

# シビアアクシデント評価研究グループ

—シビアアクシデント評価手法の高度化を目指して—

## シビアアクシデント評価に関する研究

【目的】不確かさ及び感度解析を含めたソースターム評価手法の高度化  
シビアアクシデント(SA)対策の有効性評価手法の高度化

MELCOR

参照

SA総合解析コードTHALES2  
熱水力挙動+放射性物質移行挙動

詳細コードとの連携

KICHE

格納容器内ヨウ素化学

CELVA-1D

再処理施設熱流動

JASMINE

デブリ冷却性、蒸気爆発

その他

原子炉冷却系FP化学  
水素燃焼・再結合

詳細コードの改良・検証

実験データ

国際協力

JAEA内連携

統計モデルの導入  
不確かさ・感度解析手法の適用

不確かさ要因の  
フィードバック

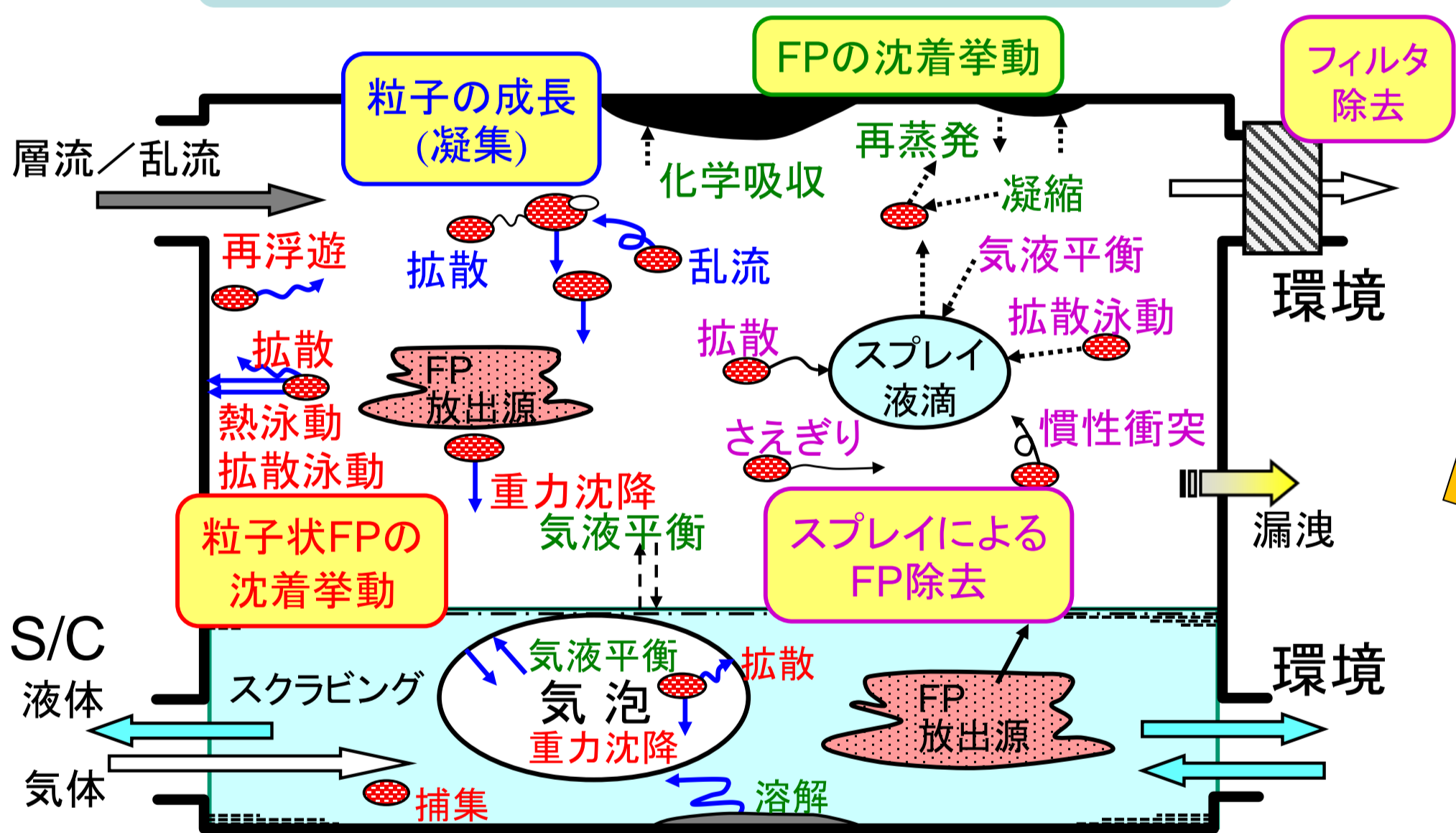
不確かさを含めた  
ソースターム

- 様々なSAシナリオにおけるソースターム知識ベースの構築  
→ レベル2PRA, 緊急時防護対策の効果を検討したオフサイト影響評価に活用
- シビアアクシデント対策の成立性及び有効性の評価
- 福島第一原子力発電所(1F)事故の分析

