

文章编号 : 0258-0926(2015)02-0105-04; doi: 10. 13832/j. jnpe. 2015. 02. 0105

核电厂主管道 90°弯头热老化程度的评估

黄均麟, 刘向红, 黄炳炎

中国核动力研究设计院, 成都, 610041

摘要: 根据 IAEA 和国际上相关文献提出的铸造奥氏体-铁素体不锈钢热老化评价方法和评估流程, 以秦山核电厂二期扩建工程为例, 对静态铸造奥氏体-铁素体不锈钢主管道 90°弯头在长时间热老化后, 以及在 325 ℃ 服役 10 a 后的冲击韧性和断裂韧性 J-R 曲线进行评估。评估结果表明: 秦山核电厂二期扩建工程主管道静态铸造奥氏体-铁素体不锈钢主管道 90°弯头在 325 ℃ 服役 10 a 后的冲击韧性和断裂韧性有明显的下降, 但冲击韧性仍在安全裕量以内, 长时间热老化后的冲击韧性已低于设计要求。

关键词: 铸造奥氏体-铁素体不锈钢; 主管道; 热老化; 冲击韧性; 断裂韧性; J-R 曲线

中图分类号: TL341 **文献标志码:** A

Evaluation of Thermal Ageing of RCP 90°Elbow for Nuclear Power Plants

Huang Junlin, Liu Xianghong, Huang Bingyan

Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610041, China

Abstract: Impact and fracture toughness properties of the reactor coolant piping (RCP) 90°elbow made by static cast austenitic-ferritic (duplex) stainless steels for Qinshan phase II extension project are evaluated, after long time ageing and 10 years' service at 325 ℃, according to the methods and procedures from IAEA and other international literatures. The evaluation results indicate that: the impact and fracture toughness properties of the elbow decrease obviously after 10years' service at 325 ℃, but the impact properties remain in the safe range; after long time ageing, the impact value can not satisfy the design requirement anymore.

Key words: Cast austenitic-ferritic stainless steels, RCP, Thermal ageing, Impact toughness, Fracture toughness, J-R curve

0 前言

主管道是压水堆核电厂一回路系统的压力边界, 长期在高温高压下运行。分析与评定主管道老化重要部位的安全裕量, 保证主管道安全可靠运行, 是主管道老化管理的重要环节。目前我国运行的核电厂主管道大多采用奥氏体-铁素体不锈钢铸件材料, 热老化是其老化降质的重要因素。铸造奥氏体-铁素体不锈钢热老化后力学性能产生变化, 会使其冲击韧性和断裂韧性大幅下降,

严重削弱铸造奥氏体-铁素体不锈钢部件长期服役后的结构完整性。

本文按照国际原子能机构 (IAEA) 的规定^[1]和文献^[2]提出的奥氏体-铁素体不锈钢热老化评价方法和评估流程, 根据我国核电厂实际情况, 以秦山核电厂二期扩建工程静态铸造奥氏体-铁素体不锈钢主管道 90°弯头为例, 评估长时间热老化后以及在 325 ℃ 服役 10 a 后的冲击韧性和断裂韧性的降低程度。

收稿日期: 2014-03-17; 修回日期: 2014-11-05

作者简介: 黄均麟 (1982—), 男, 工程师, 现从事材料及焊接设计研究工作

1 评价方法和评估流程

1.1 评价方法

目前国际上评价铸造奥氏体-铁素体不锈钢材料热老化的主要指标是测量材料经 300~400 热老化后在室温下的夏比冲击韧性。通常用接近 400 的较高温度加速材料的老化,以推算运行温度(288)下材料的老化速率。

1.2 评估流程

由于评价材料的热老化以试验为基础,我国目前已经运行的核电厂主管道并未单独设置可以用于其热老化评价试验所需的试料,因此,只能采取理论评估手段对铸造主管道热老化后的力学性能进行评估。美国阿贡国家实验室(ANL)的 Chopra 和 Shack^[3]建立的压水堆核电厂铸造不锈钢部件的热老化力学性能评估程序是目前国际上通用的热老化评估程序,并且已经被很多试验证实是有效的^[4]。评估力学性能主要指标是夏比 V 型缺口冲击韧性和断裂韧性。

