

新型炉部会セッション

SFR 安全標準炉に求められる技術開発の状況

(1) 安全性向上技術の概要

Status of technology development recommended for safety standard demonstration reactor of SFR

(1) Overview of safety enhancement technologies

*小竹庄司¹, 伊藤隆哉²¹日本原子力発電(株)、日本原子力学会・新型炉部会 副部長、²三菱FBRシステムズ(株)、日本原子力学会・新型炉部会 部長、

1. はじめに

新型炉部会では、学会の行動指針である「研究開発成果の活用、地球環境の保全、人類社会の持続的発展への寄与」の観点に立ち、今後の原子力研究開発の在り方に大きな影響を及ぼす高速炉開発の方向性とその進め方について検討するために、2017年8月に「高速炉戦略ロードマップ検討会(主査:東大・笠原直人教授)」を設置した。部会メンバー37名が参加し、2019年3月までの約1年半の間に14回の検討会を行った。その検討結果は、「高速炉開発に関する技術戦略」として2019年8月に公表した。この検討途中では、2018年の原子力学会の春の年会にて報告するとともに、「高速炉開発の方向性に関する提言」をプレスリリースした。また、秋の大会の新型炉部会・企画セッションで検討状況を報告するとともに、国の「高速炉戦略ロードマップ」が公表される前の2018年12月1日に同検討会のエグゼクティブサマリーを新型炉部会のHPに公開した。

同検討会では、①エネルギー安全保障に対する地政学的認識、②ステークホルダーとの合意形成、③蓄積された技術レベルの維持・発展、④建設間隔の経済性への影響、⑤イノベーション及び人材の確保、⑥国際協力による効率的な開発と市場性の確保等の視点から、今後の開発方向性とその進め方について検討した。その結論として以下の認識で合意した。

“我が国は、現時点で高速炉の実証炉設計及び建設が可能なレベルの技術を保有している。これらが散逸する前に、次期炉の開発に着手し、蓄積した高速炉技術を設計、建設、運転という一連のプロセスで総合的に高めていくことが、これまで育成した人材と技術継承、研究開発に投資した資金を有効に活用する観点から重要である。また、高速炉の安全設計基準類の整備では、東京電力・福島第一原子力発電所事故(1F事故)の教訓反映も含め、我が国が世界で主導的な役割を担ってきた。同時に、受動的な安全機能や炉心損傷時の再臨界回避方策等の研究開発も進展し、GIF(第4世代炉国際フォーラム)で策定されたSDC/SDG(安全設計クライテリア/同ガイドライン)を実現する安全技術の開発も世界に先行してきている。これらの安全技術を早期に実証し、国際標準として世界に貢献していくことが我が国の責務であり、高速炉の市場優位性を確保することにも繋げていくことが期待できる。そこでは、高速炉の実用化に求められる経済性が見通せるよう、設計の簡素化と機器コンパクト化等による物量削減と、製造・建設技術を高度化していくことも重要である。更に、「もんじゅ」でやり残した、高速炉の運転経験、保守補修経験を蓄積し、建設コストだけでなく、基幹電源としての発電コストに関する見通しも立てられることが重要である。この検討から、我が国に蓄積された技術知見を有効に活用し、安全技術の世界展開と高速炉の実用化を見通すための経済性実証を行うための最も合理的な方法として、安全標準炉(Safety Standard Demonstration Reactor)の建設を目指した開発を提案した。その開発に当たっては、高速炉サイクルの実用化には長期間を要することから、エネルギー安全保障を確保する国の政策が不可欠である。併せて、この政策の下、適切なタイミングで国民及び立地自治体や規制側等のステークホルダーへ、開発計画と進捗状況を丁寧に説明し、合意形成に努めていくことが必要である。”

本稿では、この安全標準炉が具備すべき安全要件を実現するための主要技術について、その開発の現状と今後の展望を紹介する。

2. 安全標準炉に求められる安全性

2-1. 受動的炉停止機構に関する研究開発

軽水炉を中心とした原子炉安全性の議論は、1979年3月のスリーマイル島事故以降、工学的安全設備による安全確保だけでなく、システムの多重故障や操作員の誤操作等を考慮しても、炉心損傷に至ることを防止できる自然な物理現象を活用した受動的安全性の導入に重点が置かれるようになった。

