

沸騰水型軽水炉過酷事故時の炉心構造物の破損形態の解明 —溶融 Fe-Cr-Ni-B-C によるステンレス鋼の破損モードの検討—

Investigation on the Fracture Behavior of Core Structure Materials by Molten Corium in Boiling Water
Reactor Plants during Severe Accidents —Fracture Mode of Stainless Steel by molten Fe-Cr-Ni-B-C—

*墨田 岳大¹, 小林 能直¹, 植田 滋², 中桐 俊男³

¹東京工業大学, ²東北大学, ³日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所におけるシビアアクシデント時の炉心下部構造物の破損状態を検討するために、制御棒由来の溶融物(B₄C+SUS304)に構造材であるステンレス鋼を浸漬し、材料の破損挙動を評価した。

キーワード: シビアアクシデント, 燃料デブリ取り出し・原子炉材料, 拡散係数, ステンレス鋼

1. 緒言 福島第一原子力発電所(1F)事故において 1~3 号機では冷却機能が喪失し、崩壊熱などが除去されなくなった。炉心が過熱すると、原子炉材料間、ステンレス鋼(制御棒被覆材)と B₄C(制御棒)間や、UO₂(燃料)とジルカロイ(燃料被覆管)間で溶融コリウムが形成する^[1-3]。溶融コリウムは圧力容器下部に流れ落ち、燃料デブリを形成する。一部溶融コリウムは、炉心構造物のステンレス鋼(SUS)を破損させ、格納容器下部まで流れ落ち、燃料デブリを形成する。1F の廃止措置を進めるにあたり、燃料デブリの取り出しは最大の課題の一つとなっている。燃料デブリ取り出し方法を策定するには、炉内破損状態に関する推定の精度を高め、適切な燃料デブリへのアクセスルートを検討する必要がある。例えば炉心下部構造物が完全に溶落していれば、上方からのアクセスが可能であり、一方、大部分が残存していれば、側方・下方からアプローチせざるを得なくなる。本研究では原子炉容器の破損状態の予測に必要な、炉心下部構造物の破損挙動に関するデータの収集を目的として、事故時初期に形成したと考えられる、制御棒由来のメタル系デブリ(SUS+B₄C)へのステンレス鋼の浸漬試験と解析を行った。

2. 実験

2-1. 試料作成 溶融デブリ模擬試料として Fe-Cr-Ni-B-C 合金を作製した。SUS304 粉末試料と B₄C 粉末試料を Fe-B 換算で 5 mass%B の配合比で秤量、混合し、内径 9 mm × 外径 12 mm × 高さ 120 mm のムライトるつぼに装入した。このるつぼを SiC 電気炉に装入し、1723 K, Ar-3 %H₂ 雰囲気下で 90 min 保持後水冷し、溶融物模擬試料を得た。炉心構造物模擬試料として、図 1 に示す SUS304 試験片を作製した。浸漬部(φ7 mm 部分)には SiC ペーパー(#180 - #2000)を用いて機械研磨を施した。

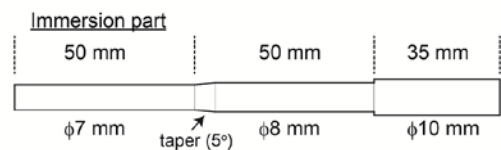


図 1 SUS304 試験片

2-2. 実験手順 溶融デブリ模擬試料を適量、同るつぼに入れ、SiC 電気炉に装入し、1573 K, Ar 雰囲気下で 45 min 予備溶融させた。溶融後、SUS304 試験片を、るつぼ直上に装入・保持し、2 min 予熱した後に溶融物中に浸漬した。所定の時間(22 sec - 660 sec)保持後、試験片とるつぼを一体で取り出し水冷した。水冷後、試料浸漬部を切断、樹脂埋めし、SiC ペーパーとダイヤモンドペーストにより鏡面研磨を施し、固相液相界面の組織観察および元素分析を行った(図 2 参照)。

3. 結果・考察 組織観察の結果から、固相結晶粒界への液相の浸潤が確認された。これより、制御棒由来の溶融物によるステンレス鋼の破損形態には、(1)Fe/B 液相形成反応による化学的溶解と、(2)溶融金属がステンレス鋼中のオーステナイト粒界に浸潤し、結晶粒が脱離する物理的溶解、という 2 種類の溶解モードの存在が示唆された。本発表では、得られた結果について、速度論的解析に基づき考察する。

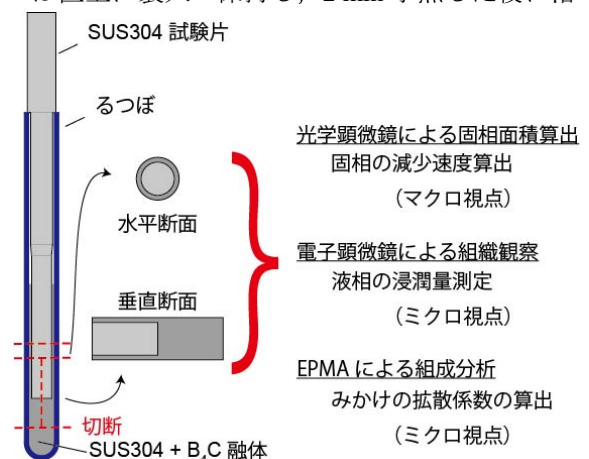


図 2 浸漬実験および解析の模式図

参考文献

- [1] S. Tanaka, *Proc. Jpn. Acad.*, **88**, 471-484 (2012)
 [2] T. Washiya, *Internal symposium on the decommissioning of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1-4* (2012).
 [3] F. Nagase, *Journal of the Atomic Energy Society of Japan*, **56**, 235-239 (2014).

*Takehiro Sumita¹, Yoshinao Kobayashi¹, Shigeru Ueda², and Toshio Nakagiri³

¹Tokyo Institute of Technology, ²Tohoku University, ³Japan Atomic Energy Agency