

特约专栏

## 核电高温高压水中材料腐蚀关键测试技术

韩恩厚

(中国科学院核用材料与安全评价重点实验室, 中国科学院金属研究所, 辽宁 沈阳 110016)

**摘 要:** 针对核电厂核岛关键设备的主要腐蚀失效模式以及实验室模拟试验的关键难点问题, 自主设计并研制了系列在模拟核电高温高压水环境中开展材料多种腐蚀损伤试验的关键测试装备和原位测试技术, 用于材料腐蚀损伤试验研究和安全评价。设计并研制了在严格模拟核电站高温高压水化学环境中, 材料在加载条件下的光学、光谱、声发射、电化学、裂纹扩展、应变等原位腐蚀损伤模拟装备和测试技术; 设计并研制了核电高温高压水中划伤再钝化暂态电化学测试设备, 用于快速评价材料应力腐蚀敏感性, 使评价时间从以年和月为单位缩短到以天为单位; 研制了在模拟核电高温高压水中材料的腐蚀电化学、应力腐蚀、腐蚀疲劳、腐蚀磨损、缝隙腐蚀、辐照促进应力腐蚀等多种腐蚀失效行为的模拟设备与原位测试技术。这些测试技术形成了一系列标准。利用这些新装备和标准进行试验并获得了大量数据规律, 成功用于解决我国核电站的设计、建造与运行中核电材料的数据规律缺失、核电站运行许可证延续、服役安全评价问题。最后提出了核电材料与装备腐蚀领域的发展趋势与未来值得重视的 10 方面课题。

**关键词:** 核电; 腐蚀; 原位测试技术; 安全评价; 材料损伤试验; 高温高压水

**中图分类号:** TG174. 3; TM623 **文献标识码:** A **文章编号:** 1674-3962(2020)07-0519-08

## Key Testing Techniques for Corrosion of Nuclear Materials in High Temperature Pressurized Water

HAN En-Hou

(Key Laboratory for Nuclear Materials and Safety Assessment of Chinese Academy of Science(CAS),  
Institute of Metal Research, CAS, Shenyang 110016, China)

**Abstract:** More than 10 kinds of key testing equipments to simulate various corrosion failure modes of materials and *in-situ* testing technologies for material degradation test in high temperature pressurized water of nuclear power plant (NPP) were designed and developed independently for material degradation research and safety assessment. By strictly simulating the water chemistry in high temperature pressurized water various *in-situ* measurement technologies were innovated. The optical, spectral, acoustic emission, electrochemical, crack propagation, strain and other *in-situ* measurement techniques were established for materials corrosion in high temperature pressurized water of NPP under loading conditions. The transient electrochemical parameters by scratching repassivation in high temperature pressurized water to evaluate stress corrosion cracking susceptibility was invented, which shortened the evaluation time from several months to several days. The *in-situ* testing equipments, including corrosion electrochemistry, stress corrosion cracking, corrosion fatigue, fretting wear, crevice corrosion and irradiation assisted stress corrosion cracking etc, were developed to investigate corrosion behaviors of various materials in NPP. Accordingly, the testing standards were initiated. A large amount of testing data were obtained by these new techniques and equipments, which were used in the design, construction and operation of NPP in China. Finally, the development trend and future issues in this field are put forward.

**Key words:** nuclear power; corrosion; *in-situ* measurement techniques; safety assessment; materials' degradation testing; high temperature pressurized water

收稿日期: 2020-06-22

基金项目: 科技部“973”计划项目(2006CB605000, 2011CB610500);  
国家科技重大专项课题(2011ZX06004-009); 中国科学院  
院重大科研装备研制项目(YZ0625, YZ201230)

第一作者: 韩恩厚, 男, 1961 年生, 研究员, 博士生导师,  
Email: ehhan@imr.ac.cn

DOI: 10.7502/j.issn.1674-3962.202006029

### 1 前言

积极发展核电是减少环境污染、改变我国能源结构的重要举措。核能目前已经成为我国的主要基础能源之一, 为了提高固有安全性与效率, 人们在不断研究不同的核反

应堆型。在现役的核反应堆中, 90%以上的堆型是水堆, 这种趋势在未来 30~50 年内不会发生根本性改变。我国核电的发展路线是以压水堆为主, 且坚持自主设计、自主建造、自主运行、自主管理。目前在役核反应堆数量已经位于全球第三, 在建处于全球第一。按照核能发展规划, 15~20 年后我国将成为全球第一的核能利用大国。

核能利用的首要问题是保障安全。国内外的统计结果表明, 高温高压水中材料的腐蚀始终是影响核电装备服役安全性、可靠性与服役寿命的首要问题。只有对材料在核电高温高压水中的腐蚀损伤规律有系统全面的认识, 才能有效保障核电站的安全性、可靠性。为了评定核电材料的抗均匀腐蚀、应力腐蚀、腐蚀疲劳、腐蚀磨损、缝隙腐蚀、辐照促进应力腐蚀等性能, 澄清腐蚀机理<sup>[1]</sup>, 获取各类材料的性能数据, 以支撑设计、安全审评和优化制造工艺、运行参数, 评价服役安全性与可靠性, 需要大量的具备模拟核电服役环境和失效模式的试验设备开展实验研究<sup>[2]</sup>。国际上特别是核能发达国家对高温高压水中材料腐蚀研究非常重视<sup>[3-5]</sup>。

