

軽水炉プラント停止期間中における Ni 基合金溶接金属の SCC 亀裂進展可能性評価

Evaluation of SCC growth susceptibility of Ni base alloy weld metal during the shutdown period of Light-water reactors

東京電力ホールディングス (株)	酒井 裕介	Yusuke SAKAI
東京電力ホールディングス (株)	熊谷 克彦	Katsuhiko KUMAGAI
東京電力ホールディングス (株)	深谷 祐一	Yuichi FUKAYA
東京電力ホールディングス (株)	神長 貴幸	Takayuki KAMINAGA

Experimental evaluations were conducted to verify whether the significant SCC growth is possible or not in Ni base weld metals during cold shutdown period of light-water reactors. As a result, it has been confirmed that the SCC growth rate decreases with decreasing temperature and the growth rate below 100 °C is low enough to be neglected in plant evaluations.

Keywords: SCC, Light-water reactor, Ni base weld metal, SCC growth rate

1. 緒言

通常、軽水炉プラントの SCC 亀裂進展評価では、定格運転中の進展のみを考慮しており、プラント停止期間中の進展は無視できると想定している。この想定は、主に 1970 年代に実施されたステンレス鋼配管を対象とした広範な調査[1~4]に基づくと考えられるが、軽水炉設備で広く用いられているニッケル基合金溶接金属については、低温領域における SCC 感受性を評価したデータは少ない。そこで、本研究では、プラント停止中の SCC 亀裂進展が機器の健全性に及ぼす影響を適切に評価することを目的として、冷温停止状態の温度領域で、Ni 基合金溶接金属に有意な SCC 亀裂進展が生じるか否かを実験的に検証した。

2. 試験方針

低温領域での SCC 感受性を評価する上では、当該温度領域で限られた数の SCC 亀裂進展速度データを取得するだけでは必ずしも十分でない。

そこで、本研究では、広範な温度領域 (40~288°C) で SCC 亀裂進展速度の温度依存性を評価し、その全体傾向から、低温状態での進展感受性を評価することとした。

連絡先: 酒井 裕介, 〒230-8510 神奈川県横浜市鶴見区江ヶ崎町 4 番 1 号, 東京電力ホールディングス株式会社 経営技術戦略研究所 技術開発部 構造材料技術G, 電話: 045-394-6449
E-mail: sakai.yusuke@tepcoco.jp

また、保守的な結論を迅速に取得することを目的として、不純物 (硫酸) 添加や、高めの応力拡大係数付与により、SCC 亀裂進展の加速を図った。

3. 試験条件・手順

供試材には、比較的 SCC 感受性の高い 2 種類の Ni 基溶接金属 (JIS DNICrFe-3(182 合金), DNICrFe-1J(132 合金)) から採取した CT 試験片を用いた。試験体の寸法上の制約から、182 合金については、試験片の亀裂進展方向がデンドライト成長方向に対して平行となるように、132 合金については、亀裂進展方向がデンドライト成長方向に対して直交する方向に試験片を採取した (Fig.1)。

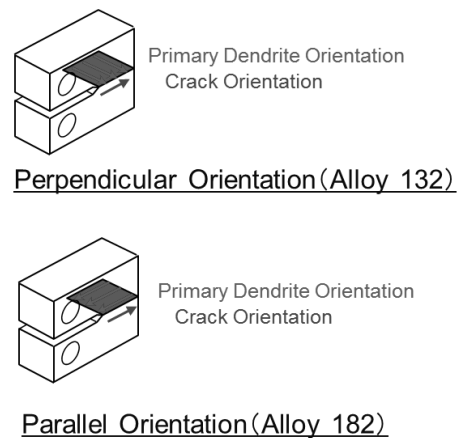


Fig.1 Orientation of CT specimen of alloys 182 and 132

大気中で疲労予亀裂を導入した後、2個のCT試験片を直列に試験装置に設置し、溶存酸素2ppm、硫酸イオン濃度30ppb条件で試験を実施した (Fig.2)。

割れ様相を疲労モードからSCCモードに緩やかに移行させるため、応力比を0.7に固定しながら、負荷周波数を0.1から0.001Hzまで段階的に低減させ、その後、9000秒保持の台形波荷重を付与した。

