

文章编号: 0258-0926(2015)S1-0187-04; doi: 10.13832/j.jnpe.2015.S1.0187

秦山第二核电厂 1、2 号机组压力容器 辐照脆化监督

蒋国富¹, 李国云¹, 栾兴峰², 张海生¹, 黄娟¹,
杨旭¹, 操节宝¹, 孙凯¹

1. 中国核动力研究设计院, 成都, 610213; 2. 中核核电运行管理有限公司, 浙江海盐, 314300

摘要: 秦山第二核电厂 1、2 号机组的辐照监督试验全部 8 个批次已经完成。通过不同快中子注量下辐照监督试样的力学试验, 得到压力容器材料的强度、延伸率、冲击韧性等的变化值, 以及上平台能量和韧脆转变温度变化值。与未辐照材料性能相比, 监督管试样均有一定的辐照强化和脆化效应, 韧脆转变温度有不同程度的上升, 但均低于 FIS 公式预测值。综合评价认为: 2 个机组压力容器材料的辐照脆化效应均处于较低水平。

关键词: 反应堆压力容器; 辐照监督; 辐照脆化

中图分类号: TL351 **文献标志码:** A

Irradiation Surveillance of RPV for Unit 1&2 of Qinshan NPP

Jiang Guofu¹, Li Guoyun¹, Luan Xingfeng², Zhang Haisheng¹,
Huang Juan¹, Yang Xu¹, Cao Jiebao¹, Sun Kai¹

1. Nuclear Power Institute of China, Chengdu, 610213, China;

2. Nuclear Power Operations Management Co., Ltd., Haiyan, Zhejiang, 314300, China

Abstract: Tests for all 8 irradiation capsules of unit 1&2 of Qinshan NPP were finished. Variation of strength, elongation and impact toughness of RPV steels with different fast neutron fluence was acquired. Upper shelf energy and ductile-to-brittle transition temperature (DBTT) shift were evaluated. Compared with non-irradiated materials, irradiation embrittlement effects were found in all specimens in irradiation capsules. DBTT shifts were lower than predicted value by FIS formula. Results showed that embrittlement effect of RPV steels for both units was relatively in low range.

Key words: Reactor Pressure Vessel, Irradiation Surveillance, Irradiation Embrittlement

0 引言

反应堆压力容器 (RPV) 是压水堆核电厂重要的大型部件。压水堆的压力容器材料存在辐照脆化效应。为了监测压力容器材料的辐照脆化效应, 安全法规要求压水堆核电厂必须进行 RPV 辐照监督, 研究和评价中子辐照脆化效应, 监测 RPV 运行过程中由于中子辐照效应导致的力学性能变化。辐照监督就是在反应堆内安装一定数

量的辐照监督管, 定期抽出进行辐照监督试验, 并将监督数据作为 RPV 安全评估的重要依据^[1,2]。

秦山第二核电厂 1、2 号机组的发电功率为 650 MW, 是我国自主设计建造的大型商用核电厂。中国核动力研究设计院 (NPIC) 完成了 1 号和 2 号机组全部 8 根监督管的试验。本文综合介绍了辐照监督试验结果, 并根据经验公式对辐照脆化效应进行评价。

收稿日期: 2015-02-09; 修回日期: 2015-06-07

作者简介: 蒋国富 (1970—), 男, 研究员, 现从事反应堆材料研究工作

1 辐照监督管简介

秦山第二核电厂 1、2 号机组 RPV 由 NPIC 设计, 其 1 号和 2 号机组压力容器分别由三菱重工 (MHI) 和上海锅炉厂 (SBW) 制造。堆芯筒体高度约为 3100 mm, 内径为 3852 mm, 壁厚为 205 mm。堆芯筒体中间不设对接环焊缝。

2 个机组的辐照监督管均由 NPIC 设计, 法国 FRAMATOME ANP 完成加工。每台 RPV 准备了 1 组冷态试样 (NI) 和 6 根辐照监督管。其中有 4 根监督管在堆内辐照, 编号分别为 A、C、D、E; 2 根为备用监督管, 编号为 B、F。辐照监督管总长为 1600 mm, 装试样段矩形管段横截面尺寸为 32 mm × 28 mm, 壳壁厚为 0.8 mm, 2 侧面中间各有 1 条焊缝 (图 1)。辐照监督管安装在堆芯吊篮外壁热屏蔽外侧的辐照监督管保持架内。图 2 为辐照监督管在堆中的安装布置示意图, 其中监督管底部在堆芯中平面以下 53.02 cm 处^[2]。



