

RREP-2026-1001

# 安全研究成果報告

S/NRA/R Research Report

## 再処理施設及びMOX燃料加工施設における 重大事故等の事象進展に係る研究

Study on the Event Progression of Severe Accidents at Reprocessing  
Facilities and MOX Fuel Fabrication Facilities

山口 晃範 瀧澤 真 森 憲治 野島 康夫 古田 昌代  
櫻井 智明 横塚 宗之 片山 二郎

YAMAGUCHI Akinori, TAKIZAWA Makoto, MORI Kenji, NOJIMA Yasuo, FURUTA Masayo,  
SAKURAI Tomoaki, YOKOTSUKA Muneyuki, and KATAYAMA Jiro

システム安全研究部門

Division of Research for Reactor System Safety

原子力規制庁

長官官房技術基盤グループ

Regulatory Standard and Research Department,

Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

令和8年6月

June 2026

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究プロジェクトの活動内容・成果をとりまとめたものです。

なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本報告の内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門  
〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル  
電 話：03-5114-2223

# 再処理施設及び MOX 燃料加工施設における重大事故等の事象進展に係る研究

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ  
システム安全研究部門

山口 晃範 瀧澤 真 森 憲治 野島 康夫 古田 昌代 櫻井 智明  
横塚 宗之 片山 二郎

## 要 旨

再処理施設及び混合酸化物燃料（以下「MOX 燃料」という。）加工施設における効率的かつ効果的な原子力規制検査を実施するためには、リスク評価に基づいて検査を実施することが有効である。これらの施設における重大事故等の事象進展に係るリスク評価を適切に行うためには、想定される事故シナリオに含まれる不確かさを低減し、信頼性の高いリスク情報を蓄積することが重要である。本安全研究では、これらの施設における事故シナリオの不確かさの低減を目的として、重大事故において重要な事象とされる、再処理施設における蒸発乾固事象及び MOX 燃料加工施設におけるグローブボックス（以下「GB」という。）火災に着目し、研究を行った。

再処理施設における蒸発乾固事象に係る研究では、高レベル廃液の沸騰段階から乾固段階、さらには乾固後の温度上昇の段階における放射性物質の挙動に関する知見の取得を目標とした。先行安全研究では、主に沸騰段階から乾固段階までの放射性物質の挙動に関する知見を取得しており、本安全研究では、先行安全研究の対象に含まれておらず、かつ影響度の大きい事故シナリオに係るデータ等を取得し、以下に関する知見を取得した。

- ・ 沸騰段階から乾固段階における重大事故等の対策やその際に想定される機器・設備の環境を踏まえた条件での放射性物質の移行挙動
- ・ 沸騰段階から乾固段階における凝縮液への Ru の化学吸収効果
- ・ 乾固後の温度上昇の段階における準揮発性物質の移行挙動
- ・ 蒸発乾固事象に関する事象進展解析コードの整備を実施する際の課題

なお、上記のデータ等を取得するための試験等は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構に委託し、目標とした知見を計画どおり得た。

MOX 燃料加工施設における GB 火災に関する研究については、GB 火災の事象進展に関する知見を収集・蓄積するとともに、GB 火災解析手法を整備することを目標とした。先行安全研究では、GB を構成するパネル等の燃焼挙動や火災解析コードの GB 火災への適用

に関する知見を取得しており、本安全研究では火災解析コードを用いた中規模及び実規模の GB 火災を模擬した試験データに基づく解析を実施するとともに、火災防護対策を考慮した仮想的な GB 火災シナリオを対象とした解析を実施した。以上の試験及び解析から得た結果の分析により、これらの事象進展に係るリスク情報に関して、知見を取得するとともに、MOX 燃料加工施設等の GB 火災を想定した火災事象進展シナリオを評価するための解析手法を整備した。

Study on the Event Progression of Severe Accidents at Reprocessing Facilities and MOX Fuel  
Fabrication Facilities

YAMAGUCHI Akinori, TAKIZAWA Makoto, MORI Kenji, NOJIMA Yasuo, FURUTA Masayo,  
SAKURAI Tomoaki, YOKOTSUKA Muneyuki, and KATAYAMA Jiro

Division of Research for Reactor System Safety,  
Regulatory Standard and Research Department,  
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

To conduct efficient and effective nuclear regulatory inspections at reprocessing and mixed oxide (MOX) fuel fabrication facilities, it is effective to carry out inspections based on risk assessment. In order to conduct risk assessments related to the progression of events such as severe accidents at these facilities, it is important to reduce uncertainties included in the assumed accident scenarios and accumulate reliable risk information. This safety research project intended to reduce the uncertainties in accident scenarios at these facilities and focused on evaporation to dryness events at reprocessing facilities and glove box (GB) fires at MOX fuel fabrication facilities which are considered to be important events related to severe accidents at each facility.

Based on this overall scope, the research on evaporation to dryness events at reprocessing facilities was aimed at acquiring knowledge about the behavior of radioactive materials during the boiling stage, the drying stage, and the post-drying temperature-rising stage of high-level liquid waste. The previous safety research projects mainly obtained knowledge about the behavior of radioactive materials from the boiling stage to the drying stage. In this safety research project, data and other information were obtained for accident scenarios that were not included in the previous safety research but are associated with significant impacts, and the following findings were obtained:

- The behavior of radioactive material migration from the boiling stage to the drying stage under conditions that take into account severe accident mitigation measures and the expected equipment and environmental conditions during such events.
- The chemical absorption effect of ruthenium (Ru) into condensate during the boiling and drying stages.
- The migration behavior of semi-volatile substances during the post-drying temperature-rise stage.
- Issues to be addressed in the development of an event-progression analysis code for

evaporation-to-dryness events.

These experiments to obtain the above data were commissioned to the Japan Atomic Energy Agency (JAEA), and the targeted findings were obtained as planned.

The research on GB fires at MOX fuel fabrication facilities aimed to collect and accumulate knowledge on the event progression of GB fires and establishing analytical methods for evaluating fire-progression scenarios assuming GB fires. In the previous safety research projects, knowledge had been obtained regarding the combustion behavior of the panels that make up the GB and the application of a fire analysis code to the GB fire scenarios. In this safety research project, analyses were conducted using a fire analysis code based on test data from medium-scale and full-scale experiments simulating GB fires. In addition, analyses were performed for hypothetical GB fire scenarios that take fire-protection measures into account. Based on evaluations of the results obtained from these experiments and analytical calculations, findings regarding risk information related to the progression of these events were obtained, and an analytical method for evaluating fire-progression scenarios assuming GB fires at MOX fuel fabrication facilities and other relevant facilities was established.