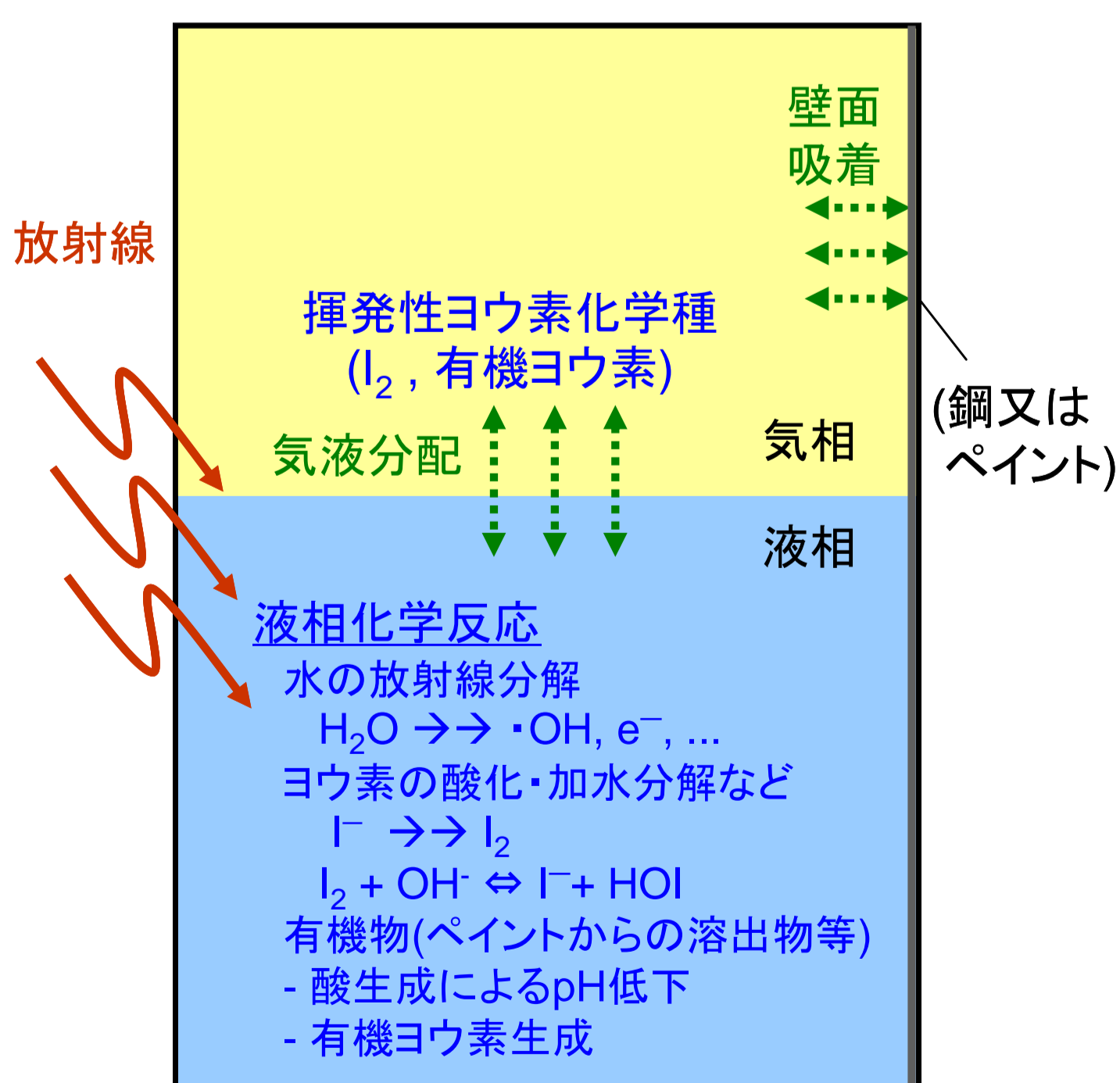
## —最近の研究活動の紹介—

### シビアアクシデント解析コードTHALES2/KICHEの開発

#### 放射性物質の移行挙動評価

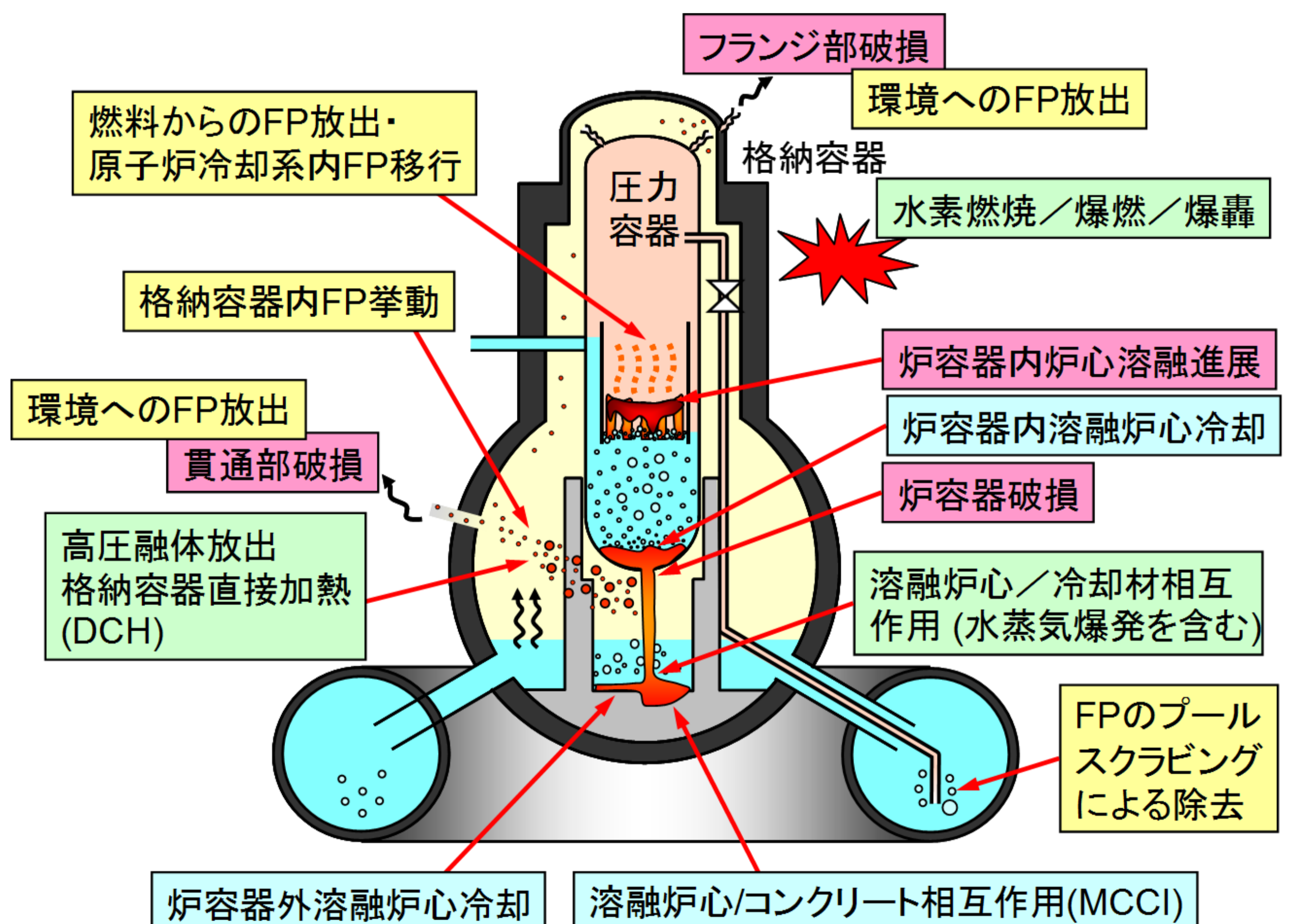


#### 格納容器内ヨウ素化学の評価



- 液相反応 (気体状ヨウ素 生成の主要過程)
  - ◆ 水の放射線分解
  - ◆ 無機ヨウ素反応
  - ◆ 有機ヨウ素生成
  - ◆ その他(不純物の影響等)
- 気液分配
- 壁面吸脱着
- ペイントからの有機物溶出

#### シビアアクシデント時の諸現象



- 炉心融融進展の評価
- 放射性物質のプラント内挙動の評価
- 放射性物質の環境への放出量、放出時期の評価

整備したTHALES2/KICHEの適用例

OECD/NEAプロジェクトへの参加  
(福島第一原子力発電所事故のベンチマーク研究;BSAF)

