

SSRT 試験による 690 合金冷間加工材の PWSCC 発生条件に関する検討

Study on PWSCC initiation condition on cold worked Alloy 690 using SSRT

寺地 巧 (Takumi Terachi) *¹

山田 卓陽 (Takuyo Yamada) *¹ 宮本 友樹 (Tomoki Miyamoto) *¹

戸塚 信夫 (Nobuo Totsuka) *¹ 有岡 孝司 (Koji Arioka) *¹

要約 690合金は耐PWSCCに優れた材料であるが、冷間加工材ではPWSCC進展感受性を持つことが指摘されている。ただし、発生についての知見は限定的で、定荷重試験などの一般的な手法でのPWSCC発生報告例はない。そこで、冷間加工によりhump (V型のノッチ)を付与し、荷重条件下で予浸漬を加えた後にSSRT試験を行い、促進条件下でのPWSCC発生挙動について調べた。690合金について行った試験の結果、粒界型のPWSCCとは破壊の様相は異なるが、粒内型・粒界型が混在した破面が確認された。SSRT試験中に動的ひずみ時効が生じ、材料の硬度が増加することで割れ発生が促進されたと考えられる。割れの特徴としては、開口前の粒界にキャビティ状の欠陥が多数認められ、一部の粒界強度を低下させている様子が観察された。また、き裂内にはき裂外と異なる腐食生成物が生じており、き裂内側が高電位となることでカソード反応が促進された可能性があり、水素型の割れ機構が想定された。

キーワード 690合金, PWR一次系, PWSCC発生, 冷間加工, SSRT試験, 動的ひずみ時効

Abstract PWSCC propagation tests using cold worked specimens revealed even Alloy 690 was susceptible to cracking when the material was cold worked. Regarding the initiation of cracking, their susceptibility has not been reported in conventional constant load tests. Therefore, induced initiation tests with a pre-oxide film treatment under the constant load condition followed by slow strain rate technique tests were performed to evaluate the initiation phenomenon of PWSCC. Transgranular and intergranular mixed fracture, which is unlikely as typical PWSCC cracking is intergranular, were confirmed to occur with heavy deformation by dynamic stress. The mixed fracture was assumed to be induced by the increasing of hardness by dynamic strain aging of the alloy. Moreover, observed cavity like defects at the grain boundaries implied that there was a decrease of grain boundary bonding. Furthermore, needle-like oxide particles, which were different from the oxide particles on the specimen surface, were confirmed on the fracture surface and they indicated that the cathodic reaction was induced by a potential gradient. Such a finding might support a hydrogen-induced mechanism as a root cause of PWSCC.

Keywords Alloy 690, PWP primary water, PWSCC initiation, cold work, SSRT test, dynamic strain aging

1. はじめに

690合金は加圧水型軽水炉 (PWR) 一次冷却水応力腐食割れ (primary water stress corrosion cracking : PWSCC) の対策材として採用された材料であり、蒸気発生器の伝熱管や圧力容器の管台部等、PWRの重要な部位で使用されている。本材料は優れた耐SCC性を有し、実機においてもこれ

までに割れ報告例は見当たらない。しかしながら、強い冷間加工を付与することにより有意なPWSCC進展の感受性を示すことが確認されており、き裂進展について多くの検討が行われている^{(1)~(3)}。

その一方で、PWSCC発生に関する知見は乏しく、材料健全性を議論するデータが十分に整備されているとは言い難い。これは、690合金が耐SCC性に優れた材料であるため、従来の手法では発生感受性

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

を評価することが困難であることが原因と考えられる。例えば、Sakimaら⁽⁴⁾は360℃で11万時間を超える定荷重引張り試験を実施しているが割れ発生は認められていない。数少ないPWSCC発生の知見は、動的荷重を付与した条件において割れ感受性を検討した結果である。Brummerら⁽⁵⁾、やAndressenら⁽⁶⁾は、引張試験片やプラントノッチ試験片を用い、一定期間の定荷重試験後に定歪み速度引張りによる動的荷重を加えた時にき裂が発生する挙動を確認している。また、Mossら⁽⁷⁾は定引張速度試験（constant extension rate tensile testing : CERT）により7%の歪みを付与した時に、表面に粒界型の微小なき裂が生じたことを報告している。これらの知見から、動的荷重がき裂発生に何らかの役割を果たしていると推察されるが、その機構は解明されていない。

き裂発生の前駆挙動に対する知見としては、粒界キャビティの生成が報告されている。Ariokaらは複数の合金について高温ガス中のクリープ試験を行い、き裂発生に先行して粒界キャビティが生成することを確認している^{(8)~(11)}。粒界キャビティが成長すると粒界部の結合が失われるため、き裂発生に必要な応力が低下すると考えられる。また、粒界キャビティ生成については応力依存性が認められており、き裂先端等の高応力部ではキャビティが生じやすいことも報告されている⁽¹²⁾。粒界キャビティは空孔が移動、集積することにより生じるため、金属材料が長期間・高温環境に晒されることで成長する場合がある。その観点では、40年から60年の供用期間が想定される原子力発電プラントにおける690合金の材料劣化機構として、キャビティ生成を考慮することが重要と考えられる。

これらのキャビティに関する議論はCANDU炉（重水減速重水冷却圧力管型炉）におけるSCCおよびクリープき裂の発生を契機に、690合金に対して検討を深化させたものである⁽¹⁰⁾。炉型が異なるプラントで生じた事象について深く分析評価することが、材料の高経年化事象についての知見を拡充させ、原子力プラントにおける安全性および信頼性を向上させるために役立つ取り組みであるといえる。