在 20 世纪八九十年代, 国内研究机构主要利用静态高压釜测试材料在高温高压水环境中的腐蚀, 由于不能严格控制水化学, 测试结果与实际差异大; 仅有的几台带高温高压水循环回路的测试系统也只能进行均匀腐蚀和应力腐蚀测试, 功能较单一, 缺乏原位在线测试功能。装备受制于人的被动局面不仅严重妨碍我国核电材料研究与核电站安全性、可靠性评价, 而且严重阻碍了我国核电技术发展。国产关键材料在核电一回水环境中服役损伤数据的缺乏, 导致核电设计依赖国外数据和标准、核电装备制造依靠进口材料, 大幅增加了建设成本, 严重阻碍了我国核电技术自主化。对此, 核电设计、制造、运行、安全审评单位以及管理部门非常重视。

国际上一直在探索模拟核电高温高压水中的服役条件下不同腐蚀损伤模式、原位测试技术与加速试验方法。美国对核电材料在高温高压水中腐蚀的数据积累最多, 研究人员不仅在准确模拟核电站服役参数下进行试验研究, 也研究模拟偏离运行条件参数下的材料腐蚀服役行为。通过实验室开展长时间的模拟腐蚀试验, 获得材料的腐蚀损伤数据与规律, 从而开展核电站的服役安全性与可靠性评价, 进而预测和延长核电站的服役寿命。近年来, 美国加强了辐照与腐蚀交互作用下材料损伤行为的实验室原位模拟试验研究<sup>[6]</sup>, 在澄清材料腐蚀机理的同时, 试图更准确地实现预测以及新材料的研发、选用与新制造工艺的评定。对近年来迅速发展的增材制造技术, 美国针对核用材料开展了一系列研究<sup>[7]</sup>, 并首次把 3D 打印工艺用于核工程部件上。法国较系统地研究了制

造工艺参数对材料腐蚀行为的影响规律<sup>[8]</sup>; 近年来通过把飞行时间二次离子质谱 (TOF-SIMS) 与模拟核电高温高压水中的原位表面研究相结合, 获得核电材料在微纳米尺度上的损伤行为规律<sup>[9]</sup>。日本就准确模拟核电站服役条件下的材料腐蚀损伤规律开展了大量的研究, 近年来把核电高温高压水中长时间金属材料老化与应力腐蚀建立关联<sup>[10]</sup>, 为核电站寿命预测提供了帮助; 此外, 日本也采用计算模拟技术从不同尺度进行理论计算, 并进行多尺度关联<sup>[11]</sup>, 试图提供更有价值的基础信息。英国近年来开发了模拟高温高压水与原位透射电镜结合的原位研究技术<sup>[12]</sup>, 在微观损伤机理研究方面获得有价值信息。加拿大在高温高压水辐照水解后的水质变化及其对腐蚀的影响方面取得了良好进展<sup>[13]</sup>。可见, 国际上一直在努力从材料、环境、载荷等多角度研究模拟核电站服役环境条件下的腐蚀损伤行为, 特别是研发原位测试技术。

以原位划伤再钝化加速试验方法为例, 1983 年 Burstein 提出可以用划伤电化学评价应力腐蚀敏感性<sup>[14]</sup>; Kwon 等 2000 年在常压 80 °C 水中进行了划伤再钝化试验<sup>[15]</sup>, 证明了这种方法在较低温度下快速评价应力腐蚀敏感性的可行性。2004 年 Bosch 等开展了高温高压水中 (300 °C, 10 MPa) 的划伤再钝化试验<sup>[16]</sup>, 由于其测试技术不能有效模拟再钝化暂态, 获得的结果难以实现与应力腐蚀的关联。

在核岛高温高压水环境中, 材料存在多种腐蚀损伤模式, 同时叠加疲劳、拉伸、磨损等复杂载荷形式, 因此有效模拟核电站存在的主要腐蚀失效形式、兼顾腐蚀与载荷联合作用是国际上长期没有很好解决的难题。特别是原位在线测试技术一直是国际难题。主要技术难点可归结为以下 3 个方面: ① 材料在高温高压水密闭系统中, 腐蚀损伤过程参数的原位实时在线测试技术: 包括材料表面的光学、光谱、电化学等在线测试, 腐蚀疲劳应变与应力腐蚀的裂纹生长速率在线测试等; ② 多种损伤形式模拟: 包括均匀腐蚀、应力腐蚀、腐蚀疲劳、腐蚀磨损、缝隙腐蚀、辐照促进应力腐蚀等多种腐蚀形式; 复杂载荷形式 (疲劳、拉伸、磨损); 不同形状和尺寸样品 (管、板、棒、辐照小样品); 特殊服役环境空间 (如缝隙) 的模拟; ③ 腐蚀环境条件的准确模拟与参数的长期精确控制与测量: 包括微小溶解氧含量、溶解氢含量、电导率的测控, pH 值的测量, 温度、压力与流量的精确测控。

作者研究团队针对上述问题研发出系列测试装备与原位在线测试技术, 并形成了系列评价技术标准。使用这些装备在机理研究中发现了一系列新现象与规律, 研究成果已用于我国现役核电站安全评价与新建三代核电的设计、制造技术评定与安全审评中。

## 2 测试装备与技术的研发

### 2.1 材料腐蚀损伤过程参数的准确在线测量

针对国际上一直以来不能直接获取核电高温高压水中材料表面形貌、结构、化学组成、微裂纹形成与长大的过程参数的问题,研制了材料表面(光学,光谱)、腐蚀电化学、应变(线性可变差动变压位移传感器 LVDT)、应力腐蚀裂纹扩展(直流电位降,DCPD)、声发射(AE)等原位测试技术、软件与集成设备。

