



SFR安全標準炉に求められる 技術開発の状況

(2) 再臨界回避技術

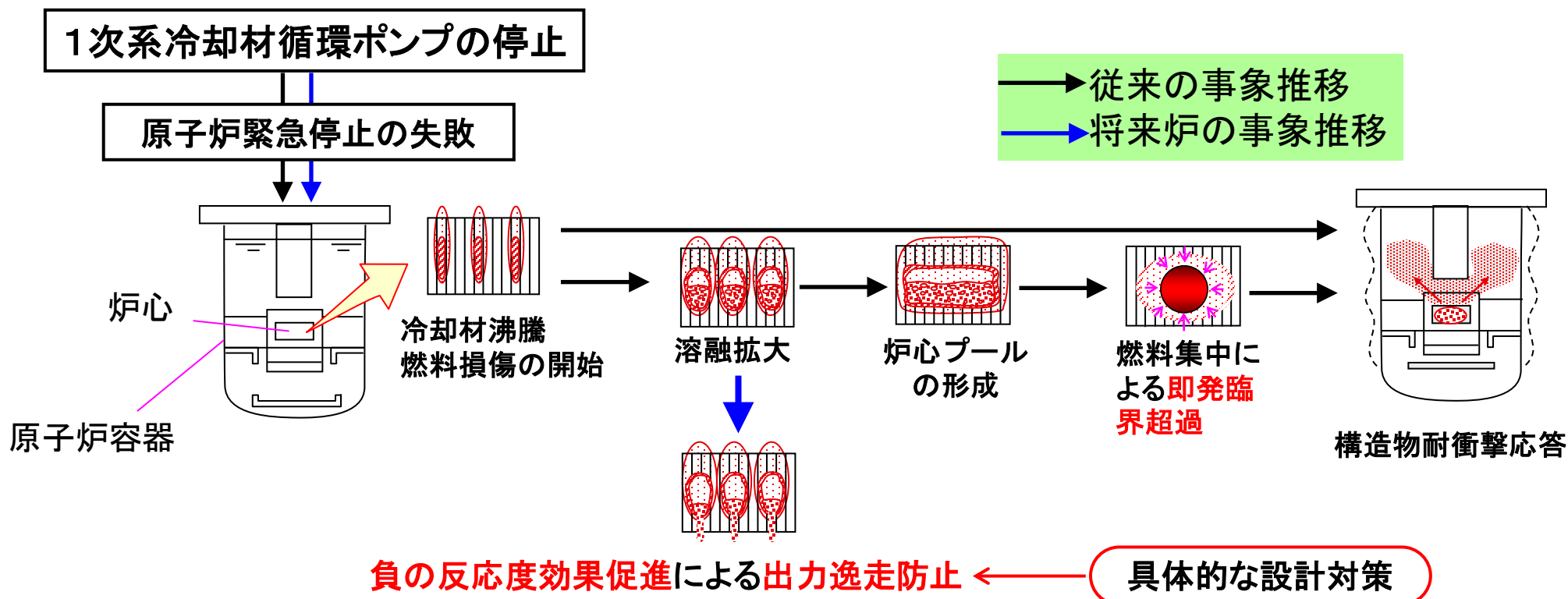
2020年9月18日

神山 健司、久保 重信
日本原子力研究開発機構

本報告は、経済産業省からの受託事業である「平成29年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」および「平成30年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果を含む

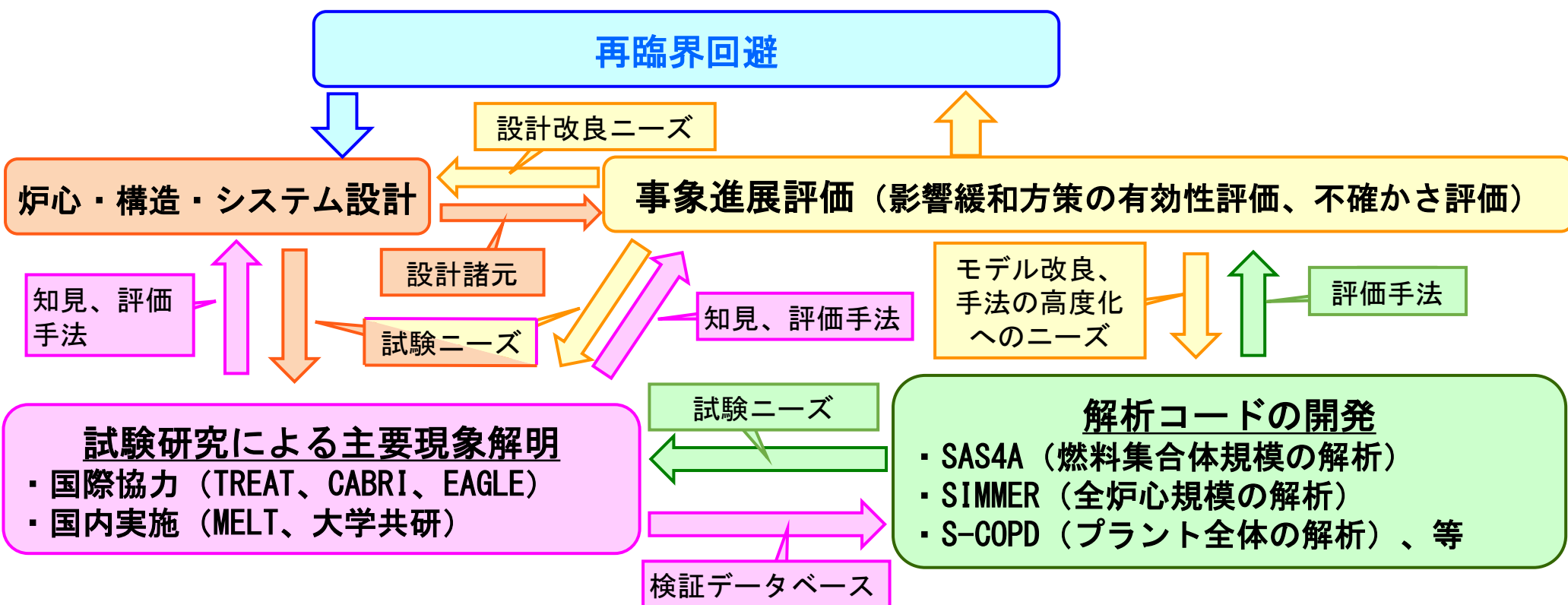
1. はじめに

- ナトリウム冷却型高速炉（SFR: Sodium-cooled Fast Reactor）の安全上の課題
 - ✓ 炉心崩壊事故（CDA: Core Disruptive Accident）時の出力逸走
 - 炉心が健全状態において最大反応度体系になく、正の反応度挿入による即発臨界超過
- CDAの影響緩和
 - ✓ 格納系の機能維持の確認から機械的エネルギーの発生に至る再臨界そのものの排除へ
- 研究開発の状況と今後の展望を紹介