その後の定荷重試験により定常な亀裂進展が得られた時点で、温度以外の試験条件を一定に保ったまま、ステップ状に温度を変化させ、温度変化前後での亀裂進展速度変化を評価した。

亀裂が「定常進展」になったとする判断基準は、下記いずれかの期間、亀裂進展速度がほぼ一定であることとした。

- (1) 保持時間が200時間以上、または
- (2) 亀裂進展量が200 μm 以上

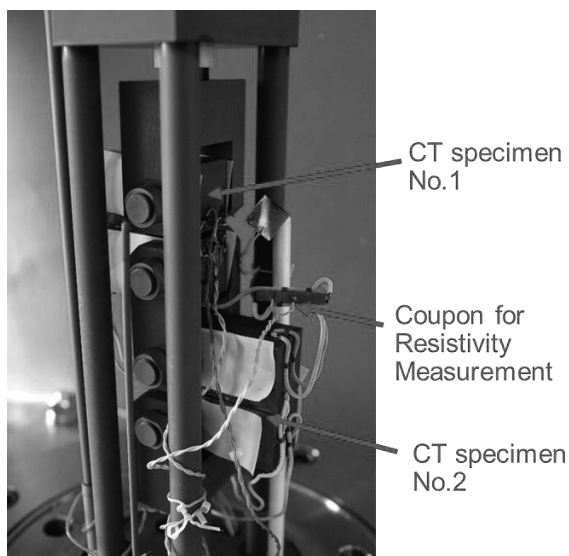


Fig.2 Two CT specimens and coupon in the autoclave

4. 試験結果

4.1 温度降下過程での亀裂挙動

288°Cで試験を開始し、段階的に温度を降下させながら亀裂挙動を観察した。132合金、182合金の試験結果をそれぞれ、Fig.3, 4に示す。

いずれの試験でも、温度を降下させるたびに、有意な亀裂の減速が確認された。試験温度40°Cでは、亀裂はほぼ停留したが (Fig.3), 100°C及び70°Cでは、有意な進展が200時間以上継続した (Fig.3, 4)。

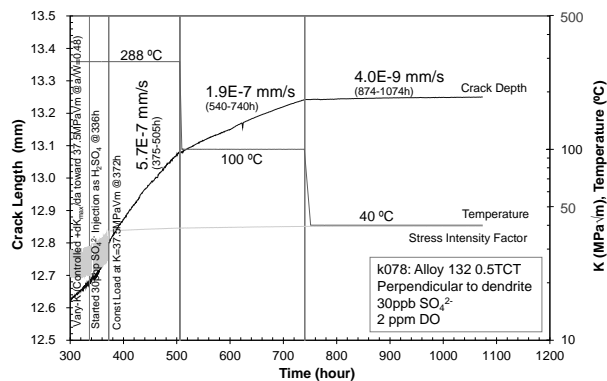


Fig.3 The crack behavior in alloy 132 (k078, 0.5TCT)

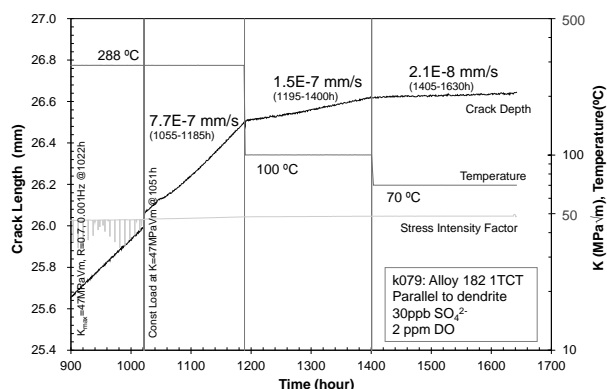


Fig.4 The crack behavior in alloy 182 (k079, 1.0TCT)