## 目 次

1. 序論	1
1.1 背景	1
1.1.1 規制課題、技術課題及び研究課題	1
1.1.2 蒸発乾固事象	2
1.1.3 GB 火災	3
1.2 目的	4
1.3 全体行程	4
2. 本論	6
2.1 蒸発乾固事象に関する研究	6
2.1.1 蒸発乾固研究の概要	6
2.1.2 亜硝酸による Ru の気相への移行抑制効果	7
2.1.3 乾固段階の NOx 含有気相における気体状 Ru 化合物の分解挙動	13
2.1.4 凝縮液への Ru の化学吸収挙動の把握	17
2.1.5 Cs 等の揮発挙動の把握	19
2.1.6 事象進展解析コードの整備に向けた課題整理	21
2.2 GB 火災に関する研究	24
2.2.1 GB 火災研究の概要	24
2.2.2 GB 火災の事象進展に関する試験データ及び知見の取得	25
2.2.3 実規模 GB 火災等の試験データに基づく火災解析	32
2.2.4 GB 火災解析手法の整備	33
3. 結論	34
3.1 成果の要点	34
3.2 目的の達成状況	35
3.3 成果の公表等	35
3.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表	35
3.3.2 委託先による公表	36
3.4 成果の活用等	37
3.5 今後の課題等	37
参考文献一覧	38
執筆者一覧	41

## 表 目 次

表 2.1.1	放射線照射試験条件.....	10
表 2.1.2	亜硝酸生成・分解挙動評価試験の概要.....	11
表 2.1.3	s-HLLW における亜硝酸イオンの分解速度に対する金属イオン比の影響.....	13
表 2.1.4	回分式反応器と流通式反応器による RuO <sub>4</sub> 分解試験の概要.....	16
表 2.1.5	反応係数 $\beta$ (壁面沈着分を含む評価).....	19
表 2.1.6	蒸発乾固事象解析に必要な機能と既存解析コードの対応関係.....	22

## 目 次

図 1.1.1	蒸発乾固事故の事象進展に応じた放射性物質等の移行挙動の概念図 .....	2
図 1.1.2	GB 火災研究における試験概要 .....	3
図 1.3.1	全体行程 .....	5
図 2.1.1	亜硝酸ナトリウム添加試験装置の概略図 .....	9
図 2.1.2	気体状 Ru の気体への移行量 .....	12
図 2.1.3	全硝酸イオン濃度と放射線照射による亜硝酸濃度の増加分の関係 .....	12
図 2.1.4	Ru 気相部移行試験装置（回分式）の概略図 .....	15
図 2.1.5	Ru 気相部反応試験装置（流通式）の概略図 .....	15
図 2.1.6	温度が RuO <sub>4</sub> 分解に与える影響（Run1～4 比較） .....	16
図 2.2.1	開放条件下の中規模 GB 火災試験設備 .....	28
図 2.2.2	開放条件下における中規模 GB 火災試験結果の一例（燃焼挙動の時間変化） .....	29
図 2.2.3	換気条件下の中規模 GB 火災試験設備 (a)、中規模 GB (b)の外観 .....	30
図 2.2.4	実規模 GB の一例 .....	30
図 2.2.5	開放条件下及び換気条件下における実規模 GB 火災試験結果の一例 .....	31
図 2.2.6	遮蔽パネル材の火災試験の結果の一例（HRR の時間変化） .....	31
図 2.2.7	GB 火災試験（図 2.2.5 の BAG_CSS_1.2）を対象とした解析結果の一例 .....	32

## 略 語 表

ASNR	L'Autorité de Sûreté Nucléaire et de Radioprotection (原子力安全・放射線防護機関)
HLLW	High Level Liquid Waste (本報告書では「高レベル濃縮廃液」を指す。)
TG-DTA	Thermogravimetry Differential Thermal Analysis
GB	Glove Box (グローブボックス)
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (放射線防護・原子力安全研究所)
MOX	Mixed Oxide (混合酸化物)

## 用語の定義

リスク情報	リスク評価による結果及びその過程で得られる情報であり、設備・機器の重要度を含む。
重大事故	核燃料物質が臨界状態になることその他の原子力規制委員会規則で定める重大な事故であり、加工施設では上記臨界事故のほか、核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失、再処理施設では上記臨界事故のほか、蒸発乾固、放射線分解によって発生する水素爆発、有機溶媒その他の物質による火災又は爆発、使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する使用済燃料の著しい損傷、放射性物質の漏えいが定められている。
高レベル濃縮廃液 (HLLW)	再処理施設において使用済燃料を溶解し、ウラン及びプルトニウムを分離した後に残存する高レベル放射性廃液を、蒸発濃縮により体積を縮減した液体状廃棄物をいう。当該廃液は、核分裂生成物及び一部のマイナーアクチノイドを高濃度を含み、崩壊熱を発生する。主成分は、硝酸溶液中に存在する Sr、Cs、Ru 等の金属イオン及び硝酸イオンで構成される。
蒸発乾固事象	再処理工程で分離された高レベル濃縮廃液は自己発熱しているため、常に冷却する必要がある。蒸発乾固事象は、何らかの原因で冷却機能が喪失し、上記廃液が自己の熱で沸騰・蒸発・乾固に至る事象で、その過程で放射性物質が空気中に放出される可能性がある。
グローブボックス (GB)	グローブボックスは、放射性物質を閉じ込めて取り扱うための機密性の箱型設備で、内部の放射性物質や設備の取扱いは壁面に取り付けられたグローブを介して内部に手を入れて行う。ボックス本体の構造材はステンレス板などが用いられるが、内部の視野を確保するため一部の壁面に透明なアクリルやポリカーボネートなどの樹脂、ガラスなどが用いられている。

