

我が国におけるナトリウム冷却高速炉の 安全研究の成果と方向性

Outcome and Direction of Safety Research for Sodium-cooled Fast Reactors in Japan

日本原子力研究開発機構	久保 重信	Shigenobu KUBO	Non Member
日本原子力研究開発機構	神山 健司	Kenji KAMIYAMA	Non Member
九州大学	守田 幸路	Koji MORITA	Non Member

Severe accidents of sodium-cooled fast reactors (SFRs), which is called core disruptive accidents (CDA), are categorized into typical accident phases, i.e., initiating phase, transitions phase, and material relocation and cooling phase. In recent years, experimental data are accumulated and safety analysis codes are developed focusing on the later phases of accidents. This is because achievement of in-vessel retention (IVR) utilizing superior characteristics of sodium coolant is one of the important objectives of safety design and evaluation for SFRs. In this connection, a series of out-of-pile and in-pile experiments, EAGLE-3, and related tests using the MELT facility are being conducted to clarify the phenomena on molten fuel discharge and cooling. Studies on debris sedimentation and bed formation behaviors are also performed. Fast-reactor safety analysis codes, SIMMER, are developed to enhance its capability to be applicable to the later phase of accidents. This paper describes outcome and direction of safety research for SFRs in Japan, especially focusing on IVR.

Keywords: Sodium-cooled Fast Reactor (SFR), Reactor Safety, Severe Accident, In-vessel Retention (IVR), Core Disruptive Accident (CDA)

1. はじめに

高速中性子を主体とした臨界体系である高速炉は、通常運転状態において炉心が最大反応度体系にないことから、冷却材の喪失、燃料凝集等を仮想した場合、過大な反応度が印加される可能性がある。このため、ナトリウム冷却高速炉（SFR: Sodium-cooled Fast Reactor）の開発の初期から炉心崩壊事故（CDA: Core Disruptive Accident）に着目した安全評価がなされるとともに、関連する安全研究がSFRの開発国で行われている。我が国では、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」の安全審査において仮想的なCDAによって発生する機械的エネルギーの格納性が取り扱われており、これまで、CDAの過程で生じうる多くの現象について実験的知見を得るとともに、解析評価コードが整備されてきた。また、これらの成果を活用して、原型炉「もんじゅ」を対象にレベル1およびレベル2の確率論的リスク評価（PRA: Probabilistic Risk Assessment）が実施

され、CDA事象推移とその影響が体系的に分析できるようになってきている[1][2]。「もんじゅ」以降の実証炉および実用炉については、実用化戦略調査研究および実用化研究開発において、先進ループ型炉（JSFR: Japanese SFR）の設計概念が創出されている。JSFRでは、シビアアクシデントの防止と緩和に関する設計対策が取り入れられており、その設計対策の有効性を示すための試験研究が進められている[3][4]。

本稿では、SFRのCDA関連の安全研究の方向性について述べるとともに、これまでの研究成果を概括し、我が国における最近の研究例について紹介する。

2. 安全研究の方向性

福島原子力発電所事故を教訓として、我が国では、シビアアクシデントの防止と緩和を法令上の規制対象とした原子力発電所の安全性に関する新たな基準（新規基準）が策定された。国際的にも、深層防護の状態区分において第3層の設計基準事故（DBA: Design Basis Accident）を超えたシビアアクシデントを含む設計拡張状態（DEC: Design Extension Condition）を設定することで、シビアア

クシデントの発生防止と影響緩和の方策を設計上考慮する方向性が示されている。

低圧システムである SFR では、ガードベッセル等の静的機器を設けることで、万一の冷却材漏えい時にも原子炉容器内のナトリウム液位を保持することができる。さらに、崩壊熱に対して大気（空気）を最終ヒートシンクとする除熱源が確保できれば、受動的な冷却材の自然循環によって長期の冷却性を技術的に確立できる可能性が高い。このため、このような SFR の特徴を活かして、大規模な地震や津波等の災害や長時間の電源喪失を考慮しても機能喪失しない十分な多重性と多様性を備えた崩壊熱除去設備を構築していくことが重要である。さらに、炉心損傷の防止対策として、動的な原子炉停止系に加えて、受動的な制御棒の挿入機構等を備えることが考えられている。その上で、炉心損傷の影響緩和対策として、炉心損傷時に大規模な機械的エネルギー放出（エナジェティックス）を防止するために、冷却材のボイド化に伴う正の反応度を抑制するとともに、熔融した燃料を炉心外へ排出することで再臨界を回避し、損傷した炉心を原子炉容器内で保持・冷却する、所謂、IVR（In-vessel Retention）を成立させる設計方策を講じることが、放射性物質の格納機能を確保する上で有効かつ合理的な考え方となる。

