

加速器を用いた軽水炉燃料被覆管の脆化機構の解明

Clarification of embrittlement mechanism of cladding tube of LWR nuclear fuels by means of ion accelerator

園田 健¹⁾ 澤部孝史¹⁾ 中森文博¹⁾ 石川法人²⁾
Takeshi SONODA Takashi SAWABE Fumihiko NAKAMORI Norito ISHIKAWA

¹⁾電力中央研究所 ²⁾原子力機構

(概要) PWR 被覆管材中の Fe 原子の分布変化を解明するために Zr-0.2Fe 合金へのイオン照射試験を行った。高照射になるに従い、Zircaloy-2 で観察された母相への Fe 原子の溶出と同様に Fe 原子が母相に溶出する傾向が観察された。

キーワード : 軽水炉燃料被覆管、Zr-0.2Fe 合金、Zr イオン照射、3次元アトムプローブ測定 (APT)

1. 目的

原子力発電の安全性保持および安定的運用には、軽水炉燃料被覆管の健全性の維持が求められる。近年の高燃焼度化に伴い、被覆管では腐食・水素吸収が増大し、機械的性質に影響を及ぼす事例が報告されている[1]。燃料被覆管の更なる健全性向上には、腐食・水素吸収挙動の解明が必要であり、被覆管の析出物挙動や照射欠陥蓄積過程の観察が進められている。今年度は PWR 用燃料被覆管材にも含まれる Fe 原子の挙動をより明らかにするために Zr-Fe 合金へのイオン照射試験を行い、Fe 分布の変化を APT を用いて観察する。

2. 実施方法

イオン照射試料には、機械研磨・酸洗で酸化皮膜を取り除き、円盤状($\phi 3 \times 0.6$ mm)に加工した Zr-0.2Fe 二元系合金を用いた。QST 高崎量子応用研究所にある複合照射施設 TIARA のタンデム加速器 TA1 チャンバーにて 12 MeV Zr⁺⁴セルフイオン照射を行った。照射した試料から FIB にて針状試料を作成し、APT 測定を行った。

3. 結果及び考察、今後の展開等

図1に Zr-0.2Fe 合金の未照射材(a)、および照射温度 400°C、照射量 1.2×10^{16} ions/cm² (損傷量: 40 dpa) まで 12MeV Zr⁺⁴ イオンを照射した照射材(b)の APT 測定から得られたアトムマップ像を示す。未照射材の母相(a)では微量の Fe 原子が固溶している様子が観察されるが、(b)では照射により Fe 原子が再析出し、図中に示すような数~数十 nm 程度のサイズの Fe ナノクラスターが形成されていることが確認された。この挙動は中性子照射されたジルカロイ-2 でも観察される[2]ことから、照射環境下では Fe が溶出・再析出することが確認された。なお照射量により蓄積する損傷量が変化し、Fe 原子の分布も変化すると推測される。今後、Fe 原子分布の照射量依存性について解明を進める。

4. 引用(参照)文献等

[1] 実務テキストシリーズ No. 3「軽水炉燃料のふるまい第4版」、(財)原子力安全研究協会(1998)。

[2] T. Sawabe et al., Journal of Nuclear Technology, VOL 55, NO. 10 (2018) 1110-1118.

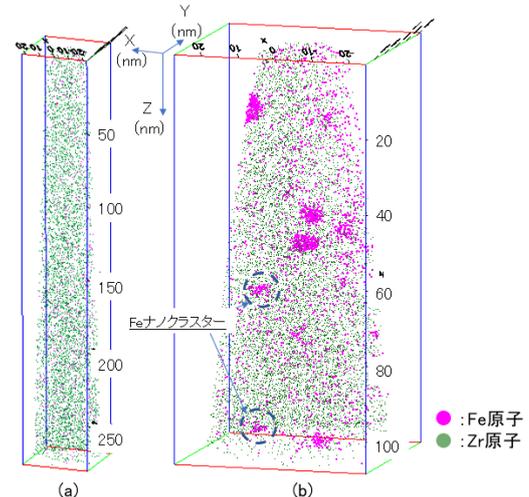


図 1 Zr-0.2Fe 合金の未照射(a)および 400°Cで 12MeV Zr イオン照射後(b)の アトムマップ像