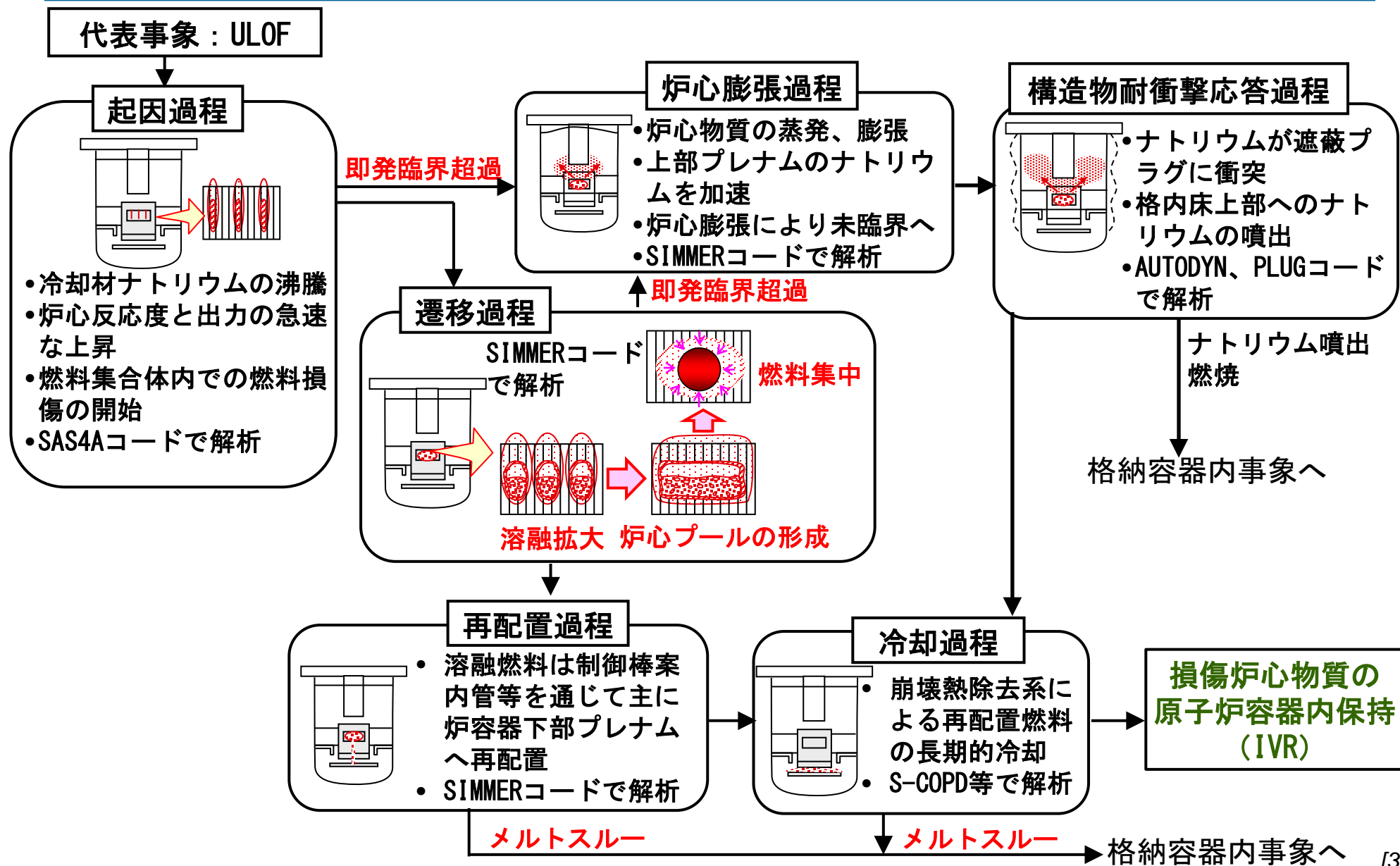
2. 再臨界回避技術 定義

- 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
- 技術開発の枠組み
 - ✓ 代表的な起回事象（ULOF：炉心流量喪失時炉停止機能喪失）に対し、試験研究で得た知見および検証された解析評価手法を用いて、設計研究と連携して事象進展の解析評価を行い、再臨界回避方策の有効性を示す



