

高温ガス炉の確率論的安全評価手法の開発

(受託者) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

(研究代表者) 佐藤博之 高温ガス炉水素・熱利用研究センター

(再委託先) 学校法人五島育英会東京都市大学、国立大学法人東京大学、日揮株式会社

(研究期間) 平成27年度～29年度

1. 研究の背景とねらい

東京電力福島第一原子力発電所事故を受け、実用発電用原子炉では重大事故対策の有効性評価を目的とした重要事故シーケンス導出や自主的安全性向上のため講じた措置の分析に、確率論的リスク評価(PRA)を積極的に活用することが求められている。一方、高温ガス炉はその基本構成要素である、被覆燃料粒子、黒鉛製炉内構造物、ヘリウム冷却材の固有の特性から、炉心溶融が想定されず、溶融燃料による格納系への脅威がないため、異常時の事象進展が軽水炉や高速炉と大きく異なり、「炉心損傷」や「格納容器損傷」を最終状態とする在来の評価体系が適用できない。また、諸外国で実施された高温ガス炉PRAでは静的な構築物、系統及び機器(SSC)の機能喪失を考慮した事故シーケンスの網羅性が不十分であった。そこで、本事業では、高温ガス炉の安全上、設計上の特徴を考慮したPRA手法の開発を目標に、高温ガス炉の地震時における具体的な事故シナリオの検討に資する事故シーケンス評価手法や地震フラジリティ評価手法、建屋及び黒鉛構築物の損傷を考慮したソースターム評価手法を構築することを目的とする。

2. これまでの研究成果

2.1 事故シーケンス頻度評価手法の開発

(1) HTTR 運転経験の調査・分析

平成27年度に調査・分析対象として選定した機器である、制御棒、制御棒駆動装置、後備停止系駆動装置、出力領域中性子検出器及び広領域中性子検出器について、機器バウンダリを設定するとともに、それぞれの機器の故障モード設定や対応するPRA用パラメータやパラメータ推定用必要情報の項目を整理した。さらに、故障情報を運転保守データベースから調査した。

(2) 事故シーケンス評価手法の開発

平成27年度に設定した、信頼性データベースが備えるべき基本的な要件に基づきデータベースの構成を検討した。また、概略的なイベントツリー/フォールトツリーモデルを試作し、日本原子力研究開発機構で開発された事故シーケンス頻度評価用コードSECOM2-DQFM-Uの検証計算を行った。具体的には、SECOM2-DQFM-Uコードによる試計算により、機器損傷の相関を考慮しつつ事故シーケンス発生頻度評価や重要度解析、不確かさ解析が可能なこと、並びに、ソースターム評価結果を与えることにより、リスクプロファイル図が作成できることを確認した。

2.2 影響評価手法の開発

(1) ソースターム評価手法の開発

1) 地震応答解析

実用高温ガス炉の設計情報をもとにモデルプラント建屋の3次元有限要素モデルを構築した(図1)。構築した有限要素モデルについて静的漸増解析を実施し、得られた荷重変位関係を建屋

質点系モデルの復元力特性に適用した。図2に質点系モデルで仮定する復元力特性の例を示す。また、建屋モデル及び原子炉構造モデルを用いて地震応答解析を行い、損傷形態の設定に必要な情報を提供した。

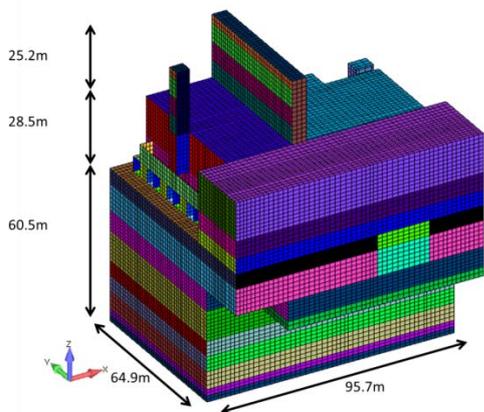


図1 モデルプラント建屋3次元有限要素モデル

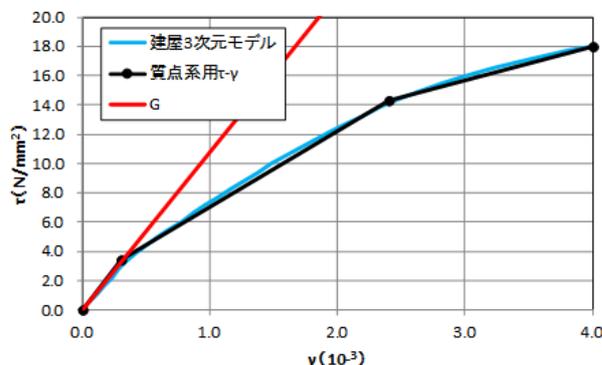


図2 復元力特性の例
τ-γ 関係 (せん断力-せん断ひずみ関係)

