

原子力安全と防災の継続的改善に向けて

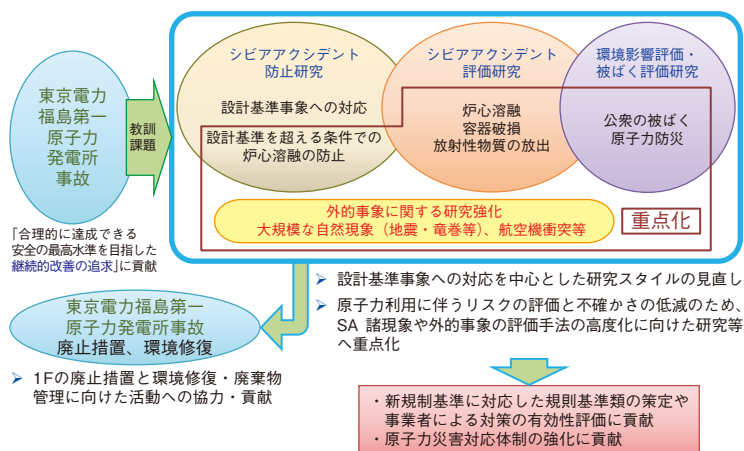


図2-1 安全研究・防災支援部門における取組み

1F 事故の教訓を踏まえ、多様な原子力施設の安全評価（主に設計基準事象内）に加え、シビアアクシデント（SA）の防止や評価、環境影響、モニタリング技術等に関する研究に取り組んでいます。

安全研究・防災支援部門では、原子力安全の評価等に係る原子力安全規制行政等への技術的支援、並びに、解析や試験、計測技術等に係る長期的視点からの先導的・先進的な原子力安全及び防災に関する研究に取り組み、規制基準の整備等、「合理的に達成できる安全の最高水準を目指した継続的改善の追求」に貢献しています。

安全研究分野では、図2-1に示すように、東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故から得られた教訓や課題を踏まえ、設計基準事象への対応を中心とした研究スタイルを見直しました。原子力施設等のリスクの評価と不確かさの低減のため、シビアアクシデント（SA）の発生防止と評価に関する研究、外的事象の評価手法に関する研究、緊急事態への準備と対応に関する研究、1F 事故に係わる放射線影響や放射性廃棄物管理に関する研究を重点的に進めています。

これらの研究の実施にあたっては、外部資金等の利用により、原子力機構の中でも特徴的な大型研究施設を整備し、活用しています。例えば、図2-2に示す高圧熱流動実験ループ（HIDRA）は原子力規制庁からの受託研究において製作された装置で、新規制基準で要求される設計基準を超える過酷な熱水力条件の炉心熱伝達実験を実施し、炉心冷却性能の評価手法を高度化することを目指しています。また、図2-3に示す原子炉安全性研究炉（NSRR）を用いて、反応度事故（原子炉施設の安全性を評価するために想定する「設計基準事故」の一つ）時の燃料の破損限界や、燃料破損が原子炉施設に及ぼす影響等に着目した研究を実施しています。さらに、今後の軽水炉の安全性向上のため、原子力機構が運営機関となる経

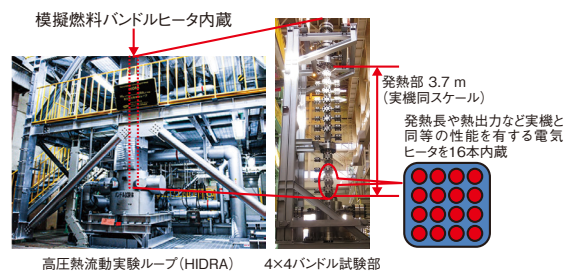


図2-2 高圧熱流動実験ループ（HIDRA）

設計基準を超える過酷な熱水力条件での炉心冷却性能の評価に関する実験データを取得します。

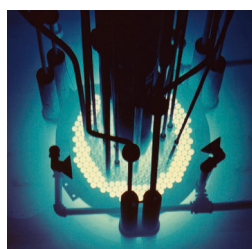


図2-3 原子炉安全性研究炉（NSRR）

反応度事故時に生じる原子炉の急激な出力上昇を模擬した実験を安全に行うことができます。

済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）国際共同プロジェクトとして1F 事故情報の分析等を進めています。

この他、安全上重要な機器の材料劣化・構造健全性に関する研究、国からの要請を受けた保障措置のための極微量核物質分析技術に関する研究なども実施しています。

原子力防災分野においては、原子力災害発生時の屋内退避による被ばく低減効果や、原子力防災資機材に要求される性能に関する研究を進めています。また、1F 事故の周辺環境における放射性物質の分布について異なる手法で取得した空間線量率データを統合評価する技術の開発や、1F 沿岸海域における海底土の放射性物質分布詳細調査を進めています。さらに、防災基本計画に従った緊急時対応技術として、全国の原子力発電所周辺におけるバックグラウンドモニタリングを実施しています。

本章では、最近の研究成果から、過酷な熱水力条件における炉心冷却性能評価のための測定技術（トピックス2-1）、反応度事故時における燃料被覆管の機械的性質（トピックス2-2）、ステンレス鋼の環境助長割れ（トピックス2-3）、大規模余震を考慮したリスク評価手法（トピックス2-4）、再処理施設の有機溶媒火災時におけるHEPAフィルタの目詰まり挙動（トピックス2-5）、緊急時の航空機モニタリング技術（トピックス2-6）に関する成果を紹介します。

なお、当部門が取り組んできた1F 事故対応については、1F 事故進展解析（トピックス1-8）、1F 事故後5年間の放射能分布の経時変化（トピックス1-17）及び1F 事故後の住民被ばく線量の予測（トピックス1-18）に関する成果を第1章に記載しています。