

文章编号: 0258-0926(2015)04-0103-04; doi: 10.13832/j.jnpe.2015.04.0103

反应堆压力容器 CRDM 管座设计改进

王小彬, 李玉光, 罗英, 方才顺, 陈海波

中国核动力研究设计院核反应堆系统设计技术重点实验室, 成都, 610041

摘要: 对控制棒驱动机构 (CRDM) 管座压力试验后管座内径、垂直度等关键配合尺寸变大问题, 基于目前采用的 CRDM 管座设计结构和制造工艺, 从 CRDM 管座焊缝结构设计、不锈钢材料特性、管座设计强度、压力试验实施等方面对 CRDM 管座内径尺寸变化和垂直度变化原因进行分析, 确定了尺寸变化的原因, 并提出有效控制关键参数的措施。

关键词: CRDM 管座; 压力试验; 尺寸变大; 原因分析; 控制措施

中图分类号: TL351+.6 **文献标志码:** A

Design Improvement of CRDM Nozzle for RPV

Wang Xiaobin, Li Yuguang, Luo Ying, Fang Caishun, Chen Haibo

Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory, Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610041, China

Abstract: Based on the design structure and manufacture techniques of CRDM (Control Rod Drive Mechanism) nozzle, this paper analyzes and determines the root causes for the changes of inside diameter and perpendicularity for CRDM nozzle in terms of weld structure design, characteristics of stainless steel, design strength and implementation of pressure tests of the nozzle, and proposes the measures to control the key parameters.

Key words: CRDM nozzle, Pressure test, Dimension increasing, Reason analysis, Control measures

0 引言

控制棒驱动机构 (CRDM) 是反应堆的关键部件, 是反应堆控制系统和保护系统的执行机构, 通过它带动控制棒组件在堆芯内上下移动, 实现对反应堆反应性的控制。反应堆压力容器 CRDM 管座是支承和固定 CRDM 的主要部件, 两者通过机械配合、螺纹连接和焊接连成一体成为驱动线的重要组成部分, 其精度、可靠性直接影响驱动线能否正常执行功能。因此, 对 CRDM 管座的尺寸公差和形位公差进行严格要求。

目前, 国内已有数十台反应堆压力容器制造完工并验收, 积累了丰富的制造经验。对大量 CRDM 管座尺寸的检测结果进行统计核查发现:

未经单件压力试验的单件 CRDM 管座在单件压力试验后内径等关键配合尺寸变大; 未经容器压力试验的已组焊至容器顶盖的 CRDM 管座在容器压力试验后内径关键配合尺寸变大及密封面垂直度降低。因此, 压力试验 (包括单件压力和容器压力试验) 将会导致 CRDM 管座与 CRDM 的配合间隙变大甚至超差, 驱动线垂直度降低甚至超差, 影响驱动线正常执行其功能。

本文基于现有成熟并广泛采用的 CRDM 管座设计结构和制造工艺, 对 CRDM 管座内径、垂直度等关键配合尺寸压力试验后变大并超差的问题开展详细分析, 以探索 CRDM 管座尺寸变化的原因, 并提出可有效控制 CRDM 管座尺寸的措

收稿日期: 2014-09-26; 修回日期: 2015-01-02

作者简介: 王小彬 (1982—), 男, 工程师, 现从事反应堆压力容器结构设计及研究工作

施,为 CRDM 管座的设计改进提供理论指导。

1 设计和制造

1.1 结构描述

CRDM 管座通常由 CRDM 管座法兰和贯穿件两部分焊接而成,采用冷装加部分焊透的方式实现在封头上的固定和密封。CRDM 管座贯穿件与封头基体材料不同,需设置镍基窝预堆边,以避免贯穿件与封头间的异种金属焊接影响封头母材性能,其详细结构如图 1 所示。