## 1. 序論

### 1.1 背景

#### 1.1.1 規制課題、技術課題及び研究課題

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）<sup>1.1.1</sup> 第 61 条の 2 の 2 第 1 項 4 号ロに基づき、令和 2 年 4 月から施行された検査制度（以下「原子力規制検査」という。）では、同検査を実施するに当たり策定された実施要領<sup>1.1.2</sup>の検査の実施方針において、合理的な範囲でリスク情報を活用し、効率的かつ効果的な検査の実施に努めることとされている。核燃料施設では、検査対象となる機器・設備の数が多数に上る場合があり、事故対策への貢献の度合い（重要度）を評価できれば、検査に優先順位を設けるなど、効率的な検査が可能になるものと考えられる。

このようなリスク情報を得るに当たっては、想定される事故シナリオ、特に重大事故に関連する事故シナリオを明確にするとともに、事故シナリオに含まれる不確かさを低減することにより、事故の影響（公衆の被ばく量、放射性物質の環境への放出量等）の大きさの評価の精度を上げることが重要であり、これらにより対策に係る複数の機器・設備間の検査の優先度をより明確にすることが可能になるものと考えられる。その際、過度に保守的となることなく、データやコードを用いた解析結果等（以下「データ等」という。）の定量的指標に基づいて、事故シナリオを構築することが必要になる。

先行安全研究<sup>(注1)</sup> 1.1.3~1.1.5 においてもこのようなデータ等の整備を行ってきたが、これらの研究では対象に含まれていなかった条件でのデータ等を追加することは、上記重要度評価結果に含まれる不確かさの低減につながることから、効率的かつ効果的な検査の実施のために重要である。

再処理施設及び混合酸化物燃料（以下「MOX 燃料」という。）加工施設における重大事故としては様々な事象<sup>(注2)</sup>が想定されており、いずれの事象も重要であるが、先行安全研究では、その影響の大きさ<sup>(注3)</sup>を踏まえ、再処理施設については高レベル廃液の蒸発乾固事象<sup>1.1.4, 1.1.5</sup>を、MOX 燃料加工施設ではグローブボックス（以下「GB」という。）火災<sup>1.1.3, 1.1.5</sup>を対象に研究を実施してきた。ただし、これらの研究は、安全性向上評価におけるリスク評価手法の妥当性を確認するために必要な知見の取得が目的であったため、重大事故に

---

(注1) 加工施設のリスク評価に係る研究（平成 24 年度～平成 28 年度）、再処理施設のリスク評価に係る研究（平成 24 年度～平成 28 年度）、加工施設及び再処理施設の内部火災等に関するリスク評価手法に関する研究（平成 29 年度～令和 2 年度）

(注2) 重大事故として、再処理施設では臨界事故、冷却機能の喪失による蒸発乾固、放射線分解により発生する水素による爆発、有機溶媒等による火災又は爆発、使用済燃料貯蔵設備に貯蔵する使用済燃料の著しい損傷及び放射性物質の漏えいが挙げられている<sup>1.1.6, 1.1.7</sup>。また、加工施設では臨界事故及び核燃料物質等を閉じ込める機能の喪失が挙げられている<sup>1.1.8, 1.1.9</sup>。なお、本安全研究では GB 火災を閉じ込める機能の喪失に該当する事故としている。

(注3) ここでは事故により発生又は放出された放射性物質の放出量やこれら放射性物質からの被ばく線量の大きさを想定している。先行安全研究では、蒸発乾固事象では高レベル放射性廃液の蒸発乾固の過程で、放射性物質が気相に移行する可能性が指摘されている。また、GB 火災では、GB 内のウランや MOX 粉末が火勢により気相へ移行することが考えられる。

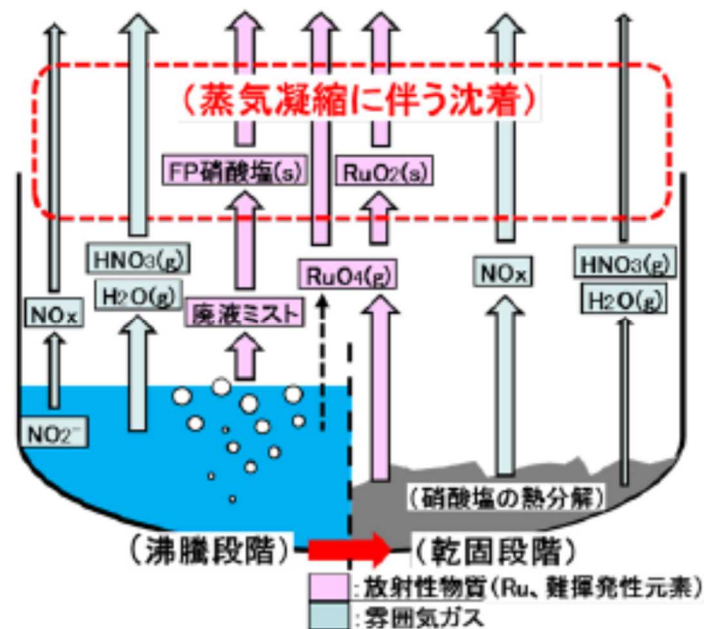
係るリスク評価手法そのものに対する知見の取得のほか、事象進展シナリオの概要や事故の影響の大きさに関与する因子の把握に焦点を当てて必要なデータ等の取得を行った。一方、原子力規制検査に活用するためのリスク情報としては、機器・設備の重要度等の具体的で定量的な情報が必要となるが、このような定量的なリスク情報を取得するためには、事故時の状況や事故対策を踏まえた様々な環境条件における事象進展の把握と事故による影響の大きさを評価する必要があり、より詳細な知見の取得が必要となる。これら取得が必要な知見について、次節以降に示す。

### 1.1.2 蒸発乾固事象

図 1.1.1 に蒸発乾固事故の事象進展に応じた放射性物質等の移行挙動の概念図を示す。

先行安全研究のうち蒸発乾固事象に関する研究から得た知見<sup>1.1.10, 1.1.11</sup>としては、揮発性の高い化学種（ $\text{RuO}_4$ ）を形成しやすい Ru の移行挙動に着目し、沸騰初期段階から乾固段階までにおける液相から気相への放射性物質移行挙動、放出経路中での放射性物質移行挙動等に関する一連の試験データ等を取得してきた。