本研究の狙いは、690合金に将来PWSCCが生じる可能性を明らかにし、適切に評価されたりス

クを保全に反映することにある。将来起こり得るPWSCCのリスクを評価するためには、機構の解明が必須である。本稿は690合金のPWSCC発生研究として実施している取り組みの一部を紹介するもので、動的荷重で割れが生じやすい原因と腐食の影響についての評価を試みた成果である。試験には600合金やステンレス鋼で実績のあるhump加工付の低歪速度引張試験（slow strain rate technique : SSRT）試験片を用い⁽¹³⁾、キャビティの核形成を狙った予浸漬を行った後に、動的荷重によりき裂発生試験を実施した。これにより、690合金への動的荷重の影響とき裂発生について検討した。

2. 実験方法

2.1. 供試材および試験片

試験に用いた690合金の機械特性と化学組成を表1、表2にそれぞれ示す。供試材は特殊熱処理（TT処理）を施した690合金で、実機相当材として入手した材料である。試験片は図1に示す形状のhump加工付きSSRT試験片で、き裂発生が想定されるノッチ底部は#1200番の研磨紙による仕上げとした。

表1 供試材の機械特性

温度	0.2%耐力 (MPa)	引張強さ (MPa)
室温	249	615
320℃	204	515

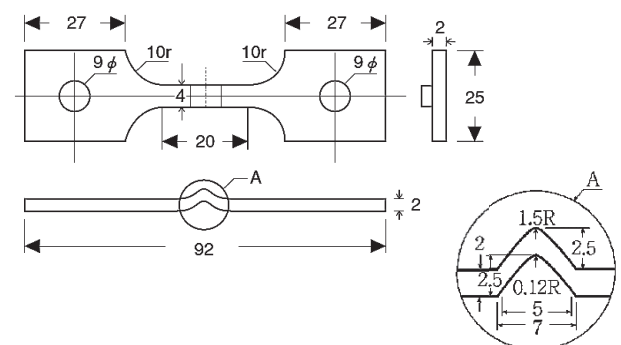


図1 hump付きSSRT試験片の形状

表2 供試材の化学組成

種類	C	Si	Mn	P	S	Cu	Ni	Fe	Cr	Mo	Nb
TT690合金	0.019	0.30	0.32	0.009	0.0006	0.04	59.25	9.42	30.18	—	—

2.2. 実験方法

試験水は標準的なPWR一次系模擬水として、溶存水素を添加したほう酸、水酸化リチウム水(500ppmB+2ppmLi+30cc・STP/kg-H₂O)とした。き裂発生を助長する目的で常温0.2%耐力相当(249MPa)の荷重付与条件下で320℃、340℃、360℃の3条件における予浸漬を2027時間行った。その後、予浸漬と同じ温度条件で、引張速度 1×10^5 mm/minでのSSRT試験を開始し、き裂発生が原因と考えられる荷重低下の兆候が認められた2300時間の時点で試験を停止し観察に供した。き裂の観察は電界放射型走査型電子顕微鏡(field-emission scanning electron microscope: FE-SEM)(Carl Zeiss社製ULTRA55)により実施した。

また、hump加工がSSRT試験の機械特性に及ぼす影響を評価するために、参照材として大気中でも同様の引張試験を行った。引張試験にはSHIMADZU社製AG-100KNGを用い、試験中の変位速度は0.1mm/minで行った。

3. 結果

3.1. SSRT試験時の変位および荷重

浸漬期間とSSRT試験中の変位の状況を図2に示す。予浸漬の期間は常温での耐力相当に荷重が維持されており、この間に変位が約1.2mmから変化していないことがわかる。その後、SSRT試験に切り替えた後は一定の速度で変形した。SSRT試験期間中の荷重-変位曲線を図3に示す。大気中での一般的な引張試験と比べて荷重のばらつきが大きく、10~20kg程度の範囲で荷重が変動していることがわかる。SSRT試験中は変形に伴い荷重が徐々に増加

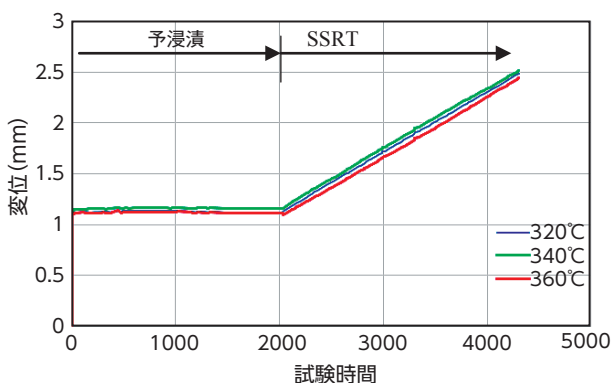


図2 試験時間と変位の関係

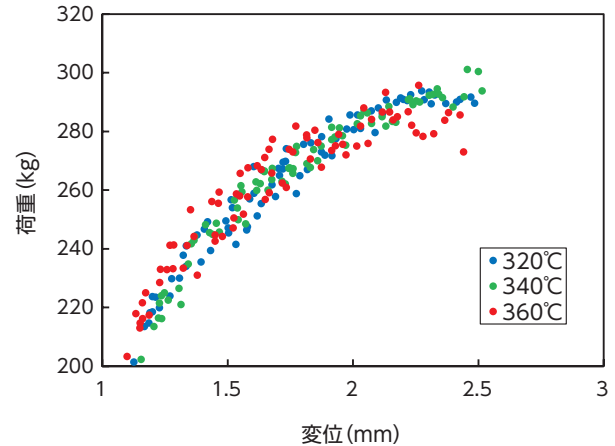


図3 SSRT試験期間中の荷重-変位曲線

し、360℃の条件では変位が2.2mmに到達した辺りから荷重の低下が観察された。荷重の低下はき裂発生兆候と判断されたため、その傾向が顕著に表れたと判断した2300時間で320℃、340℃を含むすべての試験を停止した。