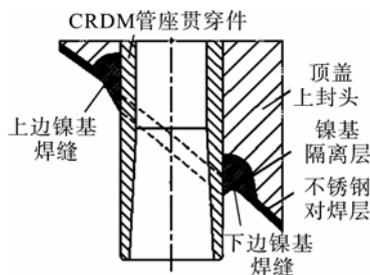


图 1 CRDM 管座与封头连接示意图

Fig. 1 Schematic Diagram of CRDM Nozzle and Closure Joint

1.2 材料选择

CRDM 管座法兰材料为奥氏体不锈钢 Z2CN19-10 (控氮); CRDM 管座贯穿件材料为镍基合金 NC30Fe; 封头母材为 16MND5, 该钢种为细晶粒的 Mn-Ni-Mo 系低合金钢, 该钢种除具有合适的强度外, 还具有较高的韧性及低的辐照脆化敏感性; 封头上的镍基窝预堆边及其与管座密封焊缝的焊接材料为 ER Ni-Cr-Fe7 焊丝、E Ni-Cr-Fe 7 焊条。

1.3 制造流程及其检验

CRDM 管座法兰及贯穿件材料验收合格后采用自动 TIG 焊工艺进行焊接, 焊接完成后进行机械加工、射线检验 (RT)、超声波检验 (UT)、液体渗透检验 (PT) 和尺寸检查 (DI); 均满足要求后进行 CRDM 管座的单管压力试验 (即单件压力试验), 试验压力与容器压力试验压力相同; 保压期间要求管件应无任何泄漏现象和永久变形发生, 之后再次进行 UT、PT 和 DI 检查, 满足要求后待安装。

封头上 CRDM 管座安装孔系采用座标镗床加工, 以中心管座孔为基准加工其余管座孔, 保证管座整个孔系的相对位置。

安装孔与 CRDM 管座间一般采用过盈配合联接。将 CRDM 管座浸泡在液氮等低温介质中冷却, 并迅速安装就位于封头上设定位置, 之后采用手工电弧焊进行 CRDM 管座与封头间 J 形坡口角焊缝焊接。焊接过程中要求首层和之后每 3 层进行 1 次 PT 检查, 完工焊缝表面进行 1 次 PT 检查。

反应堆压力容器制造完工后, 根据规范要求需进行一次设备压力试验 (即容器压力试验), CRDM 管座随容器经历第 2 次压力试验, 试验后 CRDM 管座法兰与贯穿件焊缝需进行 UT、PT 检查, CRDM 管座与封头连接焊缝需进行 PT 检查, CRDM 管座与 CRDM 的配合尺寸需进行 DI 检查。CRDM 管座的详细制造流程如图 2 所示。

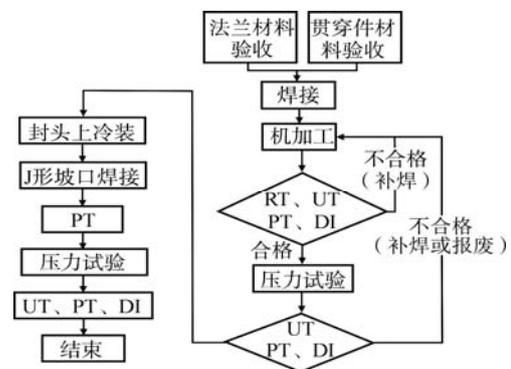


图 2 CRDM 管座制造流程

Fig. 2 Manufacture Technological Process of CRDM Nozzle

2 问题及原因分析

2.1 问题描述

CRDM 管座在单管和容器压力试验后进行 DI 检查, 均发现:

(1) 内径尺寸有所增大, 有微小的永久尺寸变形出现, 在单管压力试验后内径增大约 0.02 mm, 在容器压力试验后内径再增大约 0.01 mm。

(2) 容器压力试验后管座垂直度改变, 管座向容器中心微小偏移。

2.2 原因分析

2.2.1 内径尺寸变化原因分析 对 CRDM 管座材料、结构和压力试验实施过程进行全面分析, 导致管座永久变形的主要因素包括: 不锈钢材料特性、管座设计强度、压力试验实施方式。