1980年代に米国で設計された小型モジュール型金属燃料高速炉(PRISM)は、ナトリウム冷却炉が低圧、熱伝導性の高い金属燃料を採用した高温システムの特長を活用して、異常時に炉心が熱膨張して中性子漏えいを促進し、自然に反応度が低下して炉心冷却材が沸騰せずに炉停止状態に至る「受動的炉停止」と、その後の崩壊熱を原子炉容器の自然通風冷却によって安定に除去できる概念が提案された⁽¹⁾。米国NRCとの予備審査においては、金属燃料炉心のATWS(異常な過渡変化時のスクラム失敗事象)時の炉心熱膨張による反応度挙動の不確かさが指摘され、実証試験による検証も困難であることから、受動的炉停止能力に対しては承認されなかったが、これを契機に、当時、欧州の統合型高速炉(EFR)⁽²⁾や電力主導で設計研究が進んでいた実証炉設計(DFBR)⁽³⁾でも、受動的安全設備の導入が加速された。

欧州では、酸化燃料大型炉心であったため、炉心熱膨張による中性子漏えいによる負の反応度効果が少なく、かつ、受動的炉停止時に炉心燃料の温度低下による正のドップラ効果を与えるため、より大きい負の反応度を投入できる機構が検討された。具体的には、制御棒上部構造の熱膨張を促進させ、ATWS時の炉心冷却材の温度上昇に応じて、制御棒が相対的に挿入され、高温停止できる制御棒構造が、英、独、仏のそれぞれの研究機関から提案された。欧州での比較検討の結果、独FZK提案の、ATHENA(制御棒上部にナトリウムを充填し、その熱膨張によってベローズ構造の熱伸長により制御棒を挿入させる方法)が採用された。欧州では耐震設計が厳しくないことから、炉心燃料集合体は炉心槽で拘束せず、全ての炉心燃料集合体を炉心支持構造に差し込む構造(フリー・スタンディング)が採用されていた。ATWS時には、炉心燃料の熱膨張により、各集合体が様々な方向に傾斜する可能性があるため、ナトリウムを充填した容器内のナトリウムの熱膨張力を用いて、ベローズ構造の熱伸長により制御棒を押し込むことが求められた。押し込み力を確保するために、容器内のナトリウム量は多くなり、冷却材温度の上昇に追従する時間を要する事となる。このため、ATWSで事象推移の早いULOF(冷却材流量喪失時のスクラム失敗事象)では、主循環ポンプの流量半減時間を通常の10秒前後から50～60秒まで増大させる必要があった。

一方、我が国の実証炉計画の中では、米国で発明されたキュリー一点方式の制御棒切り離し機構(自己作動型炉停止機構:SASS)の開発が進められ、その有効性確認の試験と解析が行われていた。我が国の厳しい耐震設計条件で、炉心燃料集合体などの炉心構成要素の変形を考慮して制御棒挿入性を確保するためには、炉心構成要素の外周部に炉心槽を設けて炉心構成要素を拘束する設計が、既に「常陽」「もんじゅ」では採用されている。これにより、制御棒集合体(制御棒案内管)と制御棒駆動機構(上部案内管)との相対変位を抑制し、地震時の確実な制御棒挿入性を担保できることから、制御棒を短時間で確実に切り離し、自重落下して炉停止状態にできるSASSが開発された。

日欧の高速炉研究開発協力の中で、ATHENAとSASSの機能試験が行われ、ATWSの全ての事象に対して高い信頼度で受動的炉停止が期待できるSASSの優位性が確認された。但し、欧州では耐震設計要求が厳しくないことから、拘束炉心構造との組み合わせが必要なSASSよりも、自立炉心にATHENAを組みわせ、主循環ポンプの流量半減時間を拡大するフライホイールの大型化等の設備対策の方が、経済的にメリットがあるとの見解により、彼らの受動的炉停止機構の概念は変わらなかった。

我が国のSASSの開発は、その後も継続され、「常陽」でのSASS構成材料の照射試験に加え、常陽の炉心サイズに合わせたSASSを製作し、これを常陽に装荷して、2サイクル(100～120日)運転を行った。これにより、通常運転時には、炉心流量等の変動により誤落下しなかったことを確認するとともに、停止中にSASSの保持電流を計測し、切り離し時の電流値に変化が無い事の確認等、供用期間中にSASS保持力の機能確認ができることなどを検証した。

その後、高速増殖炉(FBR)サイクルの実用化研究開発(FaCT)で検討されたJSFR設計にも、SASSは採用され、150万kWe級の大型炉心でも、ATWSに対して炉心損傷を防止できる評価結果が得られており⁽⁴⁾、こ