一方、その他の重要な物質としては Cs が挙げられる。Cs は、施設内で保持している放射性物質の量（以下「インベントリ」という。）が大きく、乾固後の温度上昇段階において揮発性化学種を形成し得ることから、乾固後の温度上昇段階を対象にしたデータを新たに取得する必要がある。



出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構<sup>1.1.10</sup>

図 1.1.1 蒸発乾固事故の事象進展に応じた放射性物質等の移行挙動の概念図

Fig. 1.1.1 Overview diagram of the migration behavior of radioactive substances, etc. according to the event progression of the evaporation to dryness accident

また、Ruについても、先行安全研究で用いられてきた施設・設備条件及び事故進展を単純化した試験条件では扱っていない重大事故等の対策、そしてその際に想定される機器・設備の環境<sup>(注4)</sup>を踏まえた条件に拡張した移行挙動データを取得する必要がある。さらに、先行安全研究の成果<sup>1.1.10, 1.1.11</sup>により、放出経路中での放射性物質移行挙動を把握するために重要な現象であることが示唆された凝縮液へのRuの化学吸収について、この現象をより詳細に把握するためのデータの拡充を行う必要がある。

加えて、長期的な目標として事象進展解析コードの整備に向けた検討を進めていく必要がある。

### 1.1.3 GB火災

先行安全研究<sup>1.1.5</sup>では、GB火災の燃焼挙動や他施設に与える影響を把握するための基礎的な知見を取得する目的から、小規模、中規模試験等により、GB構成材料の熱分解特性及び燃焼特性、ばい煙等のフィルタへの影響等に関する知見を取得した。しかし、GB火災の燃焼挙動は、GBの大きさ（スケール効果）及び構成（材料パネルの設置位置、開口部の有無等）によりGB内外の熱流動が大きく影響を受けると考えられ、GB火災の事象進展を把握するためには、GBの大きさ及び構造の影響についての知見が重要である。これらの知見は十分得られておらず、実際のGBを模擬した実規模の試験データに基づく解析等により取得する必要がある。図1.1.2にGB火災研究の試験の概要を示す。

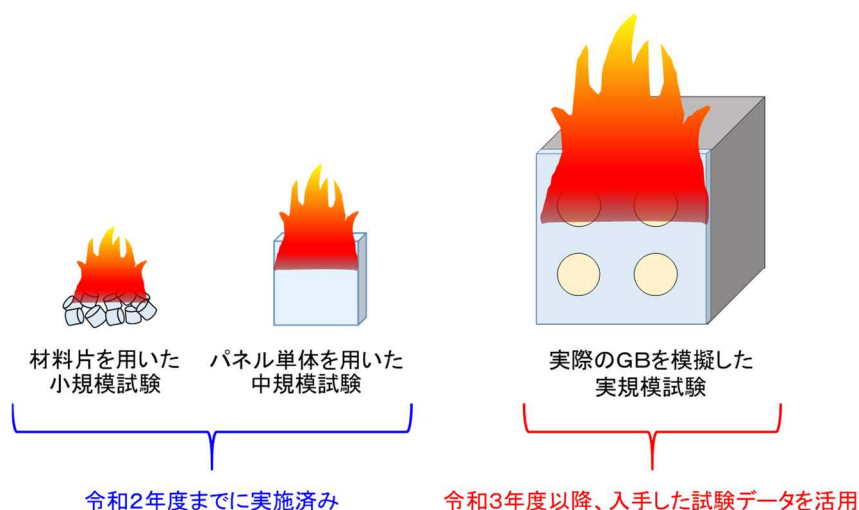


図 1.1.2 GB火災研究における試験概要

Fig. 1.1.2 Overview of tests in GB fire research

<sup>(注4)</sup> ここでの「単純化した事故進展を想定した試験条件」とは、事故時に想定される各種対策の作動を考慮せず、基礎的な現象把握を目的として設定した条件を指す。一方、「再処理施設の重大事故等の対策やその際に想定される機器・設備の環境を踏まえた条件」とは、これらの対策の作動に伴う機器・設備内の溶液状態や気相条件の変化が放射性物質の移行挙動に及ぼす影響を考慮した条件を指す。

## 1.2 目的

本安全研究では、再処理施設及び MOX 燃料加工施設における原子力規制検査の効率的かつ効果的な実施に資するため、1.1 に述べた課題を踏まえ、再処理施設及び MOX 燃料加工施設における事故シナリオの不確かさの低減を目的として、以下の(1)(2)について、先行安全研究を含めた既往の研究では含まれていない条件でのデータ等や知見の蓄積を図る。

### (1) 蒸発乾固事象に関する放射性物質移行挙動

- ・ 沸騰段階から乾固段階における重大事故等の対策やその際に想定される機器・設備の環境を踏まえた条件での放射性物質移行挙動
  - 亜硝酸による Ru の気相への移行抑制効果
  - 乾固段階の NO<sub>x</sub> 含有気相における気体状 Ru 化合物の分解挙動
- ・ 沸騰段階から乾固段階における凝縮液への Ru の化学吸収効果
- ・ 乾固後の温度上昇の段階における準揮発性物質（Cs 等）<sup>(注5)</sup> の移行挙動
- ・ 事象進展解析コード整備方針

### (2) GB 火災に関する燃焼挙動

- ・ GB 火災の事象進展
  - 中規模 GB <sup>(注6)</sup> 火災の挙動（開放条件下、換気条件下）
  - 実規模 GB 火災の挙動（開放条件下、換気条件下）
  - GB パネル材の燃焼挙動
  - 核燃料物質（粉末）への火勢の影響
- ・ GB 火災解析手法の整備

## 1.3 全体行程

本研究は令和 3 年度から令和 7 年度にかけて実施したものであり、得られた成果を本報告書にまとめた。なお、蒸発乾固事象に係る試験等は国立研究開発法人日本原子力研究開発機構に委託し実施したものである。全体行程を図 1.3.1 に示す。

---

<sup>(注5)</sup> 準揮発性物質とは、ここでは高レベル濃縮廃液の沸騰する温度では揮発しないが、廃液が蒸発し固化した状態の高温において揮発する物質をいう。

