

压水堆国产 SA-508-III-1 钢环境影响疲劳 试验研究和预测模型开发

沈睿*, 刘畅, 唐力晨, 王秉熙

(上海核工程研究设计院股份有限公司, 上海 200233)

摘要: 对压水堆核电站一回路设备用国产 SA-508 Gr.3 Cl.1 低合金钢(简称 SA-508-III-1 钢)进行室温和 320 °C 空气环境, 以及模拟压水堆一回路水环境下的疲劳性能试验研究, 获得国产 SA-508-III-1 钢在空气环境下的疲劳寿命最佳拟合曲线(平均曲线)。在此基础上, 对影响国产 SA-508-III-1 钢在压水堆核电站一回路水环境下疲劳性能的应变速率、温度和溶解氧含量等参数的影响规律进行研究, 获得各影响参数的影响函数方程。基于获得的各影响参数的函数方程, 建立国产 SA-508-III-1 钢的环境影响疲劳修正因子 F_{en} 预测模型。本文获得的压水堆核电站一回路水环境下国产 SA-508-III-1 钢的疲劳寿命都位于 95% 置信度限值 ($10^{\pm 2\sigma}$) 范围内, 验证了本文预测模型的有效性。同时, 本文获得的压水堆核电站一回路水环境下国产 SA-508-III-1 钢的疲劳寿命与美国阿贡国家实验室 (ANL) 模型所预测的寿命相比, 也都位于 95% 置信度限值 ($10^{\pm 2\sigma}$) 范围内, 说明 ANL 模型可用于国产 SA-508-III-1 钢的疲劳寿命预测。本文获得的国产 SA-508-III-1 钢的环境影响疲劳预测模型与 ANL 模型相比, 更适用于国产 SA-508-III-1 钢的寿命预测, 为国内第 3 代核电站一回路设备考虑压水堆一回路水环境影响的疲劳设计提供参考。

关键词: 压水堆核电站; SA-508-III-1 钢; 环境影响疲劳; F_{en} ; 预测模型

中图分类号: TL351; TH113

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2025)01-0151-09

doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0240

Experimental Research on Environment Assistant Fatigue of Domestic SA-508-III-1 Steel and Prediction Model Development for PWR Nuclear Power Plant

SHEN Rui*, LIU Chang, TANG Lichen, WANG Bingxi

(Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute Co., Ltd., Shanghai 200233, China)

Abstract: The US Nuclear Regulatory Commission issued regulatory guideline RG 1.207 in 2007 and upgraded it in 2018, which not only requires the design of new nuclear power plants to consider the impact of coolant environment on the fatigue life of nuclear level 1 components, but also requires in-service nuclear power plants to consider environment assistant fatigue (EAF) issues when updating their operating licenses. Over the past 30 years, the Argonne National Laboratory (ANL) in the United States and countries such as Japan have obtained fatigue test results in high temperature and high pressure water environments for primary circuits through extensive simulations. EAF models for primary

收稿日期: 2024-04-02; 修回日期: 2024-04-24

* 通信作者: 沈睿

equipment and pipeline materials in nuclear power plants have been established, and technical support documents NUREG/CR-6909 for RG 1.207 guidelines have been released. Due to the fact that the ANL model is based on experimental data from countries such as the United States and Japan, the EAF test data for domestic SA-508-III-1 steel is limited, and the test data has not yet been included in the ANL model. Therefore, it is necessary to simulate the fatigue performance of domestic nuclear materials in a primary water environment, verify the applicability of the ANL model to domestic low-alloy steel materials, and develop an environmental fatigue model for domestic materials, provide a design basis for fatigue design, safety review, and life assessment of primary equipment in third-generation nuclear power plants in China. The fatigue properties of domestic SA-508-III-1 steel used in primary loop equipments of PWR nuclear power plant at room temperature, 320 °C air environment and simulated PWR primary loop water environment were studied, the best fitting curve (average curve) of fatigue properties of domestic SA-508-III-1 steel was obtained. Based on this, the effects of strain rate ($\dot{\epsilon}$), temperature (T) and dissolved oxygen (DO) on the fatigue properties of domestic SA-508-III-1 steel in the primary water environment of PWR nuclear power plant were studied, based on the functional equations of the influencing parameters, the F_{en} prediction model of the EAF correction factor of domestic SA-508-III-1 steel was established. At the same time, comparing to the predicted life of ANL model, the fatigue life of domestic SA-508-III-1 steel in the water environment of PWR primary loop is within the limit of 95% confidence limit ($10^{\pm 2\sigma}$), which shows that the ANL model can be used to predict the fatigue life of domestic SA-508-III-1 steel. Comparing with ANL model, the fatigue prediction model of environmental assistant fatigue obtained by this paper is more suitable for fatigue life prediction of domestic SA-508-III-1 steel, which can be used as a reference for the design of the primary loop equipment considering environmental assistant fatigue effect for the third generation nuclear power plant.