- 共通の境界条件に基づく解析の実施
- 1F事故進展を再現できる境界条件の探求

得られた知見をTHALES2/KICHEの改良にフィードバック



# ソースターム評価手法の高度化に向けたFP化学の解明

福島第一原発事故のソースタームPIRT評価により抽出された重要な化学現象 (Suehiro et al., 2015, Nuc. Eng. Des. 286, 163-174)

- 海水のヨウ素、セシウム化学種への影響
- 液相に捕集されたヨウ素の放射線分解による気相への再放出
- $B_4C$ 制御材のヨウ素、セシウム化学種への影響

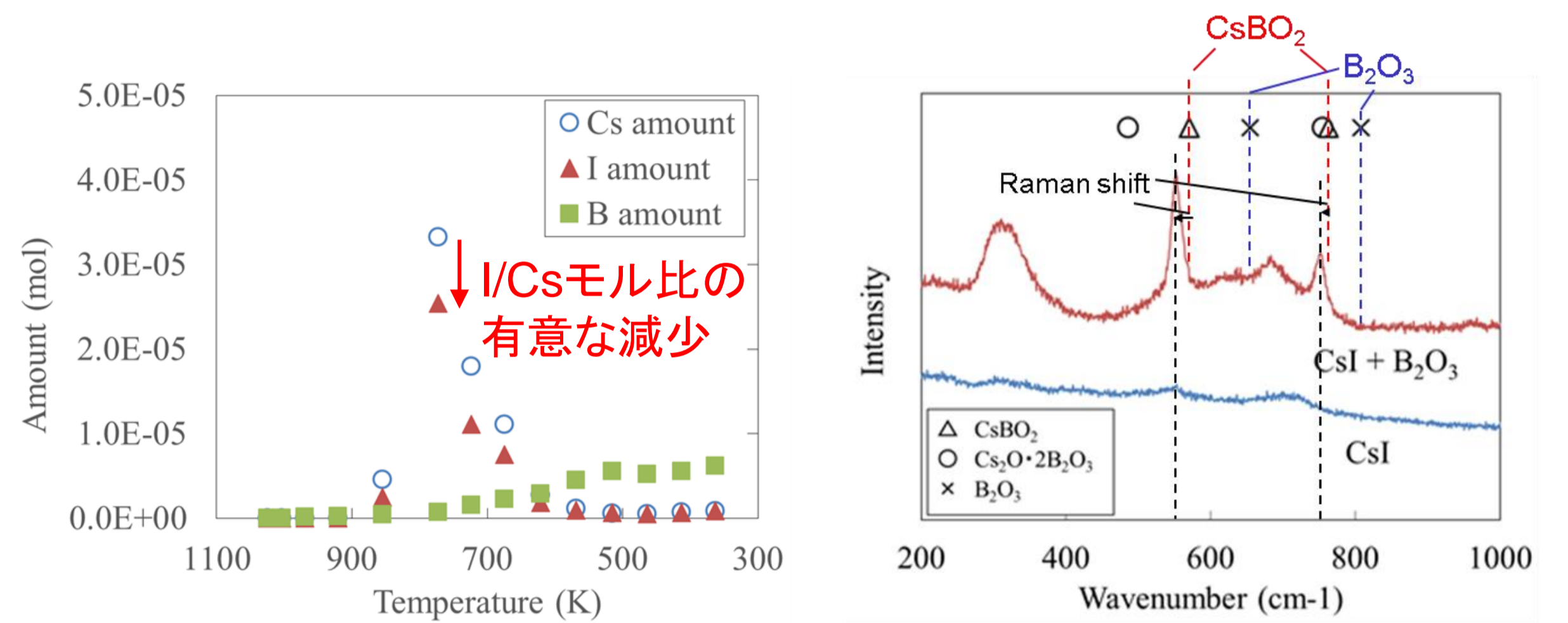
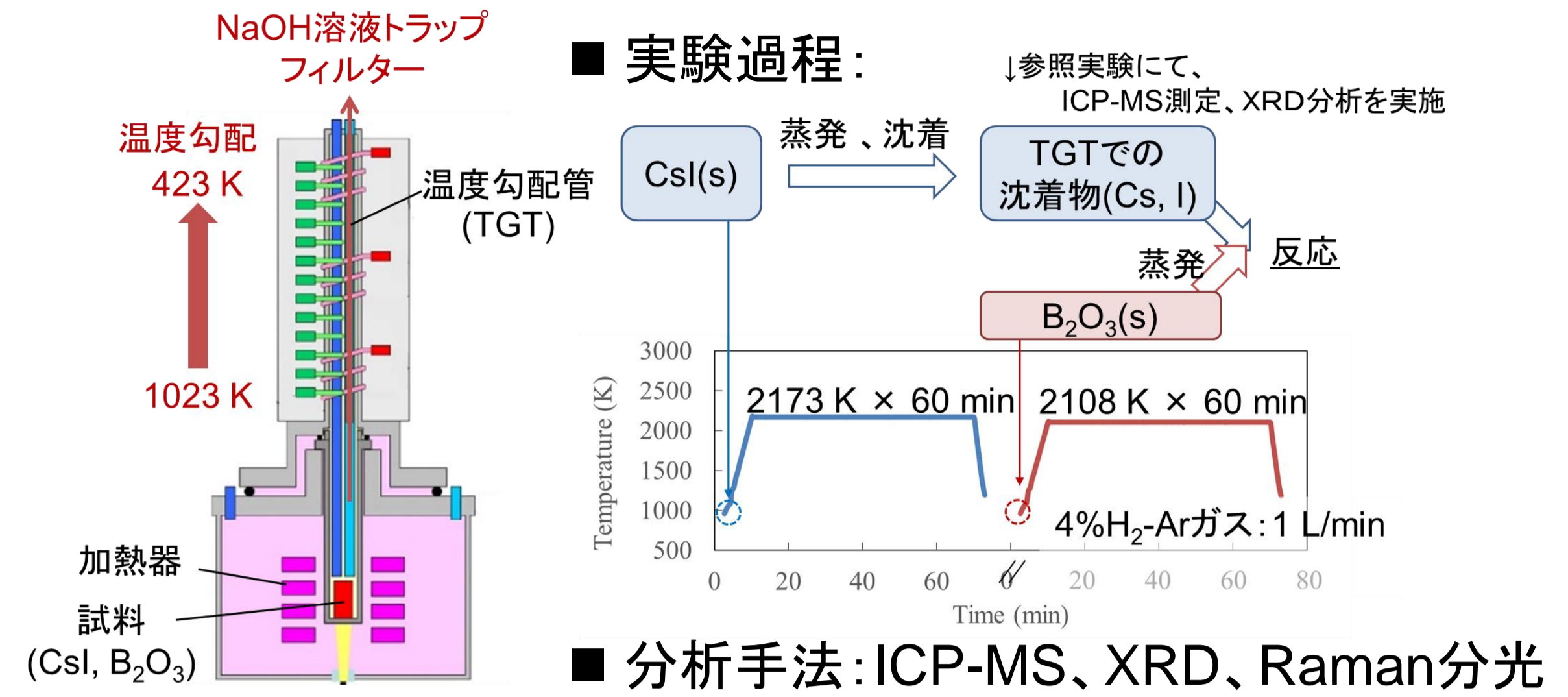
## ホウ素を影響を含むFP移行挙動実験の実施計画