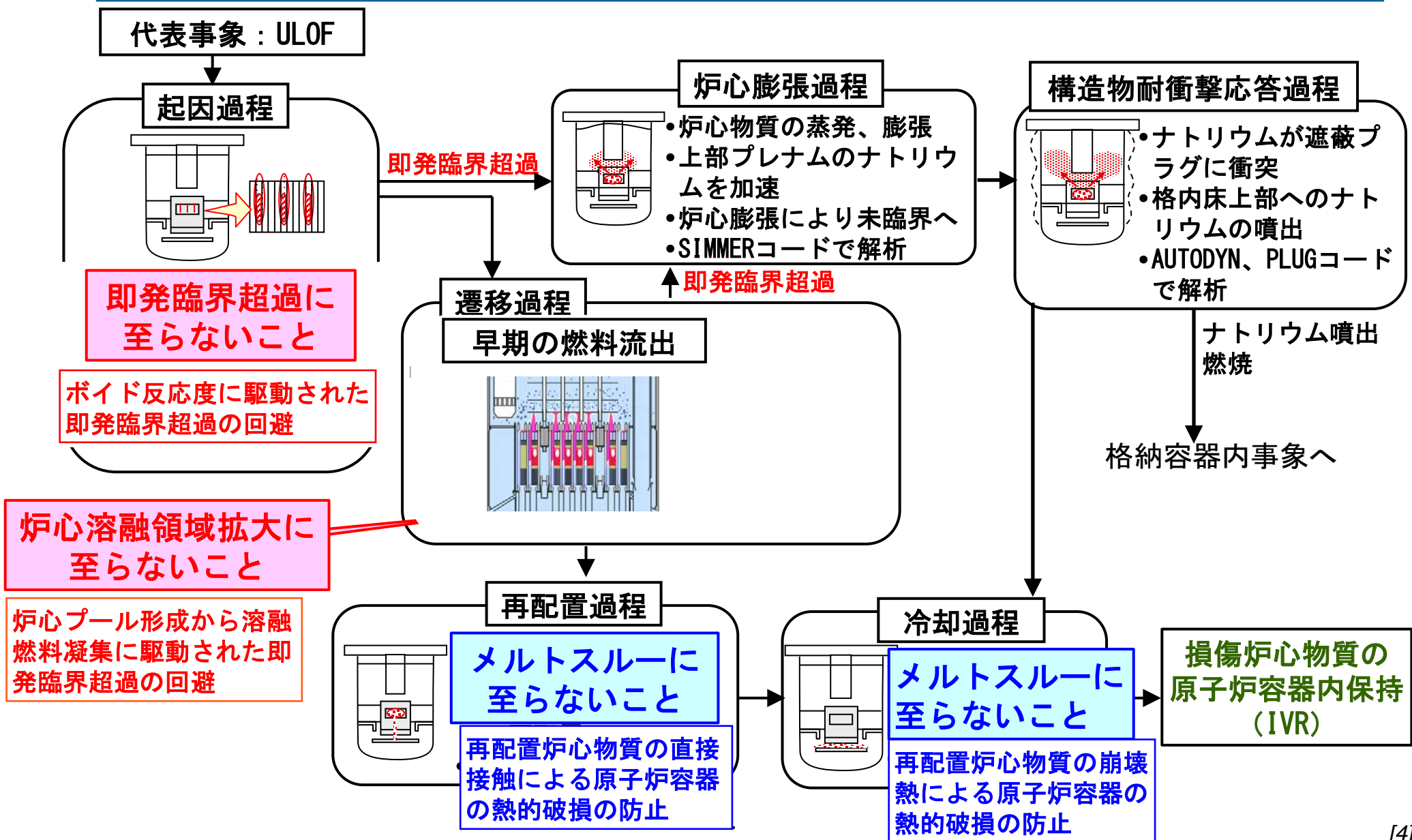
2. 再臨界回避技術

代表事象 (ULOF) の一般的な事象進展

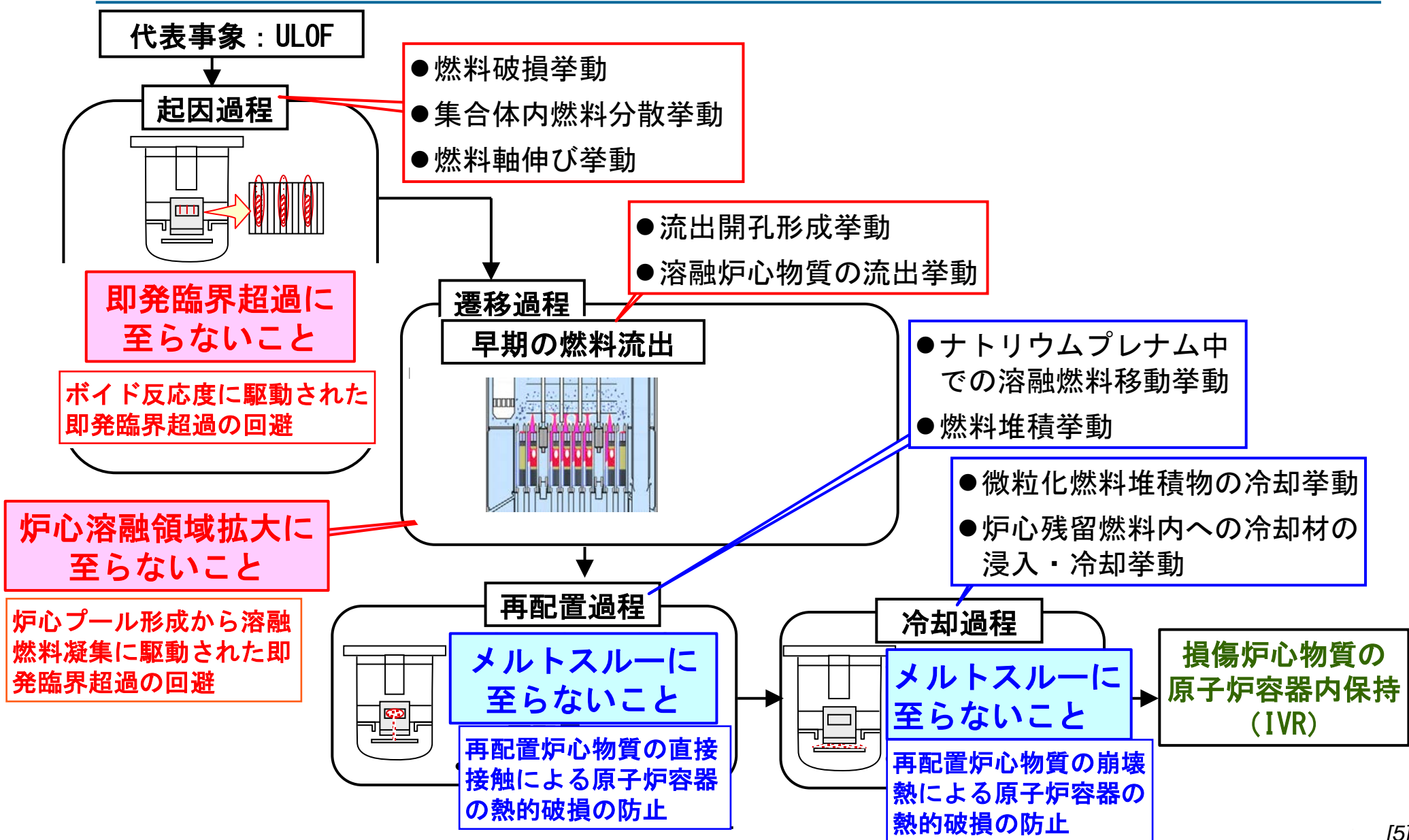


2. 再臨界回避技術

再臨界回避のための設計目標



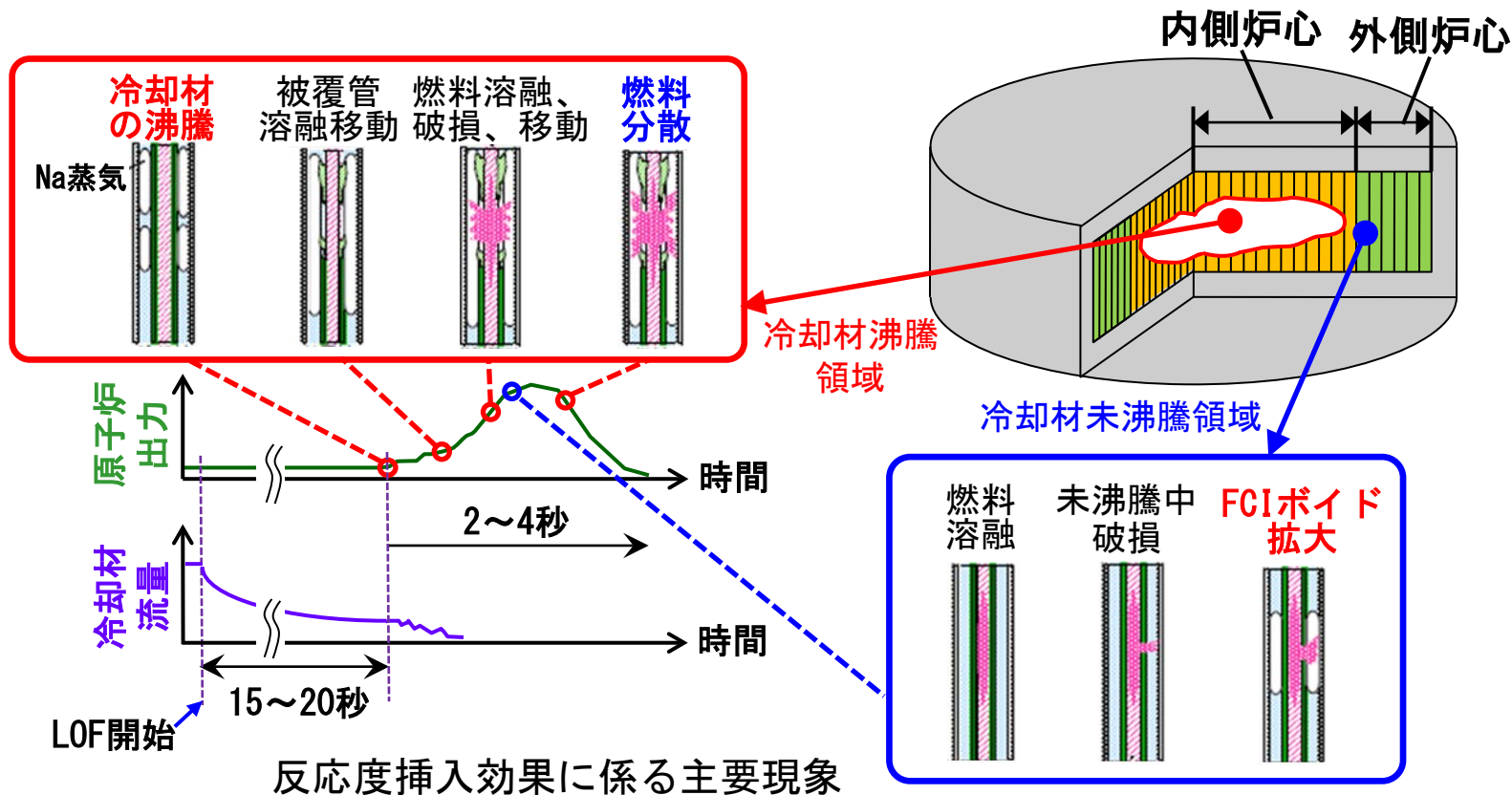
2. 再臨界回避技術 各過程での主要現象



2. 再臨界回避技術

2.1 起因過程

- 炉心の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む
- 正／負の反応度挿入が競合
 - ✓ 正：冷却材ボイド反応度、被覆管溶融移動反応度
 - ✓ 負：燃料ドップラー反応度、燃料軸伸び反応度、燃料分散反応度