燃料インベントリが大きい大型炉において再臨界を回避するためには、設計対応によって熔融燃料を早期に炉心外に流出させ、原子炉容器底部で燃料デブリを保持冷却する必要がある。例えば、JSFR では内部ダクト付燃料集合体（FAIDUS: Fuel Assembly with Inner Duct Structure）概念の採用や原子炉容器底部でデブリを保持冷却するための多段受け皿（コアキャッチャー）の設置が検討されており、IVR におけるこれらの有効性を評価する必要がある。このため、機構論的見地からこれら再配置・冷却過程（炉心領域の熔融燃料が下方のプレナム領域へ流出移行し、燃料からの崩壊熱が冷却材の自然循環によって除去される過程）の定量的な評価手法を構築するための実験的研究と解析技術の整備が重要となる。

DBA の安全評価では保守的な決定論的評価を用いるのに対して、DEC ではリスク情報を活用した最適評価（BE: Best Estimate）を行うことが、発生確率が極めて小さく事象進展のシーケンスが広範・多岐にわたるシビアアクシデントの発生防止や影響緩和の諸対策の効果を総合的に評価する上で有用な方法である。すなわち、DEC の代表的な状態を PRA によって得られる情報を参照して選定することで合理的な安全設計が可能となり、設計対策の有

効性の判断にも PRA の知見を活用することができる。

PRA のうち、レベル 1 PRA では、シビアアクシデント発生防止対策の全てもしくは部分的失敗によって炉心損傷に至る重要な事故シーケンスを特定し、炉心損傷頻度（CDF: Core Damage Frequency）が評価される。また、炉心損傷から環境への放射性物質の放出までを扱うレベル 2 PRA では、炉心損傷に関する事象進展の解析結果や関連する実験的知見に基づく工学的判断によって現象論的イベントツリーの分岐確率が与えられる。このため、評価対象とする SFR に適用可能な分岐確率を検討するための技術的基盤を整備することが重要となる[5][6]。

3. シビアアクシデントに関する研究成果

JSFR では、炉停止機能喪失（ATWS: Anticipated Transient without Scram）事象による炉心損傷に対して、炉容器の健全性を維持し、損傷した燃料物質を炉容器内に保持・冷却することで事故を終息させる IVR がその安全設計において追求されている[7]。

ATWS 事象は、起因事象発生後、炉心損傷に至るまでの事故進展の違いにより、一次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象（ULOF: Unprotected Loss-of Flow）、制御棒異常引抜時反応度抑制機能喪失事象（UTOP: Unprotected Transient Overpower）および除熱源喪失時反応度抑制機能喪失事象（ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink）に分類される。これらの事故事象において、CDF が比較的高い ULOF は、炉心損傷に至るまでの時間的余裕が比較的小さく、原子炉冷却材バウンダリおよび格納容器バウンダリの健全性への影響が最も厳しいことから、ATWS の代表事象として選定されている。

ULOF は、事象進展に応じて、起因過程、遷移過程、炉心膨張過程および再配置・冷却過程に分類できるが、IVR が達成される設計方策（Fig. 1）が講じられる場合は、炉心膨張過程（再臨界によって損傷炉心領域で発生した熱エネルギーが機械的エネルギーに変換される過程）への進展が回避されることになる。従って、以下では、炉心膨張過程を除く過程について、これまでの研究成果を概括するとともに、我が国における最近の研究例について紹介する。

3.1 起因過程

健全状態にある燃料ピンが破損することで軸方向の物質移動による反応度フィードバックを伴って破損が進展し、燃料集合体のラップ管が破損するまでの炉心損傷の

初期段階を起因過程と呼ぶ。これまで、試験燃料ピンを事故条件に晒して、その破損挙動および破損後の移動挙動を観察する炉内試験 (CABRI, TREAT) が多く実施されており[7][8][9]、その知見に基づいて解析コードが整備されている。日欧国際協力で実施された CABRI 試験では、燃料ピン仕様、過渡条件等をパラメータとした多くのデータが蓄積されており、これをベースに整備された SAS4A コードを用いることで、起因過程の評価が概ね可能となってきている。米国で開発された本コードは、日欧協力のもと酸化燃料バージョンの改良整備が実施されている。破損後の燃料は、その程度は出力を含む過渡条件や燃料ピン仕様に依存するものの、分散傾向を示すことが明らかになっている。これは、炉心損傷過程において大きな負の反応度効果をもたらす。一般的に、中型ないし大型の SFR 炉心では、全炉心でのナトリウムボイド反応度は正であるが、破損後の燃料分散を含めた負の反応度効果に打ち消される程度に正値を抑制する炉心設計を行うことで、起因過程における大規模な機械的エネルギーの発生を防止できることが明らかとなっている。