3.2 大気中引張試験

hump加工の機械特性に対する特徴を把握するために実施した690合金の大気中引張試験の結果を図4に示す。通常、金属材料に冷間加工を加えた場合、耐力および引張強さは増加する。しかしながら、hump加工の場合は均一な変形とならないため、hump加工なしの材料と比べて耐力、引張強さおよび伸びが大きく低下した。hump加工による特徴は室温と320℃の試験片で類似であった。いずれの試験も割れはhump加工のノッチ底部で急速に進展し破断に至った。

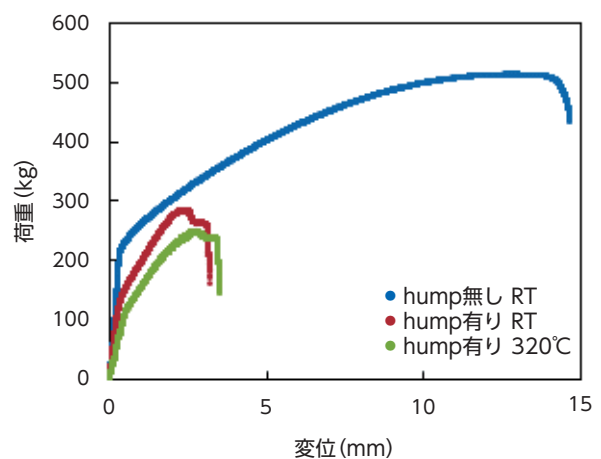


図4 690合金の大気中引張試験の結果

3.3 試験後の観察

試験後の試験片側面とノッチ底部の観察結果をそれぞれ図5、図6に示す。試験前に加えたhump加工は一定の長さまで伸張し、すべての温度域におけるサンプルでhump加工のノッチ底部からのき裂の発生が認められた。き裂は高温条件である360℃のサンプルで最も大きな開口が生じていたが、320℃と340℃では有意な差は認められなかった。

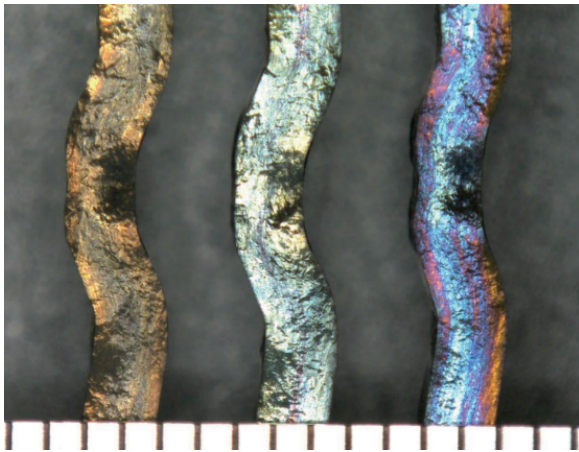


図5 690合金hump付きSSRT試験の側面
(左から320℃, 340℃, 360℃)

320℃で発生した破面をSEMにより観察した結果を図7(a)に示す。破面は粒内と粒界が混在した状況であり、一般的なSCC進展試験結果に認められるような典型的な粒界破壊は確認されなかった。しかし、比較材として示した大気中引張試験破面(図7(b))のディンプル状延性破面と比べると異なる様相を呈しており、延性破壊ではないき裂と解釈できる。340℃および360℃についても同様の破面を呈し、粒内と粒界が混同した破面形態であった。

3.4 腐食生成物の観察

き裂内外における腐食の状況をSEMにより観察した結果を図8に示す。PWRの一次系環境下では粒状のスピネル構造の酸化物が安定に生成することが知られているが⁽¹⁴⁾、き裂内の拡大観察の結果ではいずれの温度域でも針状の腐食生成物が認められた。他方、き裂の外に位置する試験片表面では針状の腐食生成物は認められず、粒状の腐食生成物に覆われた表面形態を呈した。