该程序适用于我国二代改进型核电厂铸造奥氏体-铁素体不锈钢主管道热老化后力学性能的评估,分为 2 个流程。

(1) 流程 1: 估算长时间热老化后材料的夏比饱和冲击韧性 (CV_{sat}), 并以 CV_{sat} 为基础估算饱和断裂韧性 J-R 曲线。

(2) 流程 2: 估算给定热老化温度和时间下材料的夏比冲击韧性 CV 和断裂韧性 J-R 曲线。

1.2.1 流程 1 评估长时间热老化后的饱和 CV_{sat} 和饱和断裂韧性 J-R 曲线。

(1) 夏比冲击韧性的饱和值 CV_{sat}

对于我国二代改进型核电厂大多数采用 Z3CN20-09M (CF-8) 铸造奥氏体-铁素体不锈钢, 其饱和室温冲击韧性的值 CV_{sat} 为式(1)和式(2)计算得到的较小值。

$$\log_{10}CV_{sat}=1.15+1.36 \exp(-0.035\Phi) \quad (1)$$

$$\Phi = \delta_C(w_{Cr}+w_{Si})(w_C+0.4w_N)$$

$$\log_{10}CV_{sat}=5.64-0.006\delta_C-0.185w_{Cr}+0.273w_{Mo}-0.204w_{Si}+0.044w_{Ni}-2.12(w_C+0.4w_N) \quad (2)$$

式(1)及式(2)中各元素的化学成分可以从主管道材料的质量证明书(CMTR)中得到, δ_C 铁素体含量可以通过化学成分利用 Hull's 公式(3)~式(5)计算:

$$w(Cr_{eq})=w_{Cr}+1.21w_{Mo}+0.48w_{Si}-4.99 \quad (3)$$

$$w(Ni_{eq})=w_{Ni}+0.11w_{Mn}-0.008(w_{Mn})^2+18.4w_N+24.5w_C+2.77 \quad (4)$$

$$\delta_C=100.3[w(Cr_{eq})/w(Ni_{eq})]^2-170.72[w(Cr_{eq})/w(Ni_{eq})]+74.22 \quad (5)$$

铁素体含量 δ_C 应通过 Hull's 公式计算, 用其他方法计算得到的 δ_C 可能导致力学性能评估的不保守^[3]。

(2) 饱和断裂韧性 J-R 曲线

铸造奥氏体-铁素体不锈钢主管道的饱和断裂韧性 J-R 曲线可以通过其饱和室温冲击韧性 CV_{sat} 评估得到:

$$J_d=aCV_{sat}b a^n \quad (6)$$

$$n=c+d(\log_{10}CV_{sat})$$

式中, a 为裂纹扩展的长度; a 、 b 、 c 和 d 为常数。

不同牌号、不同试验温度以及不同铸造方法下的常数 a 、 b 、 c 和 d 的值见表 1 和表 2^[3]。任何小于 400 下对应的 a 、 b 、 c 和 d 值可以从室温和 290 的值线性插值得到。

表 1 用于评估铸造不锈钢材料 J-R 曲线的常量 a 和 b 值
Table 1 Constants a and b for Evaluation of J-R Curve for Cast SSs

| 材料牌号 | 静态铸造不锈钢 | | | |
|--------------------------|---------|------|-----|------|
| | 室温 | | 290 | |
| | a | b | a | b |
| CF-3 CF-8(Z3CN20-09M) | 49 | 0.52 | 102 | 0.28 |
| CF-8M | 16 | 0.67 | 49 | 0.41 |
| 材料牌号 | 离心铸造不锈钢 | | | |
| | 室温 | | 290 | |
| | a | b | a | b |
| CF-3 CF-8(Z3CN20-09M) | 57 | 0.52 | 134 | 0.28 |
| CF-8M | 20 | 0.67 | 57 | 0.41 |

表 2 用于评估铸造不锈钢材料 J-R 曲线的常量 c 和 d 值
Table 2 Constants c and d for Evaluation of J-R Curve for Cast SSs

| 材料牌号 | 室温 | | 290 | |
|------------------|------|------|------|------|
| | c | d | c | d |
| CF-3 | 0.15 | 0.16 | 0.17 | 0.12 |
| CF-8(Z3CN20-09M) | 0.20 | 0.12 | 0.21 | 0.09 |
| CF-8M | 0.23 | 0.08 | 0.23 | 0.06 |

产品的质量证明书中提供了材料的化学成分、拉伸强度和夏比冲击韧性等数据, 但是断裂韧性一般在质量证明书中没有提供。在室温和 320 之间, 未老化的静态铸造奥氏体-铁素体不

