

常陽照射した次世代炉向け改良ステンレス鋼の機械的性質と微細組織変化

Mechanical Properties and Microstructural Changes of Improved Stainless Steel for JOYO Irradiated Next Generation Reactor

*西村 光隆¹, 福元 謙一², 鬼塚 貴志², 松井 秀樹³

¹福井大学大学院, ²福井大原子力研, ³東北大学 (名誉教授)

本研究では次世代炉向け改良ステンレス鋼について、中性子照射により生じる機械的性質と微細組織変化について調査を行った。

キーワード：ステンレス鋼, 中性子照射

1. 緒言

次世代原子力システムとして高い熱効率と小型化が可能な超臨界水冷却炉 (SCWR) が提案され、燃料被覆管としてステンレス鋼が検討されているが、温度範囲が広く中性子照射量が大いことから被覆管材料の健全性がシステムの成立性を決定する重要な課題となっている。特に炉心環境における材料の劣化を予測する上で、超臨界水による腐食、重照射による照射損傷組織発達に伴う機械的特性の変化のデータの取得が望まれている。本研究では常陽炉で SCWR 運転温度における中性子照射により生じる機械的性質と微細組織変化について調査を行った。

2. 実験方法

試料は Ni 基合金およびステンレス鋼を用いた (SS310 鋼、Alloy690、Alloy625、T2 鋼 (T6N)、T3 鋼 (T6F)、H1 鋼、H2 鋼)。T2 鋼と T3 鋼は SUS310 をベースにしたもので T3 鋼は微細粒化したものである。H1 鋼は SUS316 に、H2 鋼は SUS310 に Zr を添加したものである。試料は SSJ 引張試験片 (16x4x0.25mm) を用い、照射は常陽炉の CMIR-6 照射リグにて行われ、公称温度・公称線量の条件として、485°C・ 4.3×10^{25} n/m² および 668°C・ 4.3×10^{25} n/m² で行った。照射環境は液体 Na 雰囲気下で行われた。照射後室温にて引張試験と SEM による破面観察を行った。また、TEM により微細組織観察を行った。

3. 結果

図 1 は 485°C および 668°C で常陽炉照射された各種鋼と非照射材の室温引張試験により得られた降伏応力の比較図を示す。概ね 485°C 照射において硬化が顕著であった。Alloy625 合金が最も硬化しており、伸びの低下も著しく SEM 破面観察において破断面は粒界割れをしており照射硬化の影響が最もみられた。図 2 は 485°C と 668°C で照射した Alloy625 合金の破断面である。TEM による微細組織観察の結果については発表にて報告する。

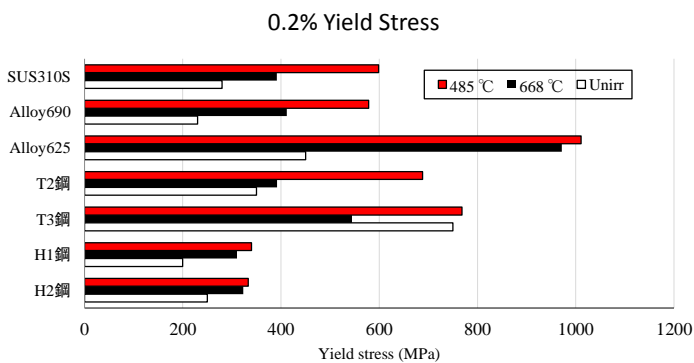


図 1 各種鋼の室温引張試験による降伏応力

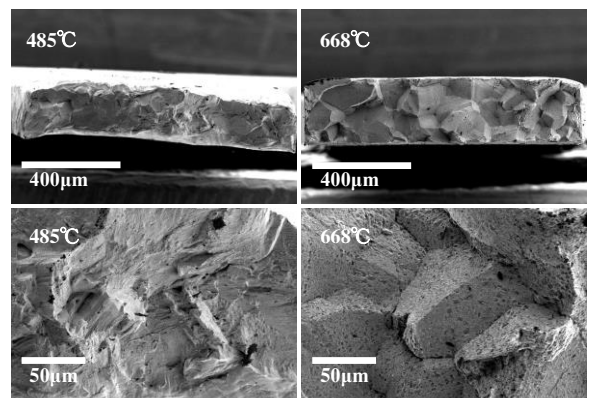


図 2 Alloy625 合金の破断面

参考文献

[1] Junya Kaneda, Shigeki Kasahara, Jiro Kuniya, Kumiaki Moriya, Fumihisa Kano, Norihisa Saito, Akio Shioiri, Tamaki Shibayama, Heishichiro Takahashi, "GENERAL CORROSION PROPERTIES OF TITANIUM BASED ALLOYS FOR THE FUEL CLADDINGS IN THE SUPERCRITICAL WATER-COOLED REACTOR (2005)

* Mitsutaka Nishimura¹, Ken-ichi Fukumoto², Takashi Oniduka² and Hideki Matsui³

¹University of Fukui., ²Research Institute of Nuclear Engineering., ³Tohoku university.