

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：502-1 原子炉材料，環境劣化，照射効果，評価・分析技術

2024年9月12日(木) 17:10 ~ 17:40 O会場(講義棟B棟2F B204)

[2018-19] 応力腐食割れ

座長:釜谷 昌幸(INSS)

17:10 ~ 17:25

[2018]

TT690合金のPWR1次系環境下におけるSCC発生検討

微小な開口の停留挙動

*寺地 巧¹、大厩 徹²、山田 卓陽¹、山岡 祐樹¹、有岡 孝司¹ (1. INSS、2. 関西電力)

17:25 ~ 17:40

[2019]

ステンレス鋼のPWR1次系模擬水中のSCC発生・進展機構

(2) 亀裂先端組織に対する温度の影響

*藤井 克彦¹、野志 勇介¹、寺地 巧¹、山田 卓陽、有岡 孝司¹ (1. INSS)

TT690 合金の PWR1 次系環境下における SCC 発生検討 —微小な開口の停留挙動—

SCC initiation of cold worked Alloy 690TT under simulated PWR primary water

- Stagnant Behavior of Small Openings-

*寺地 巧¹, 大厩 徹², 山田 卓陽¹, 山岡 祐樹¹, 有岡 孝司¹

¹INSS, ²INSS(現関西電力)

耐 SCC 性に優れる TT690 合金冷間加工材について、促進条件下で SCC 発生試験を行い、微小な開口について長期間にわたり観察を実施した。微小な開口は促進条件でも 1 粒界程度で停留し、26,007 時間経過しても伝播期に移行しなかった。

キーワード：TT690 合金, SCC 発生試験, 冷間加工材, 粒界キャビティ, PWR1 次系

1. 緒言

TT690 合金は、加圧水型軽水炉 (PWR) の 1 次系における応力腐食割れ (SCC) への対策材として採用が進んでおり、既に 30 年以上の使用実績があるものの、現在までに実機プラントにおける SCC 発生は報告されていない。しかし、強い冷間加工を加えることにより SCC 進展感受性を示すことが確認されているため、長期健全性を評価するには、SCC が発生・進展する可能性について、機構論に検討することが重要と考えられる^[1]。これまでの検討では、予め高温ガス中でキャビティ生成処理を施すことにより、亀裂発生の前駆段階が促進され、微小な開口が生じる事を確認してきた^[2,3]。本報告は、更にこれらの微小な開口が進展性の SCC に成長する可能性について検討した。

2. 実験

TT690 合金に 20%の冷間加工 (CW) を施し、プラントノッチ CT 試験片を製作した。その後、450°Cで 220 時間、見かけの K 値 40 MPa√m となる条件で荷重を負荷し、粒界キャビティ生成処理を施した。処理後、360°Cの PWR1 次系模擬水中 (500 ppm B+2 ppm Li+DH 30 cc/kg H₂O) で 26,000 時間の定荷重試験を実施した。試験中定期的に試験片を取り出し、微小な開口の変化について走査電子顕微鏡 (SEM) で観察した。本試験方法の詳細は既報^[2]に記載されている。

3. 結果・考察

開口幅と開口長の時間変化の一例を図 1 に示す。評価した微小な開口では、約 2,000 時間 PWR1 次系環境に浸漬した時点で、既に 74 μm の開口が認められたが、その後 26,007 時間経過しても 87 μm と大きな成長は認められなかった。開口幅は初期の 10,000 時間で大きく変化したが、その後 2 μm を超えた時点で変化量が減少した。これらの観察例は、微小な開口が停留する事があることを示し、比較的割れやすい粒界が開口しても、他の粒界への伝播は生じ難いことを示している。

[1] Arioka et al., CORROSION, 72[10], (2016)

[2] 寺地他, INSS Journal Vol. 26, NT-6, (2019)

[3] 大厩他, INSS Journal Vol. 29, NT-6, (2022)

*Takumi Terachi¹, Toru Oumaya², Takuyo Yamada¹, Yuki Yamaoka¹, Koji Arioka¹

¹Institute of Nuclear Safety System(INSS),

²INSS (Present: KEPCO)

