

国内 PWR プラントの原子炉圧力容器廃炉材の照射脆化挙動の評価
(3) 照射硬化量の評価

Evaluation of Irradiation Embrittlement of a Harvested Reactor Pressure Vessel Material
from a Domestic PWR Plant
(3) Investigation of Radiation Hardening

*前田 悠希¹, 藤井 克彦¹, 三浦 照光¹, 福谷 耕司¹
¹原子力安全システム研究所

国内 PWR プラントの原子炉容器廃炉材について、焼鈍試験により硬さの回復過程を測定し照射硬化量を評価した。硬さは 500℃から回復し、照射硬化量は 29 HV1 と見積もられた。また、焼鈍前後の硬さ分布の比較からクラッドとの溶融境界付近でも照射硬化量は同じで、特異な照射脆化が生じていないことが確認された。

キーワード：原子炉圧力容器、照射脆化、廃炉材、照射硬化量

1. 緒言

監視試験片を用いた原子炉容器（RPV）の照射脆化管理の妥当性を検証するためには、照射脆化の原因となるミクロ組織変化や硬さの変化を実機 RPV 材について調べ、監視試験片のデータと比較し、予測の確かさを確認することが重要である。そこで、廃止措置段階の PWR プラントの RPV 胴部内表面から採取された少量のクラッドと母材を含むポートサンプル（以下、廃炉材）について、APT や TEM によりミクロ組織を調べるとともに板厚方向に硬さを測定し、溶質原子クラスタと転位ループの形成状況は国内 PWR 監視試験片と同程度であることを確認するとともに、類似の A533B 鋼の未照射材の硬さと比較し照射硬化量を推定した[1,2]。本報告では、照射硬化量の評価を目的に、焼鈍試験による硬さの回復過程を調べた。

2. 方法

廃炉材（A533B Cl.1, Cu 含有量 0.12 wt.%, 照射量 2.9×10^{19} n/cm²）について、350℃で 30 分間焼鈍した後、表面をダイヤモンドペーストとコロイダルシリカで鏡面研磨して熱処理による変質層を除去して荷重 1kg でビッカース硬さを 5 点測定した。以降、50℃間隔で 30 分間の熱処理と硬さ測定を繰り返し、550℃まで実施した。その後、クラッドから板厚方向に硬さを測定し、焼鈍後の硬さの深さ分布を得た。

3. 結果

図に硬さの等時焼鈍に伴う変化を示す。450℃までは変化は認められないが、500℃で顕著な減少が生じ、550℃ではほとんど変化しない。国内初期プラントの鋼材であり中程度の Cu（0.12wt%）を含む A533B 鋼未照射材の硬さは、190 から 197 の値が報告されており[3]、これらの未照射材の硬さとの比較から照射に伴う硬化は回復したと判断した。焼鈍前の硬さ 222 との差から、照射硬化量は 29 と見積もられた。廃炉材の照射硬化量は同等の Cu 含有量の監視試験片[3]や研究炉照射材[3]のデータの範囲にあることが確認された。また、焼鈍後の硬さの減少量はクラッドとの溶融境界付近と母材側で場所によらず一定であり、溶接熱影響により硬化した領域においても特異な照射脆化は生じていないことが確認された。

参考文献 [1] 大厩他, 日本原子力学会 2023 年春の年会, 3F07. [2] 三浦他, 日本原子力学会 2023 年春の年会, 3F08. [3] 九州電力, 高経年化技術評価に関する意見聴取会(平成 24 年 2 月 13 日第 7 回)資料. [4] 福谷他, INSS MONOGRAPH No.1 2001.

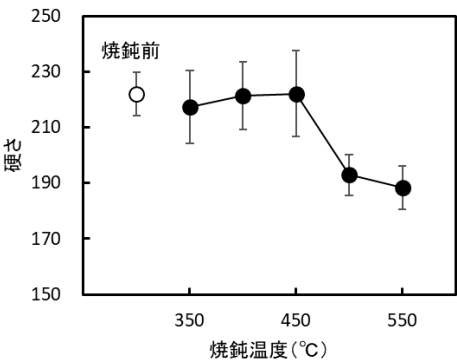


図 等時焼鈍による硬さの変化

*Yuuki Maeda¹, Katsuhiko Fujii¹, Terumitsu Miura¹, Koji Fukuya¹ ¹ INSS