(1) 不锈钢材料特性

CRDM 管座法兰材料为奥氏体不锈钢

Z2CN19-10 (控氮), 由其常温单向拉伸的应力-应变曲线 (图 3) 可以看出: 该材料无明显的弹性阶段和屈服点。工程上规定该材料发生 0.2% 塑性变形时的拉伸应力 ($R_{p0.2}$) 作为其屈服强度; 因此, 无论施加载荷大小均会使得该材料同时发生弹性变形和塑性变形, 卸载后弹性变形恢复, 塑性变形转变为残余变形, 重新加载又重复上述过程, 使得 CRDM 管座法兰随着加载次数增多而逐渐累积残余变形, 且随着载荷增大其塑性变形所占比例增加, 每次加载累积的残余变形增大。该材料的许用应力强度 S_m 一般取 2/3 的屈服强度 (对于允许有 0.10% 残余变形的不锈钢元件, 其 S_m 可取 $R_{p0.2}^{[1-2]}$), 即使管座法兰应力状态满足 S_m 限值也会发生一定的塑性变形。管座法兰位于结构不连续区和应力集中区, 其部分区域的一、二次应力之和已超过了材料的屈服强度, 故而每次加载都将会累积较大的残余形变。因此, 不锈钢材料无明显的弹性变形阶段这一特性是导致 CRDM 管座法兰尺寸在单管和容器压力试验后均增大的原因之一。

但是, 奥氏体不锈钢具有良好的应变强化性能 (即承受高载荷时其屈服极限会明显上升^[1]), 当累积残余变形达到 4% (其韧塑性仍满足要求) 时其条件屈服强度可提高 30%^[2]; 故 CRDM 管座法兰在反复加载时每次累积的残余形变逐渐减小, 管座法兰尺寸将逐渐趋于稳定而不会无限增大。由于该材料具有丰富的使用经验、良好的抗腐蚀性能、良好的机加工性能, 因此 Z2CN19-10 (控氮) 是现阶段 CRDM 管座法兰的首选材料。

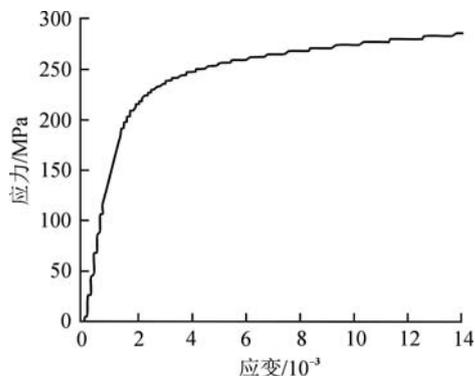


图 3 Z2CN19-10 (控氮) 室温单向拉伸应力-应变曲线

Fig. 3 Stress-Strain Curve of Simple Tension at Room Temperature for Z2CN19-10 (Controlled Nitrogen Content)

(2) 管座设计强度

CRDM 管座法兰材料为奥氏体不锈钢 Z2CN19-10 (控氮), 其室温 S_m 取值 140 MPa ($2/3R_{p0.2}$), $R_{p0.2}$ 为 210 MPa。经理论分析, 压力试验时管座法兰薄弱部位的最大一次薄膜应力值, 一次薄膜加弯曲应力值均在规范限值要求以内。由于不锈钢材料具有蠕变特性, 管座在强度校核时还需考虑一个永久变形极限系数 (即管座实际应力与不锈钢材料 $R_{p0.2}$ 的比值), 其与永久变形量的对应关系如表 1 所示^[3]。从表 1 可以看出, 永久变形极限系数约为 0.43 的 CRDM 管座的永久变形量将小于 0.01%, 因此管座的设计结构合理、设计强度足够、永久变形量十分微小。

(3) 压力试验实施

在压力试验时, 对于压力试验温度通常要求不小于 16MND5 材料的无塑性转变温度 (RT_{NDT}) 加 30 °C。水压试验的温度约 50 °C, 50 °C 时 Z2CN19-10 (控氮) 材料的 S_m 为 138 MPa, $R_{p0.2}$ 为 195 MPa, 较室温时均有下降, 再加上试验时密封堵头部位的结构不连续影响, 使得局部应力超过材料屈服强度, 产生局部塑性变形。