Key words: PWR nuclear power plant; SA-508-III-1 steel; environment assistant fatigue; F_{en} ; prediction model

压水堆核电厂一回路设备和管道需要长期工作在反应堆冷却剂的水环境之中, 美国和日本经过 30 多年的试验研究表明, 轻水堆(LWR)冷却剂水环境会加速材料的氧化和氧化层的脱落, 从而加速裂纹的形成和扩展, 对碳钢/低合金钢、奥氏体不锈钢及 Ni-Cr-Fe 合金的抗疲劳性能均有明显的削弱作用, 即环境影响疲劳(environment assistant fatigue, EAF)。美国核管理委员会于 2007 年发布了管理导则 RG 1.207, 并在 2018 年进行了升版, 不仅要求在新建核电厂设计中应考虑冷却剂环境对核 1 级部件疲劳寿命的影响, 还要求在役核电厂进行运行执照更新时考虑 EAF 问题。美国阿贡国家实验室(ANL)及日本等国家近 30 年来通过大量的模拟, 得到了一回路高温高压水环境下的疲劳试验结果, 建立了核电厂一回路设备和管道材料的环境影响疲劳模型^[1-3], 并发布了 RG 1.207

导则的技术性支持文件 NUREG/CR-6909^[4-5]。由于 ANL 模型是基于美国和日本等国家的试验数据建立的^[6-10], 国产核材料的环境影响疲劳试验数据有限, 试验数据尚未涵盖在 ANL 模型中, 因此有必要对国产核材料进行模拟一回路水环境下的疲劳性能研究, 验证 ANL 模型对国产低合金钢材料的适用性, 同时发展出国产材料的环境影响疲劳模型, 为国内第 3 代核电厂一回路设备提供疲劳设计、安全审查和寿命评估的设计依据。本文以国产压水堆压力容器用 SA-508 Gr.3 Cl.1 低合金钢(简称 SA-508-III-1 钢)为研究对象, 结合国内压水堆核电厂的设计运行参数, 通过研究应变速率、应变幅、温度和溶解氧含量关键控制参数对材料疲劳性能的影响规律, 获得国产 SA-508-III-1 钢的环境影响疲劳预测模型。

1 试验研究

1.1 试验方案

以国产压水堆压力容器用 SA-508-Ⅲ-1 钢为研究对象,结合国内压水堆核电厂的设计运行参数,确定压水堆水环境影响疲劳的应变速率 $\dot{\epsilon}$ 、应变幅 ϵ_a 、温度 T 和溶解氧含量 DO 关键控制参数,研究压水堆一回路冷却剂环境对材料疲劳性能的影响机理,国产 SA-508-Ⅲ-1 钢的化学成分如表 1 所列。通过试验获得材料的微观组织特征、服役温度、水化学参数、载荷条件等因素对材料疲劳性能的影响规律及相互作用机理,并得出材料的疲劳寿命预测模型。基于以上考虑,本文确定的试验方案如表 2 所列。可以看出,最低的应变速率 $\dot{\epsilon}$ 达到了 ANL 模型的下限值 0.000 4%·s⁻¹,最低应变幅 ϵ_a 达到 0.2%。

1.2 疲劳试验试样

疲劳试验试样从国产压水堆压力容器筒身

表 1 国产 SA-508-Ⅲ-1 钢的化学成分

Table 1 Chemical composition of domestic SA-508-Ⅲ-1 steel	
元素	含量/%
C	0.20
Mn	1.41
P	<0.005
S	0.002
Si	0.16
Ni	0.78
Cr	0.13
Mo	0.49
V	<0.002
Fe	余量

段锻件上取样,从距离锻造环内弧侧和外弧侧均 20 mm 处分别取样,取样的锻件如图 1 所示。为了模拟核电厂设备的实际制造过程,对从 SA-508-Ⅲ-1 锻造环中提取的试样进一步热处理,即模拟

表 2 国产 SA-508-Ⅲ-1 钢环境影响疲劳试验方案
Table 2 Experiment plan of EAF of domestic SA-508-Ⅲ-1 steel

试验方案	ϵ_a /%	$\dot{\epsilon}/(\% \cdot s^{-1})$	$T/^\circ C$	DO/ppb	试样个数	影响变量
1	0.60	0.000 4	320	<5	1	应变速率
2	1.20	0.000 4	320	<5	1	
3	0.54	0.008 0	320	<5	1	
4	0.74	0.009 0	320	<5	1	
5	0.60	0.001	320	<5	1	
6	1.15	0.01	320	<5	3	
7	0.96	0.01	320	<5	3	
8	0.54	0.01	320	<5	2	
9	0.40	0.01	320	<5	3	
10	0.20	0.01	320	<5	2	
11	0.54	0.10	320	<5	3	
12	0.54	1.00	320	<5	3	
13	0.74	0.01	320	<5	3	温度
14	0.54	0.01	320	<5	3	
15	0.40	0.01	320	<5	2	
16	0.54	0.01	250	<5	2	
17	0.54	0.01	320	<5	3	
18	0.54	0.01	150	<5	3	
19	0.54	0.01	100	<5	2	
20	0.54	0.01	320	<5	2	溶解氧含量
21	0.54	0.01	320	10	3	
22	0.54	0.01	320	40	3	
23	0.54	0.01	320	100	3	
24	0.54	0.01	320	500	3	
25	0.54	0.01	320	1 000	3	



图1 国产 SA-508-III-1 钢试样的宏观形貌和下料线

Fig. 1 Macroscopic morphology and cutting line of domestic SA-508-III-1 steel

的焊后热处理, 热处理的入炉温度 $\leq 425\text{ }^{\circ}\text{C}$, 并以 $\leq 55\text{ }^{\circ}\text{C/h}$ 的速率升温至 $(620\pm 10)\text{ }^{\circ}\text{C}$, 在此温度下保温 40 h, 然后以 $\leq 55\text{ }^{\circ}\text{C/h}$ 的速率降温至 $425\text{ }^{\circ}\text{C}$ 以下直至出炉。