3.2 遷移過程および再配置過程

起因過程において即発臨界に伴う大きな出力上昇がなければ、燃料分散によって、一旦、炉心の核的状態は未臨界となるが、炉心を構成する燃料集合体の多くで冷却材が沸騰し喪失するとともに分散した破損燃料によって冷却材流路が閉塞される。このため、十分な炉心冷却ができなくなると、遷移過程と呼ばれる炉心溶融が進展する過程へと移行する。この過程では、溶融炉心物質が燃料集合体間を移動できるようになるため、全炉心規模での物質移動に伴う反応度変化によって再臨界が発生する可能性に着目する必要がある。

これまで、遷移過程で生じる現象を対象に、燃料集合体内の破損進展とラップ管の破損による燃料集合体外への溶融進展 (SCRABEE, SIMBATH, MOL7C)、炉心周辺領域への溶融燃料の侵入と固化 (TRAN-B, BLOCKER, THEFIS、GEYSER)、溶融燃料プールの運動 (SCRABEE/BF2)、制御棒案内管等からの燃料流出 (CAMEL、EAGLE)、炉心から流出する燃料による炉心外のナトリウムプール中の溶融燃料とナトリウムの熱的相互作用 (FCI: Fuel-Coolant Interaction) による圧力イベント (FRAG、FARO/TERMOS、MFTF、THINA、MELT)、または、周囲から炉心へ再流入してくるナトリウムによる圧力イベント等に着目した試験 (CORECT、MELT) が

実施され、多くの実験的知見が蓄積されている。また、炉心内の物質と温度分布の変化に伴う過渡的な反応度および出力変化を解析するために、炉心構成物質の熱流動、固体構造物の溶融等の応答および核動特性を結合させた解析コード SIMMER が開発されている。上記の試験データに基づく物理モデルの検証整備に加えて、3次元コード SIMMER-IV が開発されており、また、近年の計算機能力の大幅な向上もあって、より詳細な解析が可能となってきている。

遷移過程における再臨界の可能性および最終的に安定な冷却状態に移行するまでの再配置過程において重要な現象は、炉心からの燃料の流出であり、特に、ナトリウムを内包するスチールダクト構造を通じての流出現象に着目した研究が実施されている。従来の炉心設計においては制御棒案内管、早期の燃料流出を促進するための設計概念として、前述の FAIDUS が検討されており、それらの有効性を見通し、定量的な評価を可能とするための研究開発が進められている。EAGLE-1 および EAGLE-2 試験は、内部ダクトからの溶融燃料流出挙動の把握を主眼として実施され、FAIDUS の有効性を示すとともに、高温融体接触によるスチールダクト壁の破損挙動、ダクト内部での流出挙動、下部のナトリウムプレナムでの FCI 挙動について多くの実験的知見が得られている[10][11]。

(1) 内部ダクト壁の破損挙動

EAGLE-1 の炉外試験および炉内試験の分析結果から、高温融体接触時にスチールダクトの外壁面は 10 MW/m² を超える高い熱流束に晒されることが判明している。この熱流束は、融体にアルミナを用いた炉外試験よりも二酸化ウランとスチールの混合融体を核加熱条件下で用いた炉内試験のほうが高い。スチール製の内部ダクトは、この高い熱流束によって内部のナトリウムによる冷却効果が卓越することはなく短時間で破損する。このため、融体は大きく温度低下して流動性を失うことなくダクト内に侵入する。この高い熱流束が発生する要因の一つとして、溶融スチールがダクト壁に直接接触することが考えられる。溶融燃料がダクト壁に接触する場合、ダクト表面で燃料が固化しクラスト層が形成され、伝熱が抑制される傾向にある。一方、溶融燃料とスチールの混合融体がダクト壁に接触する場合、混合割合に応じて溶融スチールがダクト壁に直接接触するため、その部分でダクト壁の溶融が進展し、ダクトを早期に破損させる可能性がある。SIMMER-III コードにこれらの現象

