

文章编号 : 0258-0926(2016)S2-0011-03 ; doi: 10.13832/j.jnpe.2016.S2.0011

CRDM 中部 Ω 密封环堆焊修复裂纹扩展分析

罗家成, 张 勇, 李朋洲, 罗 娟, 孙 磊

中国核动力研究设计院, 成都, 610213

摘要 : 核电厂控制棒驱动机构 (CRDM) 耐压壳采用 Ω 密封环焊接安装在反应堆压力容器顶盖的管座上。一回路水应力腐蚀易诱发 Ω 密封环焊缝产生裂纹导致泄漏, 需采用堆焊技术进行修复以保证 Ω 密封环结构完整性。基于 ASME 规范中的断裂力学分析方法, 针对 Ω 密封环堆焊修复的设计结构, 开展疲劳和应力腐蚀引起的裂纹扩展分析计算, 为 Ω 密封环堆焊设计和评定提供参考。

关键词 : 控制棒驱动机构 ; Ω 密封环 ; 堆焊修复结构 ; 裂纹扩展分析

中图分类号 : O344.3 文献标志码 : A

Crack Growth Analysis of Ω Seal Overlay Weld Repair for CRDM

Luo Jiacheng, Zhang Yong, Li Pengzhou, Luo Juan, Sun Lei

Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610213, China

Abstract : The Control rod drive mechanism (CRDM) is a key device in the nuclear reactor, and the pressure shell of CRDM is installed on the canopy of the reactor pressure vessel by the Ω seal weld. The primary water stress corrosion is the major factor for the cracking of Ω seal weld, resulting in the leakage of coolant. The structure integrity of the Ω seal can be insured by the overlay weld technology. Based on the fracture mechanics analysis method, this paper investigates the crack growth of the overlay weld structure on the Ω seal of control rod drive mechanism, induced by the fatigue and the stress corrosion. The calculation method and results can be a reference for the overlay weld structure design and assessment of the Ω seal in CRDM.

Key words : Control rod drive mechanism, Ω seal, Overlay weld, Crack growth analysis

0 前 言

核电厂控制棒驱动机构 (CRDM) 耐压壳与反应堆压力容器顶盖的管座采用梯形螺纹和 Ω 密封环焊接密封。反应堆一回路水应力腐蚀易诱发 Ω 密封环焊缝产生裂纹导致泄漏^[1-3], 需要对 CRDM 的 Ω 密封环焊缝采用堆焊技术进行修复^[4-6], 从而保证 Ω 密封环焊接结构的完整性。

选用文献[7,8]作为 CRDM 的 Ω 密封环堆焊修复结构设计的参考标准。堆焊选用具有高抗裂纹扩展能力和抗应力腐蚀能力的合金, 作为堆焊维修材料, 进行堆焊修复。所设计的堆焊修复结构, ASME 规范^[8]要求用断裂力学的分析方法, 对探

明的或假设的堆焊焊接区域的裂纹, 进行疲劳和应力腐蚀开裂扩展分析, 以获得下一个检测周期末或设计运行周期末的裂纹尺寸。本文按照 ASME 规范中的断裂力学分析方法, 开发裂纹扩展计算程序, 对 CRDM 的 Ω 密封环堆焊修复的设计结构由于疲劳和应力腐蚀引起的裂纹扩展进行计算分析, 验证堆焊修复设计。

1 堆焊修复结构

核电厂 CRDM 的 Ω 密封环的几何结构如图 1 所示, 与 Ω 密封环相连接的耐压壳材料为 00Cr18Ni10N, Ω 密封环采用 00Cr18Ni10N 焊丝,

反应堆压力容器 CRDM 管座法兰材料为 Z2CN19-10 (控氮) 奥氏体不锈钢锻件, 堆焊修复层为 52M 合金, 材料的力学性能参数如图 2 所示。Ω 密封环内半径为 7 mm, 外半径为 9.5 mm, 壁厚为 2.5 mm, 堆焊设计厚度 4.2 mm。