根据 ASTM E606/E606M-12 低周(应变)疲劳标准^[1], 设计尺寸如图 2 所示的疲劳试样, 试样标距段直径为 8 mm, 标距长度为 16 mm, 夹持端直径为 16 mm, 试样表面光洁度的要求为 $Ra=0.2\text{ }\mu\text{m}$, 试样总长度为 131.2 mm。

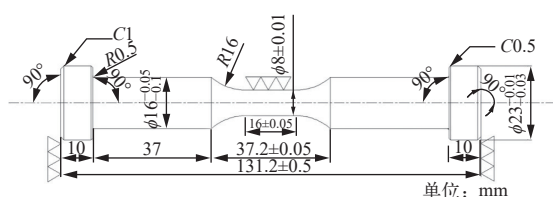


图2 疲劳试样尺寸

Fig. 2 Dimension of fatigue specimen

1.3 试验台架

室温和高温空气中的疲劳试验在高温空气疲劳试验机中进行, 如图 3 所示。所有在空气中的疲劳试验都采用应力比 $R=-1$ 的三角形波应变控制模式, 应变速率 $\dot{\epsilon}$ 为 $0.4\%\cdot\text{s}^{-1}$, 应变幅 ϵ_a 为 $0.2\%\sim 1.2\%$ 。对于高温空气疲劳试验, 通过 PID 温度控制系统实现精确的温度控制, 温度的控制精度为 $\pm 1\text{ }^{\circ}\text{C}$ 。采用 Epsilon 高温引伸计(精度为 $\pm 1\text{ }\mu\text{m}$)控制疲劳应变。

压水堆一回路水环境下的疲劳试验采用中国科学院金属研究所研制的模拟核电厂高温高压循环水腐蚀疲劳测试装置。该装置由高温高压循环水回路、高压釜、疲劳机、控制系统等部分组成, 试验装置原理图如图 4 所示。控制系统自动控制整个试验系统的温度、压力和加载, 保证长期试验安全稳定, 并采集疲劳数据。试验采用位移控制模式, 线性可变差动变位位移传感器(LVDT)原

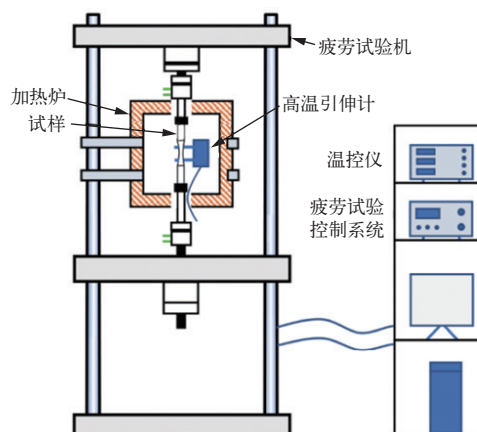


图3 高温空气疲劳试验机

Fig. 3 High temperature air fatigue test machine

位测量高温高压水中疲劳试样标距段的应变。通过室温空气中应变规测量拉压疲劳试样的应变幅, 以此校正高温高压水中 LVDT 测量的试样的实际应变幅。

2 试验结果和讨论

2.1 低合金钢的空气疲劳模型

低合金钢在空气中的疲劳寿命主要与材料的分散度、硫化物形态、表面光洁度、平均应力和加载顺序有关。温度和应变速率对低合金钢在空气中的疲劳寿命的影响相对较小。根据 ASME 规范第 III 卷^[12-13]和 NUREG/CR-6909 报告, 空气环境下的疲劳模型可以根据 Langer 方程表达为:

$$\epsilon_a = AN_f^{-B} + C \quad (1)$$

式中: N_f 为疲劳寿命; A 和 B 为系数; C 为材料的疲劳极限。空气环境下国产 SA-508-III-1 钢疲劳寿命最佳拟合曲线可以表达为:

$$\epsilon_a = 14.52N_f^{-0.465} + 0.128 \quad (2)$$

空气环境下国产 SA-508-III-1 钢的疲劳寿命的最佳拟合曲线如图 5 所示。可看出, 国产 SA-508-III-1 钢的疲劳寿命比 ASME 规范平均曲线和 ANL

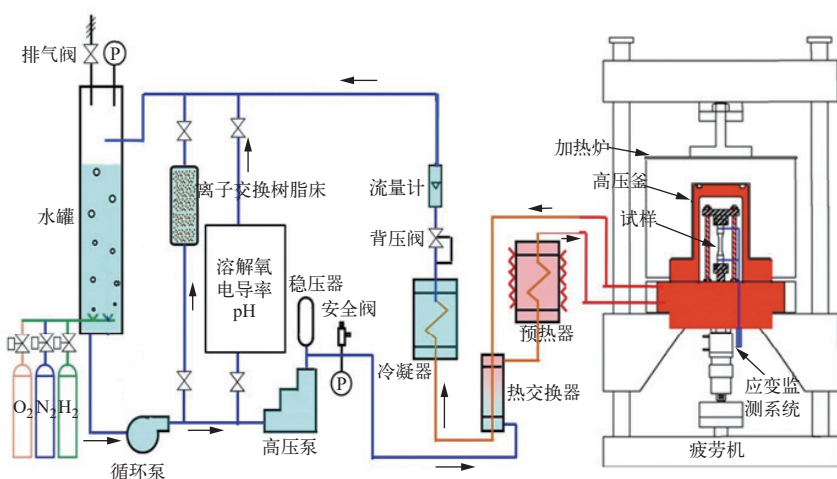


图4 高温高压循环水腐蚀疲劳试验系统示意图

Fig. 4 Schematic diagram of fatigue test system under high temperature and high pressure circulating water