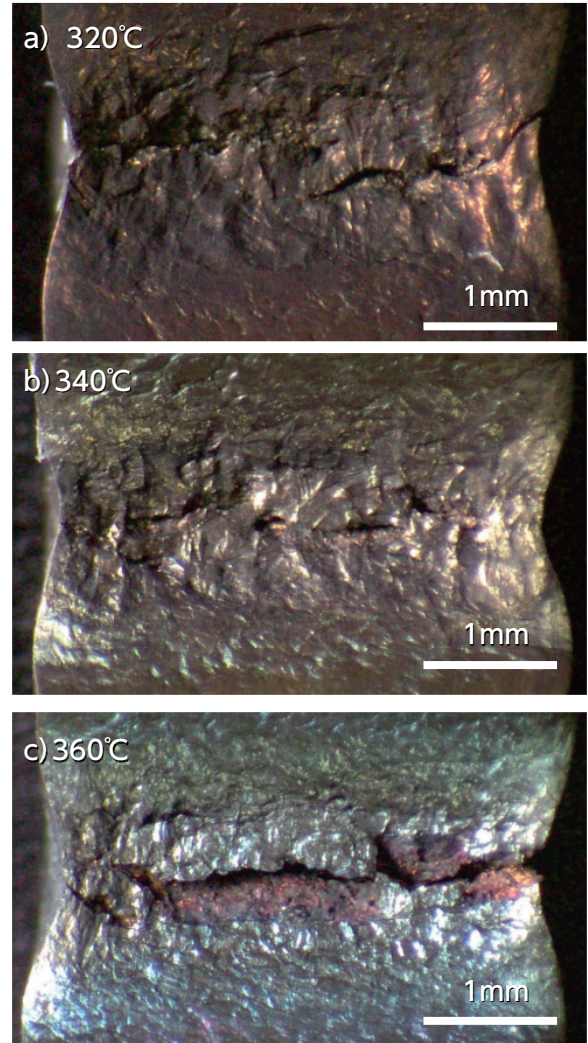
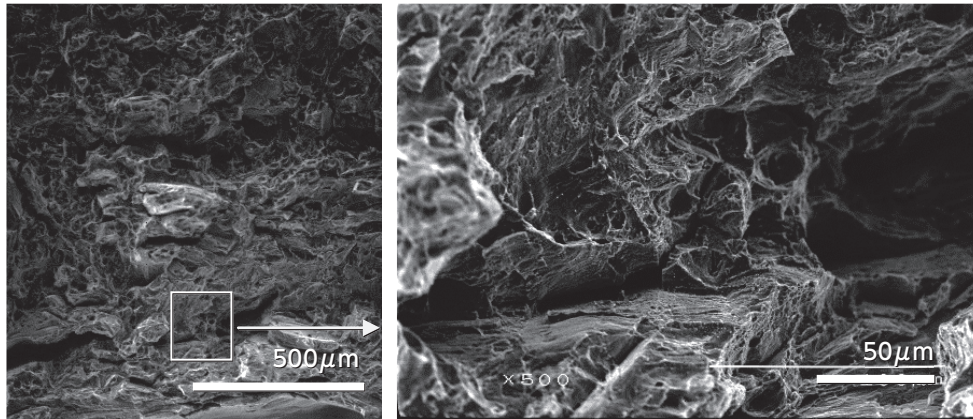


図6 690合金hump付きSSRT試験片のノッチ底部観察結果

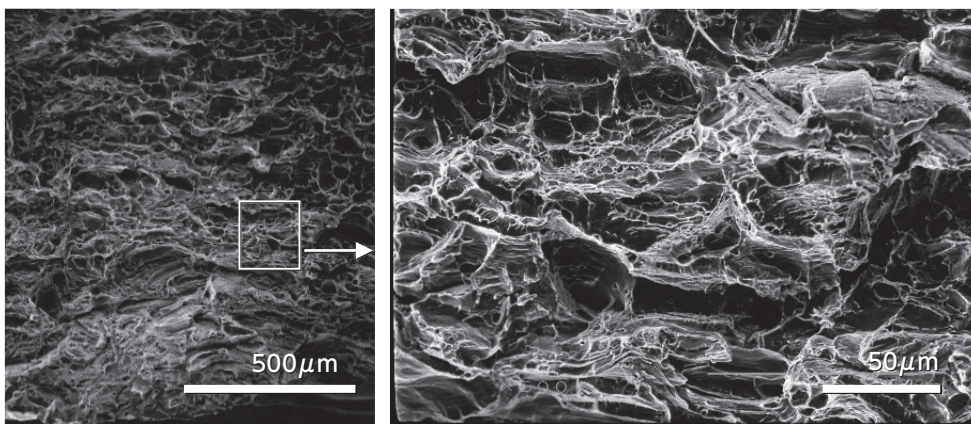
3.5 断面の観察

試験片中央部を軸方向に切断し断面観察を実施した結果を図9に示す。き裂は0.3mm～0.7mm程度の深さまで進展しているが、何れの温度域でも大きな変形を伴い開口しており、600合金等を実機で認められている閉口したき裂とは異なる状況であった。SSRT試験による動的な変形が試験結果に影響を及ぼし、機械的な変形を伴いながらき裂が伝播したものと考えられる。

320℃の試験片について、き裂先端から先の粒界部を拡大観察した結果を図10に示す。き裂前方の粒界にはキャビティ状の欠陥とそれらが合体成長したように見える欠陥が多数観察された。これらの欠陥は、材料の変形挙動に伴って生じたと推察され、き裂周辺に位置する粒界の至る所で認められた。340℃と360℃の試験片についても、同様の特徴が