(Sato I, et al., J Nucl Sci Technol. 2011;48(4)掲載図を和訳)

2. 再臨界回避技術

2.1 起因過程

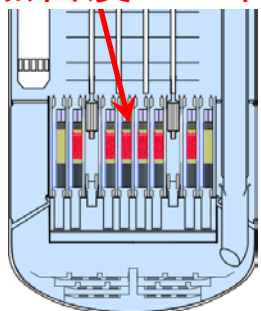
影響緩和
方策

安全評価での主要
現象

試験研究
●既実施／○未実施

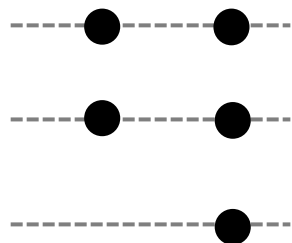
解析コードの開発状況
■整備済み／□未整備

ボイド反応度、
炉心燃料軸長、
燃料スミア密度、
発熱密度への制限



- 燃料破損挙動
- 集合体内燃料分散挙動
- 燃料軸伸び挙動

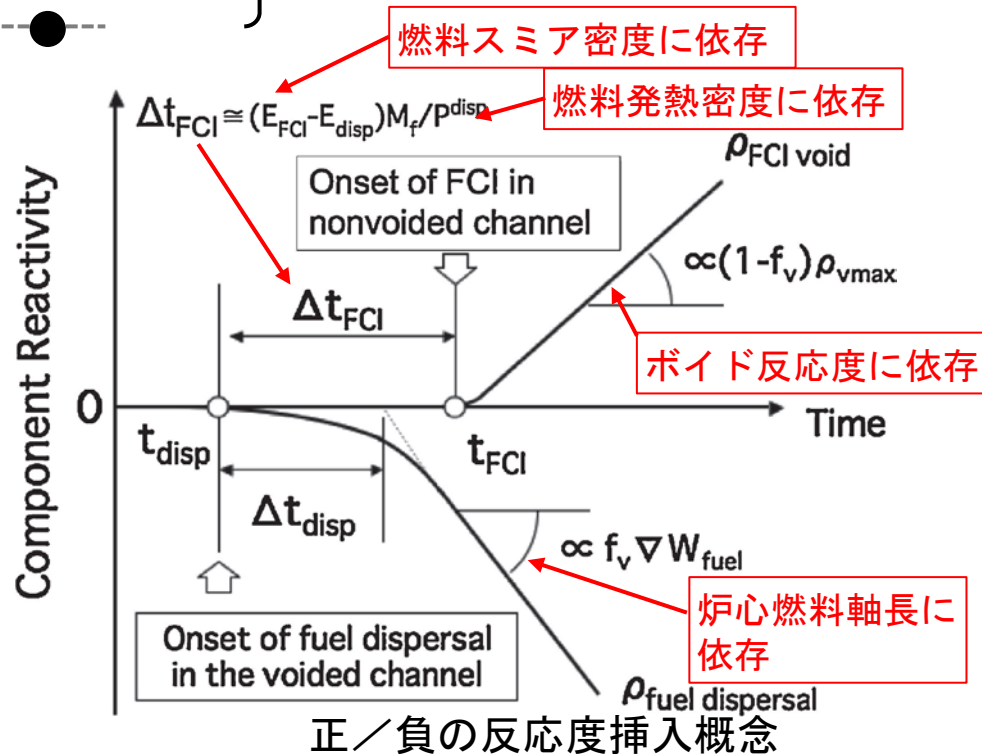
TREAT(米) CABRI(仏)



