

高温ガス炉の確率論的安全評価手法（確率論的リスク評価手法）の開発 (2) ソースターム評価手法の開発

Probabilistic Risk Assessment Method Development for High Temperature Gas-cooled Reactors

(2) Development of Source Term Evaluation Method

*本多友貴¹, 佐藤博之¹, 西田明美¹, 大橋弘史¹, 牟田仁², 村松健², 糸井達哉³, 田辺雅幸⁴

¹原子力機構, ²東京都市大学, ³東京大学, ⁴日揮

設計基準を超える地震時のソースターム評価手法や静的機器損傷時の熱流動特性評価結果を報告する。

キーワード: 高温ガス炉、確率論的リスク評価、ソースターム評価

1. 緒言 高温ガス炉の確率論的リスク評価（PRA）手法の確立に向けて、静的機器損傷時のソースターム評価手法の開発を進めている。本発表では、ソースターム評価計算コードシステム概要と地震起因で1次系配管破損に原子炉停止機能喪失が重畳する事象発生時の原子炉熱流動特性評価結果を報告する。

2. ソースターム評価計算コードシステム

ソースターム評価計算コードシステム（表1）を用い、地震での損傷形態に基づく機器幾何形状や過渡条件等を入力として、プラント外へ放出されるソースタームを求める。原子炉熱流動特性評価における炉内黒鉛構造物損傷は、結晶粒の最密充填を仮定し、有効熱伝導度を有効媒質理論[1]と Selengut 相関式[2]の組み合わせで、流動抵抗を Ergun の式[3]で評価する。

3. 原子炉熱流動特性評価 RELAP5-3D を用いて、設計基準を超える地震発生時に想定される、1次系配管破損に原子炉停止機能喪失が重畳する事象について、モデルプラントの原子炉熱流動特性評価を実施した。解析結果から、当該事象について、選定した計算コードはソースターム評価に必要な冷却材流量や温度、圧力、空気質量分率、並びに、構造材温度分布（図1）を評価できることが示された。今後は、地震起因による緩和設備の多重故障や炉内黒鉛構造物の損傷を考慮した評価を進める。

謝辞 本研究は、文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の一部として実施した。

参考文献 [1] R. Landauer, J. Appl. Phys., 23, 779-784 (1952). [2] D. S. Selengut, Trans. Am. Nucl. Soc., 4, 398 (1961).

[3] S. Ergun, Chem. Eng. Prog., 48, 89-94 (1952).

*Yuki Honda¹, Hiroyuki Sato¹, Akemi Nishida¹, Hirofumi Ohashi¹, Hitoshi Muta², Ken Muramatsu², Tatsuya Itoi³, Masayuki Tanabe⁴

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Tokyo City University, ³The University of Tokyo, ⁴JGC Corporation

表1 ソースターム計算コードシステム体系

計算対象	原子炉熱流動	燃料酸化挙動	燃料FP放出挙動	FP移行挙動
入力	損傷形態に基づく機器幾何形状、過渡/境界条件	冷却材流量/温度/圧力、空気質量分率、構造材温度	燃料破損率、燃料要素温度	冷却材へのFP放出量
計算コード	RELAP5-3D	THYTAN	HTFP	FPTRAN
出力	冷却材流量/温度/圧力、空気質量分率、構造材温度	燃料破損率	冷却材へのFP放出量	ソースターム

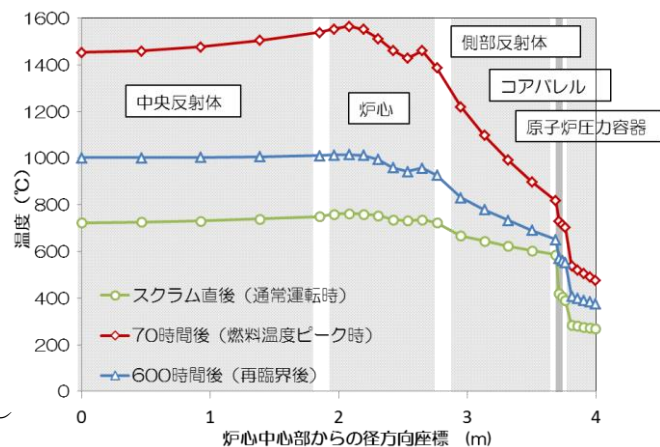


図1. 原子炉径方向の構造材温度分布の変化