

リスク部会セッション

熱流動とリスク評価

Thermal-Hydraulics to Risk Assessment

(3) 核燃料施設の熱流動と詳細なリスク評価

(3) Detailed Risk Assessment with Thermal-Hydraulics for Nuclear Fuel Facilities

吉田 一雄¹¹日本原子力研究開発機構

1. 核燃料施設のリスク評価における熱流動解析の役割 2019年6月に刊行された「核燃料施設に対するリスク評価に関する実施基準（AESJ-SC-P011：2018）」においては「Graded Approach」の考え方に基づき、比較的簡略な手法による「概略的なリスク評価」と、発電炉のPRA（Probabilistic Risk Assessment）に準じた「詳細なリスク評価」の組み合わせが採用されている。「概略的なリスク評価」の役割の一つに、「詳細なリスク評価」の対象とする事故の候補の選別がある。「概略的なリスク評価」における施設外への放射性物質の移行量評価では、従来の決定論的評価で用いられてきた「五因子法」が適用される。この手法の重要な因子である「気相への移行割合」は、関連する実験データを参照して保守的に設定された値が用い、排気系に設置されたフィルタでの除去のみが考慮される。これに対して「詳細なリスク評価」では最確推定を基本とするため気相への移行割合及び施設内での移行挙動評価では、事故時に想定される熱流動を評価する必要がある。（本予稿は2020年春予稿からの転載である。）

2. リスク評価で考慮すべき熱流動 核燃料施設で想定される代表的な事故には、再処理施設の高レベル廃液貯槽の蒸発乾固事故、燃料加工施設の焼結炉の水素爆発が挙げられる。これらの事故のリスク評価では次の熱流動を考慮する必要がある。

(a) 再処理施設の高レベル廃液貯槽の蒸発乾固事故 高レベル廃液（FPの硝酸塩を含む硝酸溶液）貯槽の冷却機能が全喪失しその状態が継続すると廃液が沸騰しいずれ乾固する。乾固時には、含有硝酸塩の脱硝反応が進行し NO_x が発生すると考えられる。溶液の沸騰及び脱硝反応に伴い発生する気体（水蒸気、硝酸蒸気あるいは NO_x ）とともに貯槽から放出される放射性物質は、セル内に流出し、セル排気系から排気筒放出されるか、又はセルから建屋内へ逆流し建屋排気系を経由し排気筒から放出される。

(b) 燃料加工施設の焼結炉の水素爆発 焼結炉内部は高温であり、侵入した空気はその場で水素を燃焼させ、水素爆発には至らないと考えられる。しかし、焼結炉内圧管理失敗かつ内圧低下検知失敗した場合水素爆発に至る可能性がある。水素爆発により内圧が上昇しても圧力逃がし機構により焼結炉設備の健全性は保たれると考えられるが、圧力逃がし機構が故障すると、炉内の内圧上昇で炉壁等が損傷する可能性がある。水素爆発の圧力上昇を解析し、閉じ込め境界の健全性の評価が重要となる。

3. 再処理施設の詳細なリスク評価での熱流動解析の例 解析には、発電用原子炉施設でのシビアアクシデント解析コード：MELCORを用いて、施設内の蒸気の流れ、各区画内の凝縮水量、エアロゾル移行量を解析する。図.1にMELCOR解析での実規模の仮想的な施設の建屋内の区画を表す分割モデルを示す。JAEAで開発した沸騰模擬ツールを用いて解析した崩壊熱による廃液の温度上昇、硝酸及び水の蒸気発生量、エアロゾル発生速度等は熱流動解析の境界条件となる。ただし、MELCORは硝酸を扱えないのでモル量で等価な水として考慮している。エアロゾルでの移行だけでなく、廃液の乾固前後で廃液中のルテニウム（Ru）が揮発性化学種である RuO_4 に変化し気相へ移行する。 RuO_4 は NO_x 及びその派生物との化学変化で凝縮水に移行することが実験的に確認されている。この挙動はRuの移行に影響する。JAEAでは、熱流動解析結果を境界条件として個々の区画での NO_x 、硝酸等の窒素酸化物の化学挙動を解析するSCHERNコードを開発し、Ruの移行量評価の精度向上を図っている。

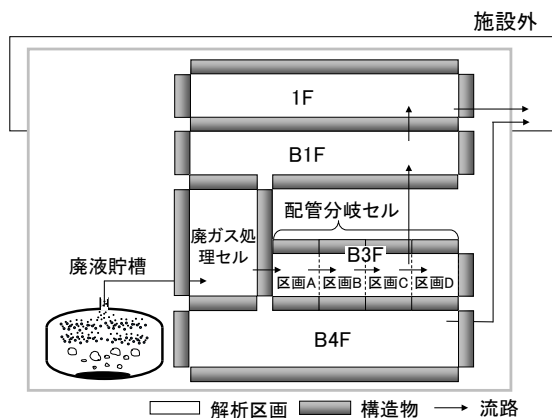


図.1 仮想的な再処理施設のノード分割

Kazuo Yoshida¹¹Japan Atomic Energy Agency