■ SAS4Aコードの開発、各主要現象に関わるモデル検証の実施による評価精度の向上

事象進展評価の現状

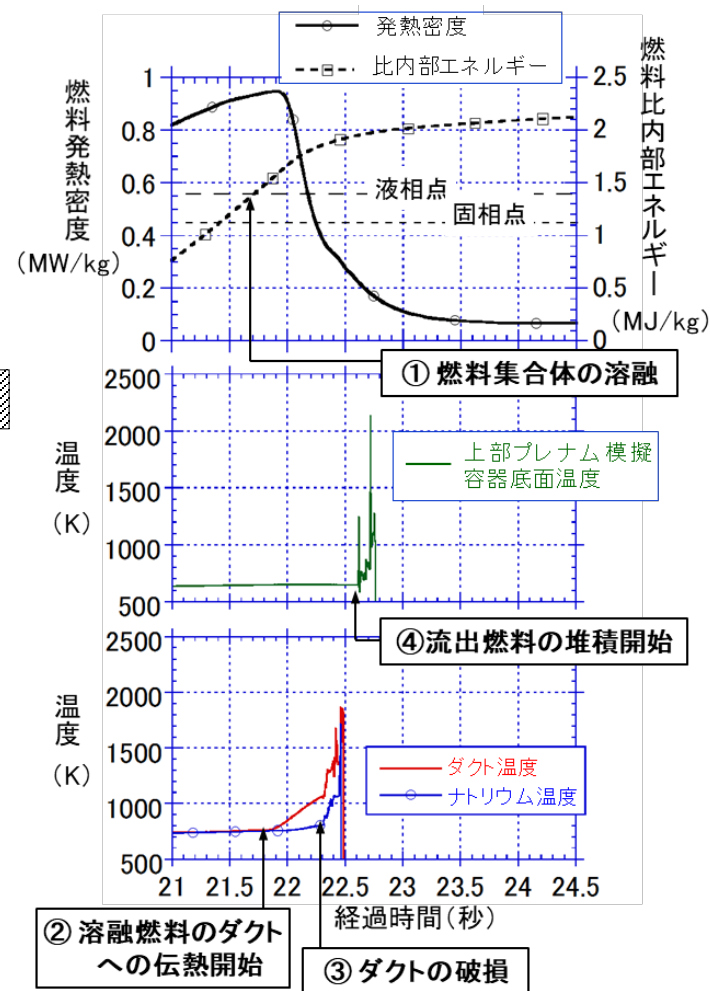
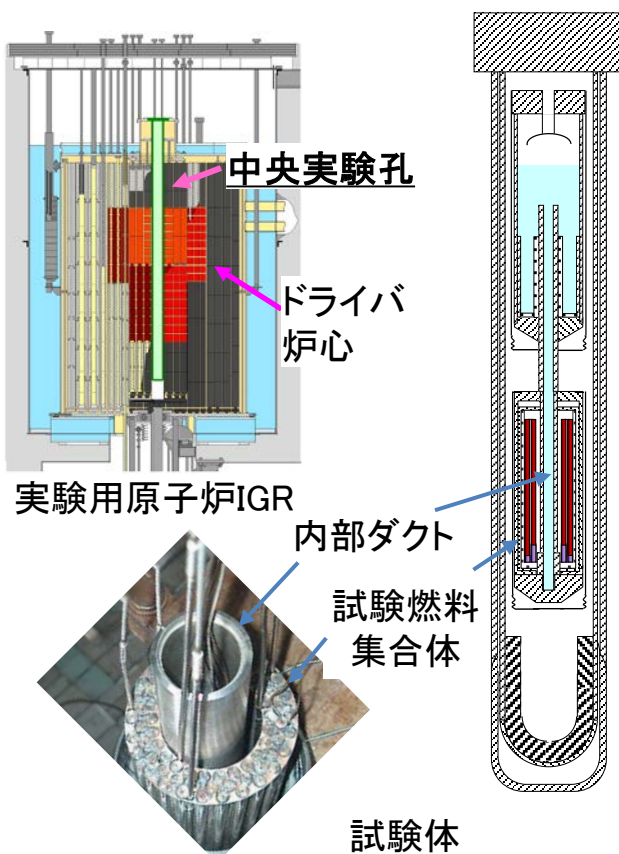
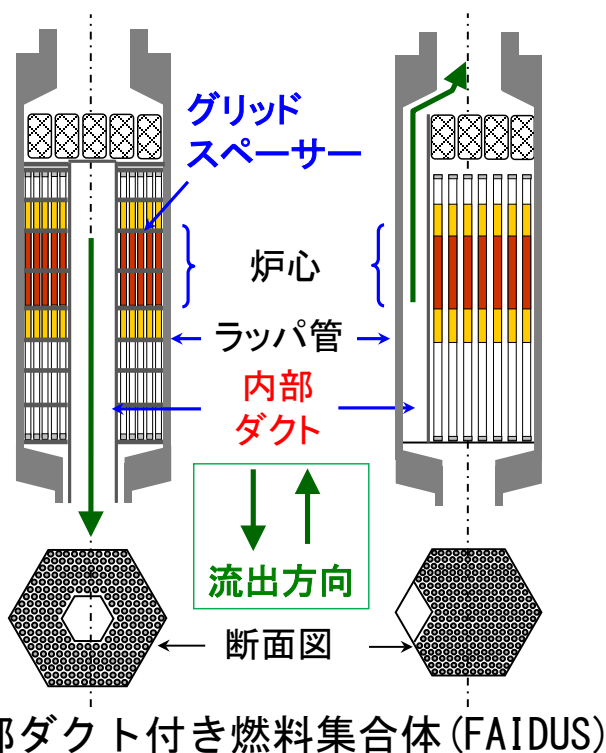
- 正／負の反応度挿入効果を機構論的に評価、再臨界回避方策を導入した炉心では、**ボイド反応度に駆動された即発臨界超過が生じない**



2. 再臨界回避技術

2.2 遷移過程 (1/2)

- 反応度変動は溶融燃料の運動により支配される
 - ✓ 定格出力超での炉心溶融が進む
 - ✓ 径方向を含む大規模な溶融燃料移動が可能となる
- 内部ダクト付き燃料集合体の導入
- カザフスタン共和国国立原子力センターとの協力 (EAGLE計画)
 - ✓ 燃料集合体の溶融から流出に関わるデータを取得



試験で得た温度変化と燃料比内部エネルギーの評価との比較
(原子力機構の研究開発成果2016-17、P.88)

2. 再臨界回避技術

2.2 遷移過程 (2/2)