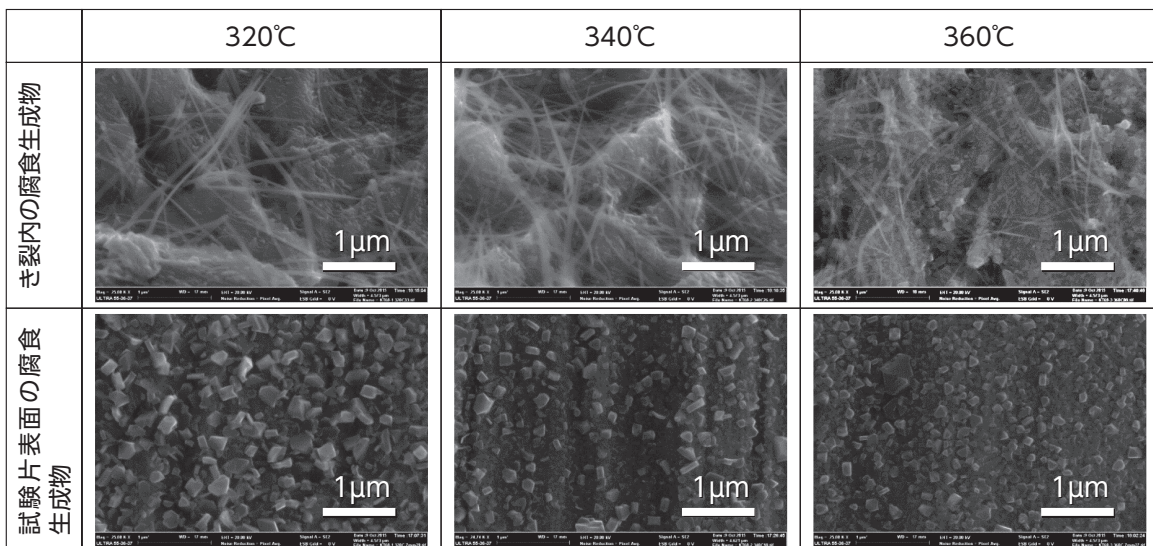


(a) PWR環境中き裂の破面



(b) 大気中引張試験の破面

図7 690合金hump付きSSRT試験片のSEMによる破面観察結果

図8 690合金hump付きSSRT試験片のき裂内外の腐食生成物観察結果 (500ppm B + 2ppm Li + DH 30cc/kg-H₂O)

認められており、温度による顕著な違いは観察されなかった。

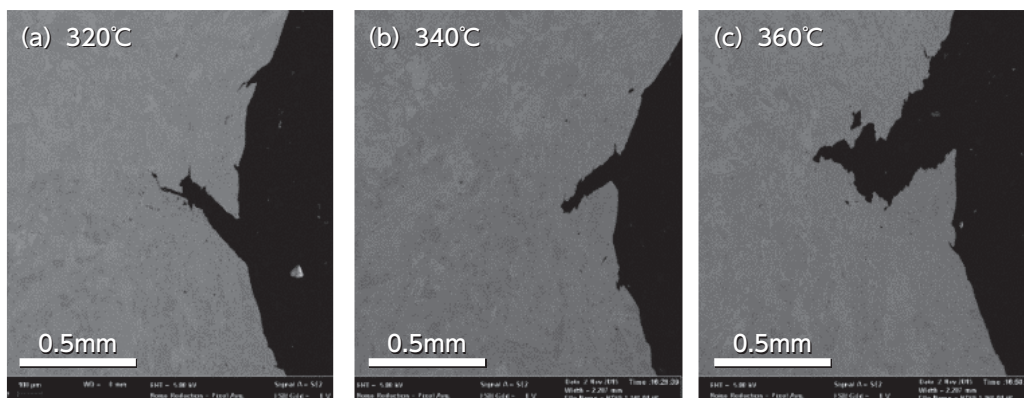


図9 690合金hump付きSSRT試験片のき裂断面SEM像 (500ppm B + 2ppm Li + DH 30cc/kg-H₂O)

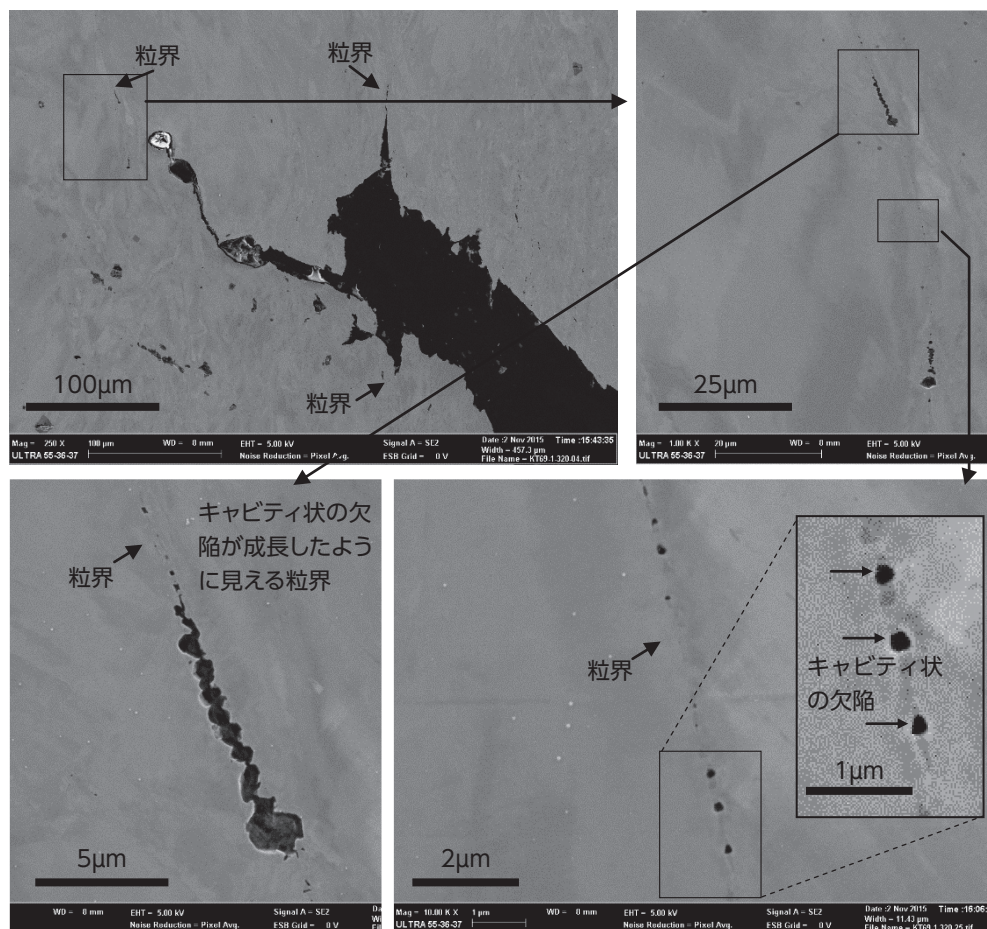


図10 690合金hump付きSSRT試験片のき裂先端から先の粒界部における断面SEM像 (320°C, 500ppm B + 2ppm Li + DH 30cc/kg-H₂O)