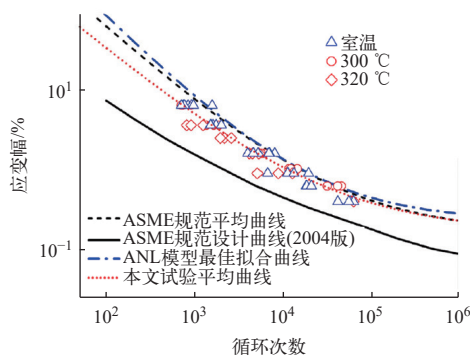


图5 空气环境下国产SA-508-Ⅲ-1钢的疲劳寿命的最佳拟合曲线

Fig. 5 Best fitting curve of fatigue life of domestic SA-508-Ⅲ-1 steel in air

模型最佳拟合曲线稍低，尤其在高应变幅区域。

从最佳拟合曲线向ASME规范第Ⅲ卷^[12-13]的设计疲劳曲线转化时，主要考虑平均应力修正。平均应力修正可以采用Goodman方程进行修正：

$$S'_a = S_a \left(\frac{\sigma_u - \sigma_y}{\sigma_u - S_a} \right) \quad S_a > S_y \quad (3)$$

$$S'_a = S_a \quad S_a < S_y \quad (4)$$

式中： S'_a 为修正的应力幅； σ_u 为工程抗拉极限； σ_y 为材料的屈服强度； S_a 为应力幅。在此基础上，参考ASME规范第Ⅲ卷设计疲劳曲线，在修正后的最佳拟合曲线上还对应变幅和疲劳寿命分别考虑了2倍和20倍的安全系数。疲劳寿命的20倍的安全系数主要包括以下因素：数据分散性为2.0，尺寸效应为2.5，表面光洁度和其他因素为4.0。

Chopra等^[4]认为ASME规范中要求的20倍的疲劳寿命安全系数对低合金钢和奥氏体不锈钢

来说至少有1.7倍的保守性。为减少保守性，ANL在开发碳钢、低合金钢和奥氏体合金模型时，对应变(或应力)上考虑2.0的安全系数，在疲劳寿命上考虑了12倍的安全系数，其中包括：材料和数据分散性为2.1~2.8，尺寸效应为1.2~1.4，表面光洁度为2.0~3.5，加载顺序为1.2~2.0。参考NUREG/CR-6909研究报告，低合金钢的疲劳寿命中值在考虑2.1的数据分散性时，可以满足“95/95”准则判据(疲劳曲线包络95%的数据样本点，并具有95%的置信度)。此外，基于蒙特卡罗分析结果，对平均曲线的应变(或应力)考虑2.0的安全系数，疲劳寿命考虑了12倍的安全系数足够保证满足“95/95”准则。所以，本文在进行空气环境下的疲劳模型开发时，对应变幅和疲劳寿命分别考虑2倍和12倍的安全系数，本文获得的空气环境下国产SA-508-Ⅲ-1钢的疲劳寿命的设计曲线示于图6，本文设计曲线略低于ASME规范设计曲线。

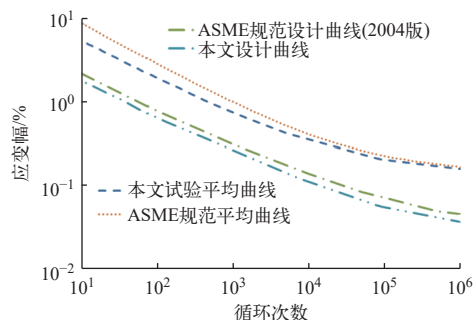


图6 空气环境下国产SA-508-Ⅲ-1钢的疲劳寿命的设计曲线

Fig. 6 Design curve of fatigue life of domestic SA-508-Ⅲ-1 steel in air

2.2 低合金钢的环境疲劳模型

针对环境影响疲劳问题,美国 ASME 委员会也一直在研究与讨论,先后发布了 Code Case N-761^[14] 和 Code Case N-792^[15] 两个规范案例。其中 Code Case N-761 采用的是环境疲劳曲线法,而 Code Case N-792 的评价方法与 NUREG/CR-6909 基本一致,即主要采用环境修正系数。然而,实际的工程计算工况众多,环境疲劳曲线法需要与众多的工况参数关联,使得疲劳计算难以进行。相对来说,采用环境影响疲劳修正系数 F_{en} 在工程设计中更具有操作性。 F_{en} 定义为空气中材料的疲劳寿命 N_{air} 与一回路水环境下的疲劳寿命 N_{water} 的比值,表达式为:

$$F_{en} = \frac{N_{air}}{N_{water}} \quad (5)$$

对于低合金钢来说,影响疲劳寿命的关键因素有:温度、溶解氧浓度、应变速率、应变幅、硫含量。通过对表 2 中所列试验方案进行模拟压水堆一回路水环境下的疲劳性能试验研究,获得了大量的国产 SA-508-III-1 钢疲劳性能试验数据,疲劳性能试验时的失效准则为拉应力降低到峰值的 25%(此时相当于产生 3 mm 深的工程裂纹)。本文在模拟一回路水环境下的疲劳试验时得到的疲劳试样主裂纹开裂位置均位于标距段,断口呈现多裂纹源萌生特征,应变幅 $\varepsilon_a=1.2\%$ 、应变速率 $\dot{\varepsilon}=0.0004\%\cdot s^{-1}$ 试样的宏观疲劳断口形貌如图 7 所示。采用蒙特卡罗法进行数据处理和统计学分析,采用“95/95”准则对疲劳曲线进行处理,分别对各影响因素的影响规律进行研究。

