

(565)

軽水炉冷却材模擬環境中の圧力容器用低合金鋼の低サイクル疲労特性

金属材料技術研究所 ○佐藤俊司 片田康行 永田徳雄

緒言 軽水型原子炉に用いられている圧力容器の疲労設計基準として、ASME Code Sec. IIIが用いられているが、これまで国産圧力容器用鋼材等について疲労寿命特性におよぼす冷却材環境の影響因子の検討や基準曲線に対する安全裕度の検討を行ったものは少ない。本報では、軽水炉冷却材模擬環境下で疲労試験が可能な装置を用いて、実機に使用されている低合金鋼圧延材および鍛造材について低サイクル疲労試験を行ない、2,3の影響因子の検討を行ったので報告する。

実験方法および供試材 実験装置はBWR模擬環境下の軸ひずみ制御両振疲労試験が可能なもので、純水循環装置、オートクレーブ(内容積5ℓ)および電気油圧サーボ疲労試験機(容量±5ton)からなっている。供試材は、原子炉圧力容器用低合金鋼鋼材JIS,SQV 2A(SA533B cl.1)および鍛造品SFVQ 1A(SA508 cl.3)でその化学組成をTable 1に示す。試験片は、平行部径8mm、平行部長さ16mm、つば間長さ40mmのつば付丸棒平滑試験片である。軸ひずみについては、試験片のつば間変化をオートクレーブ外に取り出し、LVDTによつて測定した。試験環境は、溶存酸素濃度100ppb、pH6.2~6.5、温度561K、圧力80kg/cm²GのBWR模擬環境および室温大気とした。疲労試験は、ひずみ制御で、ひずみ速度 $\dot{\epsilon}=0.1$ および0.01%/sの完全両振り三角波で行った。

実験結果 Fig.1は低合金鋼の高温水中のS-N曲線を室温大気中の結果と比較して示したものである。SQV 2Aの高温水腐食による疲労特性にその劣化が認められるが、SFVQ 1Aでは、ほぼ同程度でありSQV 2Aの場合ほど顕著な寿命低下は認められない。いずれの鋼種も $\Delta\epsilon$ が小さいほど疲労寿命が室温より長寿命側に伸びる傾向があるがこれはひずみ時効や酸化膜の補強効果によるものであろう。両鋼種の室温S-N曲線はほぼ同一レベルにあることから本供試材の場合SQV 2Aの方が高温環境における疲労損傷の感受性が高いと考えられ、それはP、Sなどの不純物量の相違や材料異方性によるものと思われる。Fig.2はSFVQ 1Aについてひずみ速度とDO濃度の影響をみたものである。一般にひずみ速度が低下すると疲労寿命が低下するが、ひずみ速度が1/10低下したことによる疲労寿命の低下は1/1.5程度であり、これは樋口ら⁽¹⁾の飽和DO高温水中の炭素鋼の場合に比べて小さい。疲労寿命特性は図のようにDO濃度にも依存し高DOでは寿命低下が著しい。

参考文献 (1) 樋口他, 鉄と鋼, Vol.71, No.8, p101(1985).

Table 1. Chemical compositions.(wt%)

	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	V	Cu
SFVQ 1A	0.17	0.28	1.38	0.003	0.003	0.74	0.15	0.48	0.003	—
SQV 2A	0.19	0.24	1.28	0.008	0.007	0.64	0.19	0.45	tr	0.04

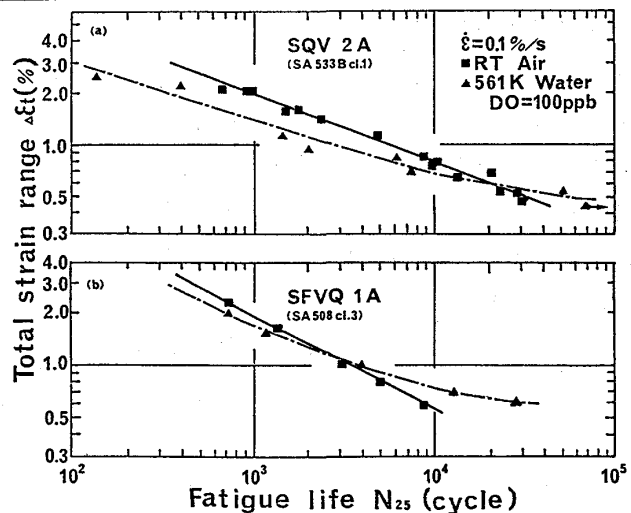


Fig.1 Relation between total strain range and number of cycles of (a)SQV2A and (b)SFVQ1A in water and air.

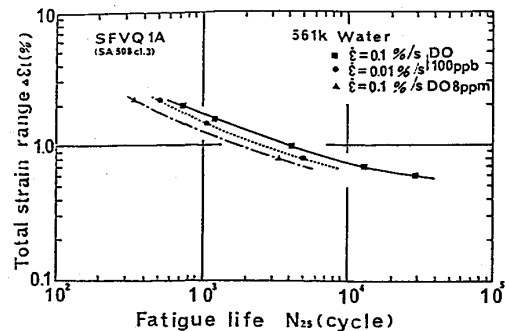


Fig.2 Relation between total strain range and number of cycles.