実機照射材を用いた照射誘起応力腐食割れ研究

Research on Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking with Materia1s irradiated at Commercial Plant

原子力安全システム研究所	西岡	弘雅	Hiromasa Nishioka	Non-Member
原子力安全システム研究所	福谷	耕司	Koji Fukuya	Non-Member
原子力安全システム研究所	藤井	克彦	Katsuhiko Fujii	Non-Member
日本核燃料開発	橘内	裕寿	Yuji Kitsunai	Non-Member

Abstract (Times New Roman 10pt) should be about 150 words.

Irradiation assisted stress corrosion cracking (IASCC) is one of the aging issues of LWR. INSS has been conducted the research on IASCC using flux thimble tube irradiated up to 73dpa in commercial PWR since 1990s. The increase of strength and hardness by microstructure change and microchemistry change such as grain boundary segregation were investigated. The increase of hardness and grain boundary segregation seem to be an important factor for IASCC initiation. The highly irradiated stainless steels failed at about half of the yield strength in simulated PWR primary water. IASCC initiation threshfold stress decreased with dissolved hydrogen concentration.

Keywords: stainless steel, IASCC, microstructure, radiation-induced segregation, constant load test, dissolved hydrogen, PWR

1. はじめに

照射誘起応力腐食割れ(irradiation assisted stress corrosion cracking: IASCC)は、高温水中で中性子照射されたステ ンレス鋼に発生する粒界割れである。この現象は軽水型 発電用原子炉の炉内構造物の高経年化に対する重要な技 術的問題として認識されている。加圧水型原子炉 (pressurized water reactor: PWR)ではIASCC 損傷事例とし てバッフルフォーマボルトの損傷が知られており、 IASCC 発生条件、発生機構や発生寿命について研究が行 われている。バッフルフォーマボルトは運転期間 60 年を 想定すれば約 60dpa の高い中性子照射を受けると想定さ れており、高い信頼性をもって実機の保全対策を確立す るためには高照射領域でのIASCC 挙動を十分把握するこ とが重要である。

IASCC は照射に伴うミクロ組織やミクロ組成の変化と 水質環境、負荷応力が関与する複雑な現象である。中性 子照射により材料内に多量の欠陥(転位ループやキャビ ティ、析出物)や粒界組成の偏析(Cr 欠乏、Ni 濃化等)が 生じ、これらの要因により照射ステンレス鋼がIASCC 発 生感受性を持つと考えられる。(株)原子力安全システム 研究所では、実機で中性子照射された炉内計装用フラッ クスシンブルチューブを用いて照射ステンレス鋼の照射 に伴う材料特性変化やIASCC 特性を調べてきた。本報告 ではこれまでの成果をまとめて紹介する。

2. 実験方法

2.1 試験材

試験材は、PWR で炉内計装用シンブルチューブとして 使用された冷間加工ステンレス鋼(SUS316)である。化学 成分は重量%で 0.04C, 0.62Si, 1.63Mn, 0.022P, 0.006S, 12.61Ni, 16.94Cr, 2.22Mo である。このチューブは 1038-1177℃で溶体化処理され,最終冷間引き抜きにより 肉厚を 15%薄くする加工が施されたものである。内径と 外径はそれぞれ 5.1mm と 7.6mm である。試験材の照射量 は最大で 73dpa である。照射温度は炉内照射時の位置に より異なり約 290℃から 320℃の範囲である。

2.2 ミクロ組織・組成分析

試験材から切り出した薄板を機械研磨、電解研磨によ り観察試験片に加工し、日立製作所製 HF2000 の透過型電 子顕微鏡(TEM)によりミクロ組織・ミクロ組成を調べた。 ミクロ組織としては約 300℃の温度で中性子照射ステン レス鋼に形成される欠陥として知られている転位ループ、 キャビティ等を観察した。ミクロ組成分析としては、照 射誘起粒界偏析を上記 TEM 付属のエネルギー分散型特 性X線分析(EDS)装置により測定した。

2.3 機械特性試験(硬さ、引張試験)

硬さ測定はシンブルチューブの軸方向に垂直な断面を 研磨し、ビッカース硬度計(荷重 500g)で測定した。引張 試験は軸方向に2分割したシンブルチューブから引張試

連絡先:西岡弘雅、〒919-1205 福井県美浜町佐田64 号、 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 E-mail: nishioka@inss.co.jp

験片を作製し、320℃、歪速度 1.1×10⁴/s で実施し、破面 を走査型電子顕微鏡(SEM)により観察した。

2.4 定荷重 SCC 試験

引張試験同様、軸方向に2分割したシンブルチューブ から引張試験片を作製し、PWR 一次系模擬水(320℃、 B500ppm、Li2ppm、溶存水素2.8ppm)環境で単軸応力下 での定荷重試験を実施した。照射量は31,32,38,73dpaであ る。試験時間は1000時間を目標とした。破断した場合は、 破面を SEM により観察した。また、溶存水素の影響を調 べる目的で溶存水素濃度0.5ppm、4ppmの水質でも試験 した。

3. 試験結果

3.1 ミクロ組織・組成分析

観察された転位ループ、キャビティの TEM 像の例を Fig.1 に示す。材料中に転位ループやキャビティが一様に 分布しており、未照射材で見られるネットワーク転位は 数 dpa 以上では観察されなかった。転位ループとキャビ ティの平均直径と数密度の照射量依存を Fig.2 に示す。平 均直径、数密度ともに数 dpa で飽和しており、キャビテ ィから推定したスウェリング量は0.04%以下であった[1]。



Fig.1 TEM image (73dpa)



