

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

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

(2) 再臨界回避技術

(2) Recriticality-elimination technology

* 神山 健司¹, 久保 重信¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

高速炉は、中性子の減速を要しない臨界体系であるが故に、炉心が健全状態において最大反応度体系になり。ナトリウム冷却型高速炉（SFR: Sodium-cooled Fast Reactor）においては、炉心中心領域における冷却材沸騰、損傷燃料の集中化が正反応度投入につながり得る特性を有している。このことに起因して、SFR 開発の初期段階から炉心崩壊事故（CDA: Core Disruptive Accident）を想定した安全評価が行われてきている。この安全評価については、前稿(1)において述べられているように、保守的な想定により発生する機械的エネルギーに対して格納系の機能が維持されることを示すこれまでの手法に代わり、機械的エネルギーの発生に至る再臨界そのものを排除する再臨界回避が検討されている。本稿では、再臨界回避技術に関する研究開発の状況と今後の展望を紹介する。

2. 再臨界回避技術

再臨界回避技術とは、正の反応度挿入に駆動された機械的エネルギーの発生を回避するための設計、および、CDA 事象進展解析を通じてその有効性を評価する技術を指す。そのため、この技術開発は、事象推移評価に必要な機能を有する解析コードの開発、事象推移評価上の主要現象の試験的な解明とその成果の解析コード開発への反映、これらに基づく実炉の安全評価を組み合わせて行うものとなり、評価の結果、新たな課題が生じれば解析コードの改良・高度化、試験研究および設計に反映するという反復サイクルとなる。

CDA の原子炉容器内の事象推移の解析は通例、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分割して行う。これは、事象の進展とともに支配的な物理現象、解析コードに要求される機能、及び試験的知見が変化するためである。代表的な起因事象である炉心流量喪失時炉停止機能喪失（ULOF: Unprotected Loss Of Flow）が生じた時の事象推移を図1に示す。

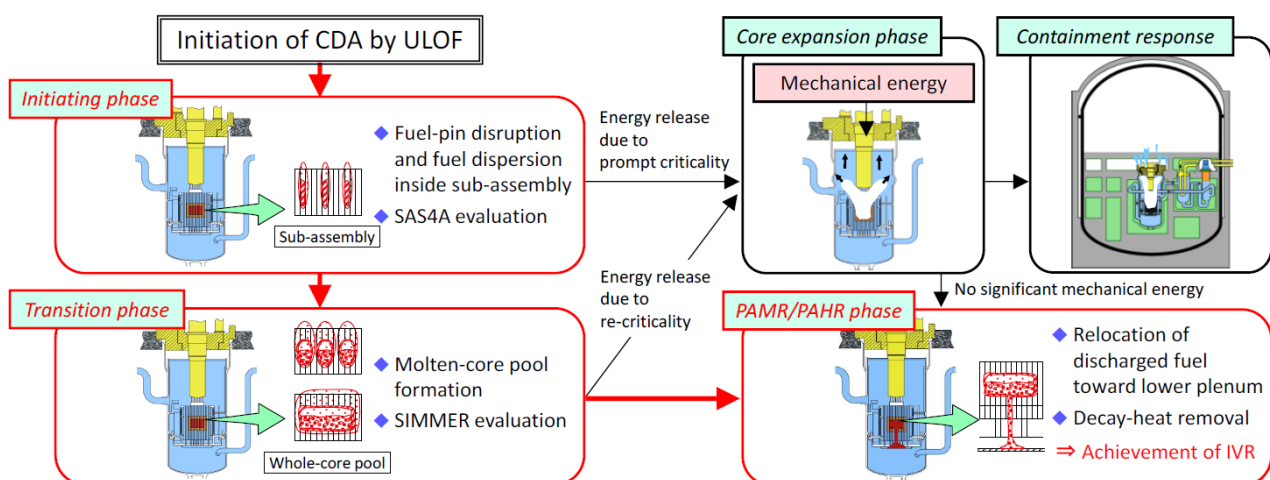


図1 CDAの事象推移（出典：文献[1]）

事象推移は、起因過程、遷移過程、炉心膨張過程、および、再配置／冷却過程で定義される。再臨界回避のための設計は、各過程での支配現象の特色を踏まえたものとなる。本稿では出力 150 万 kWe 級のループ型炉（JSFR）[2]を評価対象プラントとした検討結果について紹介する。

