

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

原子力発電プラントの安全性を高めるには、詳細な現象を把握できる解析モデルによる事象進展シミュレーションと確率論的リスク評価(PRA)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

加などの対策を施す必要がある。

本課題では、安全性向上策の有効性を評価する手法を高度化し、その手法を用いて定量評価することを通じて、原子力発電プラントの安全性の継続的な向上に寄与する。

主な成果

1 地震PRAモデルの構築*1

地震に起因する事象に対する確率論的リスク評価(地震PRA)に向け、対象となる原子力発電プラントの地震ハザードや地震動がプラントに及ぼす影響(フラジリティ)を評価する手法の高度化を図るとともに、重大事故対策等を考慮して事故の進展を評価するモデル(事故シーケンス評価モデル)を構築した(図1)。また、これを用いたプラント損傷の発生頻

度に基づき、格納容器機能喪失の発生頻度を評価するとともに、放射性物質放出量を評価するモデル(ソースターム評価モデル)を構築した。これらの評価モデルを用いて実プラントにおける試評価を行い、地震加速度レベルに応じた相対的な脆弱点や対策の有効性を評価できることを確認した。

2 確率論的リスク解析ライブラリーの開発

炉心損傷頻度を評価するレベル1PRAでは、フォールトツリー/イベントツリー(FT/ET)を用いた解析を行う。その解析の妥当性評価に、近似誤差を排除することができる二分決定図という方法を導入し、厳密に成功分岐を評価できる解析ライブラリー(解析関数群)を開発した。本ライブラリーによって精度

の高い事象進展の発生頻度(シーケンス発生頻度)を算出することが可能となり、通常使用される最小カットセット法がもつ近似誤差を評価することができる(図2)。これにより、誤差が大きくなる懸念のあった地震PRAなどにおいて、正確な評価が可能となった[O14001]。

3 レベル2PRAにおけるPRD*2手法の構築*1

格納容器からの核分裂生成物の放出を評価するレベル2PRAにおける、格納容器イベントツリーを構成する炉心損傷現象の発生確率の定量化にPRD手法を適用した。PRD手法とは、炉心損傷現象を頂上事象としてその要素事象を下位に展開し、要素間の因果関係を物理的な方程式で記述し、最下位事象の確率分

布から頂上事象の確率分布を評価する手法である。炉心損傷時に考えられる再臨界事象にPRD手法を適用することで、放出エネルギーを決定する臨界固有値や反応度挿入率などの非線形性が強い事象に対しても発生確率を定量的に評価できることを示した(図3)。

4 反応度事故(RIA)を模擬した過渡限界熱流束の評価

RIAは、制御棒落下などにより原子炉出力が急速に増大する事象である。RIA時の燃料棒除熱限界は、過渡状態での燃料棒表面の限界熱流束によって定められるため、過渡限界熱流束の評価が重要となる。その評価のため、直接通電による発熱バンドル体系(燃料棒を正方形格子に組み立てた燃料バンドルを模

擬したもの)で、原子炉停止中のRIA(低温時RIA)の過渡限界熱流束を評価できる実験装置を設計製作した(図4a)。低温時RIAで想定される初期水温および流速範囲において限界熱流束を評価し、バンドル体系特有の横流れや外周壁の影響を考慮した過渡限界熱流束データベースを構築した(図4b)。

*1 経済産業省資源エネルギー庁からの受託研究「平成26年度 発電用原子炉等安全対策高度化技術基盤整備事業(原子力発電所のリスク評価、研究に係る基盤整備)」の一環として実施した。

*2 Phenomenological Relationship Diagram。

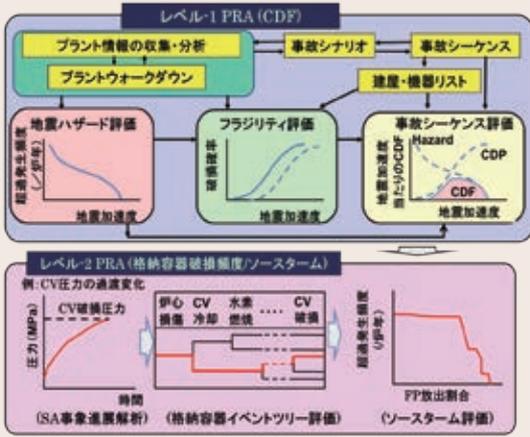


図1 地震PRA評価手法の概要

地震PRAは、地震加速度の超過発生頻度(地震ハザード)をサイトの地震特性に基づき評価し、耐震性及び地震応答等に基づきプラントの建屋、構造物、機器の地震による損傷確率(フラジリティ)を定量化する。これらを入力として、事故シーケンス評価により炉心損傷頻度を定量化する。さらに、事故シーケンス評価から得られるプラント損傷状態の発生頻度等を入力として、事象進展解析および格納容器イベントツリーの定量化により、格納容器機能喪失頻度及びソースタームを定量化する。これらの評価の結果から、プラントの相対的脆弱点及び対策の有効性等を明確にできる。これらの評価結果はリスク情報を活用した意思決定のインプットであり、プラントの実態に忠実な評価モデルによることが重要である。