2) ソースターム評価手法の開発

原子炉建屋及び黒鉛構造物の損傷に係るソースターム評価における支配因子について、支配因子と原子炉建屋や黒鉛構造物の損傷形態の相関関係をモデル化した。黒鉛構造物については、損傷形態を「亀裂の発生」と「全体破壊」の二つに区分し、それぞれの損傷形態ごとに評価モデルを構築した。「亀裂の発生」については、材料中に一様に分布するスリット状の気孔を起点として応力集中部に亀裂が生じると仮定した。一方、「全体破壊」については、黒鉛構造物の損傷に対して潜在クラックの伝播により全体破壊が生じ、黒鉛材料の結晶粒が最密充填構造で分布していると仮定した。原子炉有効熱伝導の評価モデルは、「亀裂の発生」時には、直列則に基づくモデルとした。「全体破壊」時には、有効媒質理論に基づくモデルとした。原子炉流動抵抗の評価モデルについては、「亀裂の発生」時は流動抵抗への影響は僅かである一方、「全体破壊」時には、破壊された破片による流路閉塞により圧力損失増加が想定されるため、「全体破壊」時のみを対象にモデル化を行った。破壊した破片が分散した多孔質体を仮定し、巨視的流動の圧力損失評価式 (Ergun の式) ⁽¹⁾ に基づいて評価区間の圧力損失を評価した。図3に黒鉛構造物の健全時と損傷形態ごとの有効熱伝導度の比較を示す。

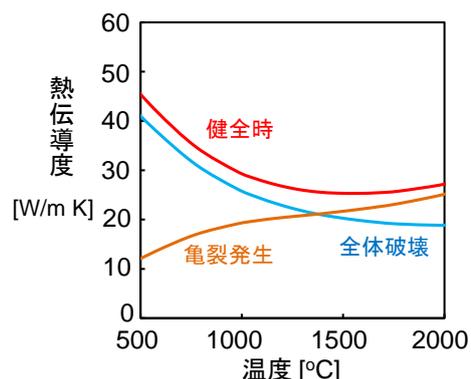


図3 健全時と各損傷形態における黒鉛構造物の有効熱伝導度

(2) 損傷モードの検討

モデルプラントの地震応答解析結果を利用して、想定する代表事故シーケンスにおける損傷部位とその損傷クライテリアを設定した。起因事象としては、二重管両端破断とスタンドパイプの

損傷・破壊の同時発生を想定し、原子炉圧力容器支持ブラケットの損傷・破壊により当該事象の発生に至る可能性があるとした。緩和機能喪失としては、炉心冷却機能喪失（炉容器冷却設備損傷）、反応度制御機能喪失（炉停止系不動作）、化学反応制御機能喪失（コンファインメント系損傷）の同時発生を考えた。損傷クライテリアは、設計・建設規格や原子力学会地震 PRA 標準、原子力発電所耐震設計技術規程等に基づき設定した。

また、平成 27 年度に開発した地震フラジリティ解析コードについて、解放基盤から地表面までの地盤増幅解析も含めた拡張を行うとともに、当該解析コードを用いて、実用高温ガス炉を対象とした地震フラジリティ評価を行った。地震応答解析に用いる入力地震動は、断層破壊の多様性や評価地点における支配的な震源像を反映した複数地震動とした⁽²⁾。図 4 に原子炉建屋耐震壁のフラジリティ曲線試算結果を示す。

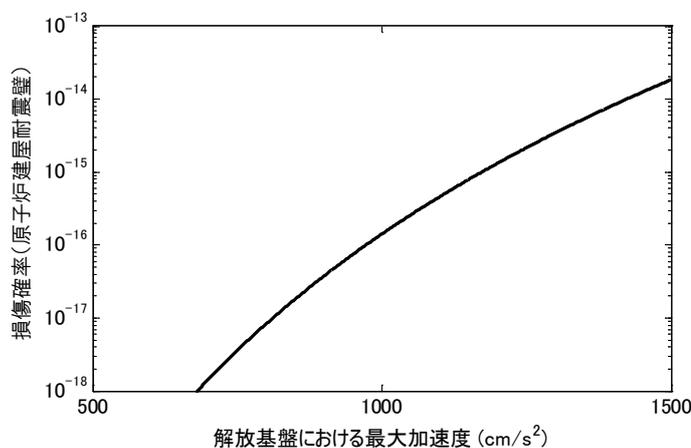


図 4 フラジリティ曲線の試算結果

2.3 実用高温ガス炉への適用性評価

(1) 事故シーケンス評価

効率的、かつ、精度を維持可能な事故シーケンス定量化手法の構築に向けて、起因事象モデルに階層イベントツリーと多分岐イベントツリーを用いた場合の事故シーケンス群の発生頻度の相違を評価した。階層イベントツリーの構築に当たっては、実用高温ガス炉のソースターム評価の知見に基づき原子炉冷却材圧力バウンダリの破断箇所の組み合わせに着目した。図 5 に起因事象モデルに階層イベントツリーを用いた場合の事故シーケンスを表現するイベントツリーの例を示す。また、SECOM2-DQFM-U コードを用いた事故シーケンス群の発生頻度評価結果と後述のソースターム評価の結果から得られた結果を用いて作成したリスクプロット（頻度－影響プロット）の例を図 6 に示す。

