

トリチウム透過低減被覆の高圧水共存性試験

Compatibility test of tritium permeation barrier coatings with pressurized water

*近田 拓未¹, 中島 基樹², 鈴木 亮権¹, 大塚 哲平³, 原 正憲⁴, 野澤 貴史²

¹ 静岡大学, ²QST, ³近畿大学, ⁴富山大学

トリチウム透過低減被覆の固体増殖水冷却ブランケット環境下における安定性を検討するために、低放射化フェライト鋼基板および被覆試料の高圧水曝露試験を行った。

キーワード: トリチウム, 透過, 被覆, 高圧水, 腐食

1. 緒言

核融合炉ブランケットにおける構造材料からのトリチウムの透過漏洩は、多くのブランケット概念で考慮すべき重要課題であり、これまで被覆によるトリチウム透過低減技術が研究開発されてきた。一方、日本の核融合原型炉では、リチウムセラミックスペブルをトリチウム増殖材、高圧水を冷却材として用いることが検討されているため、これらの材料と共存し機能を発揮することが求められる。そこで本研究では、低放射化フェライト鋼および種々のトリチウム透過低減被覆の高圧水への曝露試験を行い、固体増殖水冷却ブランケットにおける冷却系側に被覆を施した場合の共存性について調べた。

2. 実験

低放射化フェライト鋼 F82H 平板を基板として、表面熱処理で生成させた酸化クロム (Cr_2O_3) 層、また過去に高い水素同位体透過低減性能を示した有機金属分解法で成膜した酸化エルビウム (Er_2O_3) 被覆および酸化ジルコニウム (ZrO_2) 被覆[1]を用い、溶存酸素 (< 5 ppb)、溶存水素 (< 1.6 ppm)、pH (7~9)、電気伝導度 (< 1 $\mu\text{S}/\text{cm}$) を制御した 300 °C、15 MPa の高圧水に静置場で 500 時間曝露した。曝露前後の試料表面の走査型電子顕微鏡 (SEM) による観察および X 線回折 (XRD) による結晶構造解析を行った。

3. 結論

図に高圧水曝露後の Er_2O_3 被覆の表面 SEM 像を示す。曝露前は平滑だった表面が細長い粒状に変化し、一部で被覆の隆起や剥離が見られた。XRD スペクトルから、 ErOOH や $\text{Er}(\text{OH})_3$ の生成が確認されたことから、 Er_2O_3 被覆は高圧水と反応し劣化したと考えられる。一方、 Cr_2O_3 生成試料や ZrO_2 被覆試料では、表面組織の変化は小さく、XRD の結果からも高圧水とほとんど反応しなかったと考えられる。発表では、高圧水曝露後試料の重水素透過試験結果についてもあわせて報告する。

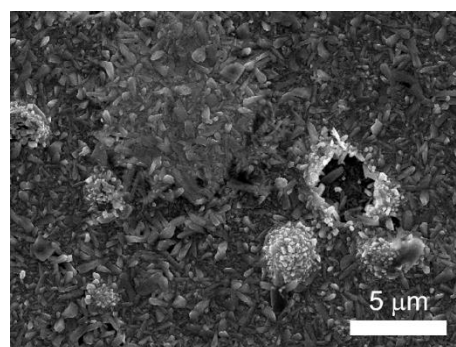


図 高圧水曝露後の Er_2O_3 被覆の表面 SEM 像

参考文献

[1] T. Chikada et al., Fusion Engineering and Design 138 (2018) 215–218.

*Takumi Chikada¹, Motoki Nakajima², Akiyoshi Suzuki¹, Teppei Otsuka³, Masanori Hara⁴, and Takashi Nozawa²

¹Shizuoka Univ., ²QST, ³Kindai Univ., ⁴Univ. Toyama