影響緩和
方策

安全評価での主要
現象

試験研究

●既実施／○未実施

解析コードの開発状況

■整備済み／□未整備

内部ダクト付き
燃料集合体
(FAIDUS)の導入

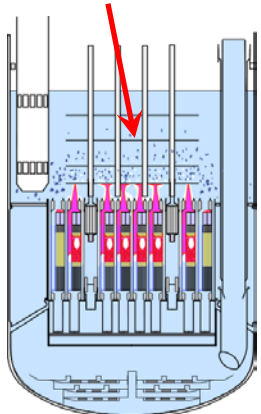
● 流出開孔形成挙動

EAGLE-1 EAGLE-2 国内

■ SIMMERコード検証実施、開孔形成時間の評価精度向上

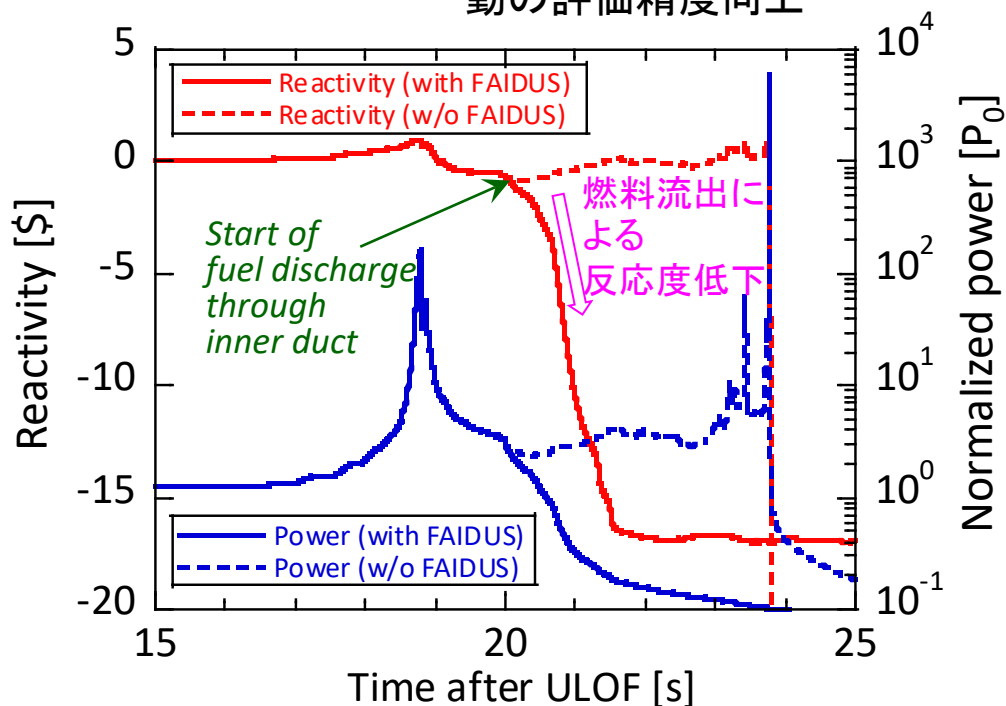
● 溶融炉心物質の流出挙動

■ SIMMERコード検証実施、流出挙動の評価精度向上



事象進展評価の現状

- 内部ダクトを通じた燃料流出による反応度低下により、**溶融燃料凝集に駆動された即発臨界超過が生じない**



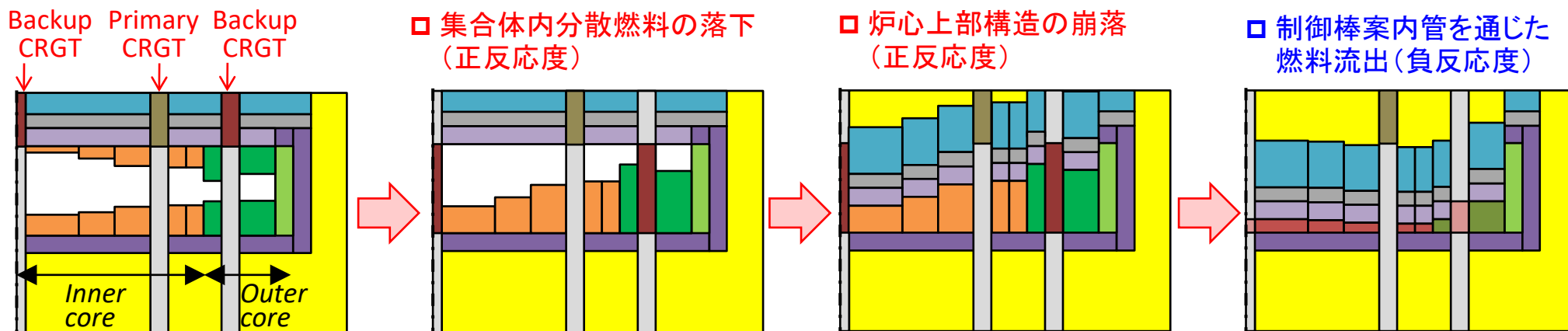
SIMMERコードによる炉心反応度および原子炉出力変化の解析結果

(Suzuki T, et al., J Nucl Sci Technol. 2014;51(4):493-513.)

2. 再臨界回避技術

2.3 再配置過程 (1/3)

- 溶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
 - ✓ 出力／流量比が大きな燃料集合体から先行的に溶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溶融進展が停止
- 炉心領域に残留する燃料は主に未溶融の固体燃料
 - ✓ 溶融状態に至った燃料は内部ダクトを通じて流出
- 再配置過程の特色
 - ✓ 再配置に伴う反応度の変化
 - ✓ 崩壊熱による発熱と冷却のバランスによる崩壊炉心の溶融と再配置の進行



再配置過程で想定される事象推移

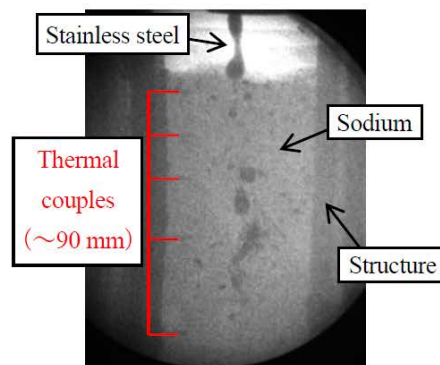
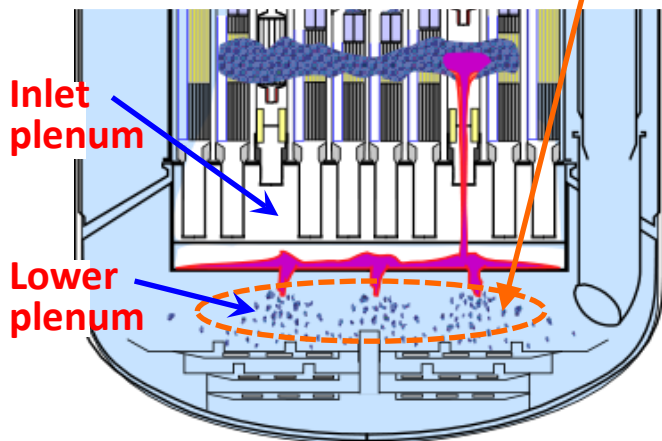
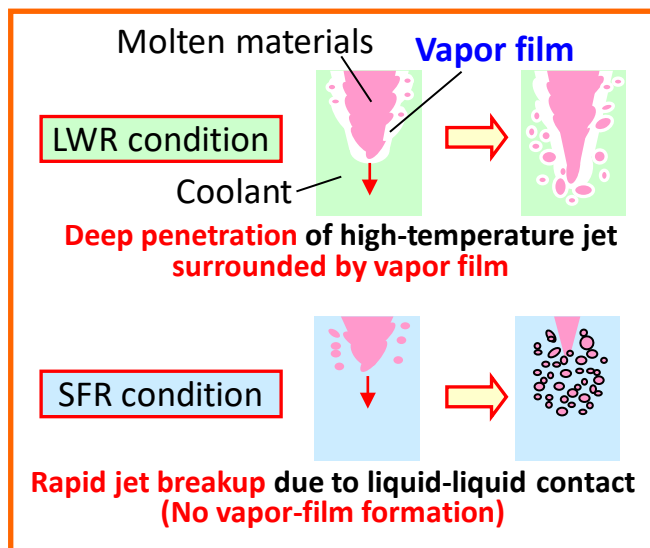
(Suzuki T, et al., J Nucl Sci Technol. 2014;51(4):493-513. 掲載図を抜粋和訳)

