

川崎製鉄(株) 技術研究所 ○松本重人 小林邦彦 成本朝雄
田中康浩 工博 大橋延夫

1. 緒言

原子炉圧力容器用鋼の疲労亀裂伝播速度は高温高圧の原子炉一次冷却水においては大気中に比較して著しく加速されることが報告されている¹⁾。原子炉の安全性を高めるには一次冷却水環境での疲労亀裂伝播挙動を明らかにすることが重要である。本報ではBWR冷却水を模擬した環境中での原子炉圧力容器用鋼の疲労亀裂伝播速度を測定した結果を報告する。

2. 実験方法

供試鋼は原子炉圧力容器に使用されるASME SA533BCL.1鋼(A)およびSA508CL.3鋼(B)である。これらの化学組成と機械的性質をTable.1に示す。A鋼は0/4t、1/2tおよび4/4tより、B鋼は3/4tよりいずれも負荷方向が鋼材の主圧延および主鍛造方向に直角になるように試験片を採取した。疲労試験はオートクレーブ試験装置(Fig.1)を用い、試験条件は温度:288℃、圧力:85kg/cm²、流量:10l/hr、電導度:<1μmho/cm、PH:6~7、溶存酸素量:0.5~0.8ppmのBWR冷却水を模擬した環境で繰返し速度1cpm、R=0.2で実施した。亀裂長さの測定にはビッチマーク法を用いた。同時に荷重点変位を計測するコンプライアンス法も検討した。

3. 実験結果

(1)高温高圧水中 R=0.2での疲労亀裂伝播速度はA、B鋼とも大気中の2~4倍にまでなるがASME Code Sec. XIのda/dN-ΔK線図よりも安全側にあり、供試鋼の健全性が確認された。(Fig.2)

(2)疲労破面上にはストライエーションの他にΔKが100kg/mm^{3/2}以上でも粒界破面が観察され、大気中での試験結果³⁾(20<ΔK<40kg/mm^{3/2})とは異なることが確認された。

(3)高温高圧水中での疲労亀裂伝播速度はビッチマーク法で測定することができた。同時に荷重点変位を計測するコンプライアンス法の使用も可能であることが確認された。

参考文献

- 1) T. Kondo, et al.: Proc. 1st Int. Conf. on Corrosion Fatigue, June, 1971, Univ. Connecticut, NACE and AIME, P. 539
- 2) W. H. Bamford, A. Thurman and M. Mahlab: ASME Paper 81-PVP-2 (1981)
- 3) 小林, 成本, 松本, 田中: 川崎製鉄技報 12(1980)1, P. 65

Table 1 Chemical composition and mechanical properties of material

| Steel | Mark | Chemical composition (wt%) | | | | | | | | Mechanical properties | | |
|---------------|------|----------------------------|------|------|-------|-------|------|------|------|-------------------------------|-------------------------------|-----------|
| | | C | Si | Mn | P | S | Ni | Cr | Mo | Y.S. (kg/mm ²) | T.S. (kg/mm ²) | El (%) |
| SA533B CL1 | A | 0.18 | 0.22 | 1.42 | 0.004 | 0.002 | 0.69 | 0.09 | 0.49 | 45 | 61 | 31 |
| SA508 CL3 | B | 0.18 | 0.25 | 1.44 | 0.004 | 0.002 | 0.70 | 0.14 | 0.51 | 48 | 61 | 28 |

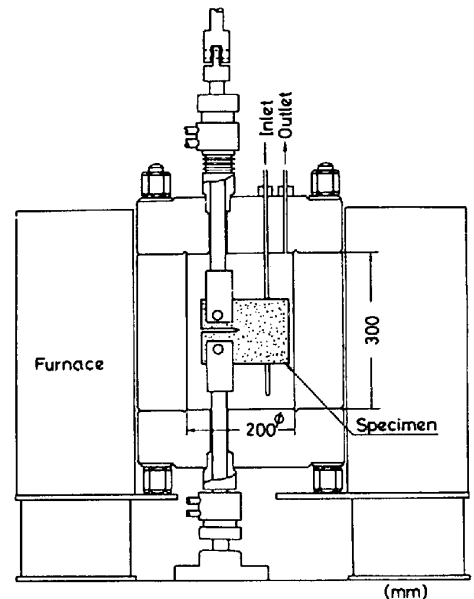


Fig.1 Loading arrangement in fatigue crack propagation test in elevated temperature and pressurized water

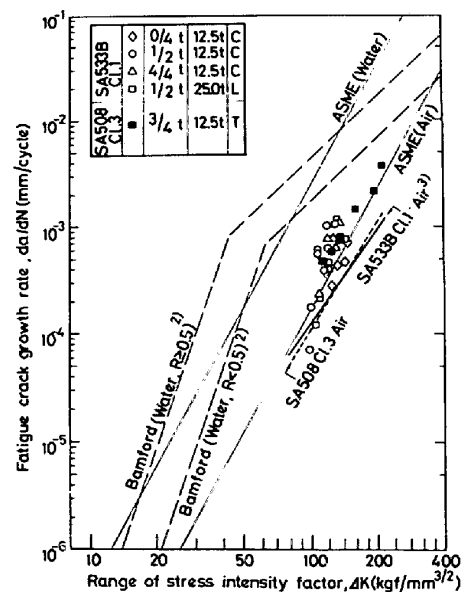


Fig.2 Relation between fatigue crack growth rate and stress intensity factor range