锈钢的最小断裂韧性可以表示为：

$$J_d=400(a)^{0.40} \quad (7)$$

未老化的离心铸造奥氏体-铁素体不锈钢的最小断裂韧性可以表示为：

$$J_d=650(a)^{0.43} \quad (8)$$

若没有材料的初始断裂韧性 J-R 曲线，则上述最小断裂韧性 J-R 曲线可以作为材料的初始断裂韧性下限来使用。未老化材料的断裂韧性 J-R 曲线也可以使用初始的室温冲击韧性 CV_{int} ，通过式 (6) 获得，只是把其中的 CV_{sat} 替换为初始的室温冲击韧性 (CV_{int})。当基于 CV_{int} 评估的 J-R 曲线低于按式 (7) 和式 (8) 计算的最小断裂韧性 J-R 曲线，使用后者作为材料的初始 J-R 曲线。

1.2.2 流程 2 估算给定热老化温度和时间下，奥氏体-铁素体不锈钢的冲击韧性 CV 和断裂韧性 J-R 曲线。

Chopra^[1]等人经过长期研究，发现对于压水堆核电厂用不锈钢铸件，在已知热老化时间和温度的前提下，材料室温夏比冲击韧性可以通过式 (9) 预测：

$$\log_{10}CV=\log_{10}CV_{sat}+\beta\{1-\tanh[(P-\theta)/\alpha]\} \quad (9)$$

老化参数 P 定义如下：

$$P=\log_{10}(t)-\frac{1000Q}{19.143}\left[\frac{1}{T_s+273}-\frac{1}{673}\right]$$

$$\alpha=-0.585+0.795\log_{10}CV_{sat}$$

$$\beta=(\log_{10}CV_{int}-\log_{10}CV_{sat})/2$$

式中， t 为老化时间； T_s 为运行温度。

θ 值随着运行温度变化而变化，在温度小于 280 时， θ 值为 3.3；温度在 280~330 之间时， θ 值为 2.9；温度在 330~360 之间时 θ 值为 2.5。热脆的激活能 Q 可以通过材料化学成分和常量 θ 来计算，定义如下：

$$Q=10[74.52-7.2\theta-3.46w_{Si}-1.78w_{Cr}-4.35I_1w_{Mn}+(148-125I_1)w_N-61I_2w_C] \quad (10)$$

对 Z3CN20-09M(CF-8)钢，系数 $I_1=0$ ， $I_2=1$ 。通过式 (10) 预计的 Q 值应该在 65 kJ/mol 和 250 kJ/mol 之间，如果预计的 Q 值低于 65 kJ/mol，那么假设 Q 值为 65 kJ/mol，如果预计的 Q 值高于 250 kJ/mol，那么假设 Q 值为 250 kJ/mol^[5]。

主管道奥氏体-铁素体不锈钢铸件的室温夏比冲击韧性作为服役时间和温度的函数可以从估算的 CV_{sat} [式(1)~式(2)]和脆化动力学[式(9)、

式(10)]得到。断裂韧性 J-R 曲线可以通过估算的室温夏比冲击韧性 CV 代入式 (6) 得到。

2 主管道 90°弯头的热老化评估

以秦山核电厂二期扩建工程奥氏体-铁素体不锈钢主管道热老化最敏感的静态铸造 90°弯头为例，假设其在 325 温度下长期服役以及服役 10 a 之后，评估其冲击韧性和断裂韧性的下降情况。

根据该弯头完工报告，该弯头的牌号为 Z3CN20-09M (CF-8)，已知的化学成分见表 3，室温夏比冲击吸收功为 205 J。

表 3 弯头的化学成分(wt%)
Table 3 Chemical Composition of the Elbow(wt%)

| Cr | Mo | Si | Ni | Mn | C | N |
|-------|------|------|------|------|-------|--------|
| 20.53 | 0.19 | 0.98 | 9.10 | 0.93 | 0.025 | 0.0509 |

2.1 评估流程

步骤 1：根据式 (3) ~ 式 (5) 计算的铁素体含量为： $\delta_c=13.8\%$ 。

步骤 2：根据式 (1)，Z3CN20-09M (CF-8) 的材料参数 Φ 为 13.5。

根据式 (1) 和式 (2) 计算的较小值得到 $CV_{sat}=82.3\text{ J/cm}^2$ 。

步骤 3：根据式 (6) 和表 2、表 3，静态铸造 Z3CN20-09M(CF-8)弯头的饱和断裂韧性 J-R 曲线为：

$$\text{室温：} J_d=485.5(a)^{0.43} \quad (11)$$

$$290 : J_d=350.7(a)^{0.38} \quad (12)$$

在 325 下的饱和断裂韧性 J-R 曲线从式 (11) 和式 (12) 线性插值得出：

$$J_d=333.2(a)^{0.37} \quad (13)$$

此时裂纹扩展 5 mm 对应的 J_d 值为 604 kJ/m²。

步骤 4：根据式 (9) 和式 (10)，可以得到热脆的激活能 Q ，对应于服役温度 325，服役时间 10 a (87600 h) 的老化参数 $P=3.02$ 。