采用综合性能优良的单晶蓝宝石片作为高温高压水环境下的光学传递元件,设计密封安全可靠、结构简单、使用方便的光学视镜结构,用特殊镜筒设计,实现了高温高压水中材料表面形貌原位光学观测。通过提高高温高压水中光学分辨率和成像质量,与改进的在线拉曼光谱分析仪联用,实现原位监测高温高压水中腐蚀产物膜的成分、结构演化特征(图 1)。利用多孔氧化锆液接塞维持标准参比溶液池与高压釜内水溶液的压力平衡,实现高温高压水中材料的原位电化学测试并形成测试标准<sup>[17]</sup>。通过利用高压釜内的压力产生恒定载荷巧妙设计加载轴,实现高温高压水原位恒载荷加载。在进行力学/化学交互作用试验时,能够原位监测腐蚀开裂特征<sup>[18]</sup>。



图 1 核电高温高压水中加载条件下进行原位光学观察、光谱成分分析的测试装备

Fig. 1 Equipment for *in-situ* optical surface observation, corrosion products analysis by spectrum under constant load

作者团队研制了高温高压水中材料腐蚀损伤的 AE 原位测试设备,可同时实现电化学测试、AE 监测、光学观察 3 种测试技术的原位联合测试,且三者互不干扰,实现了从多角度研究材料的腐蚀行为与特征。利用该设备监测了模拟核电高温高压 B/Li 水中材料的开裂过程(图 2):高幅 AE 信号对应裂纹扩展过程,低幅 AE 信号对应塑性变形过程;随应力强度因子的增加,AE 信号数量增多,高应力强度因子条件下 AE 信号有时呈“阶跃”式增加。建立了原位 AE 信号与核级不锈钢高温高压水中应力腐蚀开裂过程的对应关系<sup>[19-22]</sup>,实现了对核电高温高压水中材料应力腐蚀开裂过程直接原位在线监测。

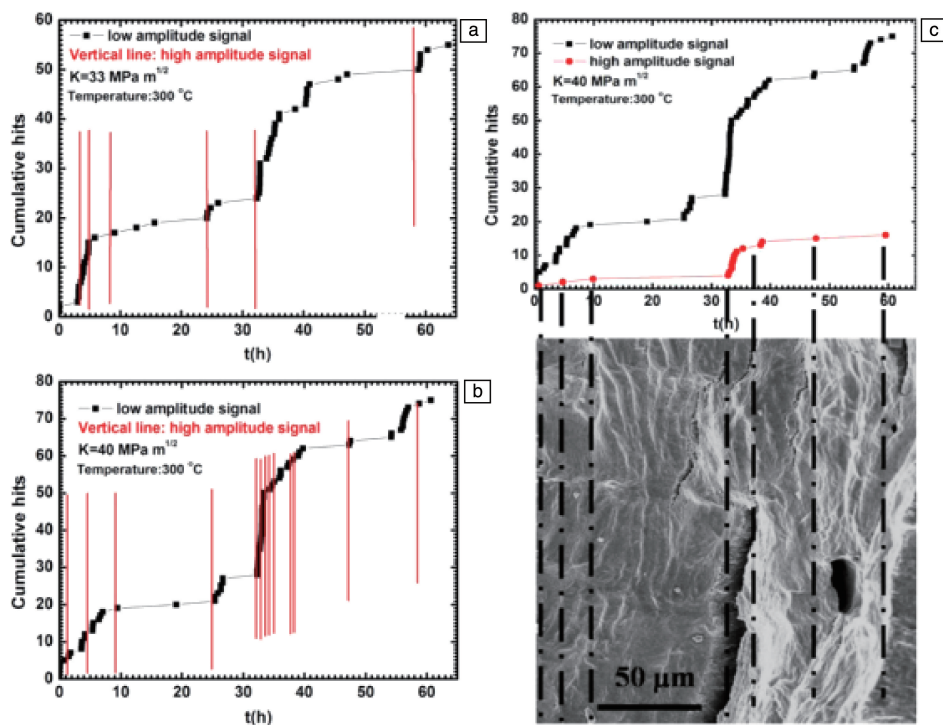


图 2 核级 304SS 在 300 °C、10 MPa 的 B/Li 高温高压水中不同应力强度因子下应力腐蚀开裂的原位 AE 信号<sup>[22]</sup>: (a) 33 MPa·m<sup>1/2</sup>, (b) 40 MPa·m<sup>1/2</sup>, (c) AE 信号发展与断裂形貌对应

Fig. 2 *In-situ* AE signals of 304 SS in B/Li high temperature pressurized water with 300 °C and 10 MPa under different stress intensity factor<sup>[22]</sup>: (a) 33 MPa·m<sup>1/2</sup>, (b) 40 MPa·m<sup>1/2</sup>, (c) the fracture microstructure corresponded with AE signal development



在核电高温高压水中,极难在线精确测量高压釜中疲劳样品的变形量。研制了测试疲劳试样标距段应变的 LVDT 及应变原位在线监测技术,利用该技术的腐蚀疲劳测试系统能够在 400 °C、25 MPa 以下高温高压水中长期稳定工作,对不同形状与尺寸的样品成功实现了核电高温高压水中腐蚀疲劳期间试样标距段应变的原位在线精确测量并形成了测试评价标准<sup>[23-27]</sup>。

建立了利用 DCPD 技术测量高温高压水中材料应力腐蚀裂纹扩展速率的测试设备平台,开展研究并制定了测试标准<sup>[28-37]</sup>,基于 LabVIEW,编制了控制与数据采集软件,形成了软件著作权。利用该测试设备平台完成了大亚湾核电站一回路开裂弯头的风险评估和寿命预测。