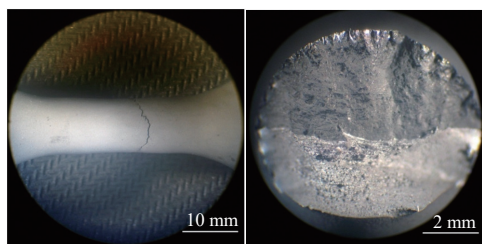


图 7 试样宏观疲劳断口形貌

Fig. 7 Macroscopic fatigue fracture morphology of specimen

2.2.1 应变速率影响规律研究 应变速率是影响疲劳寿命的关键因素,与其他参数交互作用共同影响疲劳裂纹的萌生和扩展,即影响材料的疲劳寿命。其影响机理目前主要有低应变速率阶段的膜破裂/溶解机理、高应变速率阶段的氢致开裂机理等。基于本文获得的试验数据,在典型压水堆一

回路水环境参数下 ($T=320\text{ }^{\circ}\text{C}$, $\text{DO}\leq 5\text{ ppb}$), 不同应变速率下的 F_{en} 如图 8 所示,采用最小二乘法对 F_{en} 与应变速率进行拟合,其影响关系可以表达为:

$$F_{en} = 1.09\dot{\varepsilon}^{-0.13} \quad (6)$$

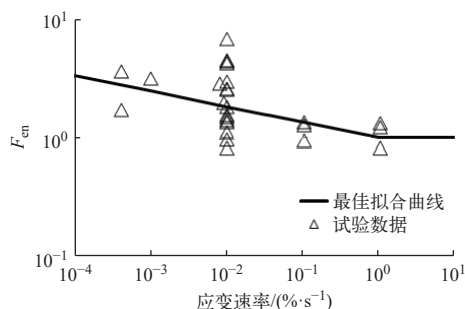


图 8 模拟压水堆水环境下应变速率对 F_{en} 的影响

Fig. 8 Influence of strain rate on F_{en} under simulated PWR water environment

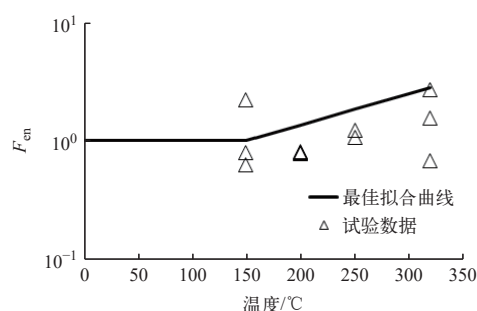
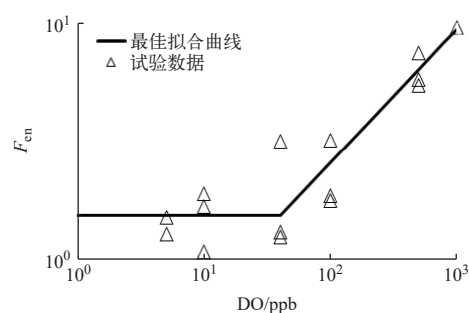
从图 8 中可以看出,当应变速率高于 $1\%\cdot s^{-1}$ 时, F_{en} 为 1.068,此时压水堆水环境对材料的疲劳寿命几乎没有影响。此外,本文在进行疲劳试验时,最低的应变速率达到了 $0.0004\%\cdot s^{-1}$,这也是 NUREG/CR-6909 报告中给出的应变速率对低合金钢影响的下限值。可以看出,压水堆一回路水环境下应变速率对材料疲劳性能的影响在 1~3.5 之间,这与 ANL 模型的预测值基本一致。

2.2.2 温度影响规律研究 在压水堆一回路水环境中,温度对疲劳寿命的影响存在一个临界值,当温度高于此临界值时其疲劳寿命显著降低。根据 NUREG/CR-6909 报告和 Chopra 等^[5] 的研究结果,此临界值约为 $150\text{ }^{\circ}\text{C}$,当低于 $150\text{ }^{\circ}\text{C}$ 时温度对疲劳寿命的影响不显著,在 $150\sim 320\text{ }^{\circ}\text{C}$ 范围内疲劳寿命随温度增加呈线性降低,在高温和高溶解氧含量条件下寿命降低量较大。图 9 所示为一回路水环境下 ($\dot{\varepsilon}=0.01\%\cdot s^{-1}$, $\text{DO}\leq 5\text{ ppb}$) F_{en} 与温度的关系,采用最小二乘法对 F_{en} 与温度进行拟合,其影响关系可以表达为:

$$F_{en} = \exp[0.006(T - 150)] \quad (7)$$

从图 9 可以看出,当温度低于 $150\text{ }^{\circ}\text{C}$ 时,一回路水环境对材料的疲劳性能几乎没有影响。当温度位于 $150\sim 320\text{ }^{\circ}\text{C}$ 之间,材料的疲劳寿命随着温度的升高而降低, $320\text{ }^{\circ}\text{C}$ 下,材料的疲劳寿命降低了约 2.77 倍,这与 ANL 模型的预测值基本一致。

