

沸騰水型軽水炉過酷事故における炉心溶融物の挙動 (3) 実機条件検討と溶融物移行挙動

Melting behavior of reactor core during severe accident of BWR

(3) Analysis of accident condition and molten material relocation behavior

*中桐 俊男¹, 須藤 彩子¹, 吉川 信治¹, 阿部 雄太¹, 佐藤 一憲¹

¹ 日本原子力研究開発機構

福島第一原発2号機の事故時の炉容器内の温度・雰囲気組成の分布条件を検討し、模擬溶融物移行試験等により事故時溶融物移行挙動評価を行った。

キーワード：炉心溶融、構造材料、福島第一事故

1. 緒言

本研究では、RELAP/SCDAPSIM コードにより福島第一原発（以下、1F）2号機の事故時の炉容器内温度・雰囲気組成分布を時刻歴で評価するとともに、制御棒由来のメタル系溶融物による制御棒リミッター部を模擬した破損試験結果や原子力機構で別途実施した模擬燃料集合体のプラズマ加熱試験結果を踏まえた事故時の溶融物移行挙動を評価した。

2. 研究内容

2-1. 福島2号機の炉容器内温度・雰囲気組成評価

RELAP/SCDAPSIM コードによる典型的なBWR事故条件の結果を基に、燃料集合体から炉心下部支持構造部に至る領域の温度条件と雰囲気条件を評価した。解析体系を図1に、炉心支持板から7.6cm上の炉心部温度を図2に示すが、ステンレス鋼からなる炉心支持板等の融点の約1,450°Cまで温度上昇するのは約8.5~9h以降のChannel-1、Channel-2である。また、図3に示すように炉心部のH₂O/H₂比は10⁻¹~10⁻⁴の範囲となり、高さ方向に小さくなり酸化性の低い雰囲気となることわかる。このH₂O/H₂比ではZrO₂、B₂O₃、FeO等の酸化物が生成可能である。

2-2. 溶融物移行挙動評価

メタル系溶融物による制御棒リミッター部を模擬したステンレス試験体の破損は見られなかった。別途原子力機構で実施したプラズマ加熱試験では高融点のスラグ系溶融物の生成と下方への移行が確認されている。これらの結果から、1F事故時の炉心支持板周辺構造物の破損は、炉心溶融開始後の比較的早い時刻で発生するメタル系溶融物ではなく、遅れて落下する高融点のスラグ系溶融物によるものと推定される。

本研究は、平成27年度科学技術試験研究委託事業「沸騰水型軽水炉過酷事故後の燃料デブリ取り出しアクセス性に関する研究」において実施されたものです。

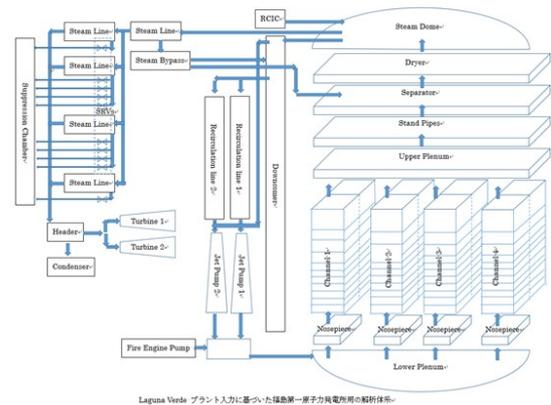


図1 解析体系図

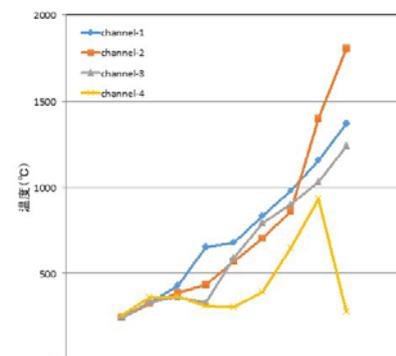


図2 炉心支持板直上部温度履歴

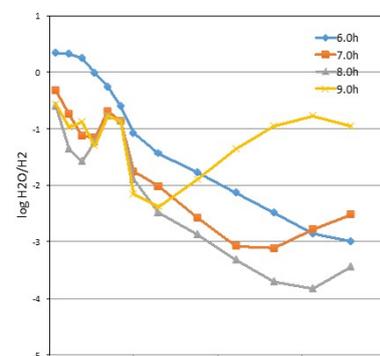


図3 炉心部 H₂O/H₂ 比履歴

*Toshio Nakagiri¹, Ayako Sudo¹, Shinji Yoshikawa¹, Yuta Abe¹ and Ikken Sato¹

¹Japan Atomic Energy Agency