実験名 (実施年)	VERDON-5 <sup>1)</sup> (2016~)	VERDON-2 <sup>1)</sup> (2012)	JAEA Hot test <sup>2)</sup> (2016~)	JAEA Cold test <sup>2)</sup> (2015)
試料	UO <sub>2</sub>	MOX	MOX	CsI, B <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
燃焼度	~ 70 GWd/t	~ 60 GWd/t	~ 40 GWd/t	—
最大温度	2373 K	←	2173 K	2173 K
雰囲気条件	水蒸気 (<1773 K) 空気 (>2273 K)	←	不活性 (Ar)	還元 (H <sub>2</sub> )
ホウ素注入	○ (H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub> 注入)	×	○ (B <sub>2</sub> O <sub>3</sub> 注入)	←
再照射	○	←	×	—
対象元素	Cs, I, Ru, Mo	←	Cs, Ru, Mo	Cs, I

<sup>1)</sup>フランス原子力庁(CEA)との共同研究  
<sup>2)</sup>原子力規制庁受託「原子力施設等防災対策等委託費(シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化)事業」の成果

- FP移行挙動およびFP化学種に対するホウ素の影響評価に向けて酸化/還元雰囲気での実験を実施
- 化学反応評価手法である熱力学平衡計算機能を含むFP移行挙動評価コードによる解析を実施し、熱力学的化学平衡計算手法の予測精度を検証
- ⇒ホウ素の影響を考慮したFP化学評価コード及び化学平衡組成データベースを整備

## JAEAでのホウ素影響評価実験(2015年度)



- ◆ ホウ素化学種と沈着したCsIの反応によりヨウ素の離脱が促進されることを示唆
  - ホウ素の影響によりCsIから約31%のヨウ素が離脱
  - 沈着物よりCs-B-O化合物の生成
- ⇒ヨウ素化合物としてCsIを仮定する従来のソースターム評価手法では、ホウ素存在下でのヨウ素の移行挙動を過小評価する可能性

## 再処理施設における蒸発乾固事故解析手法の整備

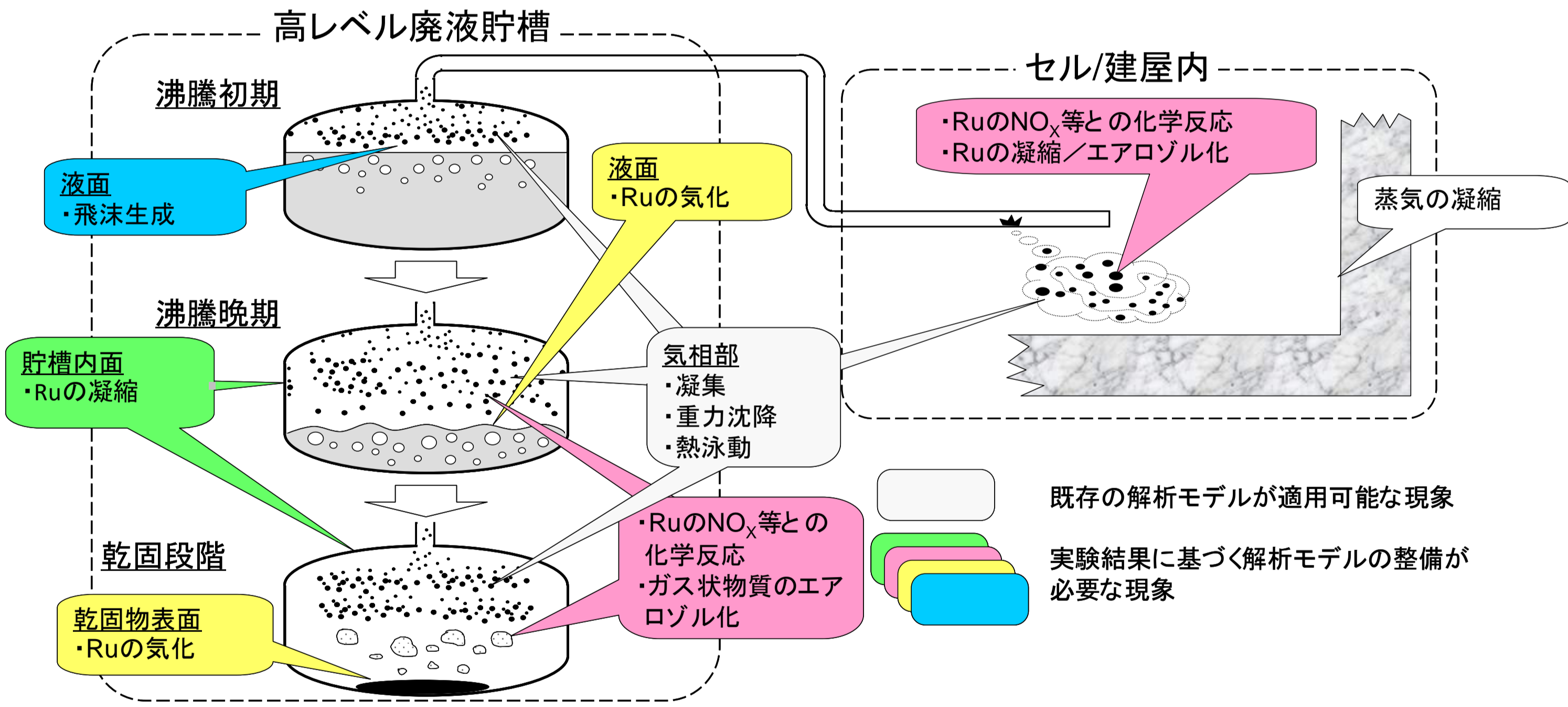
蒸発乾固事故(リスク上、最も重要)の特徴

- 沸騰により多量の水蒸気および硝酸蒸気の発生
- 放射性物質の硝酸塩の脱硝反応によるNO<sub>x</sub>ガスの発生
- 沸騰による廃液の飛沫生成、ガス状Ruの発生