4. 考察

4.1 SSRT 試験片の割れ挙動

600合金やX-750の実機におけるPWSCCは、粒界割れであり粒内でのき裂進展は報告されていない。690合金についてのCT試験を用いたき裂進展試験でも、主たる割れは粒界で進展している。そのため、粒内での割れは実機で生じ難いと考えられ、

一般にSSRT試験では粒界割れ比率を以ってSCC感受性が評価される。粒界と粒内の割れ比率については、SSRT試験における歪み速度が影響することが知られており、遅い条件ほど粒界割れ比率が上がるということが報告されている^{(11),(15)}。

破壊モードと試験結果の関係についての概念を図11に示す。本試験と類似のSSRT試験は過去に戸塚によって取り組まれ、応力付与条件での予浸漬無しではSCCは生じていない⁽¹⁶⁾。一方、今回の試験は

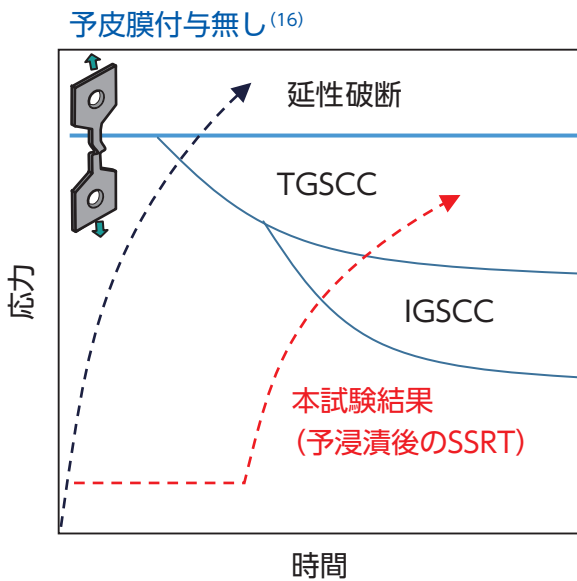


図11 SSRT 試験時の破壊モードと試験結果の関係についての概念図

粒内と粒界が混在した破壊を生じさせ、粒界部にはキャビティ状の欠陥も観察された。これらの結果は長時間応力と腐食が生じる環境に材料を晒すことにより、き裂発生の前駆挙動となる材料の変化やき裂の核形成が生じていることを示唆している。材料変化およびき裂の核形成の内容としては、表面皮膜の形成や水素侵入に伴ったキャビティ状欠陥の形成など複数の候補が挙げられるが、定量的な解釈には至っていない。

4.2 試験中の機械特性の変化

320℃の条件で得られたPWR環境中SSRT試験と大気中引張試験の比較結果を図12に示す。SCCは腐食の影響により、通常の引張試験より低い応力で進展する事象であるため、PWR条件のSSRT試験は大気中より低い荷重でき裂が進展し破断すると予想される。しかしながら、図12ではPWR環境の方が高い荷重に耐えていることがわかる。

引張試験中に材料の強度が変化し、それらが歪み速度の影響を受ける事象としては動的ひずみ時効が知られている。動的ひずみ時効とは、一般に炭素や窒素などの溶質元素が転位と相互作用を生じ、遅い歪みの付与に伴って材料の硬度を上昇させる事象であり、690合金についても生じ得ることが報告されている^{(17)~(19)}。大気中とPWR環境中での機械試験の差については、歪み速度と環境影響の効果が考えられ、遅い歪み速度で実施したPWR環境の試験が動

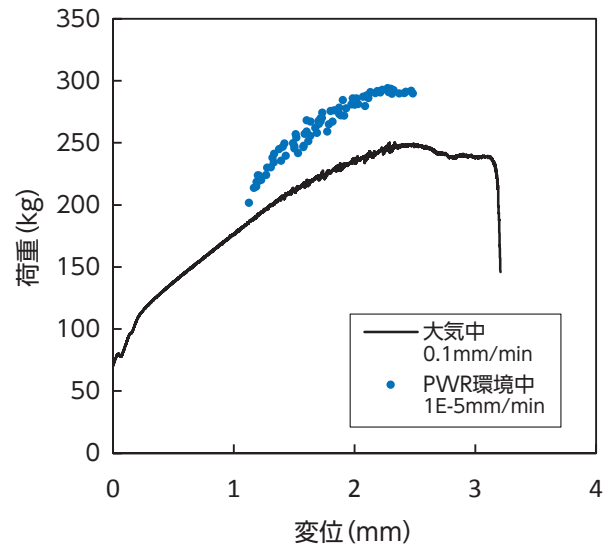


図12 690合金hump付き試験片の320℃における荷重-変位曲線

動的ひずみ時効の影響を受けたと考えられる。なお、動的ひずみ時効に及ぼす腐食や水素の影響については明確となっておらず、更なる検討が必要である。

以上の観点から、今回の試験片は試験中に材料が更なる硬化を受けていると考えられる。高温高圧水環境下でのSCCは一般に硬い材料ほど感受性が増加することが知られているため、よりき裂が発生しやすい条件形成という観点で、動的ひずみ時効が影響した可能性がある。

4.3 き裂内の腐食挙動

PWRの一次系模擬環境では溶存水素を添加することにより腐食が抑制され、構造材の表面にはスピネル構造の腐食生成物が生成することが知られている。そのため、試験片表面に観察された腐食生成物はスピネル構造の酸化物であると考えられる。