4.2 100°C条件下での亀裂進展の妥当性評価

前節の結果では、100°C以下においても、有意な亀裂進展が継続したが、この試験では、温度降下前の条件 (288°C) における何らかの影響が残存していた可能性も否定できない。そこで、別の132合金試験片を用い、試験開始当初から試験温度100°Cで、亀裂進展速度評価を実施した。その結果をFig.5, 6に示す。

Fig.5より、試験温度100°C、定荷重下での、亀裂進展速度 (6.8E-8 mm/s) と、Fig.3における試験温度288°Cから降下した直後の亀裂進展速度 (1.9E-7 mm/s) との差異は通常のバラつきでも想定される範囲内であり、温度降下前の高温 (288°C) 条件による有意な残存影響は認められなかった。

一方、直列で同時に試験を行った他方の試験片では、Fig.6より、有意な進展が認められず、100°C条件では、SCC感受性が低いことを示唆している。

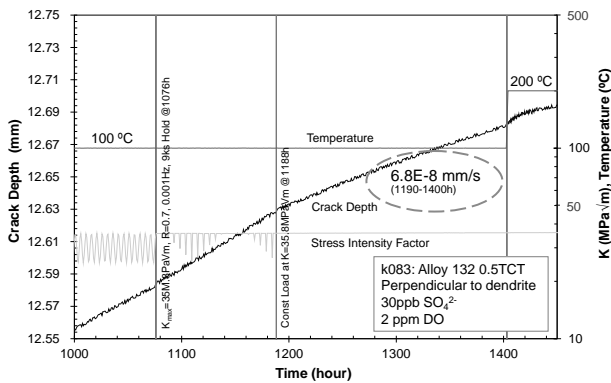


Fig. 5 The crack behavior in alloy 132 (k083, 0.5TCT)

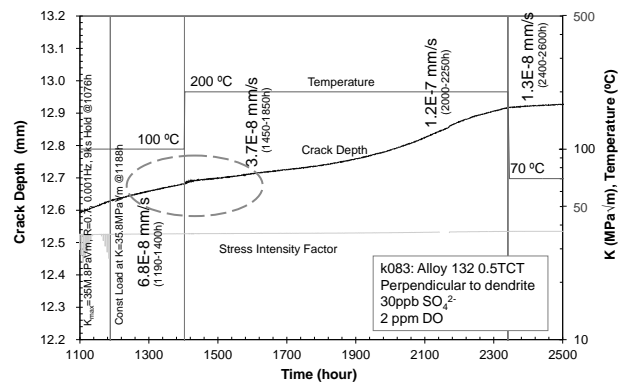


Fig.7 The crack behavior in alloy 132 (k083, 0.5TCT)

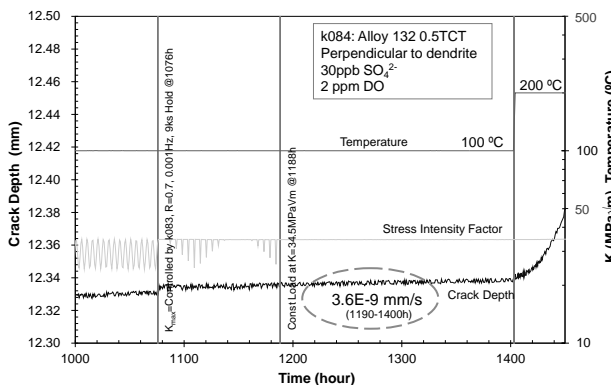


Fig.6 The crack behavior in alloy 132 (k084, 0.5TCT)