Fig.2 Size and number density of dislocation loops and cavities

73dpa 照射材の粒界近傍の組成分布を Fig.3 に示す。Cr と Mo の欠乏、Ni と Si の濃化が認められた。粒界偏析の 照射量依存を Fig.4 に示す。いずれの元素も約 10dpa まで に大きく変化し、それ以上の照射量では変化は小さくな る傾向にある[1]。



Fig.3 Compositional profiles near grain boundary (73dpa)



Fig.4 Segregation against dose

3.2 機械特性試験

硬さの照射量依存を Fig.5 に示す。10dpa まで硬さは増 加傾向にあり 10dpa 以上では約 380 でほぼ一定であり、 未照射材からの硬化量は約 150 であった[1]。引張試験で は照射量 6dpa 以上で耐力は 900MPa を超え、照射量が増 加しても耐力は増加せず約 940MPa であり、引張挙動は 降伏点降下後、加工硬化なしで伸び数%で破断した。破面 は全面ディンプルの延性破面であった。



3.3 定荷重 SCC 試験

照射量と定荷重SCC試験での負荷応力の関係を文献デ ータとともにFig.6 に示す。本研究では30dpa以上の照射 材での試験結果ではIASCC発生閾応力は照射量に関係な く耐力(940MPa)の約1/2となった[2]。 文献データ[3][4] と合わせて評価すると発生閾応力は約10dpa では約 900MPa で30dpa では約450MPa まで低下し、それ以上の 照射量ではほぼ一定の傾向を示している。破断時間は、 照射量が高く負荷応力が高いと破断時間が短くなる傾向 も見られたが、同じ照射量、負荷応力で破断しない場合 もあり、ばらつきは大きかった。破面は粒界破面と延性 破面が観察され、粒界破面で進展し、最終段階で延性破壊し破断した。 38dpa 照射材で試験した溶存水素濃度と 定荷重試験での負荷応力の関係を Fig.7 に示す。溶存水素 濃度増加に伴い IASCC 発生閾応力は低下傾向を示す。破 断時間も短くなる傾向であった[5]。







4. 考察

未照射ステンレス鋼は PWR 一次系水質環境において SCC 感受性は低いが、冷間加工により硬化すると SCC き 裂進展速度増加が報告されている[6]。同様に硬化や粒界 偏析を誘起する照射による材料特性変化でIASCC感受性 が増加することは十分に考えられる。IASCC 発生のメカ ニズムとしては、硬化による変形の局所化と粒界偏析に よる粒界強度の低下が支配要因と考えており、変形局所 化については、指標とした粗大すべりの間隔が照射に伴 い増加し、高照射で変形局所化が進行することを確認し た[7]。また、衝撃試験において照射量増加に伴う粒界破 面の増加傾向を確認することで照射に伴う粒界強度低下 が示唆された[8]。 硬化が約 10dpa で飽和し、粒界偏析は 約 10dpa までに大きく変化し、それ以上の照射量では変 化が小さい。IASCC 発生閾応力の照射依存も類似の傾向 を示しており、IASCC 発生はこれらの要因の重畳結果と 考えられる。溶存水素が IASCC 発生を促進させるメカニ ズムについては明確ではないが、腐食の促進や固溶水素 の増加が考えられる。

5. まとめ

国内 PWR で照射されたシンブルチューブを使用して 照射に伴う材料特性変化や IASCC 特性を調査した結果、 IASCC 発生閾応力は照射に伴い低下し高照射量では耐力 の約 1/2 となり、照射に伴う硬化や粒界偏析が影響してい ると推定された。国内では原子力安全基盤機構において も実機材を用いた定荷重試験が幅広くなされており、そ の成果をもとにIASCC評価方法の検討がなされているが、 本研究成果は、その成果と整合し補強するものと考えて いる。

参考文献

- K. Fukuya, K. Fujii, H. Nishioka and Y. Kitsunai, "Evolution of Microstructure and Microchemistry in Cold-worked 316 Stainless Steels under PWR irradiation", J. Nucl. Sci. Technol.,43, 2006, pp.159-173.
- [2] H. Nishioka, K. Fukuya, K. Fujii, and T. Torimaru, "IASCC initiation in highly irradiated stainless steels under uniaxial constant load conditions,", J. Nucl. Sci. Technol.,45, 2008, pp.1072-1077.
- [3] K. Takakura, K. Nakata, M. Ando, K. Fujimoto and E. Wachi, "Lifetime evaluation for IASCC initiation of cold worked 316 stainless steel's BFB in PWR primary water", Proc. 13th Int. Conf. on Environmental Degradation of Mateials in Nuclear Power Systems, CNS, 2007.
- [4] J. Conermann, R. Shogan, K. Fujimoto, T. Yonezawa and Y. Yamaguchi, "Irradiation effects in a highly irradiated cold worked stainless steel removed from a commercial reactor", Proc.12th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System -Water Reactors, TMS, 2005, pp.277-284.
- [5] 西岡弘雅、福谷耕司、藤井克彦、鳥丸忠彦"IASCC

発生に対する溶存水素の影響"、INSS Journal、Vol.18、 2011、pp.152-157.

- [6] T. Terachi, T. Yamada, T. Miyamoto and K. Arioka, "SCC growth behaviors of austenitic stainless steels in simulated PWR primary water", J. Nucl. Materials, 426, 2012, pp.59-70.
- [7] H. Nishioka, K. Fukuya, K. Fujii, and Y. Kitsunai, "Defrormation structure in highly irradiated stainless steels,", J. Nucl. Sci. Technol., 45, 2008, pp.274-287.
- [8] K. Fukuya, H. Nishioka, K. Fujii, M. Kamaya, T. Miura and T. Torimaru, "Fracture behavior of austenitic stainless steels irradiated in PWR", J. Nucl. Materials, 378, 2008, pp.211-219.

(平成25年5月31日)