

安全性の継続的改善を実現するために

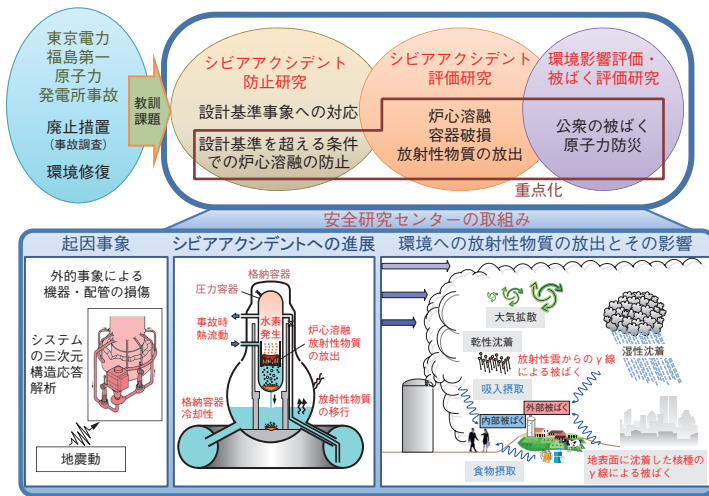


図2-1 安全研究センターにおける安全研究の取組み

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）の起因事象・進展・環境影響等の研究に取り組んでいます。

安全研究センターでは、原子力施設で深刻な事故が起きる可能性や影響を評価する手法の開発・整備を通じて、軽水炉をはじめとする様々な原子力施設の安全確保・向上に役立つ研究を進めてきました。しかし、東日本大震災による巨大な地震と津波によって、東京電力株式会社福島第一原子力発電所（1F）で大規模な事故が起きてしまいました。私たちも、国の緊急時対応等に協力してきましたが、安全研究の専門家集団としてこの事故を防ぐことができなかったことに対し責任を痛感しています。

私たちが利用する技術には常に改善の余地があり、技術をより安全かつ効果的に使うためには、常に状態をきちんと理解して対応する能力を高めていかなければなりません。1F事故の調査を行った国際原子力機関や原子力規制委員会も継続的改善の重要性を指摘しています。このため私たちは、「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」に貢献するため、安全研究に取り組んで参ります。

特に、図2-1に示すように、原子力施設等のリスクを低減するため、シビアアクシデント（SA）の防止及び評価に関する研究並びに環境影響評価等の原子力防災に関する研究について、SAへの進展を評価する手法の

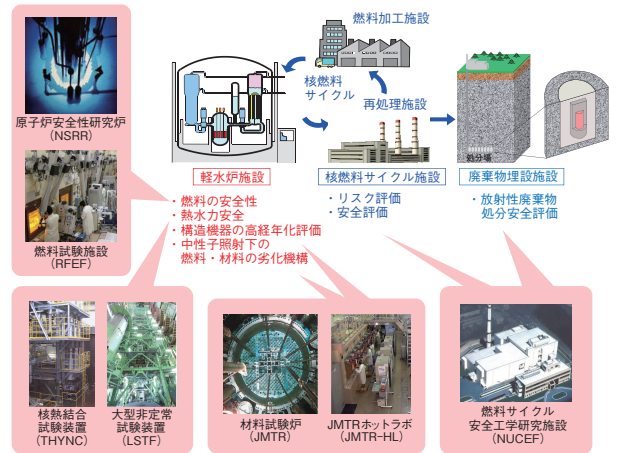


図2-2 安全研究と関連する原子力機構の主な施設

安全研究センターでは、原子力機構の様々な実験設備を活用して、国際的にも貴重な実験データを取得し、原子力施設のリスク評価等の安全評価手法や判断基準の整備に役立っています。

高度化並びにSAを想定した緊急時への準備の充実を図るための研究を重点的に進めています。

また、原子力施設の安全を脅かす可能性のある多様な現象について、図2-2に示す施設を活用して研究を進めています。これらは、原子力特有の現象を研究するため、放射性物質を取り扱うことができ、厳しい事故条件を模擬できるなどの特殊な能力を有する施設です。

本章では、最近の研究成果から、曲げ試験による冷却材喪失事故後の燃料被覆管強度評価（トピックス2-1）、SA解析におけるソースタームの不確かさ解析手法の開発（トピックス2-2）、確率論的事故影響評価コードを用いた予防的防護措置を準備する区域の評価（トピックス2-3）、再処理施設の臨界事故時の最大出力の評価手法の改良（トピックス2-4）、試験による放射性ヨウ素の岩石への取着分配係数の評価（トピックス2-5）、クリギング手法を適用したサイト解放のための放射能濃度評価（トピックス2-6）に関する成果を紹介します。

なお、当センターが取り組んできた1F事故対応について、压力容器下部ヘッドを対象としたクリープ試験及びクリープ構成則による評価（第1章トピックス1-17）に関する成果を紹介しています。