2.2.3 溶解氧含量影响规律研究 水中溶解氧含量也是压水堆环境中材料疲劳寿命的主要影响因素之一。研究结果表明,DO 低于某临界值时不影

图9 模拟压水堆水环境下温度对 F_{en} 的影响Fig. 9 Influence of temperature on F_{en} under simulated PWR water environment图10 模拟压水堆水环境下DO对 F_{en} 的影响Fig. 10 Influence of DO on F_{en} under simulated PWR water environment

响材料的疲劳寿命,而高于某限值时,疲劳寿命随DO的增加而显著减少。可能原因为DO的增加促使局部电位随之升高,加速裂纹尖端阳极溶解,加快裂纹扩展。图10所示为在压水堆一回路水环境条件下($T=320\text{ }^{\circ}\text{C}$, $\dot{\epsilon}=0.01\%\cdot\text{s}^{-1}$) F_{en} 与DO的关系,采用最小二乘法对 F_{en} 与DO进行拟合,其影响关系可以表达为:

$$F_{en} = 0.191\text{DO}^{0.563} \quad (8)$$

从图10可以看出,当DO低于40 ppb时,压水堆一回路水环境对材料的疲劳性能基本没有影响,在40~1 000 ppb之间,材料的疲劳寿命随着DO的升高而降低,在1 000 ppb时材料的疲劳性能降低了10倍,这与ANL模型的预测值基本一致。正常运行工况下压水堆冷却剂的溶解氧含量

基本控制在10 ppb以下,因此溶解氧含量对压水堆设备材料的疲劳寿命影响较小。

2.3 国产SA-508-Ⅲ-1钢的环境疲劳模型

基于本文获得的国产SA-508-Ⅲ-1钢的大量试验数据,国产SA-508-Ⅲ-1钢在模拟一回路水环境下的疲劳性能如图11所示。从图11可以看出,在一回路水环境下材料的疲劳寿命比空气环境下的有明显下降,所有试样的疲劳寿命均位于ASME B&PVC规范的设计曲线之上、ASME规范平均曲线之下。

此外,通过对压水堆一回路水环境下温度、溶解氧浓度、应变速率和应变幅对材料疲劳性能影响规律的研究,国产SA-508-Ⅲ-1钢(硫含量低于0.002%)在压水堆一回路水环境下的影响规律

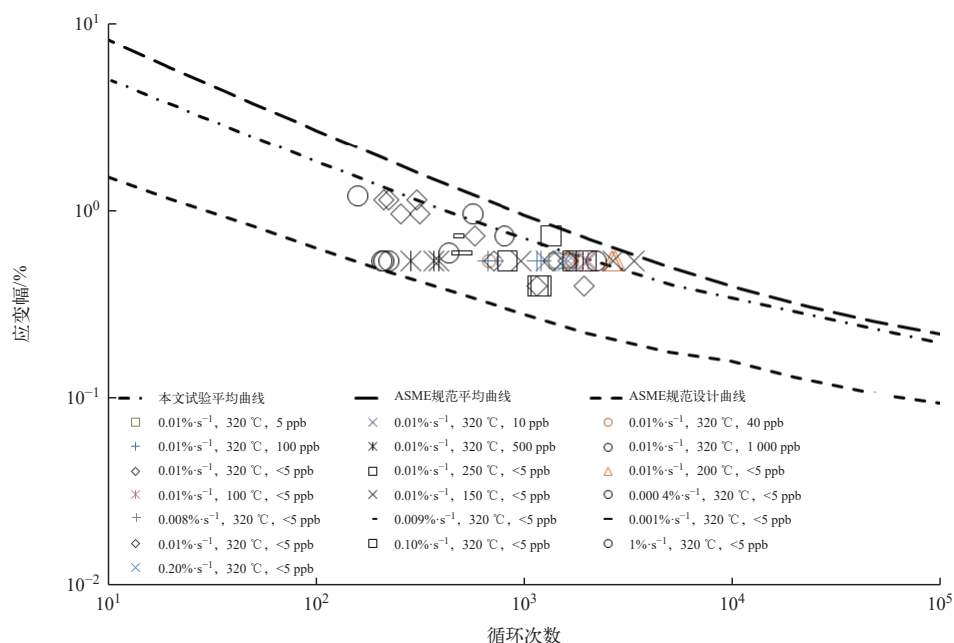


图11 压水堆一回路水环境下国产SA-508-Ⅲ-1钢的疲劳性能

Fig. 11 Fatigue performance of domestic SA-508-Ⅲ-1 steel in PWR water environment