<sup>(注6)</sup> 実規模 GB の体積の半分の体積の燃焼試験用の GB。

研究項目	R3 年度	R4 年度	R5 年度	R6 年度	R7 年度
蒸発乾固事象に関する放射性物質移行挙動	試験条件の検討、予備試験・解析	<ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等の対策やその際に想定される機器・設備の環境を踏まえた条件での放射性物質移行挙動等の把握</li> <li>・揮発性物質の移行挙動等の把握</li> <li>・凝縮液へのRuの化学吸収効果の把握</li> </ul>			
	事象進展解析コードの整備に向けた課題の分析				
		課題等を踏まえた解析コードの整備方針に関する検討			各事象進展段階に応じたデータ整理
GB火災に関する燃焼挙動	GB火災の挙動に関する知見の分析、課題の抽出				
		抽出した課題を踏まえた解析			
	開放空間における中規模GB火災解析	開放空間における中規模GB火災解析	換気系統の影響下における中規模GB火災解析	開放空間における実規模GB火災解析	換気系統の影響下における実規模GB火災解析
				火災事象進展シナリオを評価するための解析手法の整備	
				論文投稿、学会等での口頭発表等 原子力規制検査に活用する際の技術基盤の整備	

図 1.3.1 全体行程

Fig. 1.3.1 Overall process of this project

## 2. 本論

### 2.1 蒸発乾固事象に関する研究

#### 2.1.1 蒸発乾固研究の概要

再処理施設における重大事故時の放射性物質の移行挙動に関する評価の高度化を目的として、冷却機能喪失に伴う高レベル濃縮廃液（以下「HLLW」という。）の蒸発乾固事象を対象に研究を進めてきた<sup>1.1.11</sup>。蒸発乾固は、設計基準を超える厳しい条件下で発生することを仮定した重大事故の一つであり、長期間にわたり冷却機能を喪失した場合に、HLLW、プルトニウム溶液等が沸騰を開始し、水分の蒸発により徐々に濃縮・乾固する事象である。特に、HLLWはインベントリが大きく、事象進展の過程において、HLLW中に含まれるRuは約120°Cから急激に気相に移行することが報告されている<sup>2.1.1</sup>。HLLWの蒸発乾固事象は、揮発性の放射性物質（RuO<sub>4</sub>等）の生成を伴うため、他の事故シナリオと比較して重要性が高いと考えられる。さらに、図 1.1.1に示す概念図のとおり、蒸発乾固では事象進展に伴い、廃液中の化学組成だけでなく、蒸気・ガス組成、酸化還元状態等の環境条件が大きく変化し、これらが放射性物質の挙動に影響を及ぼすことから体系的な整理が必要である。

本研究では既往の研究<sup>1.1.11, 2.1.2</sup>を参考に、事象進展を以下の4段階に区分し、各段階における評価に必要な知見を整理した。その際、廃液中の1成分であるRuに特に着目した。

##### ①沸騰初期段階（温度域：104～120 °C<sup>2.1.1</sup>）

- ・ HLLWの沸騰が始まり水分が蒸発し徐々に濃縮する。
- ・ 沸騰温度は濃縮に伴い上昇し硝酸水溶液の共沸点に至る。
- ・ Ruは急激な気相移行が開始する前である。

##### ②沸騰晩期段階（温度域：120～170 °C<sup>2.1.1, 2.1.16</sup>）

- ・ HLLWの主な溶媒である水及び硝酸の蒸発が進みほとんど消失して乾固物を形成する。
- ・ Ruは揮発することにより急激な気相移行が開始する。

##### ③乾固段階（温度域：170～270 °C<sup>2.1.16</sup>又は300 °C<sup>2.1.17</sup>）

- ・ 廃液から自由水や自由硝酸がすべて蒸発し、水蒸気の発生がおおむね終息する。
- ・ 乾固段階の終了温度は主として結晶水に由来する水蒸気の発生が終息すると考えられる温度に相当する。
- ・ Ruは引き続き揮発するものの、揮発による気相移行は次第に減少し、おおむね終了する。

##### ④乾固後の温度上昇段階（温度域：270 °C<sup>2.1.16</sup>又は300 °C<sup>2.1.17</sup>以上）

- ・ Ruの揮発による気相移行がおおむね終了してから、Csなどの揮発による気相移行が想定される。

先行安全研究では、沸騰初期から乾固段階までを対象に、主にRuの液相から気相への移行挙動や気相中の移行経路での挙動に関するデータを取得し、亜硝酸による揮発抑制効果、乾固物への注水時の揮発挙動、蒸気凝縮に伴う凝縮液への移行挙動等の事象を把握した。

一方で、乾固段階において熱分解による気相からのRuO<sub>4</sub>除去効果をNO<sub>x</sub>が阻害する可能性や、乾固後の温度上昇段階におけるCsなどの揮発が新たな懸念要因として明らかになるなど<sup>1.1.11</sup>、評価上の不確かさにつながる課題が抽出された。

そこで、本安全研究では、先行安全研究で抽出された課題に対処し、評価上の不確かさを低減するため以下の項目に関する研究を実施した。本研究に係る試験等は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託事業として実施した<sup>2.1.3~2.1.6</sup>。

- (1) 重大事故等の対策やその際に想定される機器・設備の環境を踏まえた条件での放射性物質移行挙動の把握
  - ・ 亜硝酸によるRuの気相への移行抑制効果に係るデータの追加取得（参照：2.1.2）
  - ・ 乾固段階のNO<sub>x</sub>含有気相における気体状Ru化合物の分解挙動に係るデータの追加取得（参照：2.1.3）
- (2) 凝縮液へのRuの化学吸収効果の把握
  - ・ 亜硝酸濃度や温度など広範な条件下での凝縮液へのRuの移行挙動に係るデータの追加取得（参照：2.1.4）
- (3) 準揮発性物質の移行挙動等の把握
  - ・ 乾固後の温度上昇段階でのCs等の揮発挙動及び温度挙動に係るデータの新規取得（参照：2.1.5）
- (4) 事象進展解析コード整備に関する課題整理
  - ・ 抽出した課題に基づくコード整備方針の検討（参照：2.1.6）