图 1 辐照监督管外形

Fig. 1 Outline of Irradiation Surveillance Capsule

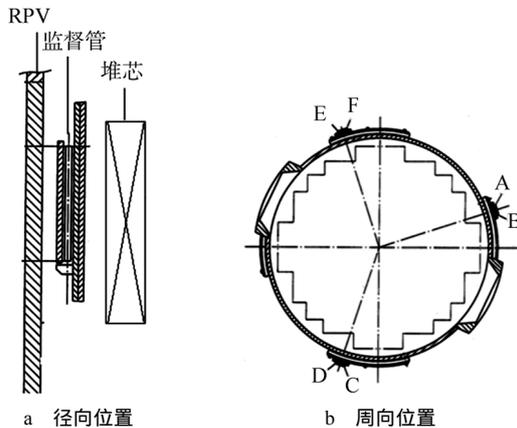


图 2 监督管在堆内位置示意图

Fig. 2 Location of Irradiation Surveillance Capsule

辐照监督力学试样材料和压力容器筒体材料相同, 均为 16MND5 低碳低合金钢, 化学成份见表 1^[2]。根据 ASTM E185 要求, 试样材料取自距压力容器内表面 1/4 厚度处。母材取自和 RPV 相同的筒体轴向加长段, 试样分别按与主锻造方向平行 (纵向) 和垂直 (横向) 2 个方向取样。

表 1 1 号、2 号机组 RPV 材料的辐照敏感元素含量质量分数 %

Table 1 Content of Radiation Sensitive Elements for RPV Material of Unit 1&2 %

机组		w _C	w _S	w _P	w _{Ni}	w _{Cu}
1 号	母材	0.18	0.001	0.004	0.72	0.01
	焊缝	0.08	0.003	0.008	0.71	0.02
2 号	母材	0.21	0.002	0.006	0.78	0.03
	焊缝	0.09	0.005	0.008	0.90	0.03

焊缝和热区试样取自模拟堆芯段筒体和接管段筒体的环焊缝, 焊接工艺和 RPV 完全相同^[2]。

秦山第二核电厂 1、2 号机组设计上加大了容器内下降段水隙, 可有效减小压力容器接受的快中子注量。因此, 监督管的抽取计划在原监督大纲的基础上作了一定的延后调整。

2 辐照监督结果

2.1 辐照温度

辐照监督管放置有 4 种不同熔化温度 (293、304、310、318) 的易熔金属丝, 用来监测监督试样的最高辐照温度。

1 号机组低温度的监测器有熔化或局部熔化痕迹, 高温 (全部的 318 和多数 310) 监测器均没有熔化, 符合反应堆运行规律, 符合 ASTM E1214 标准关于温度监测器“至少 1 组熔化, 一组不熔化”的设置要求。

2 号机组的所有批次温度监测器金属丝均有熔化或局部熔化痕迹, 特别是熔化形态和高温 318 监测器局部熔化属于非正常现象。对此进行了进一步补充检查分析, 包括形貌、金相、成份、熔点等检测。综合分析排除了局部熔化是反应堆内辐照所致的可能, 归结为包容用玻璃管的高温封装不当导致金属丝一端熔化。后续的材料力学试验中也未发现高温退火效应的迹象。

2.2 辐照中子注量

辐照监督管和压力容器中心注量计算是基于核电厂实测数据跟踪计算, 采用三维蒙特卡罗输运程序 MCNP 以及基于 ENDF/B-VI 的 ENDF60 截面数据库进行中子注量计算^[2]。监督管内探测片位置的注量通过比活度法进行测量, 其结果用以对比、修订计算值。计算值和测量值之差均在 ±10% 以内, 符合较好。每个材料试样