⇒貯槽を含めた施設内での熱流動状態および凝集、沈着等のエアロゾルの移行挙動解析が必要

施設外への放射性物質の移行量評価のための主要なデータ

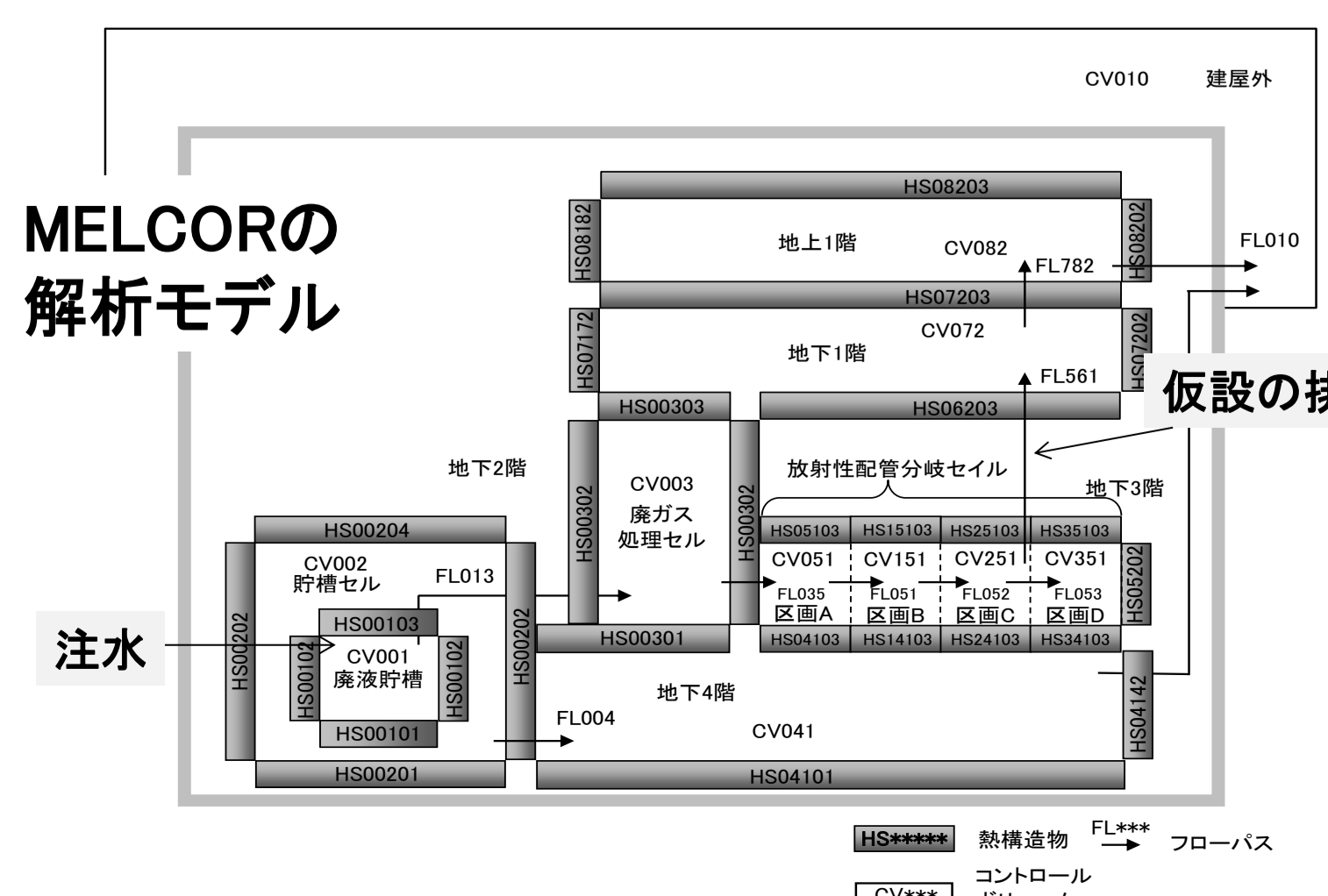
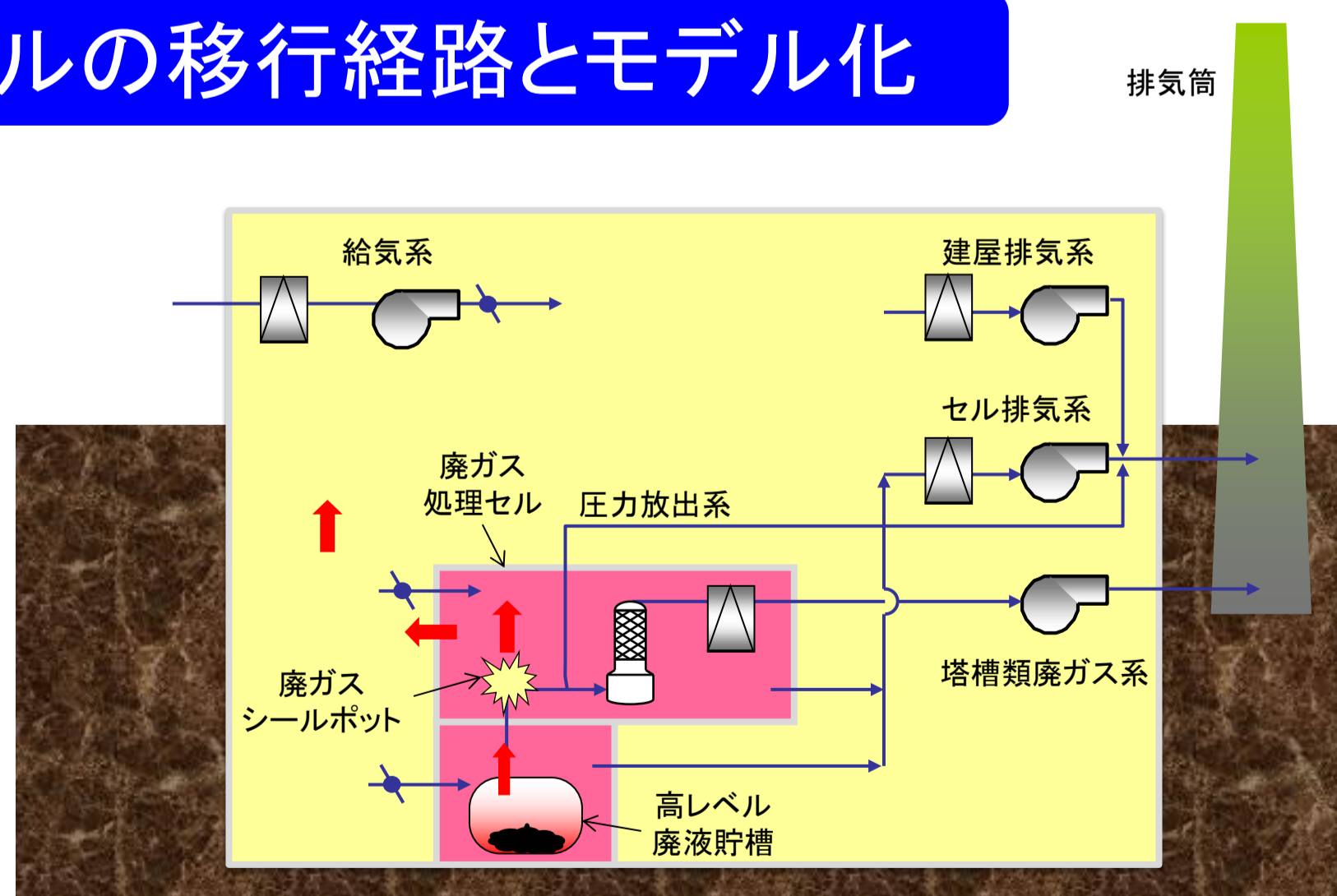
- 貯槽を含めた施設内の熱流動条件
- ガス状Ruの発生量
- Ruの凝縮液への移行
- 飛沫同伴による不揮発性物質の移行
- 気相中のガス状Ruの化学変化