## 2.2 不同形式载荷作用下的原位在线测试技术

针对核电站中存在的不同载荷形式(拉伸、交变载荷、磨损)下发生的失效模式,研制了原位划伤再钝化、腐蚀磨损、应力腐蚀、腐蚀疲劳等多种失效行为的模拟测试设备。

材料在溶液中的划伤再钝化暂态行为反映了材料表面膜的损伤再修复能力,与裂纹尖端的膜破裂机制存在内在联系,因此可以用来研究材料的应力腐蚀敏感性。要在模拟核电材料服役的 350 °C 高温和 20 MPa 高压釜内对材料实现划伤试验,需要克服水化学环境模拟、高压釜内外传动杆的快速动密封、电极及引线的绝缘、信号

获取等难题,国际上一直没有可用的设备与方法。

自主研发了模拟核电材料在高温高压水中的划伤再钝化测试设备(图 3),包括可精确模拟水化学环境的高温高压水循环回路、高温高压水中原位单道和多道快速划伤电极系统。通过压力平衡设计和特殊机械密封解决了快速运动轴的内外压力平衡和动密封难题。通过釜外气动装置与釜内划头相连,实现了在模拟核电高温高压水中样品表面 4 m/s 的快速划伤及划伤暂态电流的快速测量(图 4b)。通过在快速运动轴和外部气缸活塞连杆的连接处设有磁钢,配合霍尔传感器和精密计时器实现快速运动轴的运动时间精确测量。实现了金属材料表面膜在高温高压水中的原位单道和多道快速划伤、试样表面划伤位置重新成膜过程中暂态电化学信号的快速采集和记录<sup>[38, 39]</sup>。在此基础上,建立了原位划伤再钝化测试标准<sup>[40]</sup>。



图 3 原位划伤再钝化测试设备

Fig. 3 In-situ scratching repassivation equipment

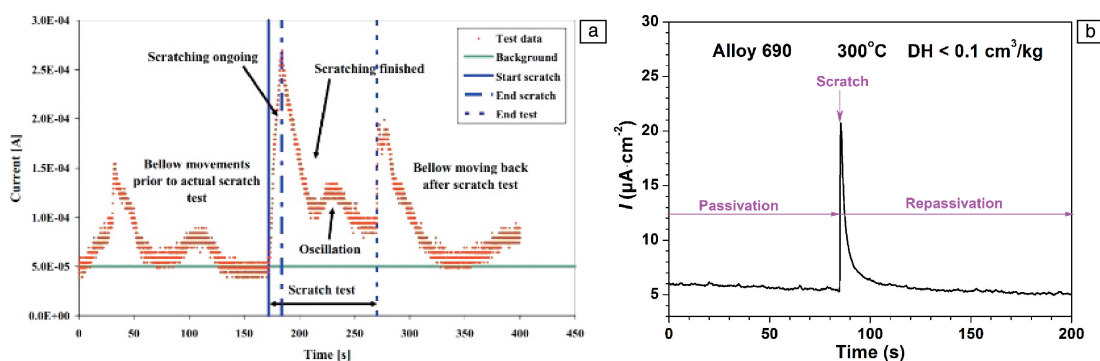


图 4 国外在 300 °C 静态高温水中测试的划伤再钝化电流,不能反映真实的再钝化行为,难以用于评定材料开裂敏感性(a)<sup>[15]</sup>;该设备测量的划伤再钝化电流(b)<sup>[38]</sup>

Fig. 4 The repassivation kinetic in static autoclave (a)<sup>[15]</sup>; the repassivation kinetic from this new equipment (b)<sup>[38]</sup>

该装置的优势为:严格模拟核电高温高压水环境,在划伤速率达 4 m/s 时成功实现划伤再钝化电流的原位在线测量。利用该设备和测试方法获得一系列快速测量结果,通过数值解析,获得反映再钝化速率的参数 cBV,将其与长周期测量的裂纹扩展速率对比,变化规律相同(图 5),因此 cBV 值可以用来快速评价核用材料在高温高压水中应力腐蚀敏感性<sup>[38, 39]</sup>,使应力腐蚀敏感性评价

试验周期从原来的几个月或几年缩短到几天,大大降低了核电新材料研制、选材和水化学参数优化的时间成本。

## 2.3 不同形状、不同尺寸样品和特殊服役空间高温高压水中材料损伤模拟测试技术

我国核电设备材料在运行环境中的疲劳强度数据测试和评价技术长期依赖国外。作者团队研制了高温高压水中腐蚀疲劳试验测试设备与技术,能够原位精确监测



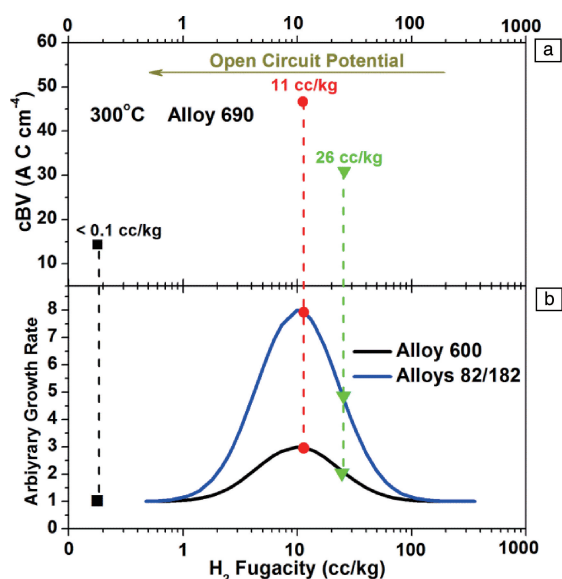


图5 690合金再钝化动力学参数与长时间测量的应力腐蚀裂纹扩展速率变化趋势一致<sup>[38]</sup>

Fig. 5 Repassivation kinetics has excellent agreement with stress corrosion cracking growth rate by long term testing<sup>[38]</sup>