## 2.1.2 亜硝酸による Ru の気相への移行抑制効果

### (1) 亜硝酸による Ru の揮発抑制挙動に関する整理

気体状 Ru は、HLLW 中の Ru 硝酸塩が硝酸に酸化されることで生成すると考えられている<sup>2.1.2</sup>。一方、放射線分解により生成する亜硝酸は還元剤として作用し、気体状 Ru の生成を抑制する効果が示唆されている<sup>2.1.7</sup>。先行安全研究では、亜硝酸濃度を試験パラメータとして設定し、硝酸濃度約 2 mol/L の模擬廃液<sup>(注7)</sup>（以下「s-HLLW」という。）を加熱し、亜硝酸による Ru 揮発抑制効果を確認した<sup>2.1.8</sup>。しかし、事象進展に伴い硝酸濃度及び亜硝酸濃度は変動するが、事象進展を考慮した Ru 揮発抑制に必要な亜硝酸濃度や亜硝酸の挙動に関する実験データは乏しく、知見は不十分である。

そこで本研究では、Ru が揮発する前段階である「沸騰初期段階」に着目し、想定される硝酸濃度条件下での亜硝酸による Ru 揮発抑制効果を評価するとともに、亜硝酸の生成及び消失の挙動に関する基礎データを取得し、亜硝酸による Ru の気相への移行抑制効果について整理した。なお、本安全研究に係る試験研究は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託事業として実施した。

---

<sup>(注7)</sup> 模擬廃液とは、高レベル濃縮廃液の成分及び組成を、非放射性元素で代替した模擬試料である。沸騰開始時の硝酸濃度は約 2 mol/L である。

## (2) 試験の概要

### ① Ru 揮発抑制効果検証試験

事象進展に伴う沸騰・濃縮を考慮するため、水分蒸発によって液量が初期の 1/2 となる条件（＝濃縮倍率 2 倍）まで濃縮した s-HLLW（硝酸濃度：約 2～4 mol/L）を試験溶液として用いた。濃縮倍率は溶液中からほとんど失われない Cs の濃度を基準とした。亜硝酸濃度を試験パラメータとして設定し、溶液状態を一定に制御した条件下で加熱試験を実施し、亜硝酸による Ru 揮発抑制効果を検討した。試験条件を表 2.1.1 に示す。

試験には、先行安全研究で使用された亜硝酸ナトリウム添加試験装置（図 2.1.1）を用いた。本装置は、試験溶液の沸騰に伴い発生するエアロゾル状及び気体状元素を空気とともに移行させ、フィルタでエアロゾルを除去後、回収液で気体状元素を捕集する構造を有する。また、加熱中の溶液量・濃度の維持、飛沫低減及び溶液の均一化に加え、沸騰に伴い消失する亜硝酸を添加し、溶液状態を一定に保持できる機構を備えている。亜硝酸は加熱により分解するため、所定の溶液量及び濃度を維持する目的で適宜添加が必要であるが、急激な添加は局所的な反応を生じ、試験の安定性に影響を与えることを確認した。このため、本研究では加熱系を改良し、加熱密度を低減することで沸騰状態を緩和し、亜硝酸の分解を抑制した<sup>(注8)</sup>。これにより試験の安定性向上を図った。

### ② 亜硝酸濃度の挙動把握試験

亜硝酸濃度は、硝酸の放射線分解による生成と、事象進展に伴う沸騰などによる分解（消失）の両反応により変動する。両挙動を同時に考慮するには、沸騰した硝酸溶液に放射線を照射することが望ましいが、試験装置の制約により実施は困難であった。一方で、放射線照射による亜硝酸生成挙動のみを評価する単独試験（放射線照射試験）は実施可能であった。

そこで本研究では、亜硝酸の生成挙動と分解挙動をそれぞれ個別に評価する試験を実施し、得られた知見を統合することで、事象進展に伴う亜硝酸濃度の挙動把握を図った。試験の概要を表 2.1.2 に示す。s-HLLW には、核分裂生成物（Ru, Rh, Zr 等）に由来する金属イオンが含まれている。これらの金属イオンは放射線分解過程における電子捕捉及び酸化還元反応に関与し、亜硝酸の生成・分解挙動に影響を及ぼす可能性がある。このため、本試験では金属イオンの有無及び濃度を主な因子として設定し、無添加条件（Run 8）と添加条件（Run 1～7）を比較する構成とした。

## (3) 試験結果及び考察

### ① Ru 揮発抑制効果検証試験

亜硝酸濃度に対する揮発性 Ru 移行割合となる試験結果の一例を図 2.1.2 に示す。本試験条件である水分蒸発により 2 倍に濃縮した s-HLLW において、ある一定の亜硝酸濃度

---

<sup>(注8)</sup> 現時点の試験装置においては、水分蒸発により最大 2 倍に濃縮した条件が適用可能な範囲であると判断した。

(本試験の場合は 0.04 mol/L) 以上では気体状 Ru としての有意な気相移行は生じなかった。

## ② 亜硝酸濃度の挙動把握試験

本研究では、放射線照射後の亜硝酸濃度の増加分を生成量として評価した(図 2.1.3)。

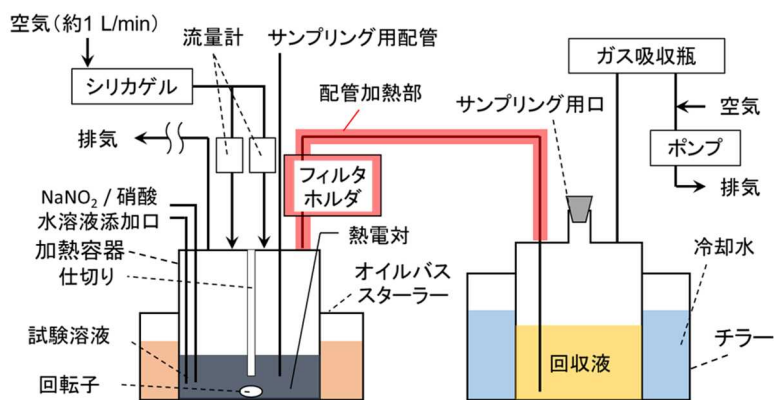
この生成量の定義に基づいて照射前後の変化を比較した結果、s-HLLW に由来する金属イオンを含まない Run 8 では、亜硝酸生成量は、照射前の硝酸イオン濃度に依存して増加した。一方、s-HLLW に由来する金属イオンを含む Run 1~7 においては、金属イオン濃度や硝酸イオン濃度の影響は顕著に見られず、照射後の亜硝酸生成量はほぼ同程度であった。硝酸イオン濃度が上昇しても亜硝酸濃度が増加しない結果から、金属イオンが一定量存在する条件では、これらの濃度の影響が小さいと考えられる。