2. 再臨界回避技術

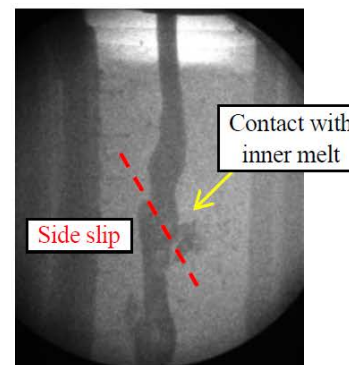
2.3 再配置過程 (2/3)

■ 再配置過程の特色 (続き)

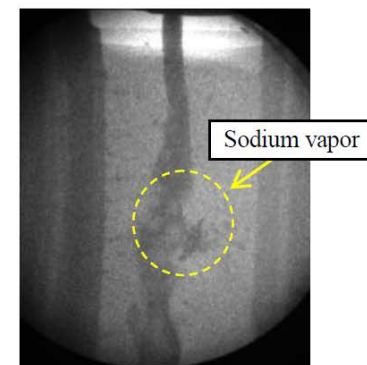
- ✓ 溶融炉心物質が原子炉容器の底部に向かって移動 (一次系バウンダリに対する熱負荷)



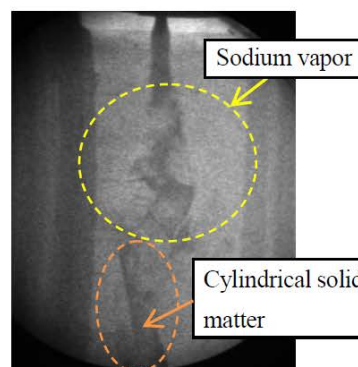
(1) Contact with sodium surface (0 s)



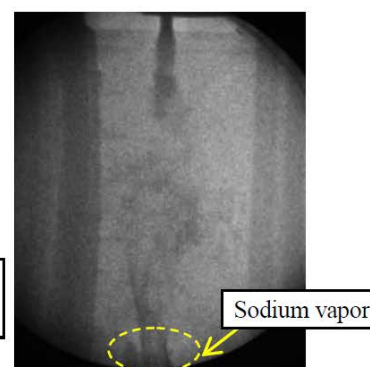
(2) Penetration of liquid column (0.253 s)



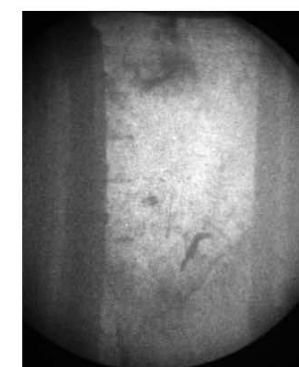
(3) Vaporization of sodium locally (0.254 s)



(4) Expansion of vaporization area and breaking liquid column (0.256 s)



(5) Condensation of sodium vapor (0.258 s)



(6) Relatively intense vaporization of sodium (0.262 s)

X線によるナトリウム中に浸入した高温溶融物 (ステンレス鋼) の挙動観察結果 (江村、他 第24回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集)

2. 再臨界回避技術

2.3 再配置過程 (3/3)

影響緩和 方策

安全評価での主要 現象

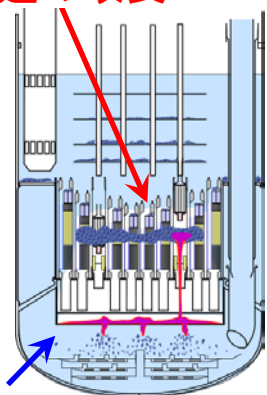
試験研究

●既実施／○未実施

解析コードの開発状況

■整備済み／□未整備

制御棒案内管
構造の改良



原子炉容器下部構
造の改良（下部プ
レナムの深さの確
保、等）

- 流出開口形成挙動
- 制御棒案内管を通じた流出挙動
- ナトリウムプレナム中での溶融燃料移動挙動
- 燃料堆積挙動

EAGLE-2 EAGLE-3 国内

● ●

○ ○

● ○ ○

● ○ ○

- SIMMERコードの検証を実施し、評価精度を確認
- ▣ 試験データ取得、SIMMERコードの検証を実施中
- ▣ 冷却材中への燃料浸入挙動評価モデルを導入済み。冷却材容積効果の知見拡充が必要。
- ▣ 評価モデルの高度化が必要

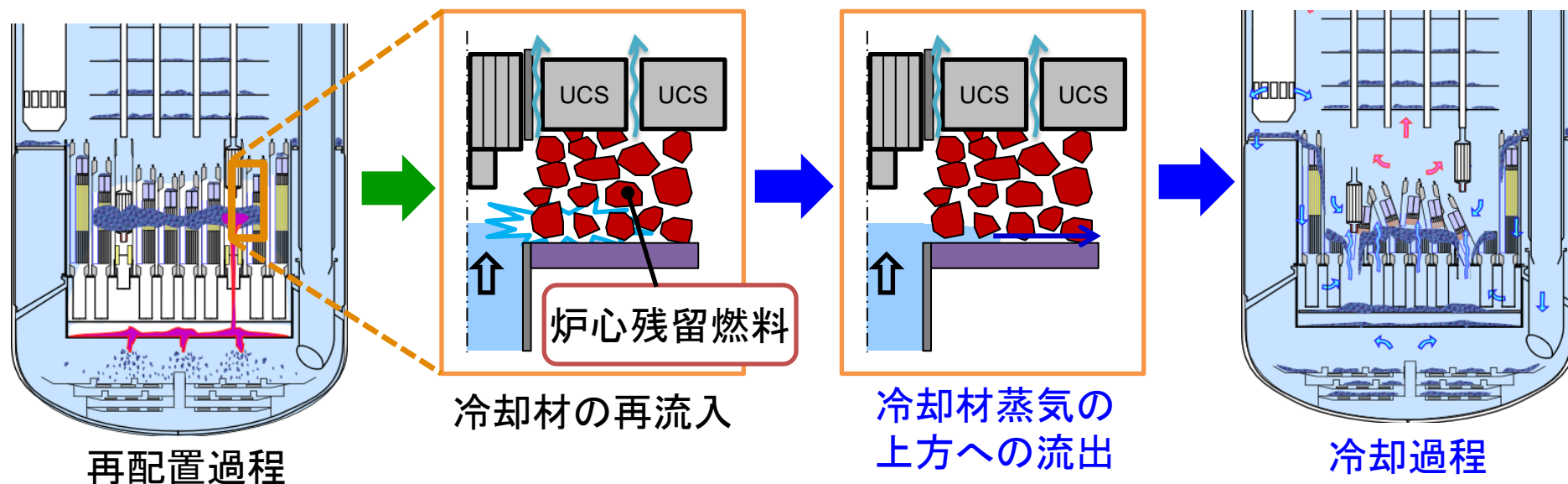
事象進展評価の現状

- 内部構造を有する流路を通じた溶融炉心物質の流出に関する試験データ取得を進めている。今後、解析コードの検証および事象進展評価を進め、燃料再配置に伴う即発臨界超過を防止できることを確認する。
- ナトリウム中への溶融炉心物質の浸入距離を予測する評価手法を開発した。今後、事象進展評価を進め、原子炉容器の熱的破損が防止できることを確認する。