表 1 永久变形极限系数

Table 1 Permanent Strain Limiting Factors

永久变形极限系数	永久变形量/%
0.90	0.10
0.88	0.08
0.83	0.06
0.77	0.04
0.69	0.02
0.63	0.01

2.2.2 垂直度变化原因分析 管座与封头连接连接焊缝 (J 形坡口角焊缝) 具有平衡内压对管座产生的轴向推力、密封一回路介质的作用和焊接量大、焊接坡口形状复杂、焊接残余应力大的特点。此外, 该焊缝在不同载面位置存在轴向高度差, 焊缝冷却收缩时上边焊接部位产生正对封头中心的力, 下边焊接部位产生背对封头中心的力, 从而形成偏转力矩, 导致管座在容器压力试验后应力重新分布时向容器中心偏移, 这是由该焊缝本身结构特性决定的。

3 改进措施

为消除或减缓容器压力试验后管座尺寸变大、管座向封头中心偏转等问题, 提出以下建议:

(1) 在管座法兰材料验收阶段(要求管状交货)增加压力试验要求,试验压力根据公式选取:

$$P=2SR/D \quad (1)$$

式中, P 为试验压力; S 为管件公称壁厚; D 为管件公称外径; R 为允许应力,取 $0.9R_{p0.2}$,保压时间不小于 60 s,采用极限方法使管件在初次压力试验时得到较大充分变形和应变强化。

(2) 在管座法兰与贯穿件焊接完成后单管压力试验时,试验压力由式(2)确定:

$$P = \begin{cases} \lambda P_c; \lambda \leq 1.5 \\ 1.5 P_c; \lambda > 1.5 \end{cases} \quad (2)$$

$$\lambda = 1.25 \max \left(\frac{R_{p0.2}}{R_{p0.2}^t}, \frac{R_m}{R_m^t} \right)$$

式中, P_c 为设计压力; $R_{p0.2}^t$ 为设计温度下屈服强度; R_m 为室温抗拉强度; R_m^t 为设计温度下抗拉强度,保压时间不小于 60 s。该试验压力高于容器压力试验压力,在检验焊缝质量的同时再次使管座得以强化,以避免或减缓在容器压力试验(较低压力)时管座发生较大的变形。

(3) 取消管座与封头焊接连接形式,改为机械连接结构,从根本上消除偏转力矩。

(4) 若管座与封头仍采用 J 形坡口角焊缝焊接,为了减小偏转力矩和焊接残余应力,制造单位应做到:①在满足规定的焊缝尺寸要求基础上尽量减小焊缝熔敷金属量;②在确定焊接破口时尽量减小下边焊接部位和上边焊接部位的高度差;③选取合理的焊接顺序,多道焊从管座根部

向外进行焊接,使焊道自由收缩以降低拘束度和残余应力;底部焊道对称焊接,使高、低处应力分布均匀,直至将低处焊满。

设计单位应做到:①在安装工艺可实施及管座应力水平满足要求的情况下,增大管座与封头孔间过盈量;②在封头开孔补强及空间布置满足要求的情况下尽量增大管座的刚度,防止弯曲变形。

4 结束语

本文从 CRDM 管座焊缝结构设计、不锈钢材料特性、管座设计强度、压力试验实施等方面对 CRDM 管座内径尺寸变化和垂直度变化原因进行了分析,得出了 CRDM 管座设计改进方向与措施,以上改进为后续工程 CRDM 管座结构设计提供了一定的技术参考。

参考文献:

- [1] International Atomic Energy Agency. Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: PWR Pressure Vessels[R]. Austria: IAEA, 1999. IAEA-TECDOC-1120.
- [2] 李建国. JB 4732-95《钢制压力容器——分析设计标准》培训教材[M]. 北京:全国压力容器标准化技术委员会, 1995.
- [3] French Association for Design, Construction, in-service Inspection Rules for Nuclear Island Components. Design and construction rules for mechanical components of PWR nuclear islands[S]. RCC-M, 2007.

(责任编辑:王中强)