高レベル廃液貯槽の沸騰事故で想定されるエアロゾル等の生成、移行沈着現象

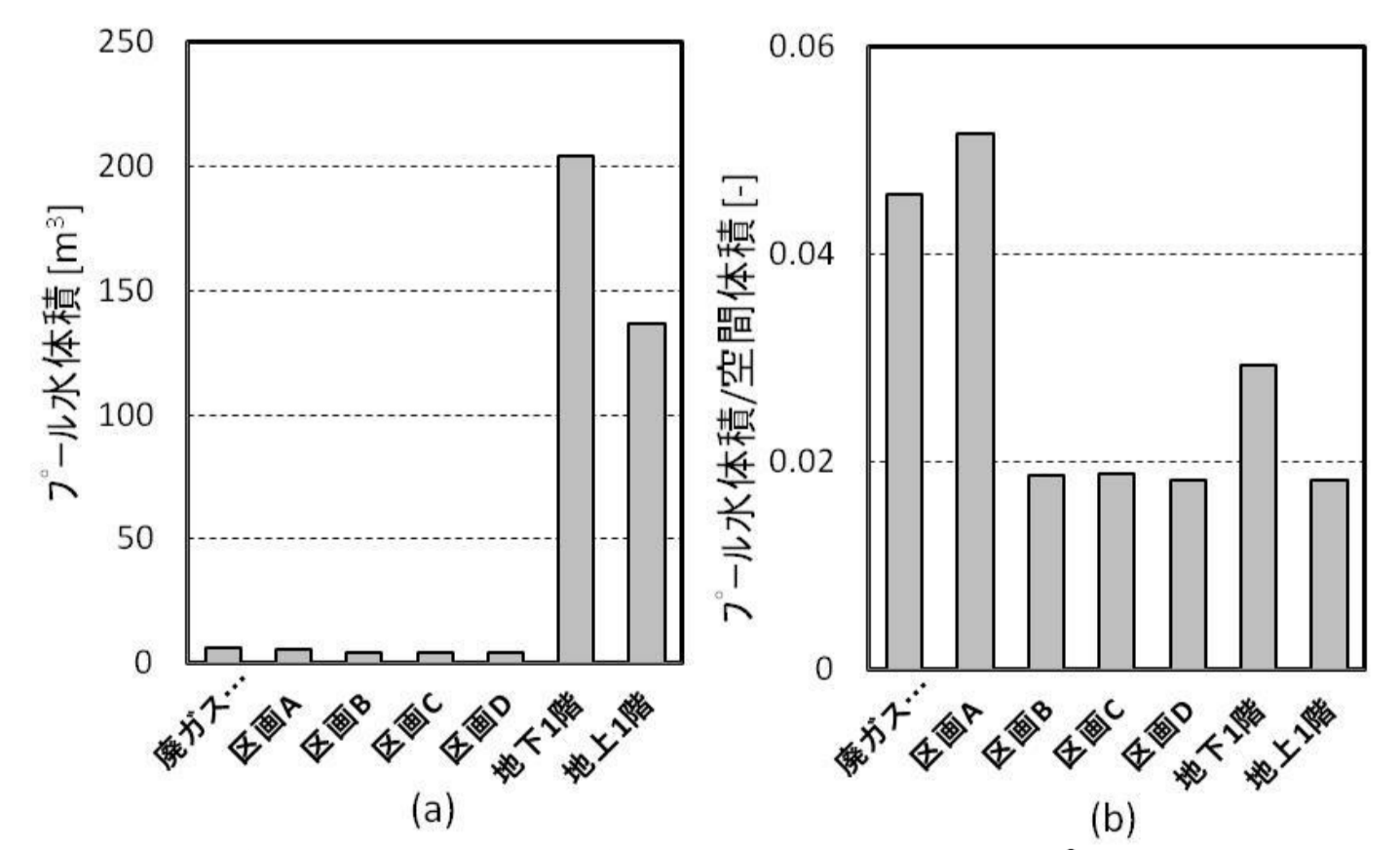
## 想定されるエアロゾルの移行経路とモデル化

- 蒸発乾固事故の対処策がエアロゾルの移行挙動に及ぼす効果の定量的な把握
- 想定する対処策
  - 廃液貯槽に注水し、廃液温度の上昇を抑えることでRuの気化を抑制
  - 仮設の排気系を經由して大空間のセルに蒸気を導き凝縮させ、蒸気の放出を抑制
- 発電用原子炉施設シビアアクシデント解析コード:MELCORを利用
- 貯槽からのエアロゾル発生量、粒径分布を産官学共同研究の成果を基に設定