を扱うモデルを取り入れることで、EAGLE-1 の試験結果を良く再現できることが示されている[12]。

(2) ダクト内での流出挙動

内部ダクト壁破損後、ダクト周囲の融体がダクト内に侵入して内部のナトリウムと接触しナトリウムが蒸発するが、EAGLE-1 および EAGLE-2 ではこの時の大きな圧力イベントは観測されていない。これは、融体侵入直後に発生するナトリウム蒸気がダクト内を膨張することにより液相ナトリウムがダクト内から排除され、融体とナトリウムとの実効的な接触面積が小さくなるためと考えられる。またこのことにより、融体とナトリウムとの熱交換量が大きくなるため、融体は固化して閉塞を形成することなく下部のナトリウムプールへと流出する (Fig. 2) [13]。

SIMMER-III コードでは、1つの計算セル内で2つの流体成分を扱う際には、体積率の大きな成分を連続層とし、他の成分は分散層として扱い、2成分間の相対速度によって分散層に定義される流体の液滴径を決定している。EAGLE-1 の炉外試験に対してこのモデルを適用すると、融体のダクト内侵入時における冷却材への熱移行量および蒸発量を過大に評価して、発生圧力は試験結果に比べて過大に評価される結果となる。そのため、融体のダクト内侵入時の液滴径を大きく設定することが、同試験結果を適切に再現するために有効であることが示されている。また、SIMMER-III コードは、ダクト出口からプレナム部へ流出する融体と冷却材との接触境界面積についても過大に評価する傾向にあり、その結果、ダクト出口における冷却材蒸発を過大に評価する。そこで、試験結果に基づき、融体が破碎距離に達するまでは融体は柱形状を維持するようモデルを改良することで、融体のプレナム部への流出挙動に関する試験結果が再現できるようになった。このように、冷却材を内包するダクトを通じた融体流出挙動を適切に評価するためには、融体と冷却材との接触面積に関するモデルの改良を行っていくことが重要である。さらに、SIMMER-III コードでは、流体と構造壁面との運動量交換が固液2相流の流動状況を反映してモデル化されていないため、同コードを用いた EAGLE-1 の炉外試験解析では試験では生じていなかった流路での閉塞が形成されることになる。このため、流路内部の流動状況に応じた運動量交換モデルに改良することで、閉塞が形成されることなく融体が流出した試験結果を再現できるようになった[14][16]。

また、溶融燃料の流出経路は、炉心、燃料および原子炉構造設計に依存して、直径、長さ、壁面厚さ、流出方向および流出先に関して様々な仕様が存在する。そのため、流出経路構造が溶融燃料の流出挙動に与える影響を把握する必要がある。前述の FAIDUS では、燃料の流出先を上部冷却材プレナムとする設計も検討されている。この場合、炉心燃料内に蓄積された核分裂生成ガスが燃料溶融によって放出され、これが初期の上向き流出の駆動力となり、その後 FCI によるナトリウム蒸気圧によって継続的な上方燃料流出が生じる。EAGLE-2 での試験を通じて、これらの挙動が把握されている[11]。制御棒案内管は、直径、長さ、厚さが FAIDUS の内部ダクトとは異なるとともに、その内部に制御棒集合体の挿入衝撃を緩和し、冷却材流量を調整するための構造を有している。これら流路内構造仕様の違いが燃料流出挙動に与える影響を把握するための試験が EAGLE-3 において実施されている[17]。

(3) ナトリウムプール中の FCI 挙動

溶融燃料が柱状にナトリウムプール中へ侵入する場合、二つの着目点が存在する。一つは FCI が生じた際に生じる最大圧力あるいはナトリウム蒸気がなし得る最大仕事エネルギーであり、もう一つは、事故後冷却過程の評価およびコアキャッチャーの設計条件となる、柱状溶融燃料の破碎距離と微粒化挙動の評価である。FCI による機械的エネルギー発生可能性については、過去に多くの研究がなされている。一般的な SFR の ULOF を起因とした事象進展においては、溶融燃料とナトリウムの接触界面温度は、最小膜沸騰温度よりも低く、溶融燃料が微粒化して蒸気膜に覆われた状態でナトリウムと大規模に混合することはないため、破壊的な圧力イベントは生じ難い (Fig. 3)。一方で、この溶融燃料とナトリウムの液-液接触状態は、柱状の溶融燃料に破碎効果をもたらし、ナトリウムプール中への侵入距離を縮めることになる[18][19][20]。