2.1. 起因過程

起因過程とは、定常運転状態において炉心の冷却材流量が喪失し、さらに原子炉緊急停止に失敗した結果、発熱と冷却とのバランスが大きく崩れ、冷却材の沸騰や燃料ピンの溶融が発生し、出力／流量比の大きい燃料集合体から順次炉心損傷が進んでいく CDA の初期の過程である。

この過程では、主に冷却材の沸騰に伴って正の反応度が挿入されて即発臨界を超過することで機械的エネルギーの放出に至る可能性がある。これを回避するため、炉心のボイド反応度等を制限する設計を採用する。

この設計の有効性は、起因過程解析のために開発された SAS4A コードに米仏の炉内・炉外試験研究の成果を反映し[3]、JSFR に適用した解析を行うことで確認された[4],[5]。すなわち、ボイド反応度による正の反応度効果が過大になる前に燃料分散による負の反応度効果が生じることで即発臨界超過が回避される。

2.2. 遷移過程

起因過程において即発臨界を超えないものの、炉心燃料の大半は炉心部に留まるため、核的に活性な状態を保ちつつ燃料の溶融が進行する。起因過程では、集合体ラップ管により溶融炉心物質の運動は軸方向に制限されたのに対して、遷移過程では炉心溶融領域の結合と拡大により径方向を含む大規模な物質移動が可能となり、この移動によって反応度変動が起こる。

遷移過程においては、冷却材ナトリウムは炉心燃料領域からほぼ排除されているため、反応度変動は溶融燃料の運動により支配される特色を有しており、特に、溶融燃料が径方向に揺動すると大きな正の反応度が挿入される可能性がある。これを回避するため、図 2 に示される内部に燃料流出用のダクト（内部ダクト）を設置する燃料集合体（FAIDUS: Fuel Assembly with Inner-Duct Structure）を導入する設計とし、溶融燃料の径方向揺動を制限するとともに、溶融燃料の炉心外への排出を促進して核的活性度を低減させる[6]。

