

国产 A508-3 钢辐照性能

林 贇, 宁广胜, 张长义, 佟振峰, 杨 文

(中国原子能科学研究院 反应堆工程研究设计所, 北京 102413)

摘要:反应堆压力容器(RPV)作为反应堆寿期内不可更换的核心设备,是防止堆芯放射性泄漏的最主要屏障。本文针对国产压力容器材料 A508-3 钢,开展了一定剂量水平(约 $10 \times 10^{19} \text{ cm}^{-2}$, $E \geq 1 \text{ MeV}$)的研究堆加速辐照试验,并进行了辐照后力学性能测试分析,包括拉伸性能和冲击性能测试。结果显示,辐照后在 $-100, 20, 288 \text{ }^\circ\text{C}$ 下, A508-3 钢的屈服强度分别增加了 83、108、52 MPa, 抗拉强度分别增加了 58、61、49 MPa, 韧脆转变温度 T_{411} 增加了 $68 \text{ }^\circ\text{C}$, 上平台能量降低了 61 J。A508-3 钢辐照前后性能测试结果表明,在中子辐照至 60 a 寿期后, A508-3 钢仍能满足反应堆使用要求。

关键词: A508-3 钢; 中子辐照; 辐照脆化

中图分类号: TL341

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2016)02-0204-04

doi: 10. 7538/yzk. 2016. 50. 02. 0204

Mechanical Property of China A508-3 Steel after Neutron Irradiation

LIN Yun, NING Guang-sheng, ZHANG Chang-yi, TONG Zhen-feng, YANG Wen

(China Institute of Atomic Energy, P. O. Box 275-51, Beijing 102413, China)

Abstract: Reactor pressure vessel (RPV) is the critical un-changeable component of the reactor during its service lifetime, which prevents the radioactive leak of the nuclear power plant core. The irradiation test (about $10 \times 10^{19} \text{ cm}^{-2}$, $E \geq 1 \text{ MeV}$) of the pressure vessel material of China A508-3 steel in research reactor was carried out, and the mechanics performance tests were carried out after the neutron irradiation, including tensile property and impact property. The results show that the yield strength increases by 83, 108 and 52 MPa, and the tensile strength increases by 58, 61 and 49 MPa at $-100, 20$ and $288 \text{ }^\circ\text{C}$, respectively. The ductile-brittle transition temperature T_{411} increases by $68 \text{ }^\circ\text{C}$, and the upper shelf energy decreases by 61 J. Meanwhile, by comparing the property of un-irradiated and irradiated material, after irradiated to the level of 60 a service life, A508-3 steel still meets the reactor operation requirement.

Key words: A508-3 steel; neutron irradiation; irradiation embrittlement

反应堆压力容器(RPV)是一种高温高压设备,作为反应堆寿期内不可更换的核心设备,它是防止堆芯放射性泄漏的最主要屏障。因为不

可更换,RPV的使用寿命决定了核电厂的使用寿命。因而RPV的服役能力直接影响反应堆的经济性和安全性。由于在服役过程中,RPV长

收稿日期: 2015-05-27; 修回日期: 2015-10-27

基金项目: 国家科技重大专项资助项目(2011ZX06004-002); 国家重点基础研究发展计划资助项目(2011CB610503)

作者简介: 林 贇(1985—), 男, 江西南昌人, 助理研究员, 硕士, 材料科学与工程专业

期受高温、高压和高能量($E \geq 1$ MeV)中子辐照,其性能不断退化,使得 RPV 的压力温度运行窗口不断缩小,最终导致堆的关闭停运。

辐照脆化作为 RPV 的主要老化方式之一,也是 RPV 安全分析和老化研究的重点问题。因而开展 RPV 的辐照性能表征方法研究,掌握压力容器辐照后性能变化的测试分析技术,准确、可靠地表征 RPV 辐照后的性能和评估辐照脆化状态,不仅可确保核电站运行过程中的安全,也可为压力容器的老化和寿命管理提供数据基础和技术保障。在我国积极发展核电的今天,开展压力容器的辐照脆化行为及表征方法研究有着广泛的需求背景和重要的研究意义^[1-3]。

本文针对国产压力容器材料 A508-3 钢在 49-2 泳池式实验堆(49-2 堆)进行加速辐照老化试验,并对辐照前后的 A508-3 钢进行力学性能测试,包括拉伸性能测试和冲击性能测试。通过比较 A508-3 钢辐照前后力学性能的差异,分析评价 A508-3 钢的抗辐照性能。

