

原子力の**本質**を探る

—第11回—

自ら整合性のある原子力システムとは

NPO法人
ニュークリア・サロン 出澤 正人

「原子力の本質を探る」というタイトルで前回まで書き進めてきたが、その主題は化学反応エネルギーから核反応エネルギーへの緩やかな転換期にあつて、原子力利用の研究開発とその利用実績を踏まえてどこを目指して進んでいるのかという展望であつた。原子炉の中での中性子による核反応は、核反応エネルギーと様々な物質創成の核変換であり、これまでの一〇回にわたる記載を踏まえて、これから、「自ら整合性のある原子力システム (Self-Consistent Nuclear System SCNNS)」への道を探っていくことにする。

福島事故の教訓を安全性向上に生かす

第五回で述べたように、SCNNSは、原子力エネルギーシステムの目指すべき概念として一九九一年に藤家洋一先生が提案した概念である。豊かな社会を維持していくには、原子力エネルギーの持続的な利用が不可欠であり、その原子力エネルギーシステムが満たすべき機能が提示されている。原子炉での核反応では、「安全確保」を大前提に、「資源有効利用」と「環境負荷低減」を調和させて持続的な「エネルギー生産」を

可能にすることが求められる。「環境負荷低減」とは、原子炉内で発生する放射性物質を、原子炉及び核燃料サイクル内に閉じ込め、この外へ出す時は自然物質と同等レベルにできることを目指すものである。

これまでに実用化された軽水炉は、核反応エネルギーを使って、基幹電源として安定かつ安全に電力を生産し、「安全確保」と「エネルギーの取り出し」については成立している。軽水炉がわが国に導入されて四〇有余年を経過し、「安全確保」は充分な実績を示してきたが、二〇一一年三月の未曾有の東日本大震災による津波によって、福島第一原子力発電所1号機・3号機は過酷事故に至った。

原子炉の安全確保のための基本機能は「止める」「冷やす」「閉じ込める」であるが、東電福島事故では、地震直後に三つの基本機能は確保されたが、その後の巨大津波によって「冷やす」ために必要な電源や冷却系ポンプが機能喪失し苛酷事故に至った。

しかし、同様の津波被害を受けた東電・福島第二原子力発電所をはじめ東北電力・女川原子力発電所や日本原電・東海第二原子力発電所では、過酷事故に至ることは回避できた。この事実、巨大津波による浸水等の影響に対して冷却機能を喪失しな

い設計余裕、あるいは冷却機能を確保できる対策が講じられていれば苛酷事故に至ることを防止できることを示唆している。全国の軽水型原子力発電所では、既に電源や冷却機能に対する安全向上対策が講じられてきており、この事故の教訓を踏まえ、わが国の厳しい自然災害に対する安全対策を整備していくことは実現可能である。これにより今後も原子力発電がわが国のエネルギー基盤を支えていくことができる。ともに、世界各国の原子力発電の安全向上にも役立っていくことが期待される。

高速炉開発の背景

高速中性子を用いた核反応では、核分裂で発生する中性子数が増えることで、以下の機能を同時に実現することが可能となる。核分裂連鎖反応の維持による「エネルギー生産」、燃料中のウラン²³⁸を燃料物質となるプルトニウム²³⁹に核変換する「燃料生産」、長寿命のマイナーアクチニド(MA アメリシウム、ネプツニウム、キュリウム)を燃料として燃焼させる「環境負荷低減」、核分裂生成物(FP)のうち、何十万年もの長期にわたり放射線を出し続けるFPを、数百年程度で天然ウランなどの弱い放射能レベルに核変換さ



原子力エネルギーの利用と環境負荷との調和を

せる「環境負荷低減」。

このように、「燃料生産」と「環境負荷低減（放射能消滅）」を同時達成させながら「エネルギー生産」を実現できることが、世界的に高速炉の実用化開発が進められている理由である。

わが国では、一九七〇年に高速実験炉「常陽」が、一九九四年には原型炉「もんじゅ」が建設された。こ

こまでの高速炉開発は、「安全確保」を前提に、「エネルギー生産」と「燃料生産（増殖）」の実現を目指したものであった。軽水炉では八〇年余りの資源にしかない原子力を、数千年オーダーの資源に拡大しようというものであり、それ故、高速増殖炉（FBR）と呼ばれてきた。