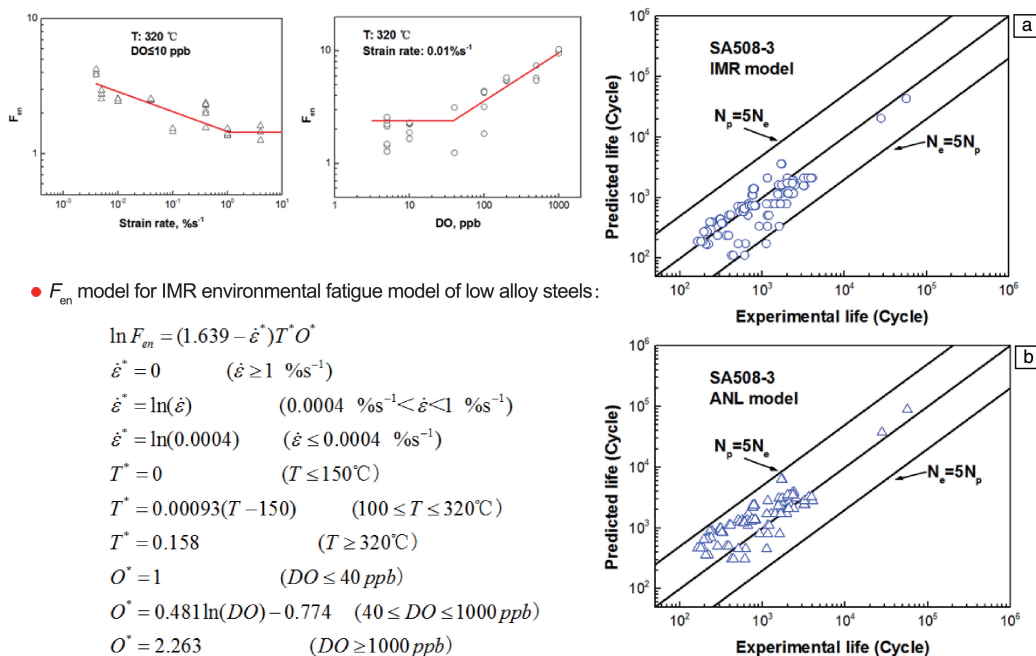


图6 核电结构材料(低合金钢)环境疲劳评价模型-IMR模型<sup>[42]</sup>

Fig. 6 IMR environmental fatigue model for low alloy steels in nuclear power plant(NPP)<sup>[42]</sup>

作者团队还研制了适用于核电高温高压水环境的人工缝隙模拟设备, 缝隙宽度和深度精确可调(图8), 建立了核电高温高压水中缝隙腐蚀的科学评定方法与标准<sup>[49-51]</sup>。

研制了模拟核电站中由于流致振动导致的高温高压水中材料微动磨损的试验装置, 获得了不同正压力、频率、振幅等参数下蒸汽发生器管与减震条之间的损伤规

疲劳试样标距段在高温高压水中的应变, 实现了标准棒状、片状疲劳试样和非标准的扁舟状(管材)、缺口(缺陷零部件)、微动疲劳(微动接触零部件)等试样在高温高压水环境中的低周疲劳试验。该设备已经成功用于评价国产核电关键结构材料在高温高压水环境中的环境疲劳性能, 由此形成了具有中国自主知识产权的核级低合金钢、不锈钢及镍基合金的环境疲劳强度评价方法(IMR模型, 图6)和标准<sup>[41-44]</sup>, 为核电设计院、核安全审评中心、制造企业、运行核电站许可证延续的安全评价及相应的核安全监管工作提供了科学依据, 为我国核电基础研究、压水堆重大专项的实施及核电“走出去”提供了技术保障。

由于中子辐照试验的成本过高, 通过模拟辐照开展材料的辐照促进应力腐蚀试验以获取规律是国际趋势。研制了模拟辐照促进应力腐蚀开裂的试验设备, 可实现小尺寸、多个(4个)模拟辐照样品的同时, 在高温高压水中, 和恒载荷或慢应变速率拉伸条件下的辐照促进应力腐蚀开裂的测试(图7), 并形成了相关测试标准<sup>[45-48]</sup>。已用于评价国产材料的辐照促进应力腐蚀性能。