1 辐照性能测试

1.1 RPV 材料

研究中使用的材料为中国第一重型机械集团公司生产的 A508-3 钢锻件,试验材料进行了模拟焊后热处理工艺:正火((930 ± 10) °C, 5 h, 空冷)+回火((670 ± 10) °C, 14 h, 空冷)+调质(淬火((890 ± 10) °C, 5 h, 水冷)+回火((655 ± 10) °C, 10 h, 空冷),其主要元素含量如表 1 所列。

表 1 A508-3 钢的元素含量

Table 1 Element content of A508-3 steel

| 元素 | 质量分数/% |
|----|--------|
| C | 0.19 |
| Si | 0.17 |
| Mn | 1.41 |
| P | 0.003 |
| S | 0.002 |
| Cu | 0.03 |
| Cr | 0.12 |
| Ni | 0.74 |
| Mo | 0.48 |
| Fe | 余量 |

1.2 辐照及性能测试

辐照装置如图 1 所示。该装置包含辐照工艺管内部电加热元件、氦气膜、辐照试样等部件。辐照试验通过控制气膜厚度及使用加热元件实现辐照温度的精确控制,辐照温度为 (286 ± 6) °C,温度记录如图 2 所示。

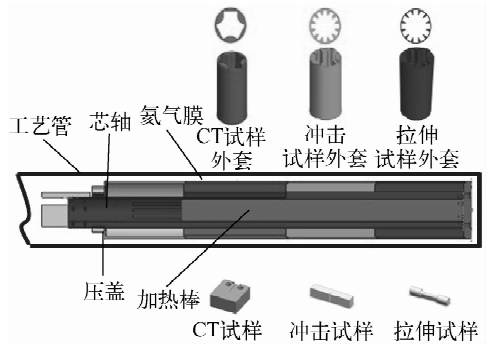


图 1 辐照装置示意图

Fig. 1 Sketch of irradiation device

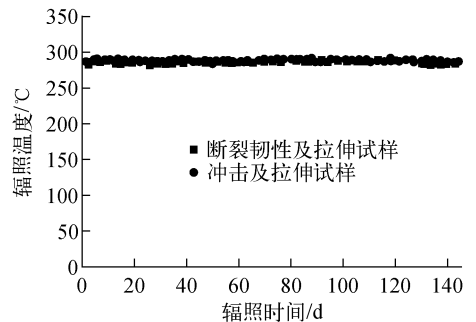


图 2 辐照温度记录

Fig. 2 Irradiation temperature record

加速辐照试验在 49-2 堆 H8 孔道中进行,中子辐照参数如表 2 所列。在辐照期间,试样随辐照装置定期旋转 1 个方位角,以消除试样面对堆芯与背对堆芯注量率差和注量差。经测量该孔道在满功率运行下的中子注量率为 $8 \sim 10 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$,测量不确定度为 5%,中子注量达到约 $10 \times 10^{19} \text{ cm}^{-2}$,中子注量相当于 AP1000 反应堆服役 60 a。

辐照工艺管中包含冲击试样、拉伸试样以及断裂韧性试样。其中冲击试样为 $10 \text{ mm} \times 10 \text{ mm} \times 55 \text{ mm}$ 的标准 Charpy V 型槽试样,拉伸试样为 $\phi 5 \text{ mm} \times 70 \text{ mm}$ 微小试样,断裂韧性试样为 12.5 mm 厚的 0.5CT 试样。拉伸和

冲击试样尺寸如图3所示。

表2 中子辐照参数

Table 2 Parameter for neutron irradiation

| 注量率/($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) | 注量/ cm^{-2} | 辐照温度/ $^{\circ}\text{C}$ |
|--|----------------------|--------------------------|
| $8 \times 10^{12} \sim 10 \times 10^{12}$ | 10×10^{19} | 286 ± 6 |