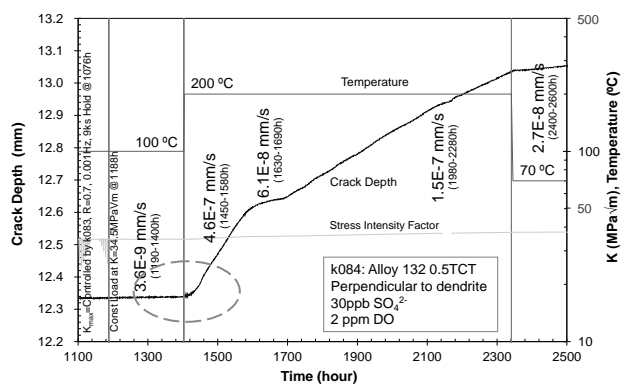


Fig.8 The crack behavior in alloy 132 (k084, 0.5TCT)

4.3 温度上昇過程での亀裂挙動(132 合金)

前節 4.1 の結果より、試験温度が降下する過程では、亀裂進展速度が低下する結果を得た。一方、試験温度が上昇する過程において、亀裂が逆に加速するか否かを評価した。その結果を Fig.7, 8 に示す。

試験温度を 100°C から 200°C へ上昇させた際に、一方の試験片の亀裂進展速度は、Fig.8 に示す通り、顕著に上昇（約 100 倍に加速）したのに対し、直列で試験を行った他方の試験片では、Fig.7 より、約 1/2 に低下した。つまり、100°C から 200°C への温度上昇過程において、同一条件で試験を行った 2 個の試験片 (k083, k084) は真逆の挙動を示した。しかしながら、k083 の亀裂は 100°C から 200°C への温度上昇から、500 時間以上経過した後に再度加速し、その後の定常進展速度は、他方の試験片 k084 の進展速度と概ね一致した。(k083 : 1.3E-8 mm/s, k084 : 2.7E-8 mm/s)

4.4 温度上昇過程での亀裂挙動(182 合金)

前節 4.3 の結果より、132 合金の試験では、試験温度が上昇したにも関わらず、亀裂進展速度は一時低下した。この結果の再現性を確認するために 182 合金試験片を用いて、試験温度 150°C から 200°C へ温度上昇させた時の亀裂進展挙動を評価した。その結果を Fig.9, 10 に示す。

Fig.9, 10 より 150°C から 200°C への温度上昇直後においても、試験片 k081, k082 の亀裂は一度減速し、その後 400 ~ 500 時間で再度加速した。これは 132 合金試験片の片方 (k083) が示した亀裂挙動と一致しており、ある程度の再現性があるものと判断された。

上記の亀裂挙動の原因として、亀裂先端の応力再配分の影響が考えられる。つまり、Fig.11 のように、温度上昇時は、材料の降伏応力が低下するため、亀裂先端の塑性域が拡大し、応力再配分が生じるが、温度降下時は、降伏応力が上昇するため、応力再配分は生じない。亀裂先端の塑性域内部での応力再配分が亀裂の減速に寄与していたとすると、亀裂先端が拡大した塑性域を超えて進展した後は、その影響が消失し、数百時間後に亀裂が再度加速したことも説明され得る。ただし、明確な結論を導くには、今後さらに知見・データを拡充する必要がある。

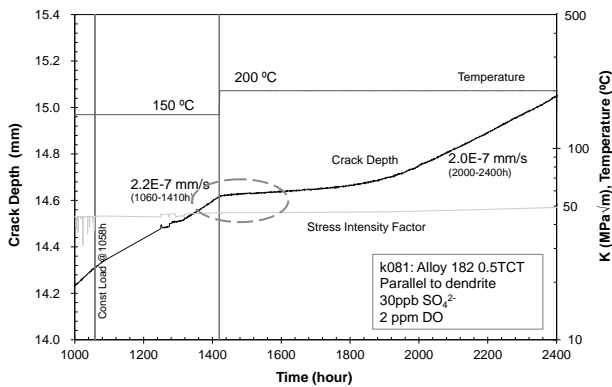


Fig.9 The crack behavior in alloy 182 (k081, 0.5TCT)