律(图9), 并形成了测试评价标准<sup>[52-56]</sup>, 为我国核电站安全评价提供了技术支撑。

### 3 未来趋势与值得重视的问题

国际上, 对材料在核电高温高压水中的腐蚀研究一方面持续积累不同材料、不同制备工艺的材料在模拟核

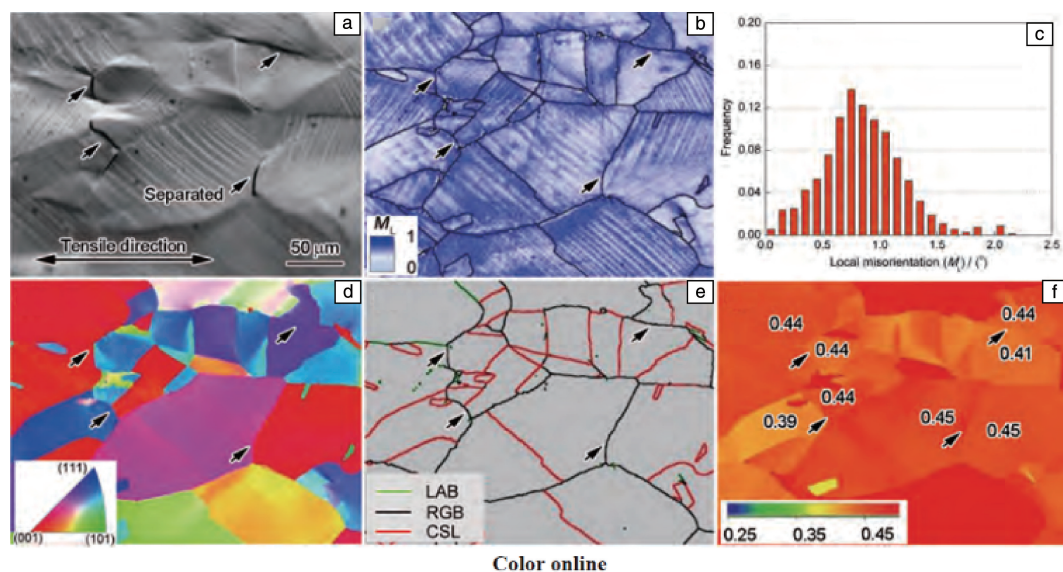


图 7 5.0 dpa 剂量辐照后试样经 3% 应变 SSRT 实验后应力腐蚀开裂 (SCC) 区域的 EBSD 分析<sup>[47]</sup>

Fig. 7 EBSD analyses of stress corrosion cracking (SCC) area for the 5.0 dpa irradiated specimens following a strain of 3% by SSRT test in the primary water (The cracked grain boundaries are highlighted by black arrows): (a) SEM image of the analyzed area, (b) color coded  $M_L$  map showing residual strain, (c) distribution of local misorientations, (d) crystal orientation, (e) grain boundary character, (f) Schmid factor<sup>[47]</sup>

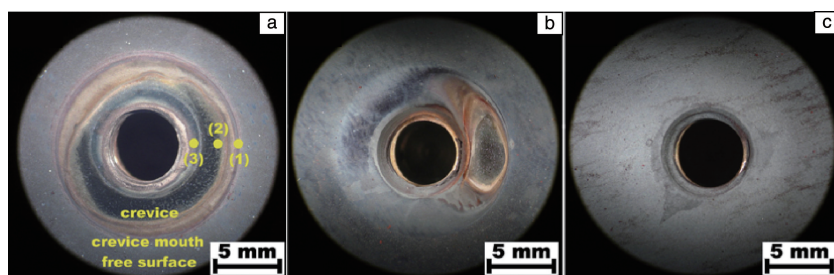


图 8 在含有 3ppm 氧、290 °C 水中不同缝隙宽度试样腐蚀试验 150 h 后的表面形貌<sup>[50]</sup>: (a) 125 μm, (b) 250 μm, (c) 500 μm  
Fig. 8 Surface morphologies of crevice specimen after 150 h exposure tests in 290 °C water containing 3ppm DO at different crevice widths<sup>[50]</sup>: (a) 125 μm, (b) 250 μm, (c) 500 μm

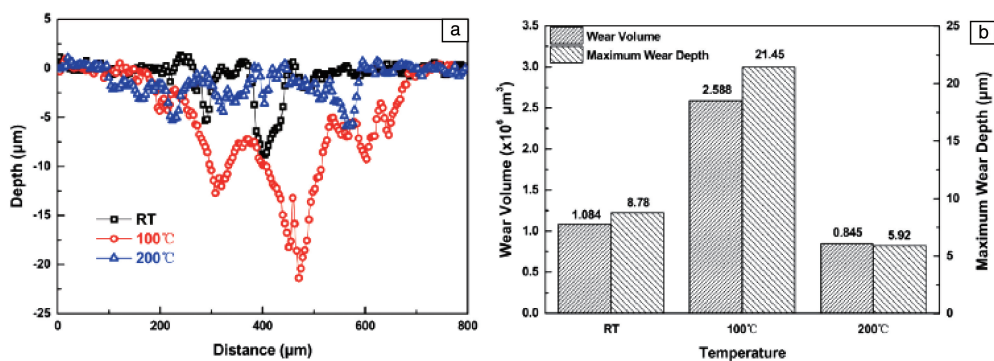


图 9 690TT 管在不同温度纯水中微动磨损试验后表面磨损<sup>[53]</sup>: (a) 磨损部位截面深度形状, (b) 磨损体积与最大磨损深度  
Fig. 9 The worn scars on 690TT tubes tested in pure water with different temperature<sup>[53]</sup>: (a) cross-sectional profiles, (b) wear volumes and maximum wear depths

电站高温高压水中腐蚀损伤数据, 特别是长时间的材料腐蚀损伤数据, 包括模拟已经出现和可能出现的不同腐

蚀损伤模式; 另一方面, 发展多种原位测试方法甚至高通量测试方法, 试图直接观察和获取其损伤动力学, 且

通过一次测试获取更多有价值的信息。此外,对高温高压水中材料腐蚀过程的计算模拟在不断兴起;新材料与新工艺制造的材料在核电高温高压水中的腐蚀行为也被不断探索。

目前,本领域存在的科学问题包括但不限于:高温高压水中的材料腐蚀电化学动力学;多因素交互作用下高温高压水中的材料腐蚀损伤机制;高温高压水中材料的长期腐蚀损伤规律与损伤动力模型。未来期望在以下10个方面重视和加强研究:①高温高压水中材料的力学与腐蚀的交互作用机制,包括应力腐蚀、腐蚀疲劳、微动磨损、流动加速腐蚀等等;②材料在辐照与高温高压水交互作用下的腐蚀机制;③高温高压水中氢在材料腐蚀过程中的作用与机制;④新材料在高温高压水中的腐蚀机制与规律;⑤制造工艺对高温高压水中材料腐蚀的影响机制与规律;⑥水化学参数(包括溶解氢、溶解氧、高温pH值、注锌、辐射水解物、杂质离子等)对高温高压水中材料腐蚀损伤机制与规律的影响;⑦高温高压水环境中材料腐蚀产物溶出、迁移、沉积的规律、机理与模型;⑧高温高压水中材料腐蚀损伤的原位测试与高通量测试方法研究;⑨高温高压水与材料界面的表征;⑩高温高压水中材料腐蚀损伤过程的计算模拟。

