

高温・高圧水蒸気環境下における原子炉構造材への Cs 吸着挙動評価

Cs Adsorption Behavior Evaluation on the Surface of Nuclear Reactor Structure Materials
under High Temperature and High Pressure Steam

*墨田 岳大¹, 米川 夏津夫², 関尾 佳弘², 佐藤 勇¹,
小林 能直¹, 逢坂 正彦², 前田 宏治², 赤坂 尚昭²

¹東京工業大学, ²日本原子力研究開発機構

福島第一原子力発電所(1F)におけるシビアアクシデント時の炉心環境(高温・高圧水蒸気環境)を模擬して、構造材であるステンレス鋼へCsIを作用させてその吸着挙動を評価した。

キーワード: シビアアクシデント, 高温・高圧水蒸気環境, 核分裂生成物, 吸着挙動, セシウム

1. 緒言 福島第一原子力発電所(1F)事故において 1~3 号機では燃料溶融により核分裂生成物(FP)である Cs-137, I-133 などの高放射性核種が主として放出され、压力容器内の構造材料部分ばかりでなく原子炉建屋内が高線量化した。燃料溶融時の Cs や I などの放出形態(化学形態)については未だ不明な点も多いものの、主要な形態は CsI, CsOH であると考えられている^[1-3]。既往研究では、Cs 化合物の炉内構造材料への吸着挙動評価として、CsOH の SUS 304L(Si 添加材)表面への吸着挙動評価試験等が行われており、CsOH の吸着挙動は母材の Si 濃度に敏感であり、材料表面に形成される酸化被膜中で Cs と Si が化合物を形成し、Cs が化学的に材料へ吸着することなどが明らかにされている^[4]。しかしながら、これらの評価試験は大気圧下のみで行われており、シビアアクシデント(SA)環境を模擬した高圧下での評価の例はない。今後 1F の廃止措置を進めるにあたり、燃料デブリ取出しは重要な課題であり、適切な燃料デブリ取出し手法及びアクセスルート(人の動線及び遠隔装置の経路など)の確立、すなわち炉内の低線量化及び除染の手法の決定を行うためには、SA 時における Cs 化合物の炉内構造材料等への吸着挙動に関する知見を取得する必要がある。そこで本試験では、温度・圧力・雰囲気制御が可能な Cs 吸着挙動評価装置を開発し、基礎試験として SA 模擬条件下で SUS304L 材に対する CsI の吸着挙動に係る試験・評価を行った。

2. 実験

2-1. 試験装置 図 1 に装置の試験チャンバ部及び試験イメージを示す。開発した装置は、空気雰囲気及び Ar 雰囲気にて Cs 化合物を加熱(最高 900 °C)し、高温保持中に試験片に Cs 化合物を蒸着させる設計とした。Ar 雰囲気では、最大圧力 10 MPa にて試験を実施することや水蒸気を添加することも可能となっている。

2-2. 実験手順 SUS304L 板状試験片を吸着対象試料とした。Cs 化合物として CsI を用い、水蒸気添加試験では、試験前に装置内に純水をセットした。次に CsI をカーボンヒーターにより加熱し、CsI の温度が融点温度以上の 700 °C に達した後、60 分保持し、CsI を試験片に蒸着させた。なお、試験片温度及びチャンバ内温度は約 550 °C 程度で保持された。本試験では、雰囲気(空気/Ar)、気圧(大気圧/7 MPa (Ar 雰囲気のみ))、水蒸気(あり/なし)の各組み合わせ(合計 6 条件)で吸着試験を行った。試験後、試験片の表面・断面観察及び元素分析を行い、Cs 化合物の吸着形態を観察した。

3. 結果 蒸着試験後の観察結果から、試験片への CsI の吸着量は、雰囲気や水蒸気の有無よりも、圧力の寄与が大きい傾向にあることがわかった。断面分析から、蒸着物/母材界面に反応層や濃縮層は認められず、蒸着粒子は試験片上に物理吸着しており、化学吸着はしていないことを示す結果が得られた。本発表では、得られた結果について考察する。

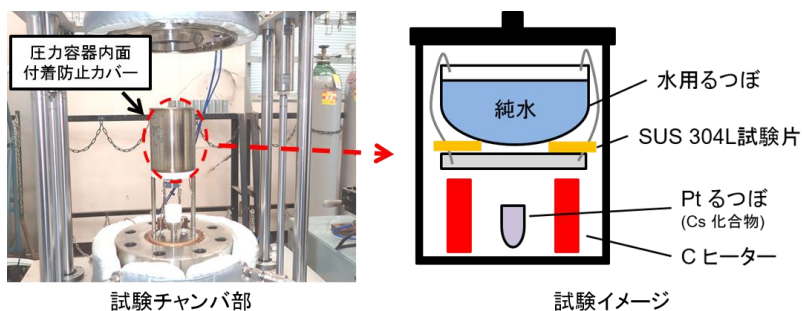


図 1 Cs 吸着挙動評価装置

参考文献

- [1] R. A. Lorentz et al., *CONF-860911-19*, DOE (1986)
 [2] Kenji Nishihara et al., *Transactions of the Atomic Energy Society of Japan*, **11**, 13-19 (2012).
 [3] Miwa, Shuhei, et al., *Energy Procedia*, **71**, 168-181 (2015).
 [4] F. G. Di Lemma et al., *Nucl. Eng. Deg.*, **305**, 411-420 (2016).

*Takehiro Sumita¹, Kazuo Yonekawa², Yoshihiro Sekio², Isamu Sato¹, Yoshinao Kobayashi¹, Masahiko Osaka², Koji Maeda² and Naoaki Akasaka²

¹Tokyo Institute of Technology, ²Japan Atomic Energy Agency