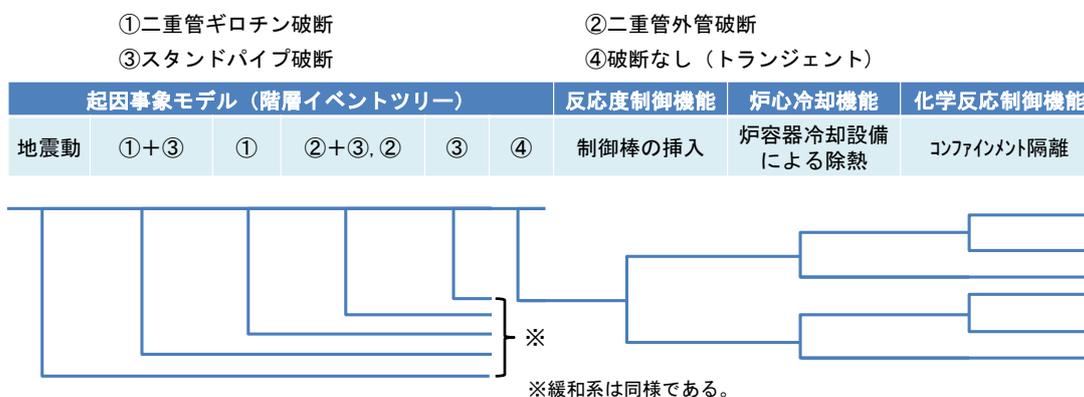


図 5 事故シーケンスを表現するイベントツリーの例

(2) 影響評価

平成27年度に構築したソースターム評価計算コードシステムを用いて、1次系の二重管破損及びスタンドパイプ破損を起因事象に、緩和機能喪失として、炉心冷却機能喪失や反応度制御機能喪失が重畳する事故シーケンスのソースタームの試算を行った。評価結果から、反応度制御機能喪失が重畳した場合、反応度フィードバックにより原子炉は未臨界状態に移行するものの、事故後300時間で再臨界が発生し、その後、炉心は高温状態で維持されるため、緩和機能が喪失しない場合と比較して公衆被ばく線量（文献(3)の方法で評価）がほぼ変わらない(1.1倍程度増加)こと、炉心冷却機能喪失が重畳した場合、緩和機能が喪失しない場合に比べて事故後の燃料温度が数百度程度高く推移するため、公衆被ばく線量が4倍程度増加することを明らかにした。

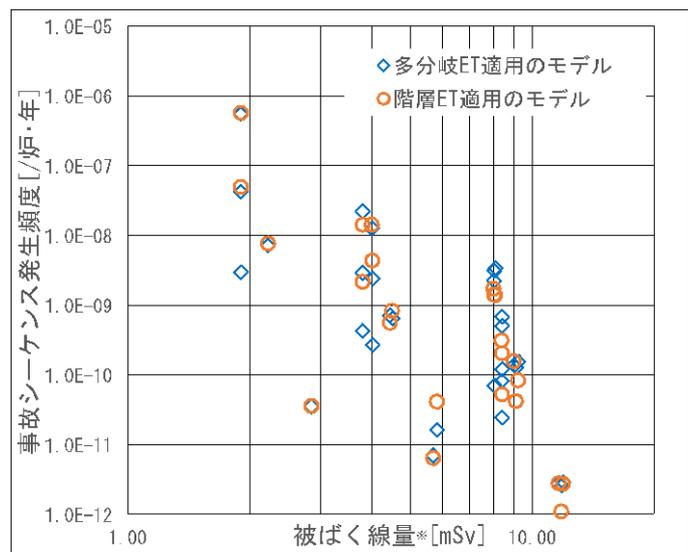


図6 リスクプロットの例

(3) 開発手法の適用性評価

米国機械学会/原子力学会発行の非軽水型先進炉のためのPRA実施基準の分析を行うとともに、当該分析結果に基づき、事故シーケンス分類の考え方の妥当性を検討した。これらの検討の結果、設計段階で考慮すべき主要なサポート要件を満足するために必要な具体的な手順を提案できるとの見通しを得た。

3. 今後の研究

本研究の目的達成のため、モデルプラントの代表的な事故シーケンスの分析結果に基づき、高温ガス炉特有のリスクを生じる事故シーケンスを同定しリスク試算を行うとともに、不確かさ因子の分析、高温ガス炉PRA実施ガイド案の作成を行う。

4. 参考文献

- (1) Ergun, S., “Fluid flow through packed columns,” Chemical Engineering Process, 48, p. 89-94 (1952).
- (2) Nishida, A., et al., “Hazard-Consistent Ground Motions Generated with a Stochastic Fault-Rupture Model,” Nuclear Engineering and Design, 295, p. 875-886 (2015).
- (3) 原子力安全委員会, “発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針”, 昭和57年1月28日原子力安全委員会決定, 一部改訂平成元年3月27日, 平成6年4月21日, 平成13年3月29日.