の「受動的な炉停止機構」は次期高速炉に導入できる技術レベルに達している。

2-2. 受動的炉心冷却に関する研究開発

冷却材ナトリウムは常圧での沸点が約 880℃と高いため、ナトリウム冷却高速炉は低圧で高温のシステムとすることが可能である。このことから、①高圧系システムに特徴的な配管破断等による冷却材喪失事故を冷却材バウンダリ構成の工夫（高所配管引き回し、ガードベッセルや外管等の設置）によって防止でき、緊急炉心冷却材注入設備等を必要としない、②高温であるため、大気を最終ヒートシンクとした崩壊熱除去を可能とできる等の特長がある。また、除熱時の炉心出入口温度差を大きく採ることができるため、冷却材の密度差を利用した自然循環によって炉心崩壊熱を除去することが可能となる。このことは、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」等での試験及び解析によって示されている⁽⁵⁾。

1980年代に検討された電力実証炉では、原子炉容器のホットプールに熱交換器を浸漬させた崩壊熱除去系 DRACS が採用された。この設計は、想定事故時に原子炉容器のホットプールを直接冷却するために、ホットレグの温度上昇を抑制でき、プラント全体の温度上昇を抑制できる長所がある反面、ホットプールが早期に低温になり、1次系自然循環流路の上昇流を冷却するため、1次系（炉心）流量が低下し、安定した自然循環冷却ができないことが懸念された。この現象は、当時同じ崩壊熱除去系を採用していた EFR でも話題となり、様々な研究が行われた。この中で、DRACS 出口の低温冷却材が、炉心槽外周部の相対的に温度の低い領域のラップ管ギャップ部に流れ込み、中央部の高温燃料集合体をラップ管外面から冷却し、ホットプールに流出するインタラップフローを形成し、原子炉容器内で循環することが分かった⁽⁶⁾。その結果、試験⁽⁷⁾と解析によって、DRACS においても自然循環で安定に崩壊熱除去できる可能性が示された。また、ループ型炉の設計を進展させた FaCT においては、1次系冷却系機器の高低差の確保と炉心圧損の低減により、設計基準事象で想定される事故事象に対して、全て自然循環で冷却できる可能性が試験と解析によって示されている⁽⁸⁾⁽⁹⁾。

現在、日仏の高速炉協力を通じて、これまでの解析技術の高度化によって、1次冷却系での高低差を確保するのに制約のあるタンク型炉でも、自然循環によって崩壊熱除去ができる見通しが得られつつある。

このように、炉停止後の自然循環による受動的炉心冷却機能についても、これまでの知見によって、次期炉で十分に採用できる技術レベルに達している。

2-3. 炉心損傷時の再臨界回避に関する研究開発

設計基準事象として想定される異常な過渡変化や想定事故に対して、その異常を早期に検知して原子炉スクラムさせ、炉心の崩壊熱を早期に除去する強制循環機能によって、高速炉の安全性は十分に確保できる。これに加え、上記「受動的炉停止」と「受動的な炉心冷却」機能を具備した設計とすることで、炉心損傷に至る可能性は工学的に、その発生頻度は無視できる程小さくなる。しかし、高速炉の安全設計では、その開発当初から、軽水炉のように炉心反応度構成が最大とした設計ではないことを考慮し、大規模な炉心損傷時に即発臨界超過によるエネルギー発生への対応が研究されてきた。

これは「常陽」「もんじゅ」でも同様であり、仮想的な炉心崩壊事故時に即発臨界に至ることを想定し、その機械的及び熱的影響を、原子炉容器及び格納容器内に閉じ込める設計対策が講じられている。

電力実証炉計画では、当時の安全研究の進展により、ATWS から炉心損傷に至る初期の炉心冷却材沸騰による正のボイド反応度効果によって、即発臨界を超過しないことは、炉心のボイド反応度を制限することなどで回避できることが分かった⁽¹⁰⁾。これらは米国 TREAT 等の炉内・炉外試験研究、仏国の CABRI 炉内試験の結果と、当時開発された炉心損傷事故解析コードによって検証され、EFR でもこれに対応した設計に変更された⁽¹¹⁾。当時の理解では、炉心損傷初期は、破損した燃料の分散によって一時的に未臨界状態となるが、その後、炉心内の燃料が大規模に熔融し、これらが集中化することで再臨界から即発臨界を超過する可能性を否定することが困難であった。このため、電力実証炉計画でも先行炉と同様に、仮想的な熔融燃料が集中化することを保守的に想定し、炉心内で発生した機械的エネルギーの影響評価が行われた。同時に、機械的エネルギー発生後の膨張過程でエネルギー損失が発生し、原子炉容器への機械的負荷が低減される現象の定量化などが行われた。⁽¹²⁾