EAGLE 炉外試験では、約 10 kg のアルミナを深さ 1.3 m のナトリウムプールに落下させ、破碎距離と微粒化したアルミナの粒径分布が測定されている。破碎距離は、柱状の融体とプール液体との接触界面に作用する流動不安定性に基づいたモデルの予測値よりも大幅に短く、融体とプール液体の液-液接触に伴う局所的な圧力イベントの影響を示唆している[21]。

液-液接触を伴う条件下での破碎距離を評価するためのモデルの検討が進められている。低融点金属融体の水プールへの侵入挙動および、溶融アルミのナトリウムプ

ールへの侵入挙動に関する実験から、柱状の融体表面での局所的な冷却材の沸騰が柱状の融体破碎に影響している可能性が示されている。この観察結果に基づき、実験で得られた破碎距離の測定結果を推定する新たな実験式が検討されている。この式では、柱状の融体の慣性力と周囲のプール液体の抵抗とのバランスから導出された従来の実験式に無次元サブクール度を加えることで熱的な効果が考慮されている。この式は、異なる物性を持つ低融点金属—水、アルミ—ナトリウムの組み合わせに対して適用できるが、二酸化ウラン—ナトリウム系の FARO/TERMOS 試験に対しては過少評価となっており、更なる検討が必要である[22]。

前述のように、下部に流出する燃料を含む溶融物の破碎距離は熱的相互作用によって大幅に短くなる。しかしながら、流出先のナトリウムプールが浅く、溶融物の流出量に対してナトリウムの量が十分でない原子炉容器内構造設計では、柱状に流出した溶融物が高いエンタルピー保持したまま直接堆積場所に到達し、構造物に熱的な負荷を与える可能性がある。そのような状況における発生圧力や堆積場所で溶融物が広がる挙動についても研究が行われている。最近行われた模擬物質を用いた基礎試験では、低融点金属を水中のプレート上に落下させ、プレート上で広がる挙動が観察されている。溶融物はプレート上を広がるものの、液—液接触条件にあるため、堆積物の表面で蒸気泡が発生し、融体はポーラスな状態で固化する。この研究は、現在、予備的な検討の段階にあるが、今後、段階を踏んで炉内試験も実施する予定である[24]。

3.3 冷却過程

SFR の幾つかの設計例では、コアキャッチャーが原子炉容器底部に設置されており、そこに形成されるデブリベッドの冷却性に関する実験的研究が行われている。また、デブリベッドの冷却性に関する物理モデルが開発されており、実験結果に基づいた検証がなされている。開発された物理モデルを実機条件に適用することで、デブリベッドの冷却限界およびその種々の物理特性（デブリの大きさ、デブリベッドの空隙率、ベッド高さ等）への依存性が明らかにすることができる。

デブリベッドの冷却性を評価するためには、デブリベッドの構成粒子の粒径分布や体積高さを与える必要がある。そのためには、コアキャッチャー直上のナトリウムプールでの燃料の微粒化とコアキャッチャーへの堆積挙動

を評価する必要がある。また、非均質に堆積したデブリベッドが内部のナトリウム蒸気の圧力によって再配置し平坦化する挙動（セルフレベルリング: Fig. 4）が知られている。九州大学では、これらの挙動に関する実験的研究および解析モデル開発に取り組んでいる。

下部プレナムに柱状に侵入した溶融燃料は、前節で述べた破碎、微粒化プロセスを経て沈降し堆積するため、原子炉容器の下部プレナムのような広い空間では広い範囲に分散して堆積するとともに、堆積高さに分布が生じることが予想される。このようなデブリの堆積およびベッド形成挙動やベッド内部のナトリウムの沸騰によってベッドが平坦化しデブリが再配置するセルフレベルリング挙動の特性を模擬物質を用いた試験によって把握する研究が実施されている。これらの試験では、模擬物質として、様々な粒径と形状を持つ固体粒子（アルミナ、ジルコニウム、亜鉛、銅、ステンレス鋼）を用い、堆積デブリによって形成されるベッドの高さおよびセルフレベルリングによるベッド高さの経時変化を表す実験式が得られている。これらの結果は、実機評価を行うための物理モデル開発および検証に役立てられる[25][26]。