接受的快中子注量按其轴向分布系数由 MCNP 程序计算给出。阴、阳面试样的注量相差约 30%。

2 个机组监督管快中子注量 f ($E > 1.0$ MeV) 及相应的超前因子 (LF) 见表 2。从表 2 可知, 2 个机组的最后 1 根监督管 (E 管) 对应的监督年限 (辐照循环 \times LF) 均超过 50 a, 完全涵盖压力容器的 40 a 设计寿期[对应 32 个有效满功率年 (EFPY)]。

表 2 快中子注量 ($E > 1.0$ MeV) 和 LF
Table 2 Fast Neutron Fluence ($E > 1.0$ MeV) and Lead Factor (LF)

机组	监督管	中子注量/cm ²	LF	辐照循环次数
2 号	E	1.75×10^{19}	6.74	8
	D	1.32×10^{19}	7.10	5
	C	9.25×10^{18}	8.67	3
	A	5.27×10^{18}	7.04	2
1 号	E	1.57×10^{19}	7.29	7
	D	1.15×10^{19}	7.42	5
	C	7.91×10^{18}	8.65	3
	A	4.00×10^{18}	7.21	2

2.3 冲击韧性与辐照脆化

缺口冲击试验对材料性能的变化比拉伸试验更敏感。辐照监督试验中, 采用 Charpy-V 型示波冲击试验评价材料辐照前后的冲击韧性变化。根据系列温度下的试验结果, 采用双曲正切函数经验方程, 分别拟合出基于温度的冲击吸收能量、侧膨胀量和脆性断面率的转变温度曲线, 并根据曲线确定如下参数: T_{56J} 为能量 56 J 对应的标记温度; $T_{0.9mm}$ 为侧膨胀量 0.9 mm 对应的标记温度; E_{US} 为上平台能量。

辐照后特征参数值的变化用以评价辐照脆化效应。辐照后 2 号机组纵向母材试样的能量温度转变曲线如图 3 所示。

辐照试样的初始参考转变温度 ($T_{R,NDTi}$) 由 FRAMATOME 提供, 辐照后 $T_{R,NDT}$ 的上升值 ($\Delta T_{R,NDT}$) 由 T_{56J} 和 $T_{0.9mm}$ 中变化值较大的给出^[3]:
 $\Delta T_{R,NDT} = \Delta T_{CV} = \text{MAX}(\Delta T_{56J}, \Delta T_{0.9mm})$

热影响区材料韧性在辐照前、后都明显好于母材和焊缝。新 ASTM 标准中已经不强制要求进行热影响区材料的辐照监督。

上平台能量没有明显降低, 且均大于 200 J, 完全满足压力容器寿期末大于 68 J 的要求。

2.4 辐照脆化预测分析

为判断转变温度的上升值是否在正常范围,

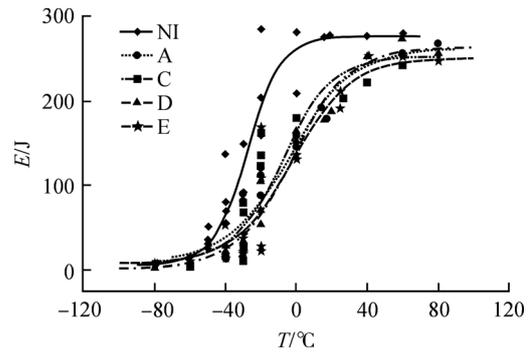


图 3 2 号机组纵向母材能量温度转变曲线
Fig. 3 Energy-Temperature Transition Curve of Longitudinal Base Metal of Unit 2

可以用辐照脆化经验公式预测。FIS 公式^[4]是法国开发的辐照监督试验转变温度的上升值数据拟合的上包络线, 是中子注量和辐照脆化敏感元素含量的函数。按照实验结果, 如果实测 $\Delta T_{R,NDT}$ 小于 FIS 预测值 ΔT_{FIS} , 则认为处于正常范围。根据中子测量结果和材料化学成分, 按 FIS 预测公式计算 ΔT_{FIS} , 并与实测值 $\Delta T_{R,NDT}$ 比较:

$$\Delta T_{FIS} = 8 + [24 + 1537(w_P - 0.008) + 238(w_{Cu} - 0.08) + 191w_{Ni}^2 w_{Cu}] (f)^{0.35} \quad (1)$$