模型可以表达为:

$$\ln F_{\text{en}} = (0.662 - \varepsilon^*)T^*O^* \quad (9)$$

其中:

$$\begin{cases} \varepsilon^* = 0 & \dot{\varepsilon} \geq 1\% \cdot \text{s}^{-1} \\ \varepsilon^* = \ln \dot{\varepsilon} & 0.0004\% \cdot \text{s}^{-1} < \dot{\varepsilon} < 1\% \cdot \text{s}^{-1} \\ \varepsilon^* = \ln 0.0004 & \dot{\varepsilon} \leq 0.0004\% \cdot \text{s}^{-1} \\ T^* = 0 & T < 150^\circ\text{C} \\ T^* = 0.00091(T - 150) & 150^\circ\text{C} \leq T \leq 320^\circ\text{C} \\ O^* = 1 & \text{DO} < 40 \text{ ppb} \\ O^* = 0.563 \ln \text{DO} - 1.655 & 40 \text{ ppb} \leq \text{DO} \leq 1000 \text{ ppb} \\ O^* = 2.237 & \text{DO} > 1000 \text{ ppb} \end{cases} \quad (10)$$

式中, ε^* 、 T^* 、 O^* 分别为当量应变速率、当量温度和当量溶解氧含量。该疲劳寿命模型可以很好地预测国产 SA-508-III-1 钢在压水堆一回路水环境下的疲劳寿命。由于低应变速率、低应变幅下的疲劳试验极其耗时, 本文的研究数据有限, 后续可针对低应变速率、低应变幅下的试验参数进一步开展试验研究, 获得更加丰富的国产 SA-508-III-1 钢的疲劳性能数据, 得出压水堆一回路水环境对国产 SA-508-III-1 钢疲劳性能影响的温度阈值、应变速率阈值和应变幅阈值数据。

定义 γ_N 为模型预测的循环寿命与试验获得的循环寿命的比值, 根据式(11)、(12)计算整个数据

集的均值 m 和标准差 σ , 本文模型和 ANL 模型的均值和标准差如表 3 所列。

$$m = \frac{1}{n} \sum \lg \gamma_N \quad (11)$$

$$\sigma = \sqrt{\frac{1}{n} \sum \lg \gamma_N^2} \quad (12)$$

表 3 国产 SA-508-III-1 钢试验数据统计分析结果
Table 3 Statistical result of domestic SA-508-III-1 steel

模型	m	σ
本文模型	-0.04	0.21
ANL 模型	0.17	0.25

对比本文获得的压水堆一回路水环境下国产 SA-508-III-1 钢的疲劳性能试验数据, 以及 2.3 节推导得出的国产 SA-508-III-1 钢在压水堆一回路水环境下的预测模型可以发现, 所有数据都位于 95% 的置信度限值 ($10^{\pm 2\sigma}$) 范围内, 说明预测模型的有效性, 如图 12a 所示。此外, 通过对本文获得的压水堆一回路水环境下国产 SA-508-III-1 钢的疲劳性能试验数据与 ANL 模型预测数据进行对比, 可以看出所有的疲劳寿命数据都位于 95% 的置信度限值 ($10^{\pm 2\sigma}$) 范围内, 说明 ANL 模型适用于国产 SA-508-III-1 钢的寿命预测, 如图 12b 所示。

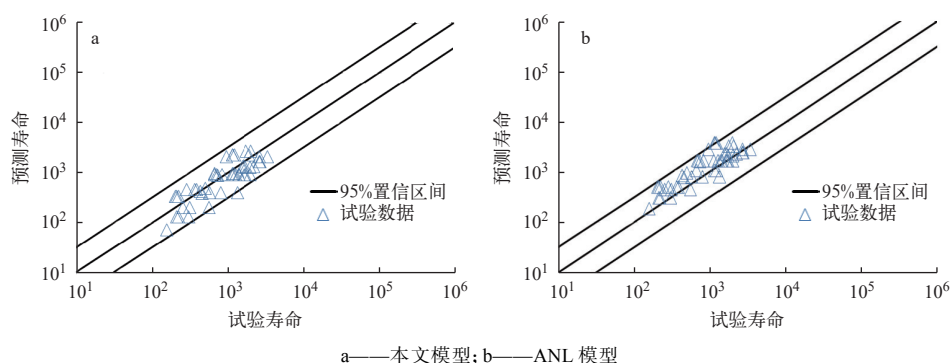


图 12 国产 SA-508-III-1 钢在压水堆一回路水环境下的试验寿命对比

Fig. 12 Comparison of test life of domestic SA-508-III-1 steel in PWR water environment

3 结论

通过对室温和高温空气环境、以及模拟压水堆一回路水环境下的国产 SA-508-III-1 钢的疲劳性能试验, 获得了应变速率、温度和溶解氧含量关键影响参数的影响规律, 并进一步得出环境影响疲劳修正系数的预测模型, 得到主要结论如下。

1) 本文获得的国产 SA-508-III-1 钢在空气环境下的疲劳平均曲线比 ASME 规范平均曲线稍微偏低, 尤其是在高应变幅段, 可以很好地预测国产 SA-508-III-1 钢在空气环境下的疲劳寿命。

2) 国产 SA-508-III-1 钢在模拟压水堆一回路水环境下的疲劳寿命明显降低, 均位于 ASME 规

范平均曲线之下、设计疲劳曲线之上。对于 $T=320\text{ }^{\circ}\text{C}$ 、 $\dot{\epsilon}=0.01\%\cdot\text{s}^{-1}$ 、 $\text{DO}=1\ 000\text{ ppb}$ 的工况下,疲劳寿命降低了约 10.36 倍。