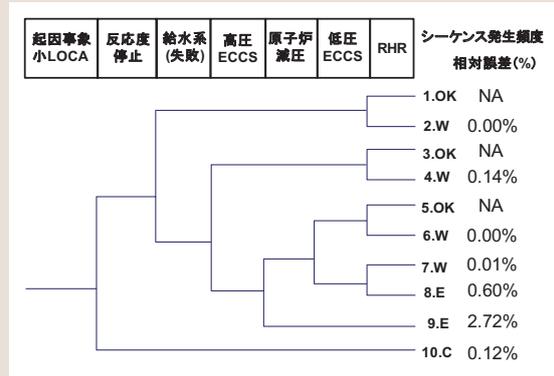


図2 小破断LOCAモデルにおける最小カットセット法の誤差

小破断LOCAとは、小口径配管の破断による原子炉冷却材喪失事故を指す。FT/ETで構築された小破断LOCAモデルを最小カットセット法と二分決定図によって評価することにより、最小カットセット法による誤差を同定した。本モデルでは従来懸念されていた最小カットセット法による誤差が小さく、小破断LOCAモデルが正確に評価されていることが確認された。

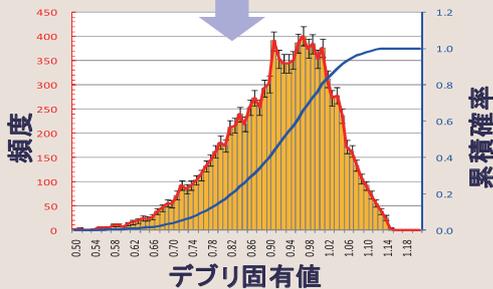
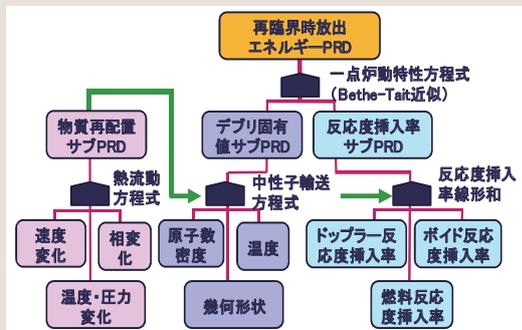


図3 過酷事故時の再臨界発生確率を評価するPRD

再臨界時の放出エネルギーの発生確率を評価するPRDは、物質再配置、デブリ固有値、反応度挿入率の各挙動を記述するサブPRDから構成される(上図)。デブリ固有値の発生確率は(下図)、中性子輸送方程式を関数とし、デブリの粒子径(幾何形状)、含水率(物質再配置)、ウラン対金属比(原子数密度)などの素事象(上図)の確率密度で決定される。

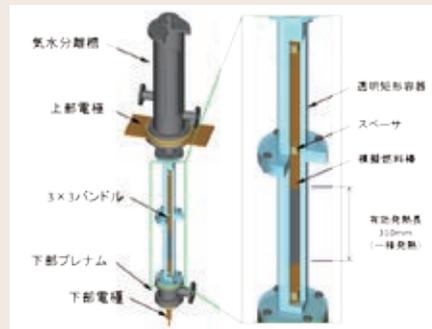


図4a 低温時RIA実験設備

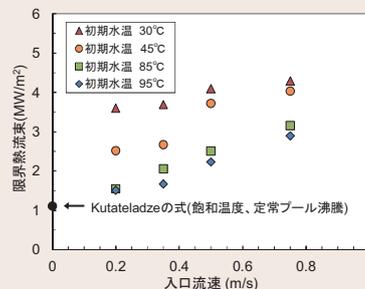


図4b 低温時RIA時の過渡限界熱流束

BWR燃料集合体を模擬した3×3バンドルを直接通電加熱によって軸方向及び径方向に対して一様に急速発熱させ、模擬燃料棒の温度変化から過渡限界熱流束を評価できる実験装置を設計製作した(図4a)。低温時RIAで想定される初期水温及び流速範囲に対して実験データを取得し、初期水温の低下あるいは流速の増大とともに過渡限界熱流束は増大する傾向を得た(図4b)。