

压水堆蒸汽发生器热交换管的在役涡流检查

ECT for In-service Inspection of SG Tubing in PWR

陆念文 汪小龙

(苏州热工研究院有限公司, 江苏 苏州 215004)

介绍了压水堆蒸汽发生器热交换管的材料构成以及几种材料腐蚀的类型, 阐述了热交换管的老化机理、发生部位及裂纹形态, 论述了热交换管在役检查的要求、方法及局限性。

蒸汽发生器; 热交换管, 应力腐蚀开裂, 涡流检查

Abstract: This paper gives a general introduction to Eddy Current Test (ECT) for In-service Inspection (ISI) of SG tubing, including the material structure, the type of the corrosion, the mechanism of degradation, location and pattern of the corrosion cracking. The ISI requirement for tubing and limitations of ECT are also discussed in the paper.

Key words: SG; Heat exchange tube; Stress corrosion cracking; Eddy current test

蒸汽发生器热交换管是压水堆一回路压力边界的重要组成部分, 是防止放射性裂变产物外泄的主要屏障, 因此热交换管对核安全的重要性仅次于反应堆压力容器、安全壳和一回路主管[1]。热交换管破裂后, 一回路放射性冷却剂将进入二回路, 发生冷却剂丧失事故。放射性裂变产物或者进入常规岛, 或者通过安全阀排向大气, 造成核污染。因此蒸汽发生器热交换管的检查极为重要。

1 热交换管的材料

早期热交换管材料选用奥氏体不锈钢, 例如304不锈钢。由于抗应力腐蚀能力较差, 欧美国家开发出镍基合金钢作为热交换管的材料。最早的镍基材料是Alloy 600。后来发现Alloy 600材料抗应力腐蚀的能力仍不理想, 因此又开发出Alloy 800和Alloy 690材料。目前西欧、日本和美国的核电厂都使用镍基合金作热交换管材料, 一部分老核电厂仍然使用Alloy 600, 一部分新核电厂已使用Alloy 800和Alloy 690。

除了强度和韧性考虑外, 热交换管选材有2个原则:

- (1) 抗应力腐蚀;
- (2) 抗材料流失, 防止一回路活化产物过多。

广东核电集团下属核电厂的蒸汽发生器热交换管均使用Alloy 690, 秦山一期使用Alloy 800, 田湾核电厂使用俄罗斯奥氏体不锈钢。

2 热交换管的主要老化机理和发生部位[2] 以及裂纹形态

2.1 一回路水环境应力腐蚀开裂 (PWSCC)

影响热交换管材料对PWSCC敏感性的因素有: 材料微观特性, 如合金成分、晶界碳化物; 较高的环境应力或残余应力; 腐蚀性环境, 例如一回路水化学和温度。

PWSCC主要发生在下列部位(对再循环蒸汽发生器而言): 管板的近胀管过渡区; U形弯管处, 曲率半径越小, PWSCC可能性越大; 管板、支撑板处管子发生凹陷的部位; 热段区域管子PWSCC多, 冷段区域PWSCC少。说明残余应力大, PWSCC可能性大; 环境温度高(仅指PWR核电厂运行环境), PWSCC可能性大。

PWSCC裂纹形态的特点是: U形弯管处裂纹主要是轴向; 管板近胀管过渡区裂纹主要呈轴向, 偶尔在2条轴向裂纹间存在短的环向裂纹, 未发现孤立的环向裂纹; 胀管区主要是环向裂纹; 凹陷部位如果发现内壁裂纹, 则裂纹往往是轴向。

2.2 管外壁应力腐蚀开裂 (ODSCC)

ODSCC主要形式为IGSCC(沿晶SCC)和IGA(晶间腐蚀)。多发生在管子和管板、支撑板的缝隙。但在管子自由段也发现了ODSCC。影响IGSCC的因素与PWSCC相同, 其裂纹与最大主应力垂直。IGA是晶界材料的腐蚀, IGA的发生不需要很大的拉伸应力, 但是较大的应力会促进IGA的发生及扩展。美国电力研究院(EPRI)认为, IGA是发生IGSCC的先兆, 不断的IGA造成局部区域减薄, 应力变大, 个别IGA于是发展为IGSCC, 因此热交换管外壁往往发现IGSCC/IGA伴生现象[3]。

综述
核电设计
工程管理
工程建设
运行维护
核安全
核电前期
核电论坛
核电经济
核电国产化
质量保证
核电信息

ODSCC取决于杂质在蒸汽发生器二次侧的浓缩程度。蒸汽发生器二次侧的杂质水平分布不均，相关因素有缝隙的几何特征，二回路冷凝器系统冷却水的类型（淡水、微咸水或海水），二回路材料（例如进入蒸汽发生器二次侧的水中是否含铜），冷凝器泄漏历史，水处理状况以及蒸汽发生器二次侧水化学。发生ODSCC的管子自由段上往往有明显的腐蚀结垢物。

ODSCC裂纹形态的特征是：主要是轴向裂纹；在管板近胀管过渡区和凹陷区也发现少量裂纹，呈环向；轴向裂纹可以是单个，也可是多个，中间可能夹杂着少量IGA补丁区域；在IGA影响区域可能存在浅网状裂纹。