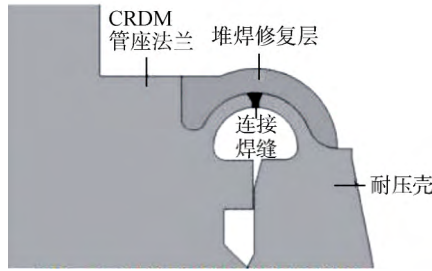


图 1 Ω 密封环堆焊修复结构示意图
Fig. 1 Model of Ω Seal Overlay Weld

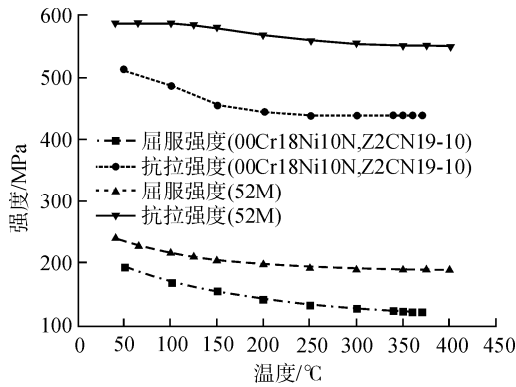


图 2 材料力学性能参数
Fig. 2 Mechanical Property of Materials

2 裂纹扩展分析方法

NRC NUREG-0313 导则要求^[7], 对异种金属焊接区域的堆焊设计, 用 ASME 第 XI 卷 IWB-3640 的相关规定进行安全论证^[8]。因此, 用 IWB-3640 分析计算 Ω 环堆焊区域裂纹扩展, 以确认堆焊设计尺寸在下一个安全检测周期末或电厂设计寿命末能否满足设计要求。按照文献^[8]的裂纹扩展分析方法编制裂纹扩展计算程序, 程序可对 Ω 密封环堆焊区域的裂纹、针对 Ω 密封环堆焊残余应力分析计算所提供的运行周期的瞬态载荷, 进行疲劳和应力腐蚀引起的裂纹扩展计算, 获得运行周期末的裂纹扩展量, 实现准确和快速的裂纹扩展分析。

ASME XI 卷附录 IWA-3340 规则要求, 对探明缺陷, 将其正则分解成轴向和环向裂纹, 轴向

和环向表面裂纹深度为 a , 裂纹长度为 l 。Ω 密封环裂纹扩展分析中, 堆焊修复设计的 $a=2.5$ mm, 轴向长度为 $100 a$, 环向为 360° 周长, 裂纹允许的最大扩展深度为 1 mm。

3 数值计算分析

3.1 压力温度载荷时程

全压力、温度循环 (压力从 0~15.2 MPa, 温度 60~343.7) 保守地假设每年 5 次, 该假设高于压水堆 (PWR) 正常运行中每年的正常启停堆次数, 堆焊结构寿命按 60 a 设计, 则全压力、温度循环次数为 300 次数。压力和温度时程曲线如图 3 和图 4 所示。