一方で、き裂内には試験片表面とは異なる形態の針状酸化物が認められた。類似の針状酸化物については600合金の腐食生成物で報告されており、一般的なPWR条件よりも溶存水素濃度が低い環境において生じることが知られている⁽²⁰⁾。本環境下において溶存水素濃度が低い条件とは、腐食電位が僅かに高い環境に移行することを意味するため、き裂内外で電位差が生じていたと解釈される。

き裂内で腐食電位が上昇する要因としては、環境条件が変化することと、き裂開口により新生面が生じることが挙げられる。本環境は溶存水素を30cc・STP/kg-H₂O含む環境であるため、腐食電位は溶存

水素の酸化還元電位に支配される。この環境での腐食電位が上昇する代表的な要因は (1) 式で表わされるアノード反応の減少および、(2)式によるカソード反応の増加が挙げられる。



(1) 式のアノード反応の減少については、水素が材料中に取り込まれき裂内で消費されることによって、き裂内外で水素濃度勾配が生じることが挙げられる。一方、(2) 式のカソード反応の増加については、新生面で材料表面より多くの水素発生反応が生じることについて検討の余地があると思われるが、その根拠を示す知見は見当たらない。何れの反応についても材料の腐食反応が影響するため、定量的な解釈は容易ではなく今後の検討課題である。ただし、このき裂内外の電位勾配は酸素濃淡電池を形成する活性溶解型とは逆の電位勾配であり、き裂内側でカソード反応が促進されることを示す知見である。

4.4 690合金のき裂発生

本研究では複数の要因によりき裂発生を促し、PWR一次系環境下で690合金に粒界型と粒内型が混在した割れを生じさせた。促進要因としては、hump加工による冷間加工および応力集中の他、動的ひずみ時効と考えられる試験中の硬度の増加、予浸漬期間中の腐食および腐食による水素の取込と粒界キャビティの核形成などが挙げられる。図13にPWSCCへの影響因子とその相関についてまとめた

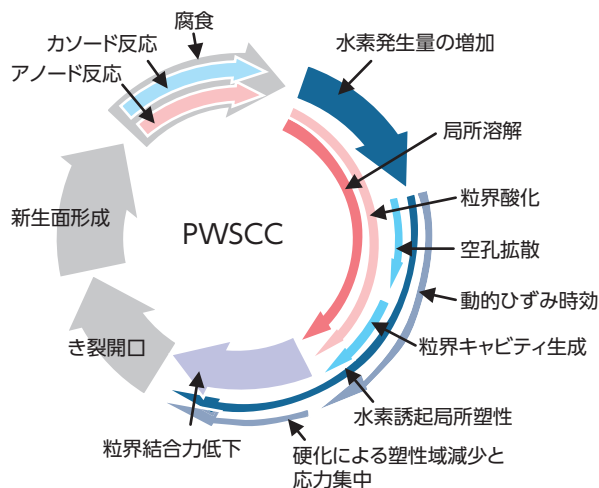


図13 PWSCCへの影響因子とその相関についての模式図

模式図を示す。PWSCCは応力や腐食といった単一の要因で生じる事象では無く、複数の要因が相互に影響を及ぼす複雑な現象と考えられる。一般的な定荷重試験でPWSCCが発生していないにも拘らず本研究で割れが生じたことは、動的荷重により動的ひずみ時効が生じることで局所的に硬度が上昇し、割れが生じ易い条件が整ったことが原因と推察される。

き裂内での腐食生成物にもカソード反応を促進している可能性が示唆されたが、これらはき裂発生後の狭隘部で生じると考えられ、平滑面からのき裂発生を促進するとは考え難い。ただし、実構造材でも類似の狭隘部が存在すれば、本事象も発生に影響することを考慮する必要がある。詳細についての検討が必要である。

原子力プラントにおける構造材では、起動停止時に材料が熱膨張を生じさせる時に動的な変形が生じ得る。しかし、起動停止の限られた期間の事象であり、本試験の様に数カ月間掛けて遅い動的荷重を付与する条件とは本質的に異なる。また、試験で付与された荷重条件も材料の引張強度以上となっており、応力要因として強い加速条件となっていた。典型的な粒界破面が観察されなかった理由についても、粒界キャビティの成長等の粒界結合力を低下させる因子の作用が不足し、応力支配での割れが生じたことが影響したと考えられる。そのため、実機における現象を模擬したPWSCC発生評価とするためには、より長時間の試験を行い粒界結合力が低下する因子を促進することが必要と思われる。

これらのPWSCC機構研究に関する取り組みは、CANDU炉で生じたクリープき裂など、一見異なる事象からヒントを得て検討を深化させたものである。海外トラブルなどを俯瞰的に捉えた検討の成果として、SCCに対する影響因子が図13の通り複雑であることが明らかになってきた。各影響因子についての検討は確実に進捗しており、将来的には材料の高経年化挙動が明らかになるものと考えられる。今後も機構研究に対する取り組みを確実に進める事が、原子力プラントの安全性を高めるために重要と思われる。

5. まとめ

PWR一次系環境下における690合金のき裂発生に関する知見を得るため、常温耐力相当の荷重を加

え約2000時間の予浸漬を実施した後、 1×10^5 mm/minの引張速度で約2300時間hump付き試験片でSSRT試験を行った。得られた結果は以下の通りである。