ODSCC裂纹形态多样，涡流探伤的难易程度也不同。例如使用差分探头时，管板处的ODSCC最难探测到。但当ODSCC裂纹足够大（尚未达到临界尺寸）时，涡流探伤可以探测到，因此可以对管子采取修补措施。轴向ODSCC裂纹可用差分探头检测，而环向裂纹则需要使用点式探头检测。自由段的IGSCC和IGA极难探测到，普通的探头根本感觉不到任何信号，必须采用一种“绝对式”探头才能探测到，目前已发生了自由段ODSCC引起的管子破裂案例。

3 热交换管的检查要求和方法[2]

3.1 检查要求

美国早期对热交换管检查的原则要求体现在核管会文件RG1.83（1975年）[4]。RG1.83要求检查仪器能查出深度为壁厚20%的缺陷，对某些形式的缺陷来说，目前最先进的仪器也达不到这一要求[2]。

20世纪80年代后美国核管理委员会（NRC）对热交换管检查的原则要求有所变化。主要检查采用分级制度（C1、C2和C3级），每级要求的抽查数量、使用的仪器类型不同。

3.2 检查方法

3.2.1 涡流检查

涡流检查是应用最广泛的检查手段，它能有效检查出管子减薄（即是指管壁材料均匀的丢失），而且其检查速度快。

目前涡流检查使用的探头主要是差分探头（BC探头）和多频旋转扁平感应圈探头（MRPC探头）。

涡流检查的缺点是对缺陷的长度和深度不能准确定量，涡流检查对于PWSCC、IGA和ODSCC各有特点。

（1）在PWSCC老化条件下的涡流检查：在胀管过渡区的裂纹信号常常被淹没在由管子几何变化引起的噪声信号中；裂纹深度达到壁厚50%以上才能被探测到；U形区域的裂纹达到一定的数量，或裂纹达到一定长度时才能被探测到；可以探测裂纹深度，但很难准确探测出裂纹长度，因此无法定量裂纹的几何形式，涡流检查测量的环向裂纹长度往往比实际长度（拔管检查）小；无法分辨具有复杂形态的裂纹，例如：一条长的轴向裂纹伴随有一条短的环向裂纹，涡流检查时，轴向裂纹的信号会淹没环向裂纹的信号，造成漏检；轴向裂纹的扩展速率可通过在役检查判定，但环向裂纹目前无法判定。

（2）在IGA老化条件下的涡流检查：涡流检查对付IGA非常困难，美国Trojan核电厂的涡流检查经验可以证实，目前不清楚涡流（使用BC和MRPC探头）能检查到的IGA裂纹长度到底是多大。IGA部位的电导率和磁导率变化缓慢，BC探头根本探测不到任何信号，MRPC探头可以感应一些信号，但却无法分析。阵列式探头比上述2种探头要好些，勉强可做些分析。因此如果探测到任何IGA信号（或怀疑是IGA信号），EPRI建议都要复探[4]。

（3）在ODSCC老化条件下的涡流检查（这里的ODSCC实际就是指IGSCC）：ODSCC很难探测，原因是信噪比小；差分探头会漏检支撑板处的轴向ODSCC裂纹，例如有些裂纹深度已达到壁厚的62%，但使用差分探头却没有检测到；涡流检查测量的环向裂纹长度往往比实际长度（拔管检查）小，例如拔管检查发现环向裂纹张角达270°，但涡流检查的判断只有90°；无法分辨具有复杂形态的裂纹，这一点和PWSCC检查类似；对ODSCC裂纹，目前最好的涡流探伤技术达到的水平是：能够检查出位于凹陷区、深度为壁厚50%、张角为50°的裂纹（或穿透性、张角为23°的裂纹），其张角测量误差为37°~45°。

3.2.2 破坏性检查

通常通过拔管来进行破坏性检查，目的是为了核实涡流和超声波检查的准确性，检查管子的老化机理，检查二次侧的水化学状态及其对老化的影响以及检查管子的爆破压力，用于结构完整性评估。破坏性检查拔管对象是那些涡流或超声波检查有信号显示的管子。

4 总结

（1）在特定的裂纹形态、部位、探头和人因条件下涡流检查会发生漏检，例如裂纹闭合时会漏检；有些部位沉积物多，噪声信号淹没裂纹信号，造成漏检；差分探头和多频旋转探头对轴向和环向敏感度不同，只使用一种探头检查就会发生漏检；有些检查员只注意仪器上信号的大小，忽略了信号的时长，造成长裂纹误判为短裂纹等。

（2）有时会出现虚假信号。

（3）IGA裂纹极难探测。

（4）涡流检查不能只使用一种探头，对可疑部位应至少使用差分、多频旋转和阵列3种探头进行分析。

（5）涡流检查方便、高效，但不是决定性检查方法，其可靠性最终要通过模拟试验或拔管金属学检查验证。

（6）通过大量模拟试验或拔管金属学检查，才能摸清热交换管缺陷形态、尺寸和分布的规律，由此建立缺陷数据库（如美国核电运行研究所的数据库）以及合适的分析模型（如加拿大的CANTIA），由此准确评估涡流等检查方法的在役检查结果，保证状态监测和运行评估的可靠性。

[1] NUREG/CR-4731 Vol.1, Residual Life Assessment of Major LWR Components, Overview.

[2] IAEA-TECDOC-981, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Steam Generators.

[3] NUREG/CR-6365 Steam Generator Tube Failures

[4] USNRC 1975. Regulatory Guide 1.83, In-Service Inspection of Pressurized Water Reactor Steam Generator Tubes, Revision 1, July.

版权声明 | 联系我们 | 欢迎投稿

Copyright 2003-2004 nuc-power .com Incorporated. All rights reserved.