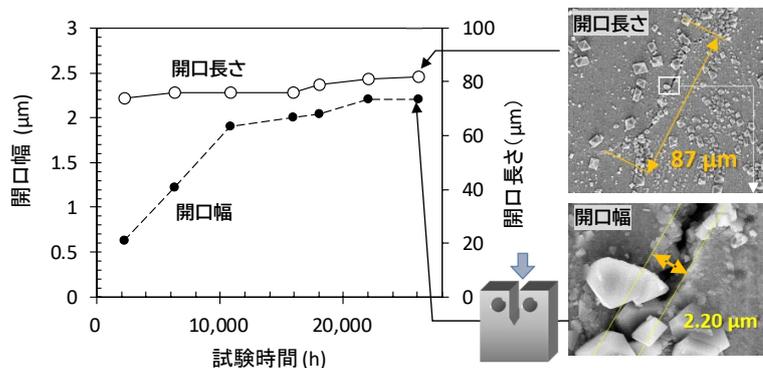


図 1 微小な開口の幅と長さの経時変化

ステンレス鋼の PWR 1 次系模擬水中の SCC 発生・進展機構

(2) 亀裂先端組織に対する温度の影響

SCC Initiation and Propagation Mechanisms of Stainless Steel in Simulated PWR Primary Water

(2) Influence of Temperature on Crack Tip Microstructure

*藤井 克彦¹, 野志 勇介¹, 寺地 巧¹, 山田 卓陽¹, 有岡 孝司¹

¹原子力安全システム研究所

360°Cの PWR 1 次系模擬水中で 20%CW316 鋼に進展した IGSCC の亀裂先端を TEM 観察と STEM/EDS 分析で調べた。320°Cで認められた亀裂先端での主に Fe の溶出による原子密度が低下した領域の形成は確認されず、320°Cと 360°Cで SCC 進展の様相が異なることが分かった。

キーワード：ステンレス鋼、応力腐食割れ、亀裂先端のナノスケール分析、TEM、SCC 発生・進展機構

1. 緒言

軽水炉における応力腐食割れ (SCC) は、対策を講ずる必要のある重要な劣化事象の一つである。最近、加圧水型炉 (PWR) 1 次系冷却水環境において、非鋭敏化ステンレス鋼の SCC 発生が国内外で報告され、SCC 発生・進展機構の解明に向けた新たな研究が求められている。SCC 進展に関しては多く研究され、温度や加工度などの影響が明らかになっている。一方、SCC 発生ラボ試験は非常に困難であり、SCC 進展の知見を機構論に基づいて発生に対して適用することが必要となる。本研究では、ステンレス鋼の PWR 1 次系冷却水中の SCC 発生・進展機構の提案に必要な知見を得ることを目的に、SCC 亀裂進展に先立つ組成の変化と構造の変化に対する温度の影響を調べ、亀裂先端での腐食反応に対する温度の影響を検討した。

2. 方法

対象とした SCC 進展亀裂は、板厚が 20%減少するように冷間圧延した 316 ステンレス鋼材から T-S 方向が亀裂進展方向になるように作製された 1/2TCT 型試験片に、疲労予亀裂を導入して $K = 30 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ の応力条件で 360°Cにて SCC 進展試験されたものである。なお、水質条件は PWR 1 次系模擬水 (30ccH₂/kgH₂O, 500ppmB, 2ppmLi) である。TEM 試料は、試験片の 3mm 断面に観察される SCC 亀裂の最深部から集束イオンビーム加工装置 (FIB) で採取して作製し、1kV の Ar イオンビームで最終加工した。その後、亀裂先端部を TEM 観察と走査 TEM/エネルギー分散型 X 線分光法 (STEM/EDS) による元素分析で調べた。

3. 結論

SCC 進展亀裂先端の TEM 観察結果の例を図に示す。ZC 像であり、金属の領域のみが観察される条件で撮影したものである。なお、亀裂内はほぼ酸化物で満たされた状態であった。亀裂は粒界に沿って進展しており、下の結晶粒のすべり帯と作用した位置で停止していた。亀裂の内壁は腐食により凹凸に富んでおり、すべり帯が多く観察される下の結晶粒がより腐食されている傾向がある。亀裂先端の白いコントラストの約 50nm でのみ組成変化が認められ、Fe と Cr の減少と、その減少量を補う量の Ni の増加が生じており原子密度の低下は確認されなかった。今回の水質では Fe と Cr が酸化されるが、Ni は金属状態を保つ。Fe と Cr の減少は酸化を駆動力にした溶出によると考えられ、Ni については原子密度を保つための Fe と Cr の逆拡散によると考えられる。320°Cで認められた亀裂先端での原子密度が低下した領域の形成は確認されず、320°Cと 360°Cで SCC 進展の様相が異なることが分かった。

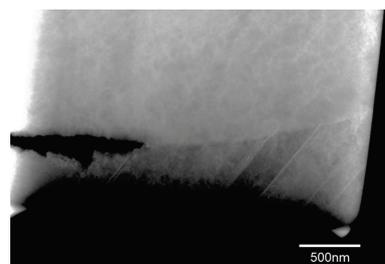


図 亀裂先端の ZC 像

*Katsuhiko Fujii¹, Yusuke Noshi¹, Takumi Terachi¹, Takuyo Yamada¹, Koji Arioka¹ ¹INSS