

原型炉における安全設計研究の現状 Progress on safety design studies of JA DEMO

染谷洋二¹⁾、加藤満也¹⁾、中村博文¹⁾、古谷正裕²⁾、川崎大介³⁾、坂本宜照¹⁾
原型炉設計合同特別チーム

SOMEYA Youji¹⁾, KATO mitsuya¹⁾, Nakamura hirofumi¹⁾, FURUYA Masahiro²⁾
KAWASAKI Daisuke³⁾, SAKAMOTO Yoshiteru¹⁾, Joint Special Design Team for Fusion Demo

¹⁾QST六ヶ所研、²⁾早稲田大学、³⁾福井大学

¹⁾QST Rokkasho, ²⁾WASEDA University, ³⁾University of Fukui

原型炉設計合同特別チームの安全設計グループでは、原型炉プラントの安全確保方針の策定に向けて、主にソースタームの同定、重要な想定起因事象に対する事故防止・緩和方策の構築、並びに安全要件の策定と共に原型炉で発生する放射化物の埋設区分の同定と廃止措置計画の策定も進めている。発表では、主な成果として想定起因事象を対象とした最新の解析事例と¹⁴Cの化学形態に依存する放射化物の埋設区分影響について報告する。

最新の原型炉安全解析事例として、先ず初めに真空容器内冷却材喪失事象 (In-VV LOCA) 時に真空容器内の加圧を緩衝するために設置する圧力緩衝タンクの配置変更に伴う影響評価について報告する。従来の設計では、真空容器上部(2F)に5,600m³の緩衝タンクを設置していたが、地震対策の観点で地下(B2F)へ移行した。移行に伴い、従来の圧力緩衝効果を確保することに留意し、in-VV LOCA時解析での真空容器内最大圧力値が同程度になることを確認した。次の解析ではブランケット交換用ポート内マニフォールド配管破断事象時におけるポート内の圧力変化を解析した。破断時に漏洩する高温蒸気は真空容器に接続されるガードパイプを通して、真空容器圧力緩衝系へ接続される。解析の結果、上部ポート内冷却配管破断事象時のポート内最大圧力は圧力緩衝系の効果に伴い1/3にまで減少できる見通しを得た。最後に原型炉プラントでの冷却系をTRACEコードでモデル化し、事象時における系内の状況について、SNAPコードによるアニメーション機能を用いた分析も進めている。図1にアニメーションイメージを示す。図1での挙動から、ダイバータバッフル部での冷却配管破断事象時にはブランケット低温側と熱交換器を介して接続され

ていることから漏洩する冷却水温度の低下に寄与する特徴が見える。引き続き、詳細なモデル化を進めて、LOFAやLHASなどの事象時における系統内冷却水挙動を分析予定である。

続いて、放射性廃棄物処分場の既往の安全評価事例の調査に基づき、¹⁴Cが低分子有機炭素として存在した場合の地表環境への核種移行について分析し、処分場の長期安全性への影響を検討した。処分場での安全評価においては、将来起きる事象や環境変遷の不確実性・不確実性を考慮して、様々な事象や環境条件を想定したシナリオに基づき、被ばく線量評価が行われる。このうち最も蓋然性の高いと考えられる基本シナリオおよび種々の不確実性を考慮した変動シナリオでは、地下水による放射性核種の移行が想定されている。原型炉廃棄物で最大放射能濃度を有するブランケット構造材をコンクリートピット処分(L2)する際に被ばく線量に寄与する¹⁴Cの化学形態(有機・無機)に基づく移行パラメータの不確実性が被ばく線量に及ぼす影響について、核種移行解析に基づき検討した。その結果、無機・有機の扱いに基づく移行パラメータの変動による被ばく線量への影響は小さいと示唆された。

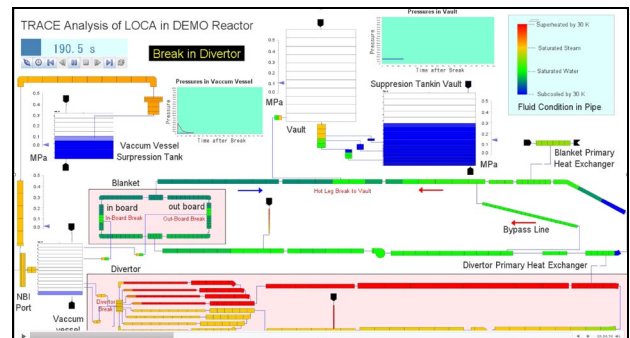


図1 DIVバッフル部におけるin-VV LOCA事象