この方法は、先行炉の許認可実績と当時の最新の科学的知見を集めたもので、保守的な想定と考えられていたが、発生する機械エネルギーに対する不確かさには議論が残ることも指摘されていた。この頃、将来の高速炉実用化を見据えると、仮想的な炉心損傷時においても、再臨界から即発臨界超過に至ることを想定すると、不確かさの議論から逃れられず、将来の社会的受容性の観点から、再臨界問題を解決すべきとの意見もあった。これを受け、国内だけでなく海外の炉心損傷や FBR 炉心設計の専門家を集めて、炉心損傷時の再臨界回避方策について広範に議論された。その結果、燃料集合体内部に熔融燃料を排出するための内部ダクトを設置する方策が提案された。その有効性を確認する試験研究が、カザフスタン共和国の国立原子力研究センターの協力を得て開始され、熔融燃料流出に関わる主要な知見・データを取得した⁽¹³⁾。

現在、炉心損傷後に、集合体内で発生した熔融燃料が、集合体壁を熔融させ、隣接集合体内の熔融燃料と合体して熔融領域が拡大する前に、内部ダクトから、炉心を未臨界にするに十分な量の燃料が炉心外へ排出されることが期待できる状況にある。しかし、現状の対策のみでは、残された損傷炉心の安定冷却を維持できず、損傷炉心物質の再配置が進行する可能性がある。このため、再配置過程において未臨界状態を維持できる方策と原子炉容器内に再配置された損傷炉心物質を冷却保持できる方策を講じ、その有効性を試験等によって確認する必要がある。このような炉心損傷時の再臨界回避方策を具体化し、将来の実用炉の炉心において、仮想的な炉心損傷時にも再臨界から即発臨界超過に至らないこと、さらには、損傷炉心物質を原子炉容器内で冷却保持できることを示す炉心損傷事故の進展シナリオを明確にすることが重要である。

本セッションでは、まず、この再臨界回避方策の検討状況と今後の展望について報告する。

2-4. ナノ粒子ナトリウムに関する研究開発

ナトリウムは炉心特性や除熱特性に優れるとともに、構造材料との共存性にも優れた冷却材である。しかし、冷却系配管等の破損によるナトリウム漏えいによる火災影響や、蒸気発生器の伝熱管破損によって、ナトリウム-水反応が発生すると激しい化学反応により蒸気発生器伝熱管の多数本破損に至る可能性がある。これらの事象は、運転状態である 500°C 付近で発生すると、定期検査中等の 200°C 前後の温度条件に比べて激しい反応となる。

JAEA では、これまで培ってきたナトリウム技術と、先進的なナノテクノロジーを融合して、ナトリウム自身の化学的活性度を抑制する革新的なアイデアを創出し、三菱重工（含む三菱 FBR システムズ）や大学と連携して、原理検証、反応抑制のメカニズム等の解明、反応抑制効果の検証、実機への適用性評価を進めてきた。

本セッションでは、ナノ粒子分散ナトリウム技術、ナノ粒子ナトリウムの反応度抑制効果として、ナトリウム漏えい燃焼火災への効果と蒸気発生器伝熱管破損によるナトリウム-水反応への抑制効果を紹介するとともに、ナノ粒子ナトリウムの冷却材としての適用性評価、同流体の製造技術等について現状と今後の展望について報告する。

2-5. 3次元免震システムに関する研究開発

高温・低圧システムである高速炉は、原子炉容器等のバウンダリはできるだけ薄肉化し、大きな熱応力の発生を抑えることが重要であるが、これは耐震設計対応による厚肉化と矛盾する方向となる。