実機評価に適用するための解析ツール整備については、SIMMER コードをベースとして、巨視的アプローチと微視的アプローチの2つの検討を行っている。前者については、デブリベッドを一つの流体成分として扱い、粒子間の接触や衝突を粒子粘性および粒子圧力としてモデル化している。後者では、離散要素法（DEM: Distinct Element Method）を適用して、個々のデブリ粒子間の相互作用を直接モデル化している。これにより、オイラー座標系である SIMMER コードとラグランジュ座標系である DEM を結合させたハイブリッド法によって、冷却材の沸騰を含む流動場の挙動とデブリ粒子の運動を結合させた解析が可能となっている。現実的な計算時間で実機評価を可能とする点が前者の利点であり、より詳細な物理現象を再現できる点が後者の利点である。これらを組み合わせることで、機構論的な解析評価手法として整備されることになる[23]。

4. まとめ

DBA を超える DEC は、従来は裕度確認のための評価と位置付けられていた。しかしながら、近年の原子炉設計では、予め DEC を想定し対策を講じる方向にあり、設計段階から炉心損傷の影響を緩和するための方策を取り入れ、その有効性を評価するための安全研究の重要性が増

している。シビアアクシデント対策に関連する設計・評価においては、安全研究の成果に基づいて物理的な事象進展を定量的に評価することで、過度な保守性を排除した合理的な検討を行うことが重要である。

我が国では、SFR の実用化に向けてシビアアクシデント時の IVR 達成のための設計・評価技術を確立するための研究開発が精力的に進められている。この成果は、第4世代原子力システムに関する国際フォーラム（GIF: Generation IV International Forum）で検討されている第4世代 SFR の安全設計クライテリア（SDC: Safety Design Criteria）[27]およびガイドライン（SDG: Safety Design Guideline）[28]の構築にも活用されることになる。

高速炉開発の歴史において、特に、酸化燃料の SFR の安全研究は、国際的にも幅広く進められてきており、近年は事故事後半の損傷炉心物質の再配置および冷却性に関する課題に着目した研究が展開されている。これらの研究成果は、次世代 SFR の安全設計の合理的な設計につながることを期待され、今後も精力的に実施していくことが重要である。

参考文献

- [1] K. Aizawa et al., "Application of probabilistic safety analysis to an LMFBR plant", Proc. 4th Int. ENS/ANS Conf., Topic-III, Part 1, Geneva, Switzerland, June 1-6, 1986.
- [2] S. Kondo et al., "Integrated analysis of in-vessel and ex-vessel severe-accident sequences," Proc. 1990 Int. Fast Reactor Safety Mtg., Snowbird, Utah, U.S.A., August 12-16, 1990.
- [3] S. Kubo et al., "Safety design approach for JSFR toward the realization of GEN IV sodium cooled fast reactor", Proc. Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), Paris, France, March 4-7, 2013, IAEA-CN-199-150.
- [4] Y. Chikazawa et al., "Design study on measures to prevent loss of decay heat removal in a next generation sodium-cooled fast reactor", Proc. 2017 Int. Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2017), Fukui and Kyoto, Japan, April 24-28, 2017.
- [5] K. Kurisaka et al., "Development of Level-1 PSA method for sodium-cooled fast reactor", PSAM Topical Conf. in Tokyo (PSAM2013), Tokyo, Japan, April 15-17, 2013.
- [6] R. Nakai et al., "Development of severe accident evaluation technology (Level 2 PSA) for sodium-cooled fast reactors (1) Overview of evaluation methodology development," Proc. 2009 Int. Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP '09), 9117, Tokyo, Japan, May 10-14, 2009.
- [7] I. Sato et al., "Safety strategy of JSFR eliminating severe recriticality events and establishing in-vessel retention in the core disruptive accident", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 48, No. 4, 2011, pp. 556-566.
- [8] G. Kussmaul et al., "The CABRI project - Overall status and achievements," Proc. Science and Technology of Fast Reactor Safety, Guernsey, UK, Vol. I, May 12-16, 1986, pp. 103-108.
- [9] M. Haessler et al., "The CABRI-2 programme - Overview on results," Proc. Int. Fast Reactor Safety Mtg., Snowbird, USA, Vol. II, 1990, p. 209.
- [10] A.E. Wright et al., "Fast reactor safety testing in TREAT in the 1980s," Proc. Int. Fast Reactor Safety Mtg., Snowbird, USA, Vol. II, Aug. 12-16, 1990, p. 233.
- [11] K. Konishi et al., "The EAGLE PROJECT to eliminate the recriticality issue of fast reactors - Progress and results of in-pile tests -", Proc. 5th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS5), Jeju, Korea, Nov. 26-29, 2006, NTHAS5-F001.
- [12] K. Kamiyama et al., "Experimental studies on the upward fuel discharge for elimination of severe recriticality during core-disruptive accidents in sodium-cooled fast reactors", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 51, No. 9, 2014, pp. 1114-1124.
- [13] J. Toyooka et al., "Improvements to the SIMMER code model for steel wall failure based on EAGLE-1 test results", Proc. 10th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS10), Kyoto, Japan, Nov. 27-30, 2016, N10P1116.
- [14] K. Kamiyama et al., "Experimental study on fuel-discharge behaviour through in-core coolant channels", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 5, No. 6, 2013, pp. 629-644.
- [15] Y. Tobita et al., "Development of the evaluation methodology for the material relocation behavior in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 53, No. 5, 2016, pp. 698-706.
- [16] K. Kamiyama et al., "Development of an evaluation methodology for fuel discharge in core disruptive accidents of sodium-cooled fast reactors", J. Energy Power Eng., Vol.