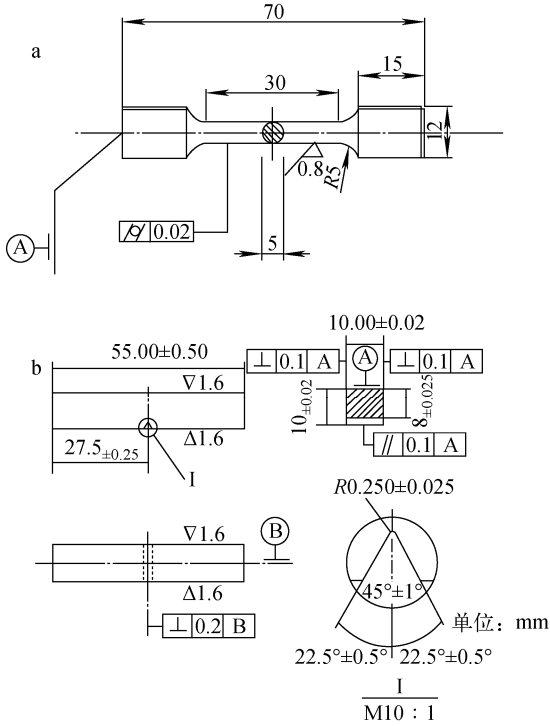


图3 拉伸(a)和冲击(b)试样的尺寸
Fig. 3 Dimensions of tensile (a) and impact (b) specimens

2 结果与讨论

2.1 拉伸性能测试结果

A508-3 钢辐照前后拉伸性能测试在 SANS 电子拉伸试验机上进行, 试验机精度等级为 0.5 级, 测试温度分别为 -100°C 、室温(辐照前 20°C , 辐照后 16°C)、 288°C , 控温精度为 $\pm 1^{\circ}\text{C}$, 测试过程参考 ASTM E8、GB/T 229 进行, 拉伸速率为 0.2 mm/min , 应力-应变曲线示于图 4。由图 4 可见, 辐照前样品的屈服平台随试验温度的升高逐渐缩短消失, 而辐照后屈服平台虽也逐渐缩短, 但在 288°C 时仍未消失, 说明中子辐照能抑制屈服平台随试验温度的升高而缩短的趋势。辐照前后样品的拉伸性能如表 3 所列, 由于辐照后拉伸试样数量有限,

每个温度点仅进行 1 次拉伸试验, 辐照后强度数据未提供偏差。由表 3 可见, A508-3 钢经中子($10 \times 10^{19} \text{ cm}^{-2}$)辐照后, 呈现出一定的辐照硬化效应, 在 -100°C 、室温和 288°C 下屈服强度分别增加了 83、108、52 MPa, 抗拉强度分别增加了 58、61、49 MPa。

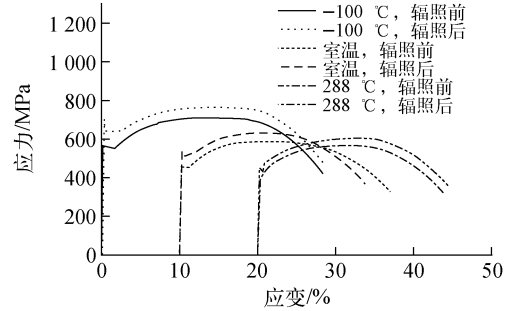


图4 辐照前后 A508-3 钢的应力-应变曲线
Fig. 4 Stress-strain curves of A508-3 steel before and after neutron irradiation

表3 辐照前后 A508-3 钢的拉伸性能

Table 3 Tensile property of A508-3 steel before and after neutron irradiation

| 试验温度/ $^{\circ}\text{C}$ | 屈服强度/MPa | | 抗拉强度/MPa | |
|--------------------------|--------------|-----|--------------|-----|
| | 辐照前 | 辐照后 | 辐照前 | 辐照后 |
| -100 | 555 ± 16 | 638 | 708 ± 4 | 766 |
| 20 | 409 ± 20 | | 573 ± 10 | |
| 16 | | 517 | | 634 |
| 288 | 389 ± 21 | 441 | 556 ± 25 | 605 |

2.2 冲击性能测试结果

国产 A508-3 钢辐照前后在 T-84 型示波冲击机(美国 Tinius Olsen 试验机公司)上进行冲击性能测试, 最大冲击能量为 450 J, 摆锤速度为 5.46 m/s , 温控精度最高可达 0.5°C (室温及以上偏差不大于 0.5°C , 室温以下偏差不大于 1°C), 测试过程参考 ASTM E23 进行, 利用双曲正切函数, 通过式(1)进行冲击曲线拟合:

$$E = \frac{U_p + U_l}{2} + \frac{U_p - U_l}{2} \tanh \frac{T - b}{a} \quad (1)$$

式中: E 为冲击能量; U_p 为上平台能量; U_l 为下平台能量; T 为试验温度; a 、 b 为拟合参数。在拟合过程中, 超出拟合曲线 2σ 范围的数据则不再进行拟合。

冲击性能测试结果如图 5 所示。由图 5 可知,未辐照 A508-3 钢的韧脆转变温度约为 $-52\text{ }^{\circ}\text{C}$,在室温下其冲击吸收功高达 272 J ,断裂方式为韧性断裂,具备良好的冲击韧性。经中子辐照后,A508-3 钢出现了明显的脆化,表现为冲击曲线明显右移,室温时冲击吸收功低至 47 J ,材料的抗冲击能力明显下降,同时韧脆转变温度 T_{41J} 上升了 $68\text{ }^{\circ}\text{C}$,上平台能量降低了 61 J 。

