

重点(プロジェクト)課題 - リスクの最適マネジメントの確立

軽水炉のシステム安全評価

背景・目的

原子力発電が社会受容性を得てその運転を継続するためには、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、最新の知見を取り入れつつ絶え間ない改善を行い、安全性を向上させていくことが求められている。特に工学的な観点からは、重要なハザードに対して詳細な現象を把握できる解析モデルによるシ

ミュレーションと定量的リスク評価を行って脆弱な部分を明らかにし、安全性の向上に有効な設備改造や設備追加等を施す必要がある。

本課題では、軽水炉の安全性向上策の定量的評価とその評価システムの高度化を通じて、軽水炉の安全かつ安定した運転に資することを目的とする。

主な成果

1 過酷事故解析コードの特性評価

最新の過酷事故(SA)解析コードMAAP^{*1} ver5およびMELCOR^{*2}のPWR・BWR代表プラントの入力データセットの整備を完了した。MAAP ver5では主要な事故シーケンスに関する事故解析を実施し(図1)^{*3}、既往のMELCOR解析結果^{*4}と比較することにより入力データセッ

トの妥当性を確認した。解析コード間のプラントの個別パラメータの定量的な比較を通して、熔融燃料とコンクリートの反応の進展(図2)や格納容器の破損モード等に相違があることを明らかにした。

2 使用済燃料プールのシビアアクシデント評価

福島第一原子力発電所の事故を受け、使用済燃料プールにおけるSA対策も課題となっている。そのため、全交流電源喪失による使用済燃料プール冷却機能喪失事故およびプール水喪失事故が生じた場合の事象推移を定量的に把握するため、MAAP ver5

を用いた事故解析を実施した。その結果、冷却機能喪失時には燃料露出までに対策を実施するのに十分な時間があること(図3)、冷却材喪失時には燃料温度は上昇するが、崩壊熱が小さい場合は空気の自然対流による除熱が可能であることを明らかにした。

3 BWR原子炉建屋内水素／水蒸気挙動評価手法の開発

BWRの過酷事故時に、原子炉格納容器を経て建屋内空間に漏えいする水素挙動を多次元流体解析コードで評価した(図4)。さらに、建屋に流入した水素は広く拡散し均一な分布となることを用いて、水素発生量とベン

ト設備の大きさから建屋内の水素濃度を簡便に評価する方法を開発した。この手法は、水素挙動のみならず、事故時に使用済燃料プールから発生する水蒸気の挙動の評価等にも適用が可能である。

4 外部事象による共通原因故障を考慮したレベル1PRAモデルの構築

地震・津波等の自然外部ハザードに対する原子力発電所の脆弱性を分析するため、BWR、PWRそれぞれの代表的原子力プラン

トを対象に、内部事象および地震ハザード影響を考慮したレベル1PRA(炉心損傷頻度を評価する確率論的安全評価)モデルを構築した。

*1 EPRI(米国)が開発している過酷事故解析コード。主に事業者側が利用している。

*2 NRC(米国)が開発している過酷事故解析コード。日本では、規制側が利用している。

*3 R.Hiwatari, et al., 8th Japan-Korea Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS8)、2012年12月。

*4 独立行政法人原子力安全基盤機構 成果報告書「レベル2地震PSA手法の整備(4ループPWR)」(平成18年8月)。

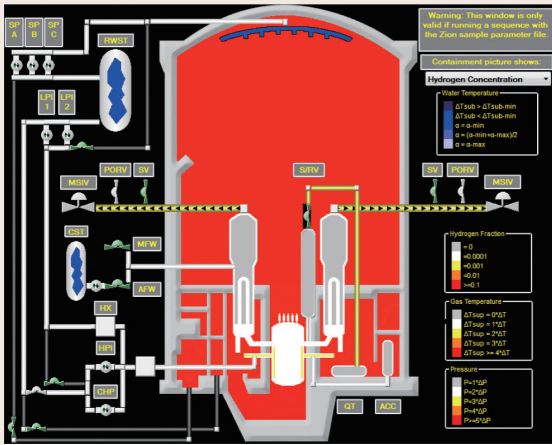


図1 MAAPにおけるPWR代表プラントのモデル図と解析の様子

MAAPにおけるPWR4ループドライ格納容器型プラントの炉心、1次・2次系、格納容器のモデル化の概略図と解析の様子。過酷事故進展の様子として、格納容器雰囲気や配管冷却水の温度や圧力がカラーマップとして示されている。