8, 2014, pp. 785-793.

- [17] K. Matsuba et al., "A recent experimental program to evidence in-vessel retention by controlled material relocation during core disruptive accidents of sodium-cooled fast reactors", Proc. 10th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS10), Kyoto, Japan, Nov. 27-30, 2016, N10P1100.
- [18] S. Kondo et al., "Experimental study on simulated molten jet-coolant interactions," Nucl. Eng. Des., Vol. 115, 1995, pp. 73-84.
- [19] Y. Abe et al., "Fragmentation behavior during molten material and coolant interactions", Nucl. Eng. Des., Vol. 236, 2006, pp. 1668-1681.
- [20] S. Nishimura et al., "Fragmentation mechanisms of a single molten copper jet penetrating a sodium pool - transition from thermal to hydrodynamic fragmentation in instantaneous contact interface temperatures below its freezing point -," J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 47, No. 3, 2010, pp. 219-228.
- [21] K. Matsuba et al., "Experimental discussion on fragmentation mechanism of molten oxide discharged into a sodium pool", Mech. Eng. J., Vol. 3, No. 3, 2016, 15-00595.
- [22] K. Matsuba et al., "An empirical correlation to predict the distance for fragmentation of simulated molten-core materials discharged into a sodium pool", Proc. 11th Int. Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS11), Gyeongju, Korea, Oct. 9-13, 2016, N11A0089.
- [23] Y. Imaizumi et al., "Fundamental experiments of jet impingement and fragmentation simulating the fuel relocation in the core disruptive accident of sodium-cooled fast reactors", Proc. 2017 Int. Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2017), Fukui and Kyoto, Japan, April 24-28, 2017.
- [24] K. Morita et al., "A new empirical model for self-leveling behavior of cylindrical particle beds", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 53, No. 5, 2016, pp. 713-725.
- [25] MD A.R. Sheikh et al., "Sedimentation behavior of mixed solid particles", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 55, No. 6, 2018, pp. 623-633.
- [26] L. Guo et al., "Numerical simulations on self-leveling behaviors with cylindrical debris bed", Nucl. Eng. Des., Vol. 315, 2017, pp. 61-68.
- [27] 「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア」 特別専門委員会, "第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリアの構築", 日本原子力学会誌, Vol. 55, No. 10, 2103, pp. 587-591.
- [28] 第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドライン研究専門委員会, "第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドラインの構築：安全アプローチ及び設計条件に関するガイドライン", 日本原子力学会誌, Vol. 57, No. 10, 2105, pp. 667-671.