3) 当应变速率高于 $1\%\cdot\text{s}^{-1}$ 时,压水堆水环境对国产 SA-508-Ⅲ-1 钢的疲劳寿命影响很小,当应变速率为 $0.000\ 4\%\cdot\text{s}^{-1}$ 时,疲劳寿命降低了 7.39 倍。

4) 当温度低于 $150\text{ }^{\circ}\text{C}$ 时,压水堆水环境对国产 SA-508-Ⅲ-1 钢的疲劳寿命几乎没有影响。当温度在 $150\sim 320\text{ }^{\circ}\text{C}$ 之间,随着温度的上升,疲劳寿命逐渐降低, $320\text{ }^{\circ}\text{C}$ 下疲劳寿命降低了 2.77 倍。

5) 当溶解氧浓度低于 40 ppb 时,压水堆水环境对国产 SA-508-Ⅲ-1 钢的疲劳性能影响不大,当溶解氧浓度大于 40 ppb 时疲劳寿命随着其增加明显下降,溶解氧浓度为 1 000 ppb 时疲劳寿命降低了 10 倍。

6) 本文获得的国产 SA-508-Ⅲ-1 钢的环境影响疲劳预测模型可以很好地预测压水堆水环境下的疲劳寿命。本文获得的模拟压水堆核电厂一回水环境下的国产 SA-508-Ⅲ-1 钢试样的疲劳寿命均位于 95% 置信度限值 ($10^{\pm 2\sigma}$) 范围内,与 ANL 模型相比,本文模型更适用于国产 SA-508-Ⅲ-1 钢的寿命预测。

参考文献:

- [1] 孙海涛,王臣,熊冬庆,等.压水堆核电站冷却剂环境对核设备材料疲劳寿命的影响[J].核科学与工程,2014,34(4): 482-487.
SUN Haitao, WANG Chen, XIONG Dongqing, et al. Effect of PWR coolant environment on the fatigue life of reactor equipment materials[J]. Nuclear Science and Engineering, 2014, 34(4): 482-487(in Chinese).
- [2] 房永刚,王庆,初起宝,等.轻水堆冷却剂环境对核一级部件疲劳寿命影响的分析与评价方法[J].原子能科学技术,2013,47(11): 2114-2119.
FANG Yonggang, WANG Qing, CHU Qibao, et al. Analysis and evaluation methodology of effect of light water reactor coolant environment on fatigue life of class 1 components[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2013, 47(11): 2114-2119(in Chinese).
- [3] 孙海涛,凌礼恭,方可伟,等.冷却剂环境下应变速率对国产 RPV 低合金钢疲劳寿命影响的试验研究[J].核科学与工程,2022,42(3): 625-630.
SUN Haitao, LING Ligong, FANG Kewei, et al. Experimental study on the effect of the strain rate on the fatigue life of domestic RPV low alloy steel in the coolant environment[J]. Nuclear Science and Engineering, 2022, 42(3): 625-630(in Chinese).
- [4] CHOPRA O K, SHACK W J. The effect of LWR coolant environments on the fatigue life of reactor materials[C]//Proceedings of ASME 2006 Pressure Vessels and Piping/ICPVT-11 Conference. Canada: [s. n.], 2008.
- [5] CHOPRA O K, SHACK W J. The effect of LWR coolant environments on the fatigue life of reactor materials [C]//ASME Pressure Vessels and Piping Conference. [S. l.]: [s. n.], 2006.
- [6] SEIFERT H P, RITTER S, LEBER H J. Corrosion fatigue crack growth behaviour of austenitic stainless steels under light water reactor conditions[J]. Corrosion Science, 2012, 55: 61-75.
- [7] LEE B H, KIM I S. Dynamic strain aging in the high-temperature low-cycle fatigue of SA508 Cl. 3 forging steel[J]. Journal of Nuclear Materials, 1995, 226(1/2): 216-225.
- [8] ZHANG Z, TAN J, WU X, et al. Synergistic effect of mechanical and environmental damages of 316LN stainless steel under different fatigue strain amplitudes in high-temperature pressurized water[J]. Materials Science and Engineering: A, 2019, 743: 243-250.
- [9] TAN J, WU X, HAN E H, et al. Strain-rate dependent fatigue behavior of 316LN stainless steel in high-temperature water[J]. Journal of Nuclear Materials, 2017, 489: 33-41.
- [10] TAN J, WU X, HAN E H, et al. Corrosion fatigue behavior of alloy 690 steam generator tube in borated and lithiated high temperature water[J]. Corrosion Science, 2014, 89: 203-213.
- [11] ASTM A. E606/E606M-12 Standard test method for strain-controlled fatigue testing[S]. US: ASTM International, 2012.
- [12] American Society of Mechanical Engineers. ASME boiler and pressure vessel code, 2004 edition, section III, rules for construction of nuclear power plant components[S]. US: [s. n.], 2004.
- [13] American Society of Mechanical Engineers. ASME boiler and pressure vessel code, 2015 edition, section III, rules for construction of nuclear power plant components[S]. US: [s. n.], 2015.
- [14] American Society of Mechanical Engineers. ASME boiler and pressure vessel code, code case: Nuclear components, 2010 edition, Case N-761, fatigue design curves for light water reactor (LWR) environments section III, division 1[S]. US: [s. n.], 2010.
- [15] American Society of Mechanical Engineers. ASME boiler and pressure vessel code, code case: Nuclear components, 2010 edition, Case N-792, fatigue evaluation including environmental effects section III, division 1[S]. US: [s. n.], 2010.