

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」廃炉に向けた技術開発の現状
Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPS

(3) デブリ形成に影響を与える制御棒崩落挙動解明に係る現状

(3) Current status of elucidation of BWR control blade degradation behavior affecting debris formation

*山崎 幸春¹¹原子力機構

1. はじめに

シビアアクシデント時の事故進展は PWR での冷却材喪失事故(LOCA)のような典型的な条件で進展すると認識されてきたが、福島第一原子力発電所(1F)事故では事故収束や緩和に向けた懸命な努力により非典型的な条件(1F2 号機で生じたと考えられる水蒸気枯渇条件)で進展した可能性がある。また、BWR 事故進展における制御棒および炉心構成部材の破損が発生する事故初期フェーズでは、後のデブリ形成挙動に影響を与える制御棒ブレードの先行崩落または隣接するチャンネルボックスとの共晶破損が考えられる。本発表では既往の知見や機構実施の試験結果から、事故初期フェーズでの破損挙動を整理し、その後の事故進展に及ぼす影響について報告する。

2. BWR 燃料集合体の破損挙動

BWR 燃料集合体を模擬した体系での代表的な破損試験として、これまでに米国 SNL での DF-4 実験や XR2-1 実験、および独国 KfK での CORA 実験が挙げられる。DF-4 実験では LOCA を仮定した条件での実験を行い、制御棒溶融物とチャンネルボックスの共晶破損を報告している。XR2-1 実験では Ar 雰囲気での炉心上部溶融物の移行過程を調査した実験を行い、溶融物による小規模な閉塞の発生を報告している。CORA 実験では、例えば LOCA を想定した昇温速度条件で試験を行い、初期酸化膜が無い場合(CORA-16)では制御棒溶融物とチャンネルボックスの共晶破損が生じ、初期酸化膜を付加した場合(CORA-28)では制御棒溶融物とチャンネルボックスの共晶が抑制されたことを報告している。

機構で実施した制御棒ブレード破損試験[1]では、水蒸気潤沢条件では制御棒ブレードの先行崩落、また水蒸気枯渇条件ではチャンネルボックスとの共晶による破損を報告しており、これは破損挙動にチャンネルボックス表面の酸化膜が影響を与えることを説明している。非典型的な条件での試験として、試験体に初期酸化膜を付加した上で水蒸気枯渇条件にて試験を行った結果[2]、初期酸化膜が存在することで、制御棒溶融物とチャンネルボックスの反応はほぼ生じないことが明らかとなった。またプラズマ加熱試験では、1F2 号機で想定される軸方向の温度勾配を付加して破損溶融物の移行挙動を調査したところ[3]、高温化した炉心燃料は部分的な閉塞を形成するが、冷却水および冷却ガスに対する透過性は保たれていたことを明らかにした。

これらの知見から、初期フェーズでの破損挙動は、チャンネルボックス表面の酸化膜の存在および軸方向の温度勾配に影響され、酸化膜が薄い場合は制御棒ブレード溶融物とチャンネルボックスの共晶破損が発生し、炉心部に溶融コリウムプールが形成されること、また、酸化膜が厚く温度勾配が高い場合は制御棒ブレードの先行崩落が発生し、冷却ガス流路の閉塞が起こらないため、未溶融燃料が下部ヘッドへ移行する可能性があることが推測された。

参考文献 [1] H. Shibata, et al., in proceedings of Top Fuel 2016, (2016)1033.

[2] A. Pshenicnikov, et al., in proceedings of 24th International QUENCH Workshop, (2018)201.

[3] T. Yamashita, et al., in proceedings of the 12th International Conference of the Croatian Nuclear Society, (2018)109-1.

*Saishun Yamazaki¹

¹JAEA