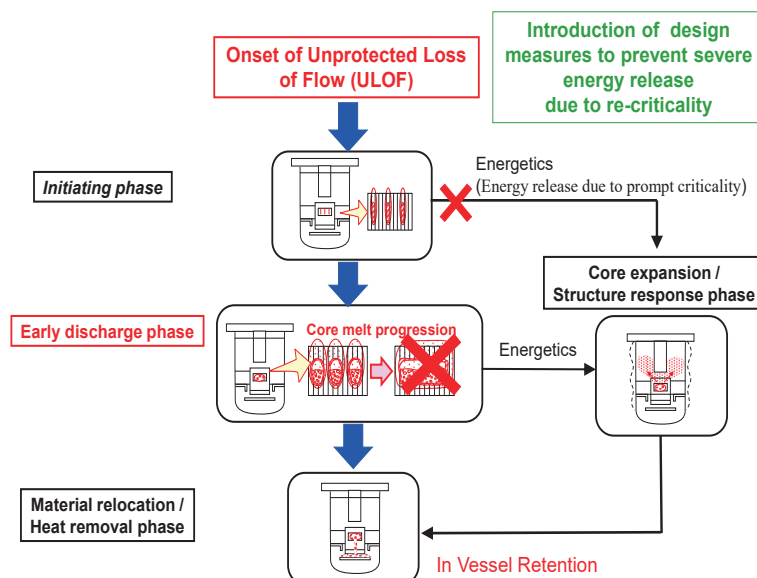


Fig.1 ULOF sequence and design measures to achieve IVR

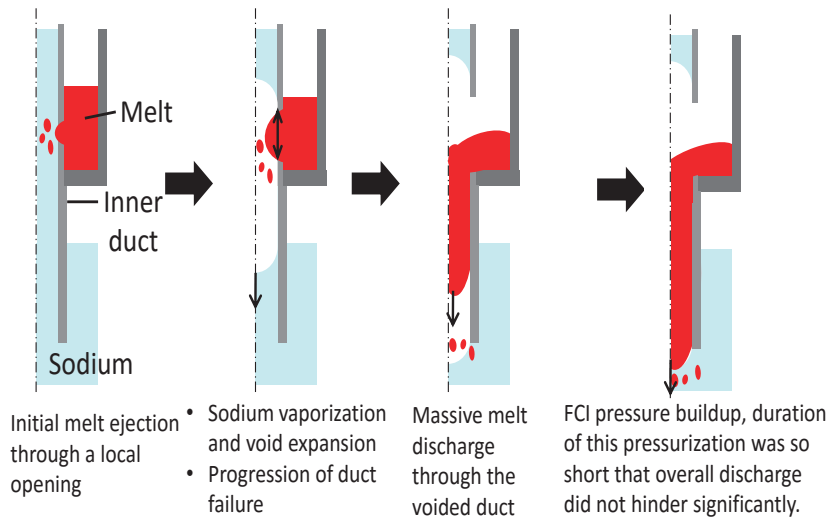


Fig.2 Melt discharge process through an inner duct

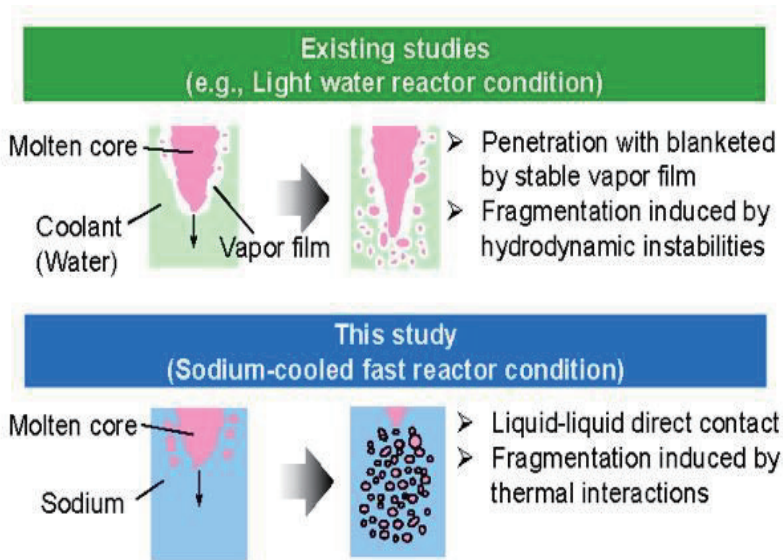


Fig.3 Contact mode between molten jet and coolant

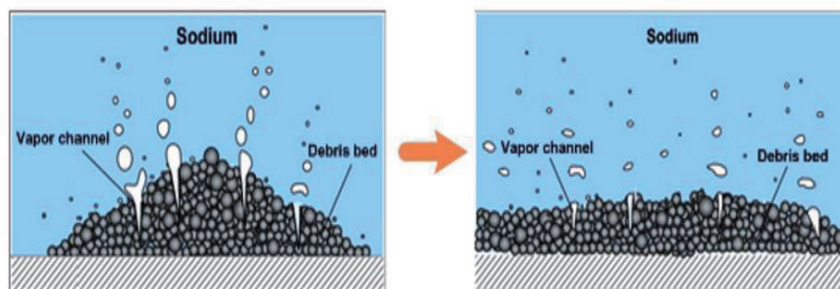


Fig.4 Self-leveling behavior of debris bed