

(766) 原子炉圧力容器用鋼の高温高圧水中疲労き裂伝ば挙動に及ぼす温度の影響

金属材料技術研究所 永田 徳雄 ○片田 康行

1 緒言

原子炉圧力容器用鋼の軽水炉模擬冷却水環境における腐食疲労き裂伝ば挙動については、これまでに国内外を問わず精力的な実験が行われており、最近では国内版ラウンドロビンテストも行われているが、その重要性にもかかわらず未だ不明な点が多い。これは、現象が、力学的因子のみならず、温度や水質等の環境因子が複雑に影響しあっているためであり、各影響因子間の系統的な実験結果の蓄積が必要である。本報では、高温高圧水中疲労き裂伝ば挙動に及ぼす温度の影響について検討した結果興味ある知見が得られたので報告する。

2 実験方法

供試材は、前報⁽¹⁾と同じ原子炉圧力容器用鋼のQV2A (A533B cl.1相当)で、素材は板厚16mmの調質材(880℃WQ, 660℃×5hFC)である。試験片はASTM E399準拠の1TCT試験片(L-S)で、初期き裂長さ a_0 は約2mmとした。試験片加工後620℃×45hの応力除去焼鈍を行った。試験機には±10tonの電気油圧サーボ疲労試験機を用い、負荷条件は、繰返し速度0.0167Hz、応力比0.1の正弦波の荷重制御で、初期応力拡大係数幅 ΔK_0 はすべて31MPa \sqrt{m} とした。水環境はオートクレープ入口側条件で、圧力:8MPa、流量:35~55l/h、DO:0.1±0.005ppm、電導度:<0.2 μ S/cm、pH:6.3±0.2のBWR模擬環境とし、温度のみ288, 250, 225, 200, 175, 150, 100℃の7条件とした。き裂長さの測定は、LVDTによるコンプライアンス法により連続的に行った。

3 実験結果

Fig.1は、各試験温度における疲労き裂伝ば曲線をもとめて示したものである。図には明瞭ではないが、いずれの場合も、き裂伝ば初期には過渡的なき裂伝ば速度の増加を示した。Fig.2は、 $\Delta K=35$ 及び45MPa \sqrt{m} における疲労き裂伝ば速度 da/dN と試験温度(K)の逆数との関係を示したものである。図にみられるように、き裂伝ば速度の温度依存性にはかなり複雑な挙動がみられるが、き裂伝ば速度は本実験の範囲内で175℃付近が最小となる傾向を示した。またSEMによる破面観察の結果では、200℃付近を境にき裂破面の酸化皮膜の形態に異なった傾向がみられた。このような傾向は、溶存酸素濃度がppbオーダのPWR模擬環境中のき裂伝ば速度の温度依存性でも認められており、とくに本実験の場合、溶存酸素濃度がオートクレープ出口側測定では40~70ppbと低いことから、PWRと同様の低溶存酸素濃度領域の傾向が認められたものと考えられる。

(参考文献)(1) 永田他:鉄と鋼 68(1982), S1319

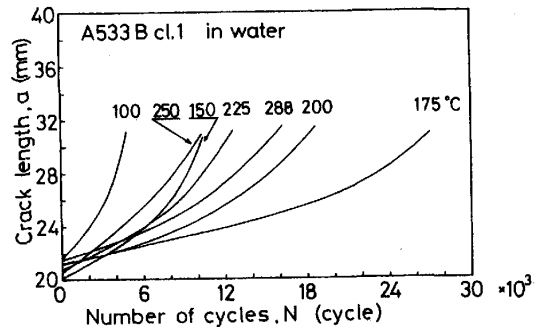


Fig.1 Relation between fatigue crack length and number of cycles.

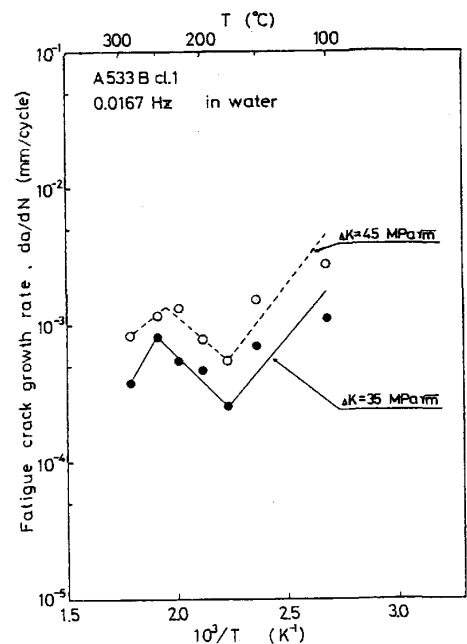


Fig.2 Temperature dependence of fatigue crack growth rate.