, 2010, 327: 1587-1588.
- [29] Bai X M, Voter A F, Hoagland R G, et al. Efficient annealing of radiation damage near grain boundaries via interstitial emission[J]. Science, 2010, 327: 1631-1634.
- [30] Gertsman V Y, Bruemmer S M. Study of grain boundary character along intergranular stress corrosion crack paths in austenitic alloys[J]. Acta Mater, 2001, 49(9): 1589-1598.
- [31] Kokawa H, Shimada M, Michiuchi M, et al. Arrest of weld-decay in 304 austenitic stainless steel by twin-induced grain boundary engineering[J]. Acta Mater, 2007, 55(16): 5401-5407.
- [32] Ford F P. Corrosion assisted cracking of stainless and low-Alloyed steel in LWR-environment[R]. New York: EPRI, 1987.
- [33] Takakura K, Nakata K, Kubo N, et al. IASCC Evaluation Method of Irradiated Cold Worked 316ss Baffle Former Bolt in PWR Primary Water[C]//Proceedings of the ASEM Pressure Vessels and Piping Conference. Prague, Czech Republic: ASTM, 2010: 1071-1080.
- [34] Scott P. A review of irradiation assisted stress corrosion cracking[J]. Journal of Nuclear Materials, 1994, 211(2): 101-122.
- [35] Ishigure K, Nukii T, Ono S. Analysis of water radiolysis in relation to stress corrosion cracking of stainless steel at high temperatures - Effect of water radiolysis on limiting current densities of anodic and cathodic reactions under irradiation[J]. Journal of Nuclear Materials, 2006, 350(1): 56 - 65.
- [36] Chopra O K, Rao A S. A review of irradiation effects on LWR core internal materials-IASCC susceptibility and crack growth rates of austenitic stainless steels[J]. Journal of Nuclear Materials, 2011, 409 (3): 235 - 256.
- [37] 杨武. 核电设备耐蚀材料及其评价技术[J]. 机械工程材料. 1994(2): 16-19.
Yang Wu. Corrosion resistant materials used in nuclear power plants and their evaluation techniques[J]. Materials for Mechanical Engineering, 1994(2): 16-19
- [38] 李红梅, 杨武, 吕战鹏. 奥氏体不锈钢辐照促进应力腐蚀破裂的模拟研究[J]. 腐蚀与防护, 2000(12): 542-545.
Li Hongmei, Yang Wu, Lü Zhanpeng. Simulation research on irradiation assisted stress corrosion cracking of austenitic stainless steel [J]. Corrosion & Protection, 2000(12): 542-545.
- [39] 段远刚, 许斌, 唐传宝. 围板连接螺栓的辐照促进应力腐蚀裂纹研究 [J]. 核动力工程, 2007(2): 62-65.
Duan Yuangang, Xu Bin, Tang Chuanbao. Study on irradiation-assisted stress corrosion cracking of baffle-former bolts[J]. Nuclear Power Engineering, 2007(2): 62-65.
- [40] Glass R S, Van Konynenburg R A, Overturf G E. Corrosion processes of austenitic stainless steels and copper-based materials in gamma-irradiated aqueous environments[C]. Corrosion 86 NACE, Houston, TX, Mar 17-21, 1986.
- [41] Stellweg B, Staudt U. Water chemistry practice at German BWR plants [J]. Powerplant Chemistry, 2005, 7(2): 95-106.
- [42] 乔建生, 钟巍华, 杨文. 国产 A508—3 钢的小冲杆试验研究及问题探讨[J]. 华北电力大学学报, 2011(3): 106-112.
Qiao Jiansheng, Zhong Weihua, Yang Wen. Small punch test of the domestic A508-3 steel and issue argumentation[J]. Journal of Noah China Electric Power University, 2011(3): 106-112.

(编辑 陈华姣)

《科技导报》“书评”栏目征稿

“书评”栏目发表图书评论文章,被评论的图书以高级科普、学术专著及科学文化图书为主,兼顾科学精神、科学方法、科技哲学、科学人文、科学家传记、经典科学著作、科学通俗读物、科学道德等内容。欢迎投稿,择优刊登。每篇书评以2100字左右为宜,需配书影,并含书名、作者、出版单位、出版年份、定价等信息。栏目责任编辑:陈广仁,投稿邮箱:chenguangren@cast.org.cn。