

原子力技術研究所

概要

原子力技術研究所は、原子力発電プラントの運転・保守を支える研究開発や再処理に関する研究開発などを実施し、これらの安全・安定運転に貢献することを目指している。

課題毎の概要と成果

発電基盤技術

熱流動評価技術、燃料健全性・炉心評価技術、リスク情報活用技術などの基盤技術を活用して、軽水炉の安全・安定運転、高燃焼度燃料・プルサーマル（MOX）燃料の導入などを支援、加速化する。

【主な成果】

- 燃料被覆管材の腐食量のパラメータとなる Si の量について、原子レベルで測定する技術により Zr-FeNi 系析出物（径100nm程度）中の Si 原子分布を詳細分析し、組成変化から Si は Fe、Ni と置換して存在することを初めて解明した（図1） [L10015]。
- 個別の原子力発電所の確率論的リスク評価（PRA）に資するため、統計学の専門知識を必要とせず、ベイズ更新による故障率算出が出来る、個別故障率ベイズ更新システムを開発した [L10014]。

次世代サイクル

高速増殖炉サイクルの確立ならびに第二再処理工場の検討に向けて、金属燃料／乾式再処理の技術基盤および湿式再処理技術に関わる要素技術の開発、高度化を進める。

【主な成果】

- 当研究所で開発したアクチニド合金熱力学データベースを基に、金属燃料内で照射中に生じる元素の移動・再分布を予測する簡便なモデルを作成し、照射後試験データの傾向を再現できることを確認した。
- 湿式再処理では、ガラス固化の改良に役立つ基礎データ取得の一環として、白金族を含有するガラスの粘性や電気伝導度などの基礎物性を新たに取得した。

原子力システム安全

原子力発電プラント安全解析コードの検証データを得るとともに、解析モデルを開発することで、合理的な安全裕度を有する統計的安全評価手法の確立に貢献し、原子炉の高度利用につなげる。

【主な成果】

- BWR 上部プレナムおよび燃料集合体を模擬した流路体系において水-空気二相流動実験を実施し、これまで計測が不可能であった三次元非定常速度分布やボイド率分布を計測できる手法を開発した [L10002] [L10003] [L10006]。
- 最適評価解析コード TRACE を用いて BWR 安定性を解析した結果、当研究所の実験結果を定性的に再現できるが、高精度に予測するためには二相摩擦損失相関式など

の改善が必要などの知見を得た [L10005]。

原子力応用・将来技術

原子力に係わる将来技術についての検討・提案を行う。また、当研究所の原子力技術開発から生まれた革新的な要素技術の他分野への応用発展を図る。

【主な成果】

- 核融合発電の実用性評価に向けて、初期トリチウム不要のトリチウム燃料循環モデルを新たに構築して解析コードにより検討し、原型炉の初回の起動を含めた炉心プラズマ運転制御手法を提案した。
- 当研究所独自のフレッシュグリーン処理した高性能軽水炉燃料被覆管の開発に向けて、被覆管材へ炭素と同時に鉄と白金を添加する製法を考案した。炉外オートクレーブ試験の結果、従来に比べ耐食性が高く、水素吸収も殆ど無い表面改質条件を見出した。

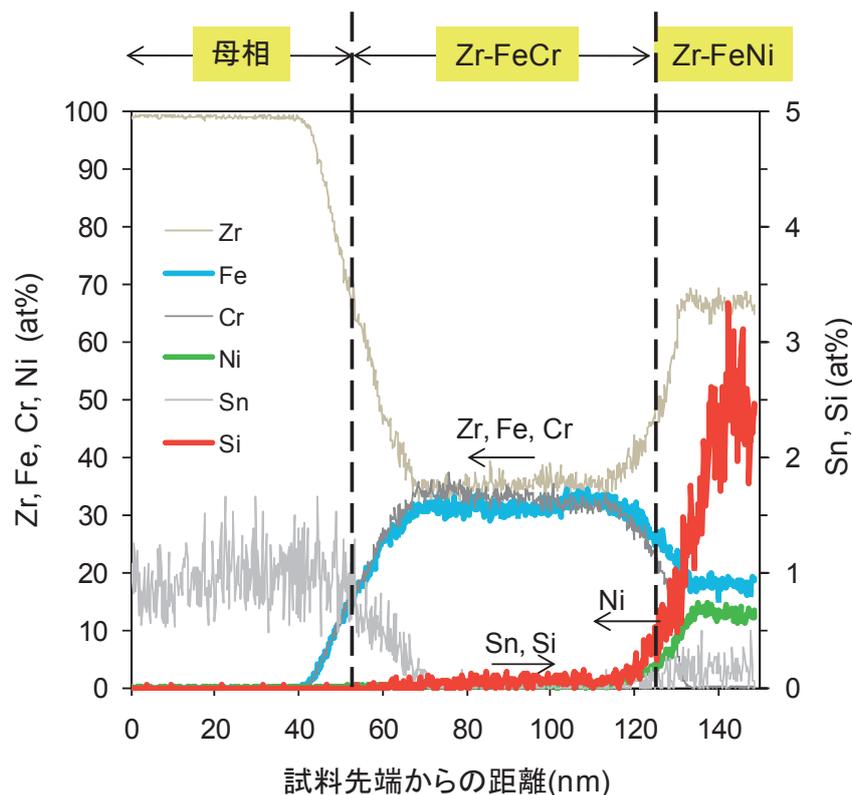


図1 3次元アトムプローブ観察で得られた被覆管材（未照射ジルカロイ2）中の金属析出物の組成
アトムプローブは、針状に加工した試料の先端表面から、高電圧によって原子を剥ぎ取り、原子の種類と位置を原子レベルで検出できる。図は被覆管材の母相と2種類の析出物（Zr-FeCr、Zr-FeNi）の原子濃度の変化を示す。Si濃度は、Zr-FeNi析出物中で増加している。いくつかの析出物の分析結果を比較した結果、Si原子がFe、Ni原子と置換していることが分かった。