将来の高速炉大型化を考慮して、1980 年代の電力実証炉計画では 2 次元免震を開発し、それを導入する計画であった⁽¹⁴⁾。これを踏まえ、2005 年から開始された FaCT 計画でも 75 万 kWe 級の実証炉と 150 万 kWe 級の実用炉でも 2 次元免震の採用を前提に設計が進められた⁽¹⁵⁾。しかし、1F 事故後の新規規制基準では、自然災害、特に想定すべき設計地震動が増大している。我が国が今後開発していく設計概念の候補には、従来検討を進めてきたループ型炉だけでなく、日仏協力を通じたタンク型炉も対象となっている。タンク型は、原子炉容器内に中間熱交換器や主循環ポンプ等の 1 次冷却系を内包するコンパクトな設計であるが、その結果、原子炉容器径も増大する。60 万 kWe 級では、ループ型は 12m 程度であるが、タンク型炉では 16m 程度となる。将来的に高速炉の大型化（～100 万 kWe 級）を指向していくには、3 次元免震を導入し、地震に対する設計裕度を拡大していくことが重要となる。

本セッションでは、既に一般建築で実用化された積層ゴムを用いた2次元免震システムと、既に他産業で使用されている皿ばねやダンパーを組み合わせた「高速炉用3次元免震システム」の設計コンセプト、同システムを構成する技術開発の状況、3次元免震の性能、プラント設計成立性と今後の展望について報告する。

なお、本稿は2020春予稿からの転載である。

参考文献：

- (1) “Draft Pre-application Safety Evaluation Report for Power Reactor Inherent Safe Module Liquid Metal Reactor”, NUREG-1368, (1989)
- (2) “Safety design of EFR and risk minimization”, Broadley, D.; Lauret, P.; Vossebrecker, H.; Penet, F.; Heusener, G.; Wheeler, R.C., Int. Conf. on fast reactors and related fuel cycles, Kyoto(Japan), 28 Oct. -1 Nov., 1991
- (3) “Selection study of self actuated shutdown system for a large scale FBR”, Hoshi, T., Harada, K., Endo, H. and Ikarimoto, I., Proceedings 3rd international conference on Nuclear Engineering, ICONE-3 (1995)
- (4) “Development of passive shutdown system for SFR”, Nakanishi, S., Hosoya, T., Kubo, S., Kotake, S., Takamatsu, M., Aoyama, T., Ikarimoto, I., Kato, J., Shimakawa, Y. and Harada, K., Nuclear Technology, Vol.170, (2010)
- (5) “Plant wide thermal hydraulic analysis of natural circulation test at Joyo with MK-II irradiation core”, Yamaguchi A, Hasegawa T, Proc. NURETH-4; Karlsruhe (F.R. Germany); 1989.
- (6) “Study on natural circulation evaluation method for a large FBR”, Watanabe O, Kotake S, et al., Proc. NURETH-6; Kyoto (Japan); 1997.
- (7) “Natural circulation water tests for Top-entry Loop Type LMFBR”, Koga T, Takeda H, et al., Proc. NURETH-8; Grenoble (France); 1993
- (8) “Reduced scale water test of natural circulation for decay heat removal in loop-type sodium-cooled fast reactor”, Murakami T, Eguchi Y, et al., Nuclear Engineering and Design 2015; 288:220–231.
- (9) “Development of an evaluation methodology for the natural circulation decay heat removal system in a sodium cooled fast reactor”, Watanabe O, Eguchi Y, Kamide H, et al., Journal of Nuclear Science and Technology 2015;52-9:1102–1121.
- (10) “A Comprehensive Approach of Reactor Safety Research Aiming at Elimination of Recriticality in CDA for Commercialization of LMFBR”, H. Niwa et al, Progress in Nuclear Energy, vol. 32, No. 3/4, pp.621-629, (1998).
- (11) “Core safety optimization of the European Fast Reactor EFR”, U. Wehmann, et. al., IAEA specialist meeting, passive and active safety features of LMFBRs, OEC/PNC, (1991)
- (12) “Evaluation method for structural integrity assessment in core disruptive accident of fast reactor”, T. Nakamura, et. al., Nuclear Engineering and Design 227 (2004) 97–123
- (13) “The result of a wall failure in-pile experiment under the EAGLE project”, K. Konishi, et al., Nuclear Engineering and Design 237 (2007) 2165–2174.
- (14) “The present status of DFBR development in Japan”, T. Inagaki, et al., Progress in Nuclear Energy, Volume 32, Issues 3–4, pp. 281-288, 1998
- (15) “Seismic Isolation Design for JSFR”, S. Okamura, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, Volume 48, Issue 4, pp. 688-692, 2011

* Shoji Kotake¹ and Takaya Ito²

¹The Japan Atomic Power Company, The Atomic Energy Society of Japan, Vice-Chair of Advanced Reactor Division

²Mitsubishi FBR Systems, Inc. The Atomic Energy Society of Japan, Chair of Advanced Reactor Division