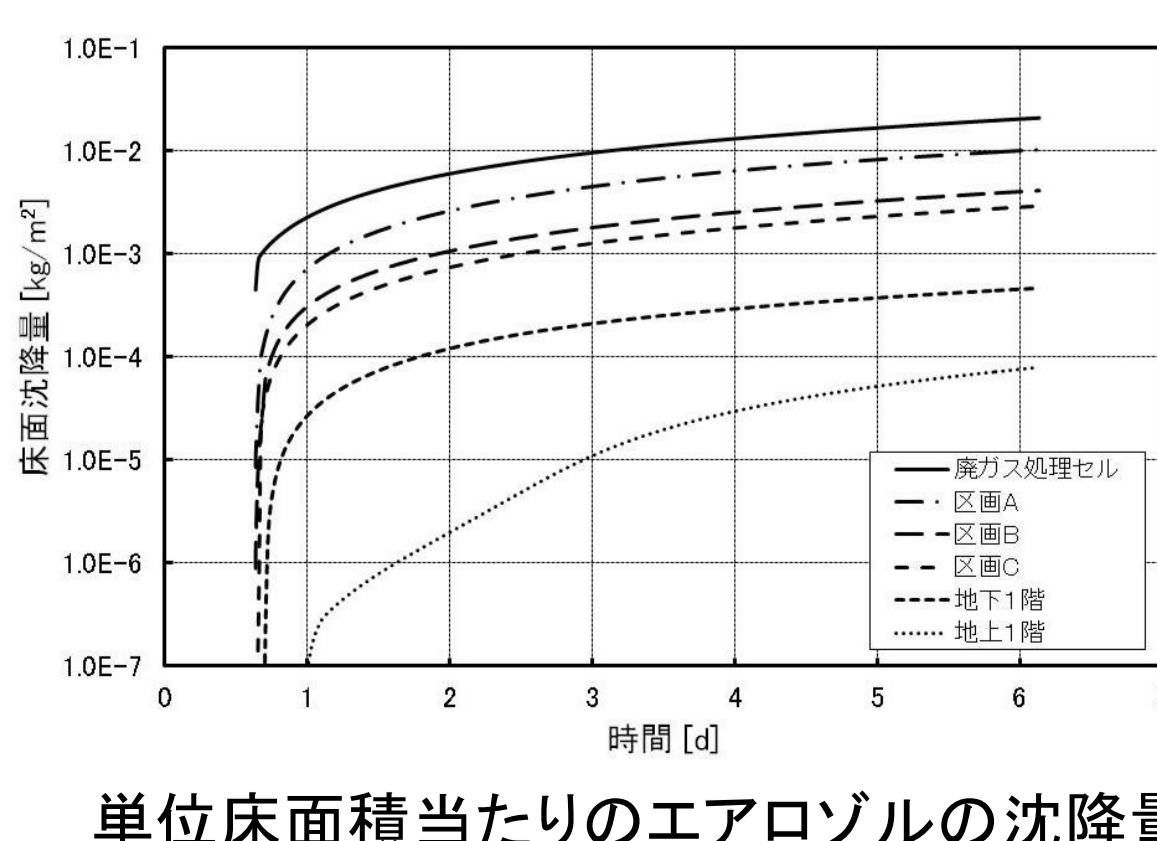


## 7日間での凝縮水、エアロゾルの施設内分布

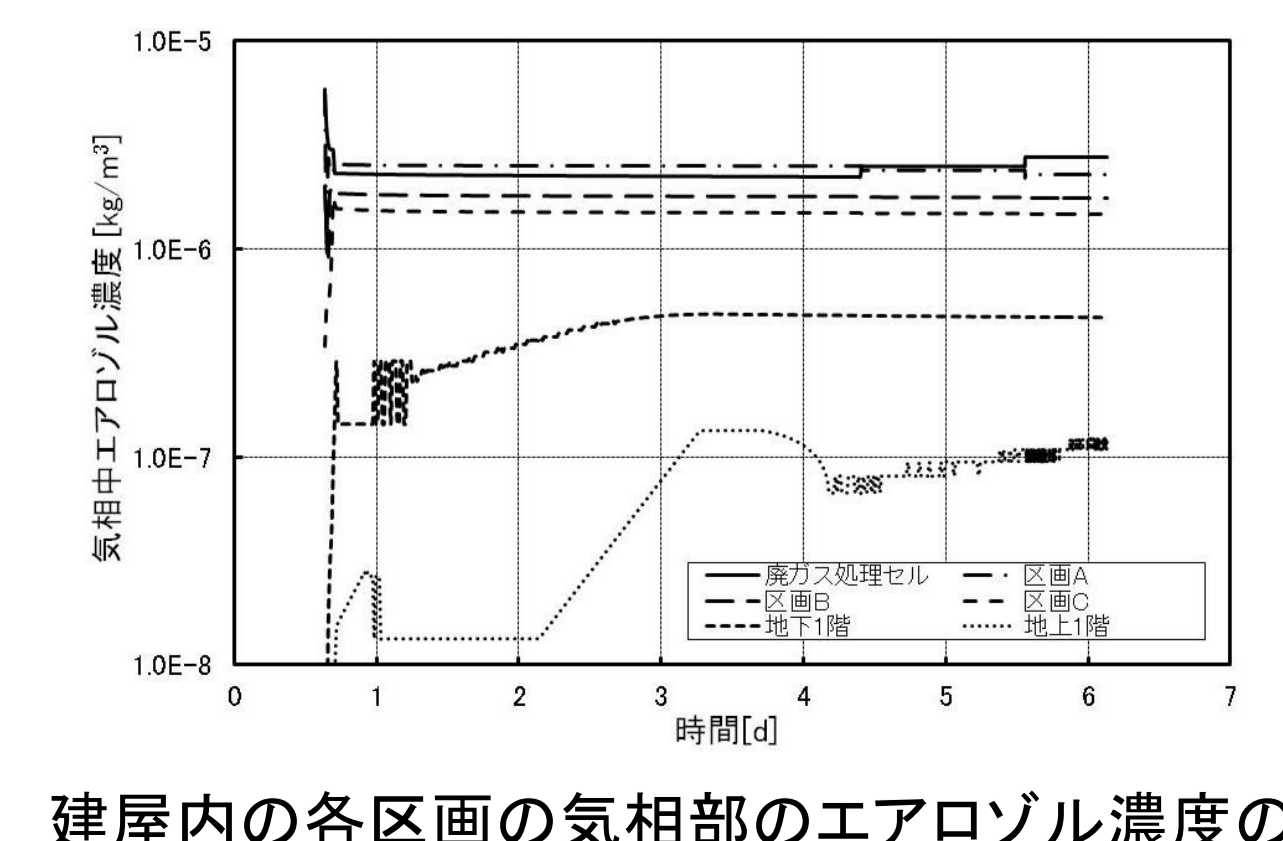
- 大空間に発生蒸気を誘導することで大量に蒸気が凝縮
- 蒸気の移行経路の上流部で多くのエアロゾルが重力沈降で除去
- 大空間のエアロゾル除去への寄与割合は小



7日後の建屋内の各区分の凝縮水プール水量



単位床面積当たりのエアロゾルの沈降量



建屋内の各区分の気相部のエアロゾル濃度の変化



## シビアアクシデント評価手法の高度化を目指して

日本原子力研究開発機構 安全研究センター シビアアクシデント評価研究グループ

当研究グループでは、原子力発電所や再処理施設といった原子力施設のもつ潜在的なリスクに関する情報を活用した科学的・合理的な規制の構築を支援するため、シビアアクシデント (SA) の進展やソースタームを評価する研究を行っています。

SA の進展やソースタームの把握には、SA 時の様々な現象、機器の動作、運転員の操作等を考慮できる総合解析コードが必要です。私たちは、SA 総合解析コード THALES2 の整備を進めており、福島第一原子力発電所 (1F) 事故の解析や代表的な事故シーケンスのソースターム評価に適用しています。また、原子炉格納容器内におけるヨウ素の移行挙動、原子炉容器から落下した熔融炉心の挙動といった個別現象をより詳細に取扱うために、格納容器内ヨウ素化学挙動解析コード KICHE、熔融炉心/冷却材相互作用解析コード JASMINE 等の開発・改良を並行して進めるとともに、国際協力や原子力機構内の他部門との連携を通して取得した実験データによりこれらの検証を行っています。