## 4 结 语

研制了模拟核电高温高压水环境下材料的多种腐蚀失效模式的系列测试装备和原位测试技术,包括在加载条件下的光学、光谱、声发射、电化学、裂纹扩展、应变等原位测量装备与技术,划伤再钝化暂态电化学快速评价材料应力腐蚀敏感性的装备与技术,腐蚀疲劳、应力腐蚀、腐蚀磨损、缝隙腐蚀、辐照促进应力腐蚀等腐蚀失效行为的原位测试设备与技术,并形成了系列测试评价标准,成功用于解决我国核电站的设计、建造与运行中核电材料的数据规律缺失和核电站运行许可证延续、服役安全评价问题,为保障核电站的服役运行安全和可靠性提供了支撑。最后提出了核电材料与装备腐蚀领域值得重视的10个方面研究课题。

**致谢:** 本文总结了研究团队过去15年来在核电材料腐蚀行为测试装备建设与原位测试技术研发方面的工作,感谢柯伟院士的指导,以及王俭秋研究员、吴欣强研究员、彭群家研究员等同事与多位研究生的共同努力。

## 参考文献 References

[1] 韩恩厚,王俭秋,吴欣强,等.金属学报[J],2010,46(11):1379-1390.  
HAN E-H, WANG J Q, WU X Q, *et al.* Acta Metallurgica Sinica[J], 2010, 46(11): 1379-1390.

[2] 韩恩厚.金属学报[J],2011,47(7):769-776.  
HAN E-H. Acta Metallurgica Sinica[J], 2011, 47(7): 769-776.  
[3] STAEHLE R W, GORMAN J A. Corrosion[J], 2003, 59(11): 931-994.  
[4] STAEHLE R W, GORMAN J A. Corrosion[J], 2004, 60(1): 5-63.  
[5] STAEHLE R W, GORMAN J A. Corrosion[J], 2004, 60(2): 115-180.  
[6] WANG P, WAS G S. Journal of Materials Research[J], 2015, 30(09): 1-14.  
[7] LOU X, OTHON M A, REBAK R B. Corrosion Science[J], 2017, 127(10): 120-130.  
[8] SCOTT P, FOUCAULT M, BRUGIER B, *et al.* Proceedings of the 12<sup>th</sup> International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System-Water Reactors [C]. Salt Lake City, Utah: TMS(The Minerals, Metals & Materials Society), 2005: 497-507.  
[9] MAZENC A, GALTAYRIES A, SEYEUX A, *et al.* Surface and Interface Analysis[J], 2013, 45(1): 583-586.  
[10] ARIOKA K, MIYAMOTO T, YAMADA T, *et al.* Corrosion[J], 2010, 66(1): 1-13.  
[11] DAS N K, SHOJI T. Materials Chemistry and Physics[J], 2010, 122(2/3): 336-342.  
[12] BURKE M G, BERTALI G, PRESTAT E, *et al.* Ultramicroscopy[J], 2017, 176: 46-51.  
[13] IBRAHIM B, ZAGIDULIN D, SMITH J M, *et al.* Proceedings of 17<sup>th</sup> International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors[C]. Ottawa: Curran Associates, Inc., 2015.  
[14] BURSTEIN G T, MARSHALL P I. Corrosion Science[J], 1983, 23: 125-137.  
[15] KWON H S, CHO E A, YEOM K A. Corrosion[J], 2000, 56(1): 32-40.  
[16] BOSCH R W, SCHEPERS B, VANKEERBERGHEN M. Electrochimica Acta[J], 2004, 49: 3029-3038.  
[17] 核电厂金属材料高温高压水中电化学试验方法: T/CNS 6-2018[S]. 北京:中国核学会,2018.  
Test Method for Electrochemistry in High Temperature High Pressure Water of Metallic Materials Used in Nuclear Power Plants: T/CNS 6-2018[S]. Beijing: Chinese Nuclear Society, 2018.  
[18] KUANG W J, WU X Q, WANG X, *et al.* Corrosion[J], 2015, 71(6): 687-691.  
[19] XU J, WU X Q, HAN E-H. Corrosion Science[J], 2011, 53: 448-457.  
[20] XU J, WU X Q, HAN E-H. *et al.* Corrosion Science[J], 2011, 53: 1537-1546.  
[21] XU J, WU X Q. HAN E-H. Corrosion Science[J], 2012, 63: 91-99.  
[22] XU J, WU X Q, HAN E-H. Corrosion Science[J], 2013, 73: 262-273.  
[23] TAN J B, WUX Q, HAN E-H, *et al.* Journal of Nuclear Materials[J], 2017, 489: 33-41.