- ・耐SCC性に優れる690合金でも、本試験方法により粒界と粒内が混在するき裂が発生することが確認された。ただし、破面形態は典型的な粒界型のSCCではなく、大きな変形を伴った粒内型・粒界型が混在した割れであった。
- ・き裂先端周辺の粒界には、キャビティ状の欠陥が多数生じていた。短期間、高応力の試験であったが、同種欠陥が粒界で大きく成長することがわかった。
- ・動的荷重を付与し冷間加工材でき裂発生試験を実施した場合、試験中に動的ひずみ時効と考えられる硬化が生じ割れを助長すると考えられた。実機におけるPWSCCのき裂発生を評価するには、より長時間かけて粒界結合力が低下する手法を検討する必要がある。
- ・き裂内にはき裂外と異なる腐食生成物が生じており、き裂内側が高電位となることでカソード反応が促進された可能性が認められた。

6. 謝辞

本研究を遂行するにあたり、各種実験準備や腐食試験等の実施にあたっては、(株)原子力安全システム研究所 材料グループ 村上公治氏および黒崎登氏の多大な協力があつた。この場を借りて謝意を表します。

参考文献

- (1) P. L. Andresen, M. M. Morra, A. Ahluwalia, J. Wilson, "SCC of Alloy 690 in High Temperature Water," CORROSION 2010, paper No.10241, (2010).
- (2) S.M. Bruemmer, M. J. Olszta, N. R. Overman and M. B. Toloczko "Microstructural Effects on Stress Corrosion Crack Growth in Cold-Worked Alloy 690 Tubing and Plate Materials." Proc. of 16th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Asheville, Aug. 11-15, (2013).
- (3) U.S.NRC, "Expanded Materials Degradation Assessment Volume 2: Aging of Core Internals and Piping Systems," NUREG/CR-7153, Vol.2, (2014).
- (4) K. Sakima, T. Maeguchi, K. Sato et al., "An Update on Alloys 690/52/152 PWSCC Initiation Testing," Proc. of 17th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Ottawa, Canada, August 9-13, (2015).
- (5) S.M. Bruemmer, M. J. Olszta, D. K. Schreiber and M. B. Toloczko, "Stress Corrosion Crack Initiation of Cold-Worked Alloy 600 and Alloy 690 in PWR Primary Water," Technical milestone report: M2LW 1OR040423, PNNL-23712, September, (2014).
- (6) P.L. Andresen, M.M. Morra and K. Ahluwalia, "Effect of Deformation Temperature, Orientation and Carbides on SCC of Alloy 690," Proc. of 16th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Asheville, North Carolina, USA, Aug. 11-15, (2013).
- (7) T. Moss, G. S. Was, "Factor of Improvement in Resistance of Stress Corrosion Crack Initiation of Alloy 690 over Alloy 600," Proc. of 17th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Ottawa, Canada, August 9-13, (2015).
- (8) K. Arioka, T. Miyamoto, T. Yamada, T. Terachi, "Formation of Cavities Prior to Crack Initiation and Growth on Cold-Worked Carbon Steel in High-Temperature Water," Corrosion, 66 (1), pp. 015008_1-015008_14, (2010).
- (9) K. Arioka, T. Miyamoto, T. Yamada et al., "Role of Cavity Formation in Crack Initiation of Cold-Worked Carbon Steel in High-Temperature Water," Corrosion, 69 (5), NACE, pp. 487-496, (2013).
- (10) K. Arioka, "2014 W.R. Whitney Award

- Lecture: Change in Bonding Strength at Grain Boundaries Before Long-Term SCC Initiation," *Corrosion*, 71 (4) , NACE, pp. 403-419, (2015).
- (11) K.Arioka, T. Yamada, T. Miyamoto, T. Terachi, "SCC Initiation of CW Alloy TT690 and Alloy 600 in PWR water," Proc. of 17th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Ottawa, Canada, August 9-13, (2015).
- (12) 寺地巧, 宮本友樹, 福村卓也他, "690合金のSCC進展に及ぼす粒界キャビティの影響," *INSS journal*, Vol. 22, pp. 129-139, (2015).
- (13) 釜谷昌幸, 福村卓也, 戸塚信夫, "突起付試験片による応力腐食割れ加速試験", *Zairyo-to-Kankyo*, 52, pp. 553-560, (2003).
- (14) 寺地巧, 宮本友樹, 山田卓陽他, "ニッケル基合金溶接部のSCC進展に関する機構論的研究(その5) - 脱気高温水中における腐食挙動 -, " *INSS Journal*, Vol.17, pp. 130-149, (2010).
- (15) N. Totsuka, Y. Nishikawa and Y. Kaneshima, "Effect of Strain Rate on Primary Water Stress Corrosion Cracking Fracture Mode and Crack Growth Rate of Nickel Alloy and Austenitic Stainless Steel," *Corrosion*, 61(3), NACE, pp. 219-229, (2005).
- (16) 戸塚信夫, 未発表.
- (17) H. Hanninen, M. Ivanchenko, Y. Yagodzinskyy, et al., "Dynamic strain aging of Ni-base alloys Inconel 600 and 690," Proc. of the 12th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System-Water Reactors, pp. 1423-1430, (2005).
- (18) M. Ivanchenko, Y. Yagodzinskyy, H. Hanninen et al., "Dynamic Strain Aging of Ni-Base Alloy Weld Metals in Comparison to Alloy 600 and 690," Proc. of the 14th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, Virginia Beach VA, August 23-27, (2009).
- (19) J-D. Hong, J. Lee, C. Jang, T. S. Kim, "Low Cycle fatigue behavior of Alloy 690 in Simulated PWR Water- Effects of Dynamic Strain Aging and Hydrogen," *Materials Science & Engineering A*, 611, pp. 27-44, (2014).
- (20) T. Terachi, N. Totsuka, T. Yamada et al., "Influence of Dissolved Hydrogen on Structure of Oxide Film on Alloy 600 Formed in Primary Water of Pressurized Water Reactors," *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 40 (7) , pp. 509-516, (2003).