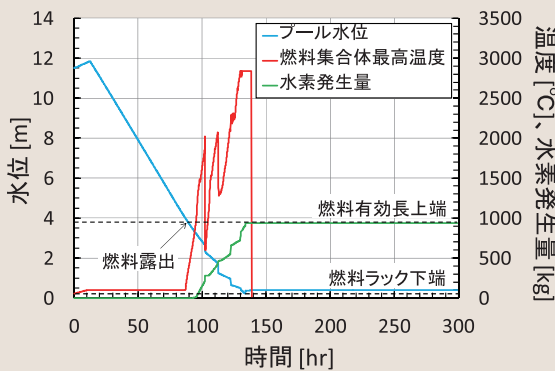


図3 全交流電源喪失時の使用済燃料プール冷却機能喪失事故評価

全交流電源喪失に伴う使用済燃料プールの冷却機能喪失事故を対象に、SA解析コードMAAPを用いた過渡解析を実施した。その結果、全使用済燃料集合体の半数が冷却期間7日の高出力集合体で構成されるとした熱的に厳しい条件(最高燃焼度45,000MWd/t、崩壊熱8.6MW)においても、燃料露出までに約89時間の時間的余裕があることを確認した。

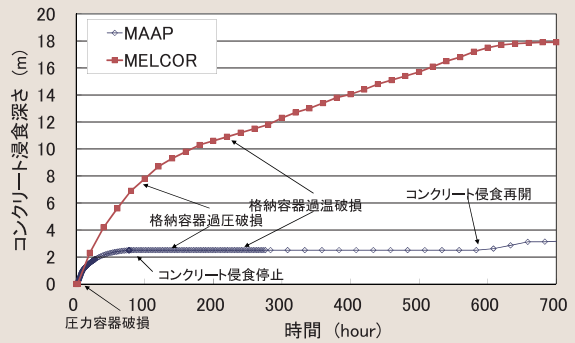


図2 PWR代表プラントにおける事故シーケンス「大破断LOCA+注水失敗」に関する格納容器内コンクリート浸食深さのコード間比較

圧力容器破損後の格納容器内のコンクリート浸食深さの違いから、溶融燃料-コンクリート反応や格納容器内でのデブリ移動等に関する物理モデルの相違が示唆される。

※MELCORの結果は、独立行政法人原子力安全基盤機構 成果報告書「レベル2地震PSA手法の整備(4ループPWR)」(平成18年8月)の読取り値より作成。

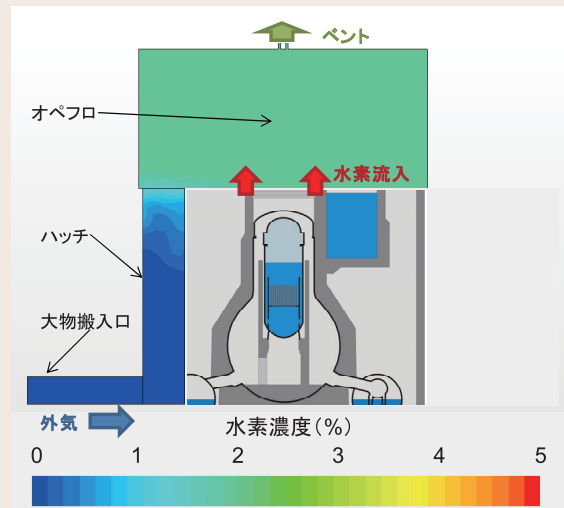


図4 建屋内水素挙動評価

BWRの過酷事故時に、原子炉格納容器から建屋内空間に漏えいする水素の詳細挙動に対して多次元熱流動解析コードを用いた三次元の定常および過渡解析を実施した。建屋内に漏えいする水素は、建屋下部から流入する外気と混合して建屋内に広く拡散し、建屋天井に設置する排気口から流出される挙動を確認した。