式中, w_P 、 w_{Cu} 、 w_{Ni} 为材料中各金属元素的质量分数。结果表明, 2 个机组的实测 $\Delta T_{R,NDT}$ 数据均在正常范围 (图 4), 且处于较低水平^[4]。

设计中对于辐照脆化的预测多采用美国核管会 (NRC) 的 RG1.99Rev2 的公式^[5]:

$$\Delta T_{RNDT} = CF \cdot f^{0.28 - 0.11 \log f} \quad (2)$$

式中, CF 为化学因子, 无量纲系数, 可根据材料化学成分查表得出。

根据式 (2) 计算上升值 $\Delta T_{R,NDT}$ 时发现, 计算值多数都小于实测值, 表明基于式 (1) 预测压力容器寿命是偏不保守的。由于 RG1.99Rev2

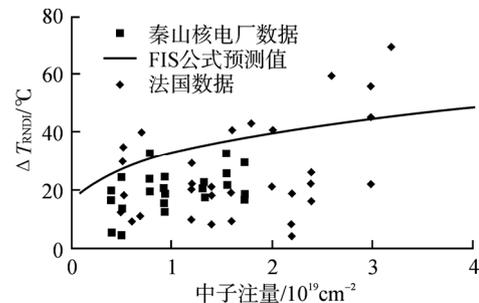


图 4 转变温度变化值与法国数据和 FIS 曲线对比
Fig. 4 Comparison of Transition Temperature Shift with French Data and FIS Formula

公式的基础数据较早,对现在低铜压力容器材料的适用性问题在业内已经引起关注^[6]。

按 NRC-RG1.99Rev2 规定,根据转变温度上升值 $\Delta T_{R,NDT}$ 计算调整后的参考温度 T_{AR} :

$$T_{AR} = T_{R,NDT} + \Delta T_{R,NDT} + 2 \times (\sigma_i^2 + \Delta^2)^{1/2} \quad (3)$$

式中, σ_i 为 $T_{R,NDT}$ 的不确定度; Δ 为 $\Delta T_{R,NDT}$ 的不确定度。 $\Delta T_{R,NDT}$ 采用实测值,按规范 σ_i 取值为零, Δ 分别为母材 9.4、焊缝 15.6,根据式(3)计算得到辐照后纵向母材、横向母材、焊缝试样的 T_{AR} 分别为:1号机组为 5、9 和 11 和 2号机组为 6、8 和 11,完全满足寿期末小于 93 的法规要求和 60 的设计要求^[7]。

3 结 论

秦山第二核电厂 1、2 号机组压力容器辐照监督管分别经过最长 7 个和 8 个循环辐照后,对应的最大快中子注量完全涵盖压力容器 40 a 设计寿期;压力容器材料辐照后韧脆转变温度均有不同程度上升,但均在 FIS 公式预测范围内,且处于较低水平;上平台能量无明显下降,调整后参考温度均满足法规要求,并且还有较大裕量。

辐照监督试验结果对 1、2 号机组压力容器的安全评价起到了重要支持作用,对后续 650 MWe 同型机组即将开展的辐照监督项目也有一定的参考意义。

参考文献:

- [1] ASTM E185-02. Standard Practice for Design of Surveillance for Light-Water Moderated Nuclear Power Reactor Vessels[S]. 2002.
- [2] 蒋国富,伍晓勇,李国云. 秦山第二核电厂 1 号机组压力容器材料辐照脆化评价[C]. 乐山: 中国核学会核材料分会 2007 年度学术交流会, 2007.
- [3] RSEM-B6310. In-Service Inspection Rules for the Mechanical Components of PWR Nuclear Islands [S]. 1997.
- [4] Christian. Brillaud. In-service evaluation of French pressurized water reactor vessel steel[C]. Nashville: Effects of radiation on materials 15th ASTM symposium, 1990.
- [5] U.S. NRC. Radiation embrittlement of reactor vessel materials[S]. Regulatory Guide 1.99 Revision2, 1988.
- [6] 张敬才. NRC-RG1.99-2 中 LWR-RPV 辐照脆化效应预计公式讨论[J]. 核动力工程, 2009, 30(6):1-7.
- [7] 肖冰山,张乐福. 反应堆压力容器辐照监督[J]. 核动力工程, 2008, 29(6):83-86.

(责任编辑:马 蓉)