亜硝酸の消失挙動については、すべての条件で金属イオンが分解に影響を及ぼすことが示唆された(表 2.1.3)。一方、生成に対する影響は限定的であった。この理由は、金属イオンが存在する場合、硝酸イオン濃度の影響が相対的に小さくなるためと推察される。

## (4) 今後の課題

原子力規制庁は、上記の課題を前提に、委託先による試験結果及び考察を踏まえ、規制上必要な追加データの取得、評価手法の検討等、さらなる課題を整理した。

これらの試験結果及び考察を踏まえ、取得した基礎データは亜硝酸の生成・消失反応速度を連立させるモデル構築の基盤となるが、精度向上には亜硝酸の生成・分解反応の速度定数(温度依存性)、金属イオン種ごとの影響度の定量化等の追加データが必要である。さらに、これらのデータを活用した速度論モデルの妥当性確認、感度分析等の評価手法の検討を行う必要がある。



出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構<sup>2.1.4</sup> (一部改変)

図 2.1.1 亜硝酸ナトリウム添加試験装置の概略図

Fig.2.1.1 Schematic diagram of sodium nitrite adding experimental apparatus

表 2.1.1 放射線照射試験条件

Table 2.1.1 Conditions for radiation irradiation experiments

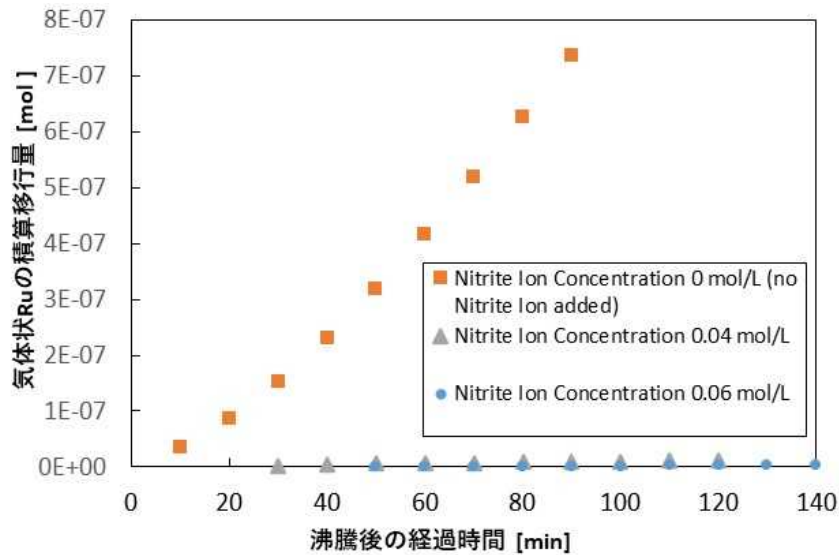
Run	照射試料の組成		
	s-HLLW の濃縮割合 (硝酸塩由来の硝酸イオン濃度[mol/L])	硝酸濃度 [mol/L]	金属イオンを含む 全硝酸イオン濃度 [mol/L]
1	1/2 倍 (約 1.2)	1、2、3、4、5、6	2.2、3.2、4.2、 5.2、6.2、7.2
2	1 倍 (約 2.4)	2、3、4、5、6	4.4、5.4、6.4、 7.4、8.4
3	2 倍 (約 4.7)	4、5、6	8.7、9.7、10.7
4	3 倍 (約 7.1)	5、6	12.1、13.1
5	1/2 倍 (約 1.2)	2.8, 3.8, 4.8, 5.8, 6.8	4, 5, 6, 7, 8
6	1 倍 (約 2.4)	2.6, 3.6, 4.6, 5.6, 6.6, 7.6, 8.6	5, 6, 7, 8, 9, 10, 11
7	2 倍 (約 4.7)	4.3, 5.3, 6.3	9, 10, 11
8	硝酸水溶液 (約 0)	4、5、6、7、8、9、10、11	— (金属イオンなし)

出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構<sup>2.1.4</sup> (一部改変)

表 2.1.2 亜硝酸生成・分解挙動評価試験の概要

Table 2.1.2 Summary of experiments for nitrous acid generation and decomposition

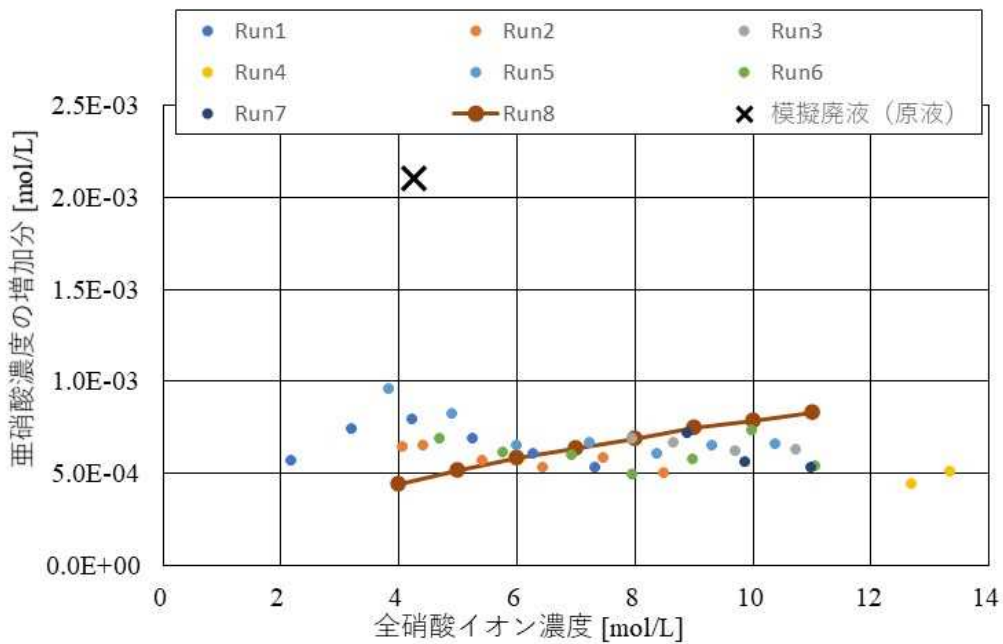
試験名 (評価対象)	試験概要
放射線照射試験 (亜硝酸生成挙動)	<p>s-HLLW の金属イオン濃度及び硝酸濃度を変化させた条件で、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が所有する Co-60 ガンマ線照射装置を用いた放射線照射試験を行い、亜硝酸の生成挙動を観測した。照射条件は約 1.2 kGy/h とし、所定の照射時間における照射前後の亜硝酸濃度を測定することで、溶液組成の違いが亜硝酸生成挙動に与える影響を分析した。なお、密封試験系のため、NO<sub>x</sub> の気相移行は装置構造上生じない。</p> <p>本試験で用いた Co-60 ガンマ線は、実際の HLLW 中で支配的となる放射線場（主として β 線及び γ 線によるエネルギー付与）を代表するものとして選定した。一方で、実際の HLLW では α 線を含む複数の線種が寄与し、線量率やエネルギー付与の空間分布も異なることから、本試験は硝酸の放射線分解による亜硝酸生成挙動の基礎的把握を目的としたものであり、NO<sub>x</sub> の気相移行を含む実環境の全てを模擬するものではない。</p>
亜硝酸添加沸騰試験 (亜硝酸消失挙動)	<p>s-HLLW に亜硝酸を 1 回添加した後、沸騰試験を開始し、沸騰による亜硝酸濃度の消失挙動を観測し、溶液組成の違いが亜硝酸生成挙動に与える影響を分析した。</p>