2. 再臨界回避技術

2.4 冷却過程 (1/2)

- 原子炉容器下部へ流出した炉心物質
 - ✓ 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構造上に堆積
 - ✓ 制御棒案内管を通じてナトリウムが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
- 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を冷却



2. 再臨界回避技術

2.4 冷却過程 (2/2)

影響緩和 方策

安全評価での主要 現象

試験研究

●既実施／○未実施

解析コードの開発状況

■整備済み／□未整備

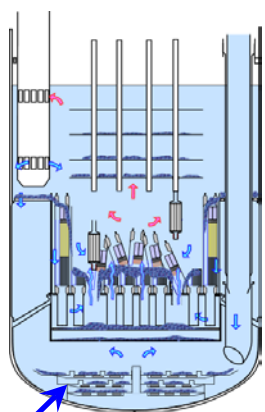
ACRR Dシリーズ 国内
試験 (米SNL) EAGLE-3

- 微粒化燃料堆積物の冷却挙動
- 炉心残留燃料内への冷却材の浸入・冷却挙動

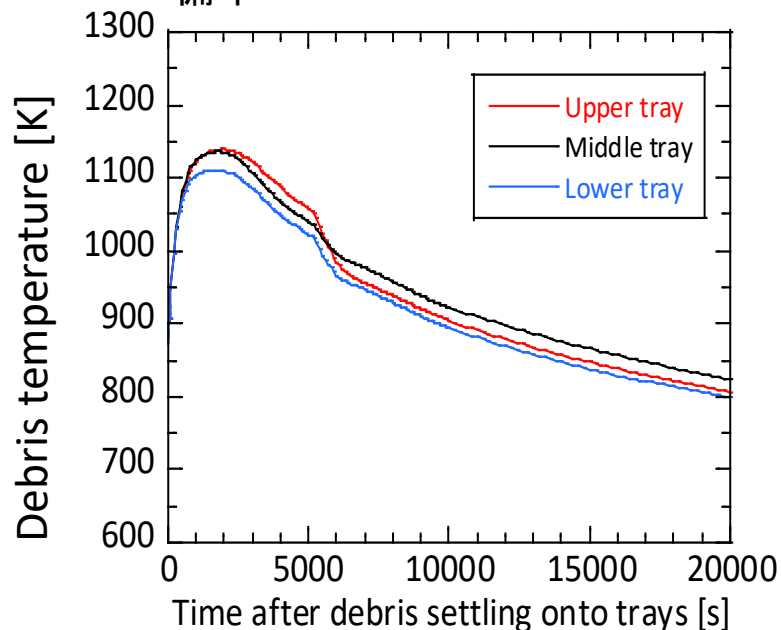
- 既存デブリ冷却モデルをS-COPDへ導入済み
- 冷却性データの取得に向け試験準備中

事象進展評価の現状

- 原子炉容器内ナトリウムの流動と崩壊熱除去系への熱輸送により、受け皿に堆積した燃料デブリが冷却される
- 炉心残留燃料の冷却性評価手法を整備のため、検証データの取得を進めている
- 今後、事象進展評価を進め、原子炉容器の熱的破損が防止できることを確認する



受け皿 (コアキャッチャー) の導入



堆積デブリ (損傷炉心物質) 冷却性解析結果

(Suzuki T, et al., J Nucl Sci Technol. 2014;51(4):493-513.)

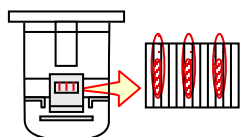
3. おわりに

影響緩和方策を取り入れた原子炉におけるULOFの事象進展研究・評価の現状

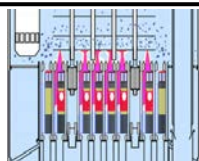
代表事象：ULOF

— 研究開発成果を反映した事象進展評価を実施済み
- - - 今後の研究・評価対象

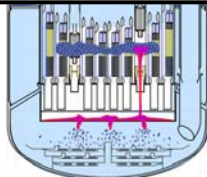
(1) 起因過程



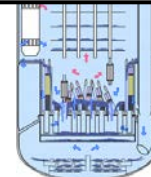
(2) 遷移過程



(3) 再配置過程



(4) 冷却過程



目標

損傷炉心物質の
 原子炉容器内保持
 (IVR)

影響緩和方策
 ボイド反応度制限、等

試験研究

- TREAT(米)
- CABRI(仏)

解析コード

SAS4A

評価の現状

事象進展評価を実施、即発臨界超過を防止できることを確認

影響緩和方策

内部ダクト付き燃料集合体の導入

試験研究

- EAGLE-1, 2
- MELT(大洗)

解析コード

SIMMER

評価の現状

事象進展評価を実施、炉心溶融領域拡大に至らないことを確認

影響緩和方策

制御棒案内管構造の改良

試験研究

- EAGLE-3
- MELT(大洗)

解析コード

SIMMER

研究・評価の現状

- 試験的知見をコードへ反映中
- 事象進展評価を準備

影響緩和方策

原子炉容器下部構造の改良

試験研究

- EAGLE-2, 2の追加, EAGLE-3
- MELT、大学共研

解析コード

SIMMER

研究・評価の現状

- 試験的知見をコードへ反映中
- 事象進展評価を準備

影響緩和方策

受け皿の導入

試験研究

- EAGLE-3, 3の追加
- MELT、大学共研

解析コード

- SIMMER
- S-COPD+デブリ冷却

研究・評価の現状

- 試験的知見をコードへ反映中
- 事象進展評価を準備

3. おわりに

- CDAの前半過程：起因過程および遷移過程
 - ✓ 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
- CDAの後半過程：再配置過程および冷却過程
 - ✓ 損傷炉心物質の原子炉容器内で冷却保持を目指した研究開発を推進
 - ✓ 試験的知見を取得すると共に解析評価技術を開発整備し、事象進展評価を通じて事故影響を緩和するための設計対応の効果を確認する
 - ▶ 今後5カ年を目安に技術取得を図る



ご清聴ありがとうございました