- [24] TAN J B, WU X Q, HAN E-H, *et al.* Corrosion Science[J], 2016, 102: 394–404.
- [25] TAN J B, WU X Q, HAN E-H, *et al.* Corrosion Science[J], 2014, 88: 349–359.
- [26] TAN J B, WU X Q, HAN E-H, *et al.* Corrosion Science[J], 2014, 89: 203–213.
- [27] 核电厂金属材料高温高压水中腐蚀疲劳试验方法: T/CNS 4–2018[S]. 北京: 中国核学会, 2018.  
Test Method for Corrosion Fatigue in High Temperature High Pressure Water of Metallic Materials Used in Nuclear Power Plants: T/CNS 4–2018[S]. Beijing: Chinese Nuclear Society, 2018.
- [28] MING H L, ZHANG Z M, XIU P Y, *et al.* Acta Metallurgica Sinica[J], 2016, 29: 848–858.
- [29] MING H L, ZHU R L, ZHANG A M, *et al.* Materials Science & Engineering: A[J], 2016, 669: 279–290.
- [30] ZHU R L, WANG J Q, ZHANG L T, *et al.* Corrosion Science[J], 2016, 112: 373–384.
- [31] DONG L J, PENG Q J, HAN E-H, *et al.* Corrosion Science[J], 2016, 107: 172–181.
- [32] ZHU R L, WANG J Q, MING H L, *et al.* Materials and Corrosion[J], 2017, 69(3): 1–9.
- [33] HAN Y L, HAN E-H, PENG Q J, *et al.* Corrosion Science[J], 2017, 121: 1–10.
- [34] ZHU R L, WANG J Q, ZHANG Z M, *et al.* Corrosion Science[J], 2017, 120: 219–230.
- [35] DONG L J, PENG Q J, HAN E-H, *et al.* Journal of Materials Science & Technology[J], 2018, 34(8): 1281–1292.
- [36] ZHU R L, WANG J Q, MING H L, *et al.* Materials and Corrosion[J], 2018, 69: 328–336.
- [37] 核电厂金属材料高温高压水中应力腐蚀裂纹扩展试验方法: T/CNS 5–2018[S]. 北京: 中国核学会, 2018.  
Test Method for Stress Corrosion Crack Growth in High Temperature High Pressure Water of Metallic Materials Used in Nuclear Power Plants: T/CNS 5–2018[S]. Beijing: Chinese Nuclear Society, 2018.
- [38] WANG J Z, LI X H, WANG J Q, *et al.* Corrosion Science[J], 2015, 95: 125–132.
- [39] WANG J Z, HAN E-H, WANG J Q. Electrochemistry Communications[J], 2015(60): 100–103.
- [40] 核电厂金属材料高温高压水中划伤再钝化试验方法: T/CNS 3–2018[S]. 北京: 中国核学会, 2018.  
Test Method for Scratching-repassivation in High Temperature High Pressure Water of Metallic Materials Used in Nuclear Power Plants: T/CNS 3–2018[S]. Beijing: Chinese Nuclear Society, 2018.
- [41] 吴欣强, 徐松, 韩恩厚, 等. 金属学报[J], 2011, 47(7): 790–796.  
WU X Q, XU S, HAN E-H, *et al.* Acta Metallurgica Sinica[J], 2011, 47(7): 790–796.
- [42] 吴欣强, 谭季波, 徐松, 等. 金属学报[J], 2015, 51(3): 298–306.  
WU X Q, TAN J B, XU S, *et al.* Acta Metallurgica Sinica[J], 2015, 51(3): 298–306.
- [43] TAN J B, LIU X Q, XU X L, *et al.* Corrosion[J], 2016, 72(5): 655–664.
- [44] 压水堆核电厂金属材料环境疲劳影响模型: T/CNS 12–2019[S]. 北京: 中国核学会, 2019.  
Environmentally Assisted Fatigue Model of Metallic Materials Used in Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plants: T/CNS 12–2019[S]. Beijing: Chinese Nuclear Society, 2018.
- [45] DENG P, PENG Q J, HAN E-H, *et al.* Corrosion Science[J], 2017, 127: 91–100.
- [46] 邓平, 彭群家, 韩恩厚, 等. 金属学报[J], 2017, 53(12): 1588–1602.  
DENG P, PENG Q J, HAN E-H, *et al.* Acta Metallurgica Sinica[J], 2017, 53(12): 1588–1602.
- [47] 邓平, 孙晨, 彭群家, 等. 金属学报[J], 2019, 55(3): 349–361.  
DENG P, SUN C, PENG Q J, *et al.* Acta Metallurgica Sinica[J], 2019, 55(3): 349–361.
- [48] 核电厂金属材料高温高压水中模拟辐照促进应力腐蚀开裂敏感性试验方法: T/CNS 13–2019[S]. 北京: 中国核学会, 2019.  
Test Method for Simulated Irradiated Assisted Stress Corrosion Cracking Susceptibility in High Temperature Pressurized Water of Metallic Materials Used in Nuclear Power Plants: T/CNS 13–2019[S]. Beijing: Chinese Nuclear Society, 2019.
- [49] CHEN D X, WU X Q, HAN E-H, *et al.* Corrosion[J], 2015, 71(10): 1213–1223.
- [50] CHEN D X, HAN E-H, WU X Q. Corrosion Science[J], 2016, 111: 518–530.
- [51] 核电厂金属材料高温高压水中缝隙腐蚀试验方法: T/CNS 14–2019[S]. 北京: 中国核学会, 2019.  
Test Method of Crevice Corrosion in High Temperature Pressurized Water for Metallic Materials Used in Nuclear Power Plants: T/CNS 14–2019[S]. Beijing: Chinese Nuclear Society, 2019.
- [52] MING H L, LIU X C, ZHANG Z M, *et al.* Tribology International[J], 2018, 126: 133–143.
- [53] LIU X C, MING H L, ZHANG Z M, *et al.* Acta Metallurgica Sinica[J], 2019, 32(12): 1437–1448.
- [54] MING H L, LIU X C, YAN H L, *et al.* Scripta Materialia[J], 2019, 170: 111–115.
- [55] MING H L, LIU X C, LAI J, *et al.* Journal of Nuclear Materials[J], 2020, 529: 151930.
- [56] 核电厂金属材料高温高压水中切向微动磨损试验方法: T/CNS 15–2019[S]. 北京: 中国核学会, 2019.  
Test Method for Tangential Fretting Wear in High Temperature Pressurized Water for Metallic Materials Used in Nuclear Power Plants: T/CNS 15–2019[S]. Beijing: Chinese Nuclear Society, 2019.

(编辑 张雨明)