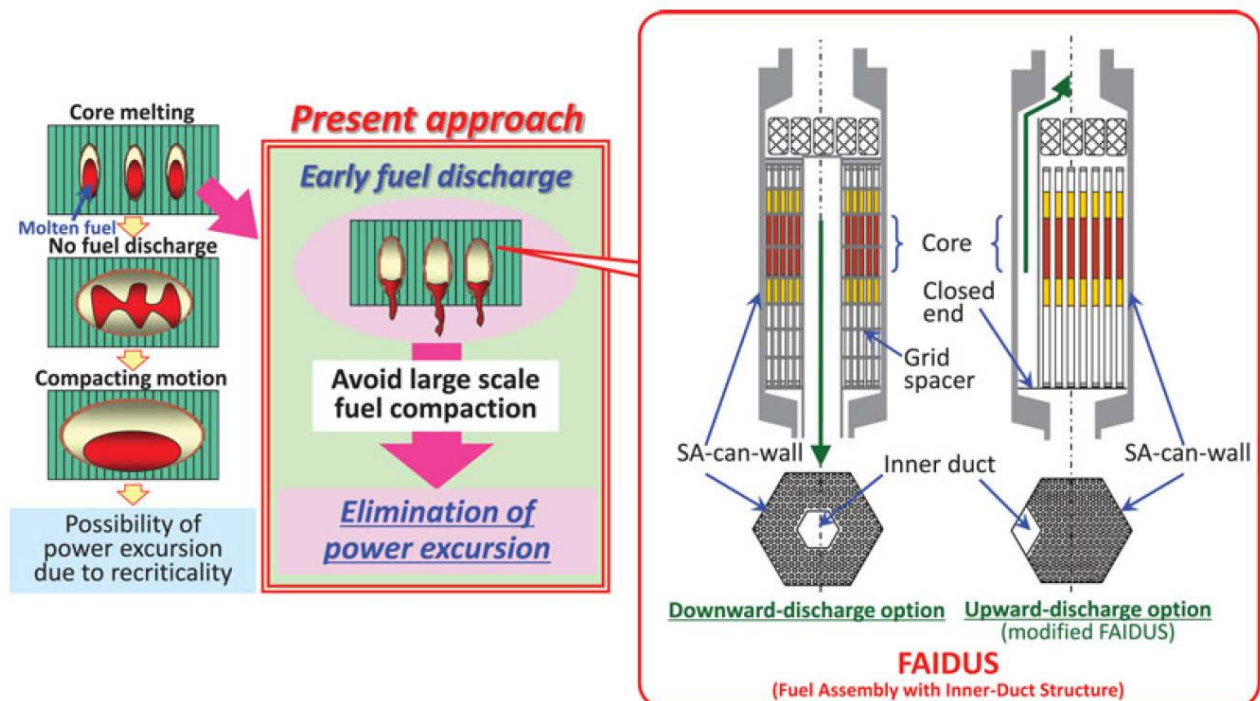


図 2 内部ダクト付き燃料集合体（FAIDUS）による溶融燃料排出の促進（出典：文献[5]）

この設計の有効性を評価するため、カザフスタン共和国国立原子力センターとの協力で実施されてきた EAGLE 計画に代表される燃料流出を対象とした炉内・炉外試験[7]を通じて試験的知見を蓄積するとともに、それを遷移過程解析のために開発された SIMMER-III コード[8]に反映した。SIMMER-III コードを JSFR に適

用した解析によって FAIDUS における熔融燃料流出の有効性が確認された。すなわち、燃料熔融後速やかに内部ダクト壁面が破損し、燃料流出によって炉心反応度が低下することで再臨界が回避される[5]。なお、FAIDUS の導入により炉心熔融の早期段階で燃料が流出するため、この過程を「早期流出過程」と定義して従来の遷移過程と区別する。

2.3. 再配置過程

早期流出過程において、出力／流量比が大きな燃料集合体から先行的に熔融燃料が流出して炉心が未臨界になり、出力が急速に低下することで炉心燃料の熔融進展が停止する。そのため、熔融して炉心外へ流出する燃料量は、炉心の全装荷量の一部となる。早期流出過程にて熔融状態に至った燃料は内部ダクトを通じて流出することから、炉心領域に残留する燃料は主に未熔融の固体燃料となる。再配置過程では、炉心残留燃料の崩壊熱による発熱と炉心に再流入するナトリウムによる冷却のバランスに依存して、除熱不足となる領域で徐々に燃料および構造材が熔融して損傷炉心物質の再配置が進行する。この過程においては、幾つかの正反応度投入要因が考えられる。例えば、早期流出過程における燃料流出により炉心部の圧力が低下するため、燃料集合体上端部に分散していた燃料が炉心上部構造と共に落下して炉心反応度が増加し得る。

再配置過程においては、幾つかの正の反応度要因が重畳すると未臨界状態を維持できない可能性を有しており、これを回避するために熔融した燃料の流出を促進する制御棒案内管を導入し、熔融した炉心残留燃料を順次炉心外に排出し、炉心の核的活性度を低減させる設計とする。

この設計の有効性を評価するため、2次元コードである SIMMER-III を3次元コードに拡張した SIMMER-IV を JSFR に適用した解析により、燃料熔融に伴って制御棒案内管が順次破損して燃料が流出して炉心反応度が低下することが確認された[9]。なお、SIMMER-III/IV コードの検証に用いられた試験的知見は内部ダクトを対象としているため、制御棒案内管のように内部構造を有する流路を通じた燃料流出挙動についての試験的知見を取得し、SIMMER-III/IV の検証に反映する等により上述の結論の妥当性を確認する必要がある。

再配置過程以降は、熔融炉心物質が原子炉容器の底部に向かって移動する点にも留意が必要である。炉心損傷事故の影響を緩和するためには、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持することが有効であり、再臨界回避と共に原子炉容器への熱的影響の回避が必要となる。特に、再配置過程以降は後者の重要度が相対的に高くなる。再配置された損傷炉心物質を冷却・保持するため、原子炉容器底部にコアキャッチャーを設置する設計とする。また、制御棒案内管から下部プレナムへ流出する過程において、コアキャッチャーが熔融炉心物質により損傷しない設計とする。

下部プレナム領域はサブクール度の高いナトリウムで満たされており、これまでの試験研究を通じて、熔融炉心物質は同領域に流出すると直ちにナトリウムとの熱的相互作用によって微粒化・急冷されることが把握され、ナトリウム中への流入条件に対する微粒化発生までの距離を評価することが可能となっている[10]。JSFR の下部プレナム深さは、熔融炉心物質の微粒化距離に対して十分に確保できることから、流出した熔融炉心物質がコアキャッチャーに衝突する可能性は低いと考えられる。今後、事象進展解析を通じて熔融炉心物質の再配置挙動を評価し、原子炉容器への熱的影響が回避されることを確認する必要がある。

2.4. 冷却過程

再配置過程では、炉心領域に残留した燃料が順次熔融して主に制御棒案内管を通じて流出し、炉心領域の発熱と冷却がバランスするまで流出が続く。原子炉容器下部へ流出した炉心物質はナトリウムとの熱的相互作用によって微粒化・急冷され、粒子状の固化物（デブリ）となって下部プレナム中を沈降しコアキャッチャー上に堆積する。冷却過程では、原子炉容器内のナトリウムの流動と崩壊熱除去系への熱輸送により崩壊熱を発する損傷炉心物質の冷却が生じる。