步骤 5：初始室温夏比冲击功为 205 J，转化为冲击韧性为： $CV_{int}=256.3\text{ J/cm}^2$ 。

步骤 6：本例中，未老化材料的初始 J-R 曲线为从式 (6) (使用 CV_{int} 代替 CV_{sat}) 得到的 J-R 曲线：

$$\text{室温：} J_d=876.5(a)^{0.49} \quad (14)$$

$$290 : J_d=482(a)^{0.43} \quad (15)$$

在 325 ℃ 下的初始断裂韧性 J-R 曲线从式 (14) 和式 (15) 线性插值得出:

$$J_d = 430.9(a)^{0.42} \quad (16)$$

此时裂纹扩展 5 mm 对应的 J_d 值为 847 kJ/m²。

步骤 7: 根据 α 和 β 计算式, 代入 CV_{sat} 和 CV_{int} 得到: $\alpha=0.938$, $\beta=0.247$ 。

根据式 (9), 得到 325 ℃ 下服役 10 a 后的夏比冲击韧性 $CV=135.2$ J/cm²。

步骤 8: 在 325 ℃ 下服役 10 a 的该弯头的 J-R 曲线为:

$$\text{室温: } J_d = 628.5(a)^{0.46} \quad (17)$$

$$290 \text{ } : J_d = 403(a)^{0.4} \quad (18)$$

在 325 ℃ 下的断裂韧性 J-R 曲线从式 (17) 和式 (18) 线性插值得出:

$$J_d = 373.8(a)^{0.39} \quad (19)$$

此时裂纹扩展 5 mm 对应的 J_d 值为 700 kJ/m²。

2.2 评估结果

对该静态铸造 Z3CN20-09M (CF-8) 奥氏体-铁素体不锈钢主管道 90° 弯头热老化后的力学性能评估结果可知: 在 325 ℃ 下服役 10 a 后, 热老化使该弯头的冲击韧性从 256.3 J/cm² 降到 135.2 J/cm², 降幅达到 47%, 但仍高于主管道母材技术条件要求的冲击韧性下限值 100 J/cm²; 假设裂纹扩展 5 mm, 该弯头的断裂韧性 J_d 值从 847 kJ/m² 降到 700 kJ/m², 降低约 17%。在长时间热老化达到饱和后, 假设裂纹扩展 5 mm, 该弯头能达到的饱和断裂韧性 J_d 值为 604 kJ/m², 下降约 29%; 饱和冲击韧性值为 82.3 J/cm², 下降约 68%, 这种情况下冲击韧性值已低于技术条件的要求。

3 结束语

本文根据质量证明书的实际数据, 对秦山核电厂二期扩建工程主管道静态铸造奥氏体-铁素体不锈钢 90° 弯头在 325 ℃ 下服役 10 a 以及长时间热老化后的冲击韧性和断裂韧性进行评估的结果表明: 该弯头在 325 ℃ 下服役 10 a 后其冲击韧性值下降大约 47%, 但仍满足技术条件的要求, 在安全裕量以内; 假设裂纹扩展 5 mm, 断裂韧性下降约 17%。长时间老化后, 假设裂纹扩展 5 mm, 该弯头能达到的冲击韧性和断裂韧性相比初始值分别下降 68% 和 29%。若出现此情况, 则应对该弯头的安全性进行进一步评价。

该评估程序对于定量分析评估热老化对铸造奥氏体-铁素体不锈钢性能的影响有很好的指导作用。通过对热老化后冲击性能和断裂性能的评估, 可以为将来主管道的延寿分析提供必要的数据和参考。

参考文献:

- [1] Aggarwal M, Banic M, Bougaenko S. Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: Primary piping in PWRs[R]. IAEA-TECDOC-1361. 2003.
- [2] Chopra O K. Estimation of mechanical properties of cast stainless steels during thermal ageing in LWR systems[R]. NUREG/CP-0119, 1997.
- [3] Chopra O K, Shack W J. Assessment of Thermal embrittlement of cast stainless steels[R]. NUREG/CR-6177. 1994.
- [4] Alexion T W. Thermal stresses in piping connected to reactor coolant systems, South Texas Project, Units 1 and 2 [R]. NRC Bulletin 88-08. 1996.
- [5] Chopra O K. Thermal aging of cast stainless steels in LWR systems: Estimation of mechanical properties [R]. ANL/CP-73465. 1991.

(责任编辑: 张明军)