

原研 東海研究所

○菊山紀彦

近藤達男

長崎隆吉

目的 発電用原子炉として、BWR、PWR等の軽水炉が普及し、その原子炉の圧力容器の安全評価の中で、鋼材料の使用環境下における低サイクル疲労が最も大きな問題の一つに数えられる。

しかし従来これらの性質は殆んど常温の空气中において検討されており、すなわち腐食性の強い、高温高压純水中の挙動はまったく不明である。

特に容器内面のステンレスクラッドが、亀裂を生じた場合には局部腐食の効果を受けるので、環境の影響を受け易いと考えられる。A302B鋼の疲労については、Crooker, Lange 等が、ボイラ一近似水中で約3倍加速されることを報告している。

本研究は、本年10月計画されている原子炉圧力容器A302B鋼の高温水中の疲労試験に先だて、常温から100℃の間の循環純水中での低サイクル腐食疲労について予備的な検討を行なったのである。

方法 試料はA302B鋼板を2mmまで冷間圧延後、焼準、焼戻しを行ったものを用い、表面仕上げはエメリー紙#1200で行った。クラックの観察を容易にするためポリスチロール被覆を行った。

試験装置はシエンク式繰返し曲げ疲労試験機を用い、ループにより、脱イオン及び温度調節された精製純水が、試験片の周囲に循環されるようにした。ループ系には水の汚染を防止するため、ステンレス鋼、パイレックスガラス、ポリエチレンを使用した。試験温度は室温より100℃までとし、Arガスと吹き込んで、溶存酸素を5ppmに保った。疲労クラックの観察は写真撮影による外観検査及び今回試作した、電気抵抗測定によるクラック追跡ゲージにより連続記録した。

走査電子顕微鏡により、クラック進行状況及び破面の観察を行った。

結果

1. クラックの進展速度は水中では空气中に比べ平均約3倍となる。(図1)
2. 同一歪振巾では温度が高い程水中でのクラック進展速度は大きい。
3. クラックの進展状況は水中では空中に比べより明らかな分枝状となり、クラック周囲の塑性変形は少くなる。
4. 破面の観察では水中で疲労したものは、空気中のものに比べクラックがシグザグの形となり、又より3次元的に分布している。枝分れの結果破面自体の中にもクラックが分布しているのが見られる。

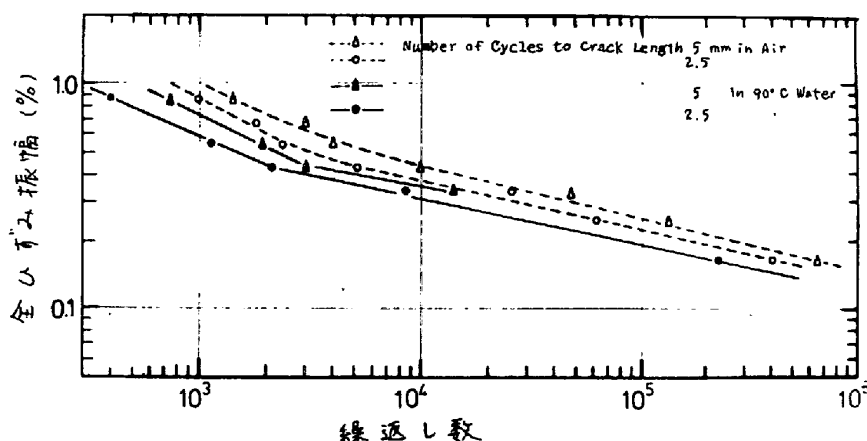


図1 A302鋼の90℃
純水中の疲労試験結果