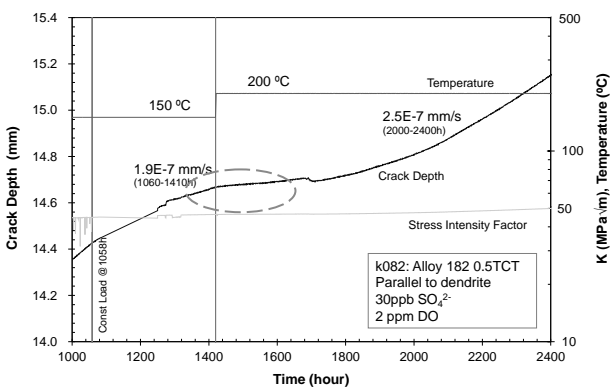


Fig.10 The crack behavior in alloy 182 (k082, 0.5TCT)

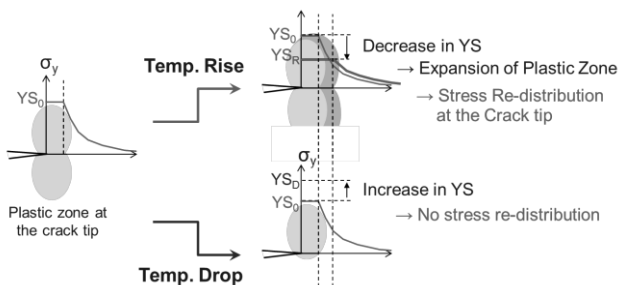


Fig.11 Stress re-distribution at the crack tip due to the temperature change

4.5 維持規格の SCC 亀裂進展速度線図との比較

Fig.12 に、本試験の結果を維持規格[5]の SCC 亀裂進展速度線図(Ni 基合金溶接金属, BWR NWC 環境)と併せてプロットした。試験温度低下に伴い、亀裂進展速度は顕著に低下する傾向が確認された。また、試験温度 40°C 時の亀裂進展速度は、試験温度 288°C 時の亀裂進展速度の 1/100 程度であった。軽水炉プラントが 40~100°C の温度条件にさらされる期間は、プラント停止に伴う過渡状態のみの短期間であることを考慮すると、当該温度領域の SCC 亀裂進展速度は無視できるほど小さいと判断された。

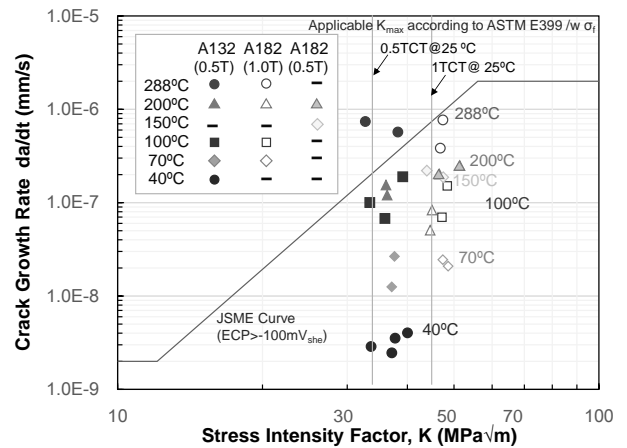


Fig.12 Comparison with Japanese SCC disposition curve

4.6 活性化エネルギーの温度依存性

Fig.13 には亀裂進展速度のアレニウスプロットを示す。同図より、亀裂進展速度は温度と共に明確に低下する傾向が確認できる。負荷K値の異なるデータを同時にプロットしているため、バラつきは大きいですが、同一の試験片から採取したデータ同士を結ぶ図中の直線は、概ね互いに平行になっており、単一の試験片から複数の温度条件での進展速度データを取得することで、バラつきの中から温度依存性を十分評価可能であると判断される。