一九九九年に核燃料サイクル開発機構（現・日本原子力研究開発機構）ではじまった「FBRサイクルの実用化戦略調査研究」（以下、FSと略す）では、SCNERSの開発目標と同様な開発方針が提示された。すなわち、燃料生産だけでなく、放射性廃棄物とみなされてきたMAを抽出して高速炉の燃料として扱うことで、放射性廃棄物中の放射能を一〇〇〇

年程度で天然ウラン並みにしていくための研究開発が開始された。この「資源有効利用」だけでなく「環境負荷低減」の方針は、二〇〇二年には第四世代原子炉国際フォーラム（GIF）においても開発目標に明示され、国際標準となつていく。

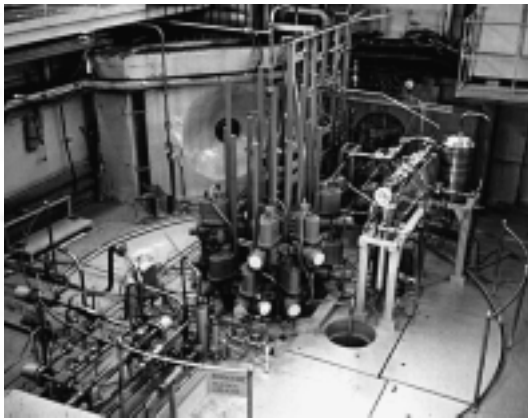
高速炉、再臨界の回避が重要

高速炉で炉心溶融を考えた場合、一定規模の溶融燃料が集中すれば炉心反応度が増加する場合がある。このため、米国で高速炉の開発が始まつた一九六〇年頃から、工学的には発生可能性は十分に低い「止める」ことに失敗した場合、短時間で全炉心規模の炉心溶融に至る事故影響を評価し、そこで想定される機械的エネルギー及び熱的エネルギーを原子炉容器及び格納容器内に閉じ込める研究開発が進められた。ナトリウムを冷却材に用いる高速炉では、冷却系統が低圧系にできることや熱伝達特性に優れていることから、空気への熱放散による自然循環によって炉心の除熱を長期安定冷却することが容易である。このため、軽水炉での

「冷やす」に対する安全対策よりも「止める」に対する安全対策及びそれに失敗した場合の影響を緩和することに安全研究の重点が置かれてきた。

FSでは、「止める」ための能力を向上させるための受動的な炉停止機構の開発とともに、「止める」ことに失敗した後の炉心溶融時に、「再臨界を回避する方策」の開発が行われた。

前者は、炉心冷却材温度の上昇によって自然に制御棒吸収体部分が切り離され、重力によって炉心に挿入（炉停止）される受動的な炉停止機構で



IGR (Impulse Graphite Reactor)

ある。この安全機能はナトリウムループを用いた過渡応答試験によって確認され、炉心冷却材が沸点に至る前に受動的に炉停止できることがわかった。その後、実験炉「常陽」に装着して、制御棒吸収体が通常運転時の流量や温度変化等によって誤落下しないことも確認され、実用化段階の直前にある。

後者の「再臨界回避」とは、炉心溶融時の燃料挙動に起因した現象である。「再臨界回避」概念は、「もんじゅ」開発までに世界各国で進められた試験研究や炉心損傷の事象推移に関する知見を基盤として、一九八〇年代に藤家先生を中心としたわが国の高速炉の安全性の専門家が、欧米の専門家との協力も加えて実現したものである。これは、燃料集合体の中に内部ダクトを設置し、燃料が溶融した場合にこのダクトから炉心外への流出を促進する概念である。この概念の有効性を確認するために、カザフスタンの炉内試験施設IGRを用いた試験研究が一九九五年に開始され、その有効性を示す試験データが蓄積されてきた。この炉心溶融時の再臨界を回避することは、高速炉で最も重要な安全問題を解決するものであり、それ故、SCNERSの安全要求として示されている。