コアキャッチャー上のデブリの堆積厚みが増加すると、堆積層中心部が冷却され難くなり再熔融に至る、あるいは、臨界厚みに達して出力が上昇し再熔融に至り、熔融燃料の運動により反応度が支配され得る。通例、冷却限界厚みは臨界厚みよりも小さいため、冷却過程においては、デブリ冷却性の確保により未臨界状態の維持が可能となる。よって、デブリを冷却限界厚さ以下に保持するコアキャッチャーを導入し、再配置された燃料を安定に冷却できる設計とする。JSFR の場合、多段構造コアキャッチャーへのデブリ配置が前提になるが、炉心装荷量の全量がコアキャッチャー上に堆積したとしてもこれを保持・冷却することが可能で

ある[5]。

ULOF を起因とした事故では、炉心領域のみがボイド化しているため、再配置過程において制御棒案内管を通じた熔融炉心物質の流出が生じた後は、ナトリウムが制御棒案内管を通じて炉心領域へ再流入し、炉心部に残留する燃料が効果的に冷却され得る。再配置過程の早期の段階で炉心残留燃料の除熱が可能であることが示されれば、熔融して原子炉容器下部へ移動する燃料量が減じられる。コアキャッチャーへの堆積挙動に対する不確かさ低減につながり、冷却性評価の信頼度を向上させることができるため、炉心残留燃料の冷却性に関する試験研究を進めている。また、再配置過程での燃料移動挙動は冷却性評価の初期条件を与えるため、損傷炉心の再配置挙動を連続的に評価できる手法整備が必要となる。

3. おわりに

SFR において、代表的な起因事象である ULOF から炉心損傷・崩壊に至った場合、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持することは有効かつ効果的な事故影響の緩和方策である。一方、SFR の炉心特性からは、正の反応度挿入に駆動された出力逸走によって機械的エネルギーが発生し、これが原子炉容器の健全性に影響する。そのため、正の反応度挿入を緩和、あるいは排除する設計対応を講じ、その効果を試験的知見に基づいた解析による事象推移評価によって確認する再臨界回避技術の開発を進めてきた。

CDA の前半過程にあたる起因過程および遷移過程に対しては、これまでの解析コードの開発と試験的知見の蓄積により、再臨界回避技術はほぼ確立したと考えられる。今後は、再配置過程以降の事象推移評価が主要な課題となり、損傷炉心物質を原子炉容器内で保持するためには、未臨界状態の維持に加えて、崩壊熱にて発熱を継続する損傷燃料の熱的影響の格納も重要となる。CDA においては、高いサブクール状態のナトリウムが原子炉容器を満たし、かつ、崩壊熱除去系への熱輸送経路が損なわれることなく炉心熔融が進行するため、損傷炉心物質を原子炉容器内で安定に冷却・保持することが十分に可能である。しかしながら、再臨界回避技術と同様に、講じられた設計対応の効果を試験的知見に基づいた解析による事象推移評価によって確認するためには、試験的な知見の取得および評価手法整備が必要な課題があるため、今後も継続的に研究開発を進めていく必要がある。

なお、本稿は 2020 春予稿からの転載である。

参考文献

- [1] 鈴木 徹、他、日本機械学会論文集、Vol.83, No.848, 2017.
- [2] Kotake S, et al., Nucl Technol. 2010;170:133–147.
- [3] Kawada K, et al., Proc. of ICONE 22, ICONE22-30679; 2014 Jul 7–14; Prague, Czech Republic.
- [4] Sato I, et al., J Nucl Sci Technol. 2011;48(4):556–566.
- [5] Suzuki T, et al., J Nucl Sci Technol. 2014;51(4):493–513.
- [6] Endo H, et al., Progress Nucl Energy. 2002;40(3-4):577–586.
- [7] Kamiyama K, et al., J Nucl Sci Technol. 2014; 51(9): 1114–1124.
- [8] Tobita Y, et al., Nucl Technol. 2006;153(3):245–255.
- [9] Suzuki T, et al., J Nucl Sci Technol. 2015;52(11):1448–1459.
- [10] Matsuba K, et al., J Nucl Sci Technol. 2016;53(5):707–712.

*Kenji Kamiyama¹ and Shigenobu Kubo¹

¹Japan Atomic Energy Agency