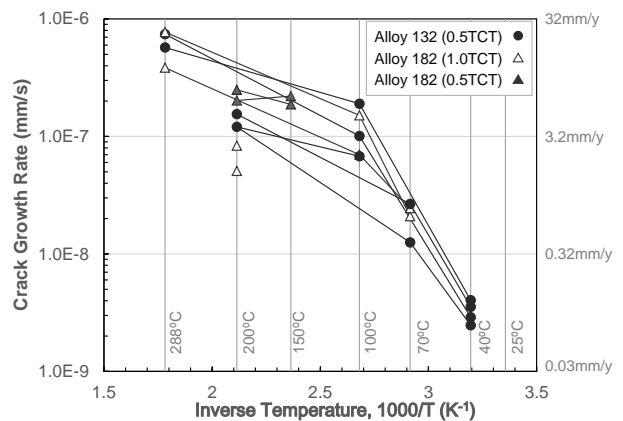


Fig.13 Arrhenius Plot of Crack Growth Rate

Fig.13 の縦破線で区切られた温度領域 (40~70°C, 70~100°C, 100~150°C, 150~200°C, 200~288°C) におけるそれぞれの直線の傾きから求めた活性化エネルギーを Fig.14 に示す。

同図より、活性化エネルギーは試験温度 100°C 付近を境に顕著な差異を示すことが確認できる。本研究では、直流電位差法により亀裂長さを測定し、亀裂進展速度を算出しているが、Fig.14 に見られる活性化エネルギーに顕著

な差異が認められることから、電位差法信号の上昇が、亀裂進展とは異なるメカニズムにより生じている可能性も考えられる。具体的には、亀裂面の酸化被膜厚さの変化による亀裂面同士の接触の減少等が考えられるが、メカニズム解明に向けたデータ拡充が今後の課題である。

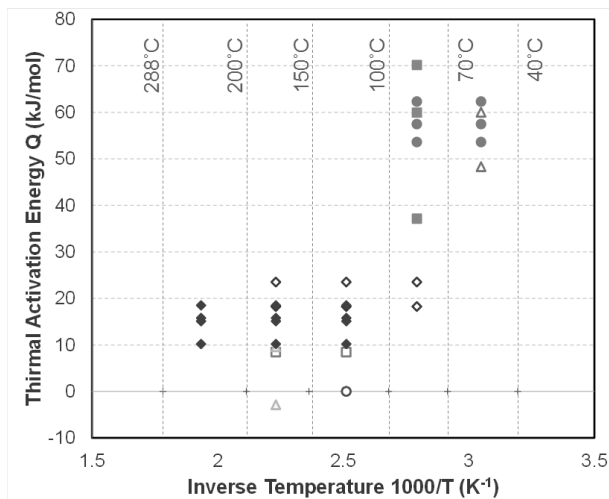


Fig.14 Temperature range for the Q calculation

5. 結言

- 1) 試験温度 40°C~288°Cの領域で、Ni 基合金溶接金属の亀裂進展速度は温度降下に伴って単調に低下し、試験温度 40°Cでは、BWR 通常運転温度の 1/100 程度となる。したがって、軽水炉プラントの冷温停止状態における SCC 亀裂進展がプラントの健全性に与えるリスクは無視できるほど低いと判断される。
- 2) 活性化エネルギーは試験温度 100°C付近を境に顕著な差異を示しており、本研究の低温領域(<100°C)で得られた進展速度は、SCC 亀裂進展に起因するものではない可能性も考えられる。

参考文献

- [1] U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Investigation and Evaluation of Cracking in Austenitic Stainless Steel Piping of Boiling Water Reactor Plant”, NUREG-75/067, 1975.
- [2] U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Investigation and Evaluation of Stress Corrosion Cracking in Piping of Light Water Reactor Plants”, NUREG-0531, 1979.
- [3] U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Report of the

U.S. Nuclear Regulatory Commission Piping Review Committee”, NUREG-1061 Volume 1, 1984.

- [4] U.S. Nuclear Regulatory Commission, “Technical Report on Material Selection and Process Guidelines for BWR Coolant Pressure Boundary Piping”, NUREG-0313, Rev. 2, 1988.
- [5] “発電用原子力設備規格 維持規格 (2008 年版)”, 社団法人日本機械学会, 解説 3-2-229 (2008)