

1-1 事故後の圧力容器・格納容器内の状態を推定する —総合的な炉内状況把握の高度化—



図1-2 模擬燃料集合体破損試験
二酸化ウランの代わりにジルコニアのペレットを用いた模擬燃料集合体の上部をプラズマにより加熱しました。(a) 融点が高い順に下方向に物質が流れる挙動が観察されました。(b) 熔融温度近くまで模擬燃料が柱状の形状を保つことが確認されました。

東京電力福島第一原子力発電所(1F)の廃止措置において、原子炉内の燃料デブリや核分裂生成物等の状況を推定・把握することが必要です。しかし、事故後の原子炉は高線量下であって内部を直接観察することが困難であり、原子炉容器(RPV)や格納容器(PCV)内の状況を把握することは容易ではありません。また、1Fの1～3号機は、津波により冷却機能を喪失しただけではなく、直流電源の喪失により計測器の測定値の取得が困難となったため、事故進展そのものに関する情報が不足していることも状況の把握を難しくしています。このような事故時の情報の不足を補う上では、TMI事故の経験やこれを踏まえた試験などの知見を活かしたシビアアクシデント(SA)解析コードの適用が有効です。しかし、1Fは沸騰水型軽水炉(BWR)であり、TMIの加圧水型軽水炉(PWR)と比べて、燃料集合体や下部プレナムの構造や配置が複雑であること等により、不確かさが大きいことが知られています。

そこで、「総合的な炉内状況把握の高度化」プロジェクトにおいて、BWRの炉心構造を模擬した燃料集合体(実機燃料ペレットの UO_2 を ZrO_2 で模擬)を高温のプラズマにより加熱し、1F事故時における炉心物質の崩壊・溶融・移行挙動を把握するための試験を行いました(図1-2)。この試験では、これまでのBWR体系を模擬した試験の多くで達成できなかった酸化物溶融温度以上

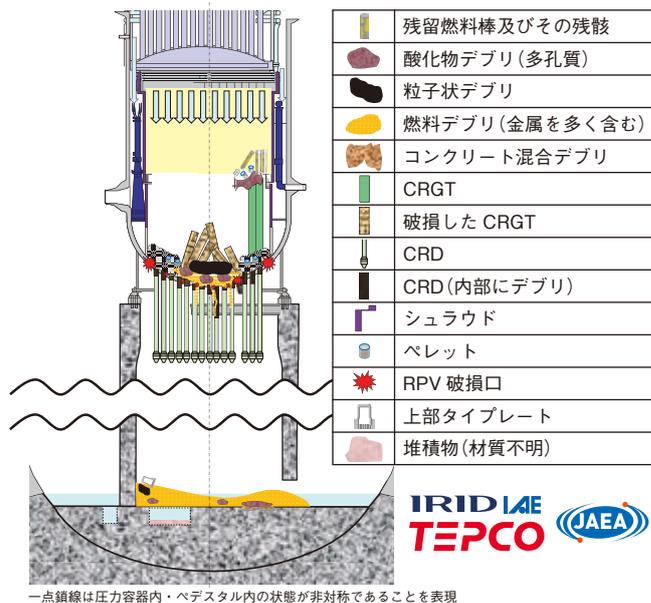


図1-3 1F2号機の炉内状況推定図
視覚的に分かりやすい燃料デブリ分布の推定図を作成しました。図1-2で得られた成果は、下部プレナム残留燃料性状の推定に活用されています。

の加熱を実現し、1F事故時における炉心物質移行初期の軸方向温度勾配を再現しました。試験結果より、高温化した炉心燃料は部分的な閉塞を形成するものの、溶融温度近くまで柱状の形状を保つこと、試験対象領域全体をみると蒸気などガスの透過性を有することが明らかとなりました。この燃料崩壊やガス透過性はSA解析コードの大きな不確かさ要因となっていました。今回の試験からの知見で大きく改善されました。また、事故時に1Fプラントから得た貴重な測定データを詳細に分析し、そこから得られた知見を、このプラズマ加熱試験の結果、SA解析コードの予測及び最新の内部調査から得られたそれぞれの結果と照らし合わせることで、各号機の事故進展挙動を分析・評価し、事故後の炉内状況を推定しました。図1-3は2号機について、事故後の炉内状況の推定を視覚的に分かりやすい図(炉内状況推定図)として作成したものです。

プロジェクト終了後は、1F内部調査による最新情報を反映しつつ、炉内状況推定図の各号機・領域の高度化に資する研究を実施しています。こうした取り組みを通じて1Fの事故後の状態把握を進め、燃料デブリ取出しに役立てていきたいと考えています。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁の平成27年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)」により得られた成果です。

●参考文献

Yamashita, T. et al., The CMMR Program: BWR Core Degradation in the CMMR-4 Test, Proceedings of the 9th European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR 2019), Prague, Czech Republic, 2019, 012, 13p.