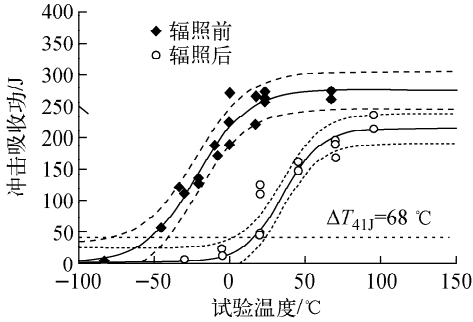


图 5 辐照前后 A508-3 钢的冲击性能

Fig. 5 Impact properties of A508-3 steel before and after neutron irradiation

2.3 分析与讨论

综合以上测试结果可知,A508-3 钢经中子加速辐照至 $10 \times 10^{19}\text{ cm}^{-2}$ 后,性能发生了明显的退化,主要表现为屈服强度及抗拉强度明显增大,上平台能量下降至 215 J ,韧脆转变温度 T_{41J} 上升至 $16\text{ }^{\circ}\text{C}$ 。NRC-10CFR50 附录 G 指出,反应堆压力容器在寿期末时上平台能量不应低于 68 J ,由冲击试验结果可知,A508-3 钢经过中子加速辐照至 60 a 寿期末,其上平台能量仍远高于标准限值,满足反应堆使用要求。同时 NRC-10CFR50 附录 G 还要求,材料的修正参考零塑性转变温度 ART 应小于 $93\text{ }^{\circ}\text{C}$,其计算公式为 $\text{ART} = \text{RT}_{\text{NDT}} + \Delta\text{RT}_{\text{NDT}} + 2\sqrt{\sigma_0^2 + \sigma_\Delta^2}$ 。本文中 A508-3 钢的 RT_{NDT} 取 $-20\text{ }^{\circ}\text{C}$, $\Delta\text{RT}_{\text{NDT}} = 30.3\text{ }^{\circ}\text{C}$, σ_0 和 σ_Δ 分别为 $6.0\text{ }^{\circ}\text{C}$ 和 $9.4\text{ }^{\circ}\text{C}$,可得 $\text{ART} = 32.6\text{ }^{\circ}\text{C}$,小于 ART 限值,满足使用要求^[4-6]。

3 结论

在 49-2 堆中完成了 A508-3 钢的加速辐照

试验,并获得了 A508-3 钢在中子注量 $10 \times 10^{19}\text{ cm}^{-2}$ (相当于 AP1000 反应堆压力容器服役 60 a) 下的力学性能。

1) A508-3 钢经中子加速辐照至 $10 \times 10^{19}\text{ cm}^{-2}$ 后,力学性能存在明显的脆化效应。具体表现为辐照后韧脆转变温度 T_{41J} 增加及上平台能量下降。

2) A508-3 钢经中子加速辐照至 $10 \times 10^{19}\text{ cm}^{-2}$ 后,虽然性能发生了明显的退化(上平台能量下降至 215 J ,转变温度 T_{41J} 上升至 $16\text{ }^{\circ}\text{C}$),但仍满足反应堆使用要求(寿期末压力容器材料上平台能量不低于 68 J , $\text{ART} < 93\text{ }^{\circ}\text{C}$)。

参考文献:

- [1] 刘向阳. 我国核电技术发展现状及存在的问题[J]. 电器工业, 2010(6): 59-66.
LIU Xiangyang. Current situation and existing problems of nuclear power technology in China [J]. China Electrical Equipment Industry, 2010 (6): 59-66(in Chinese).
- [2] 万强茂. 美国压水堆 RPV 延寿分析研究及中国 RPV 延寿之关键问题[J]. 压力容器, 2010, 27 (6): 46-51.
WAN Qiangmao. Analysis on life extension of PWR-RPV in USA and key issues on life extension of RPV in China [J]. Pressure Vessel Technology, 2010, 27(6): 46-51(in Chinese).
- [3] 杨文斗. 反应堆材料学[M]. 北京: 原子能出版社, 2000: 160-175.
- [4] U. S. Nuclear Regulatory Commission Regulations: Title 10: Code of federal regulations: Appendix G: Fracture toughness requirements [S]. U. S.: [s. n.], 2014.
- [5] 杨文斗. 核电厂压力容器安全评估的新方法——主曲线简介[J]. 核安全, 2011(2): 7-13.
YANG Wendou. New method of safety assessment for pressure vessel of nuclear power plant—Brief introduction of master curve approach [J]. Nuclear Safety, 2011(2): 7-13(in Chinese).
- [6] ASME. BPVC section XI: Appendix G: Fracture toughness criteria for protection against failure [S]. U. S.: ASME, 2010.