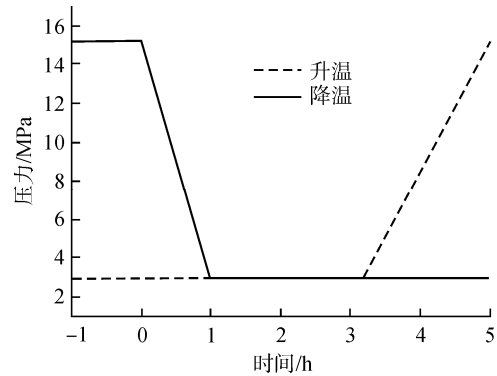


图 3 压力时程曲线

Fig. 3 Pressure Curves along with Time Variation

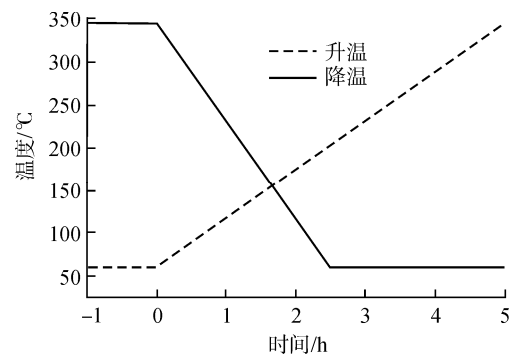


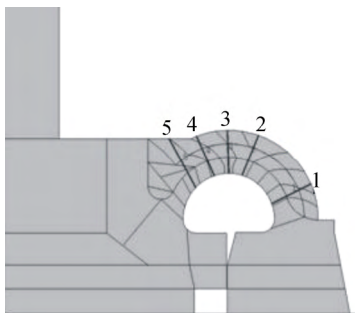
图 4 温度时程曲线

Fig. 4 Temperature Curves along with Time Variation

3.2 计算结果和评估

CRDM 的 Ω 密封环裂纹扩展分析路径见图 5, 通过计算表明 Ω 密封环堆焊结构 60 年寿命设计周期的裂纹扩展分析中, 路径 2 的环向裂纹和路径 3 的轴向裂纹深度扩展量最大。

3.2.1 路径 2 环向裂纹 设计周期末, 在内压、

图 5 Ω 密封环裂纹扩展分析路径Fig. 5 Crack Growth Analysis Paths of Ω Seal Weld Overlay

温度、焊接残余应力与启堆和停堆事件载荷共同作用下，在升温 and 降温过程中， Ω 密封环的应力沿着壁厚方向逐渐增大，而堆焊层侧应力随着壁厚方向逐渐减小。路径 2 环向裂纹深度随着周期呈线性递增。在循环 60 a 后，计算得到路径 2 环向裂纹深度扩展量 Δa 为 56.7×10^{-3} mm，而堆焊设计裂纹深度允许的扩展量为 1 mm，裂纹扩展满足堆焊设计要求。

3.2.2 路径 3 轴向裂纹 设计周期末，在内压、温度、焊接残余应力与启堆和停堆事件载荷共同作用下。在升温 and 降温过程中， Ω 密封环和堆焊层的应力均沿着壁厚方向呈逐渐增大的趋势。路径 3 轴向裂纹深度随着周期呈线性递增。在循环 60 a 后，计算得到路径 3 轴向 Δa 为 41.4×10^{-3} mm，而堆焊设计裂纹深度允许的扩展量为 1 mm，裂纹扩展满足堆焊设计要求。

4 结 论

本文研究了设计周期内核电厂 CRDM 中部 Ω

密封环堆焊修复结构的裂纹扩展，计算结果表明， Ω 密封环堆焊结构 60 a 寿命设计周期的最大环向裂纹深度扩展量 Δa 为 56.7×10^{-3} mm，最大轴向 Δa 为 41.4×10^{-3} mm，而 Ω 密封环堆焊设计裂纹允许的扩展量为 1 mm，裂纹扩展满足堆焊设计要求。本文的计算结果为核电厂 CRDM 的 Ω 密封环堆焊设计验证和评定提供参考。

参考文献：

- [1] WCAP-16357-P. Evaluation of CRDM lower canopy seal weld overlay repair: Seabrook Nuclear Power Station Unit 1[R]. 2004.
- [2] 郑晓敏. 岭澳核电厂 L1 号机组控制棒驱动机构泄漏问题[J]. 核安全, 2007, 17(2): 25-29.
- [3] 李建春. 秦山核电站控制棒驱动机构泄漏分析及修复[J]. 中国核电, 2015, 23(4): 231-238.
- [4] 孙英学, 卢岳川, 臧峰刚. 焊接残余应力有限元分析技术研究[J]. 原子能科学技术, 2008, 593-596.
- [5] 吴江涛. 控制棒驱动机构密封焊缝缺陷修复技术研究[D]. 上海: 上海交通大学, 2008.
- [6] Ju H K, Yoo S H, Yun J K. Effects of repair weld of reactor pressure vessel upper head control rod drive mechanism penetration nozzle on J-Groove weldment using finite element analysis[J]. Transactions of the Korean Society of Mechanical Engineers A. 2014: 637-647.
- [7] NUREG-0313, Revision 2. Technical report on material selection and processing guidelines for BWR coolant pressure boundary piping[S]. U.S. Nuclear Regulatory Commission, January 1988.
- [8] ASME. Boiler and Pressure Vessel Code[S]. XI, 2013.

(责任编辑：王中强)