詳細解析コードとの連携により様々な現象を考慮した評価を THALES2 で行うことが可能になりますが、私たちの目的は特定のケースについて最適評価を行うことに留まりません。最新の不確かさ/感度解析手法の適用により入力条件の不確かさや知見の不足に起因するソースタームの不確かさを定量化し、その主な要因を特定することを目指しています。さらに、この手法を多様なシナリオに適用することでソースターム知識ベースを構築し、レベル 2 PRA 手法の構築、SA 対策の効果を反映したオフサイト影響評価、SA 対策の成立性及び有効性の評価、1F 事故分析等に活用します。

このポスターでは、主な活動である THALES2/KICHE の開発を含む 3 つのトピックスを紹介します。

### 1. シビアアクシデント解析コード THALES2/KICHE の開発

原子力発電所における炉心の損傷に至るような事故の進展の様子や、事故により放出される放射性物質の種類や量、放出されるタイミング(ソースターム)を評価するため、当研究グループでは、SA 解析コード THALES2/KICHE の開発を進めています。THALES2/KICHE コードでは、SA 時に生じる複雑で多様な物理・化学的現象や工学的安全設備の作動を模擬し、炉心熔融進展の評価、炉心熔融進展に伴う水素の発生量や原子炉容器や格納容器などの圧力や温度の評価、熔融炉心-コンクリート相互作用 (MCCI) によるコンクリートの浸食量やコンクリートの浸食による気体の生成量の評価などと共に、炉心熔融により燃料から放出された核分裂生成物の凝集、壁への沈着などの移行挙動の評価を行います。また、放射性ヨウ素は被ばく評価上重要な核種であり、その放出量はヨウ素の化学形に依存することから、より詳細な評価を行うため、格納容器内液相での無機ヨウ素反応、有機ヨウ素の生成、また、液相から気相または気相から液相への移行、壁面の塗装に含まれる有機物との反応といった化学的挙動の評価も行えるよう整備しています。近年における THALES2/KICHE コードの適用として、福島第一原子力発電所事故のベンチマーク研究 (BSAF) という OECD/NEA 研究プロジェクトに参加しています。BSAF では、福島第一原子力発電所事故を対象に、共通の境界条件で各国が持つ SA 解析コードによる解析を行い、実測データとの比較や評価結果同士の比較を通じ、各々の SA 解析コードの改良・不確かさの低減を目指しています。この国際プロジェクトから得られた知見を今後の開発にフィードバックし、THALES2/KICHE による解析精度の向上を目指します。

### 2. ソースターム評価手法の高度化に向けた FP 化学の解明

福島第一原子力発電所事故後に日本原子力学会が実施したソースターム研究に関する重要度の検討により抽出された研究課題として、B<sub>4</sub>C 制御材のヨウ素/セシウム化学反応への影響が挙げら

れます。そこで当グループでは、国際的な共同研究などを活かし多様な雰囲気条件（酸化/還元）におけるホウ素含有系での FP 移行挙動実験を実施しています。さらに、ホウ素の影響を考慮した FP 化学評価コード及び化学平衡組成データベースの整備に向けて、それら実験に対する熱力学的化学平衡計算手法による解析を実施し、熱力学的平衡計算手法の予測精度を検証しています。

原子力機構が有する実験装置は、下流より加熱炉、温度勾配管、フィルターや溶液トラップによる FP 捕集部位で構成されます。実験では、加熱炉底部に設置した粉末試料を加熱し、蒸発した試料を上部の温度勾配管へと導入します。温度勾配管壁面や捕集部位で沈着/凝縮した試料は、XRD、Raman 分光による結晶/分子構造分析ならびに ICP-MS 測定による元素分析を行っています。2015 年度に実施したホウ素影響評価実験では、4% $H_2$  を含む Ar キャリアガスを用いた還元雰囲気条件で、CsI 粉末と  $B_2O_3$  粉末を順次蒸発させ CsI 蒸発に伴う沈着物とホウ素蒸気種を反応させました。

実験の結果、温度勾配管での沈着物において有意な I/Cs モル比の減少が確認され、ホウ素の影響により約 31% のヨウ素が下流へと移行することが明らかになりました。これは、ホウ素化学種と沈着した CsI の反応によってヨウ素の離脱が促進されることが示唆しています。したがって、ヨウ素化合物として CsI を仮定する従来のソースターム評価手法では、ホウ素存在下でのヨウ素の移行を過小評価する可能性があることが明らかになりました。現在、ホウ素の影響を考慮したソースターム評価手法の構築に向けて、熱力学的化学平衡計算手法による評価やその予測精度を検証しています。

### 3. 再処理施設における蒸発乾固事故の解析手法の整備

再処理施設における蒸発乾固事故では、沸騰により大量の水蒸気および硝酸蒸気が発生し、さらに沸騰が進むと廃液は乾固し、放射性物質の硝酸塩の脱硝反応が起こり、 $NO_x$  ガスが発生します。これらの気体が貯槽から施設内のセル等に流出し、放射性物質も主にエアロゾルの形態で、搬送気体の移動によって施設内を移動し施設外へ移行すると考えられます。事故影響を評価する上では、貯槽を含めた施設内での熱流動状態および凝集、沈着等のエアロゾルの移行挙動を解析する必要があります。

蒸発乾固事故での放射性物質の再処理廃液から気相への移行メカニズムとしては、沸騰の初期段階では、沸騰により発生した気泡が液面から離脱することによって生成される飛沫のうち比較的小さい粒径の放射性物質を含む液滴がエアロゾルとして気相へ移行します。さらに沸騰が進み溶液が乾固に至る沸騰晩期の過程では Ru 等の揮発性核種が大量に揮発し始めます。このような現象での放射性物質の移行量評価では、放射性物質の気相への移行量、移行量を左右する沸騰中の廃液の温度、硝酸濃度、気相中の移動の媒体である水および硝酸の蒸気量、移行途中での化学変化、蒸気の凝縮等による移行量の減少割合が重要なパラメータとなります。

このような廃液の蒸発乾固事故での事故の影響を緩和するための対策を考慮した事故シナリオを想定し、貯槽を含めた施設内で水蒸気等の熱流動およびエアロゾルの挙動を、発電用原子炉施設の SA 解析コード：MELCOR を用いて解析し、対処策が放射性物質の施設外への移行軽減に及ぼす効果について分析しました。

想定した対策は、廃液貯槽に注水し、廃液温度の上昇を抑えることで Ru の気化を抑制し、仮設の排気系を経由して大空間のセルに蒸気を導き凝縮させ、施設外への蒸気の放出を少なくして、例えば 1 週間後の外部の支援により事故の収束を図る対処策です。解析の境界条件であるエアロゾルの発生速度およびその粒径分布は、当該事故に関する産官学の共同研究の成果を活用しました。

解析結果より、大空間に発生蒸気を誘導することで大量に蒸気を凝縮できるが、エアロゾル除去の観点からは、蒸気の移行経路の上流部で多くのエアロゾルが重力沈降で除去されるため、大空間のエアロゾル除去への寄与割合は小さいことが分かりました。