出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構<sup>2.1.5</sup> (一部改変)

図 2.1.2 気体状 Ru の気体への移行量<sup>(注9)</sup>

Fig.2.1.2 Migration of gaseous Ru to the gas phase



出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構<sup>2.1.4</sup> (一部改変)

図 2.1.3 全硝酸イオン濃度と放射線照射による亜硝酸濃度の増加分の関係

Fig.2.1.3 Relationship between total nitrate ion concentration and radiolytically generated

<sup>(注9)</sup> 図中の凡例に示す亜硝酸イオン濃度は測定結果に基づく見かけの値であり、溶液中に安定して存在する化学種の濃度を直接示すものではない。

表 2.1.3 s-HLLW における亜硝酸イオンの分解速度に対する金属イオン比の影響

Table 2.1.3 Effect of metal ion ratio on the decay rate of nitrite ion in s-HLLW

初期状態の s-HLLW に対する金属イオン比	初期値 $y_0$	分解速度定数※ $k$ [1/min]	決定係数 $R^2$
0x	-2.9	-0.064	0.9945
0.1x	-5.0	-0.014	0.9926
1x	-3.4	-0.005	0.9844

※分解速度定数は、指数関数的減衰モデル  $y(t) = y_0 \cdot e^{-kt}$  に基づき、対数変換したデータに対する線形回帰によって算出した。

出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構<sup>2.1.6</sup> (一部改変)

### 2.1.3 乾固段階の NOx 含有気相における気体状 Ru 化合物の分解挙動

#### (1) 気体状 Ru 化合物の分解挙動と NOx 影響に関する整理

乾固段階では、気相中の NOx ガス組成比が増加し、硝酸含有水蒸気がほぼ消失する高温環境となる。既往研究によれば、180 °C までの温度領域では温度が高いほど RuO<sub>4</sub> の分解が速い一方、NOx ガスは RuO<sub>4</sub> の分解を阻害すること<sup>2.1.8</sup>が報告されている。

これらの知見を踏まえると、乾固段階では RuO<sub>4</sub> の分解挙動に対して「高温による分解促進」と「NOx による分解阻害」の両方の効果が作用すると考えられる。しかし、これらの条件を考慮した RuO<sub>4</sub> の気相分解挙動に関する実験データは乏しく、知見は不十分である。

そこで本研究では、乾固段階で想定される気相温度 (約 180~300 °C) 及び NOx 濃度を設定し、RuO<sub>4</sub> の分解挙動に関するデータを取得し、NOx 含有気相における気体状 Ru 化合物の分解挙動について整理した。なお、本研究に係る試験研究は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託事業として実施した。

#### (2) 試験の概要

RuO<sub>4</sub> の分解挙動を気相反応と表面反応の両面から評価<sup>(注10)</sup> するため、回分式試験 (図 2.1.4) 及び流通式試験 (図 2.1.5) を併用し、乾固段階で想定される気相温度 (約 180~300 °C) 及び NOx 濃度をパラメータとして実施した。両試験の結果を組み合わせることで、RuO<sub>4</sub> の分解における気相反応と表面反応の寄与を明確にし、乾固段階における Ru 移行挙動のモデル化に資するデータを取得した。特に、スケール効果に着目し、寄与を分離するため、回分式と流通式は容易に比較可能な試験条件とした。それぞれの試験の概要は表 2.1.4 に示す。

(注10) ここでの「気相反応」とは、RuO<sub>4</sub> が気相中で NOx 等の共存ガスと反応して示す分解挙動を指す。一方、「表面反応」とは、RuO<sub>4</sub> が固体表面に吸着した後に分解・還元され、沈着に至る挙動を指す。

### (3) 試験結果及び考察

#### ① 回分式試験結果

回分式試験の結果の一例(図 2.1.6)より、 $\text{RuO}_4$ の分解速度は温度上昇に伴い増加する傾向が確認された。また、約  $200^\circ\text{C}$ では  $\text{NO}_x$ による分解阻害効果が認められたが、 $300^\circ\text{C}$ では  $\text{RuO}_4$ が急激に分解し、 $\text{NO}_x$ による阻害効果には限界があることが示唆された。

#### ② 流通式試験結果

一方、流通式試験では、 $300^\circ\text{C}$ の試験を除き、 $\text{RuO}_4$ の分解挙動は回分式試験とは異なる傾向を示した。流通式では、 $\text{RuO}_4$ が流通経路を構成する石英製の反応管やホウケイ酸ガラス製のガラスフィルタ等と接触することで分解が進行し、捕集率は部位ごとに大きく異なった。特にガラスフィルタでの捕集割合が高く、流通経路の材種に対する依存性が示唆された。また、加熱条件や表面積のみでは説明できない結果も得られており、これらの結果から、ホウケイ酸ガラス以上の化学的に活性な材質で  $\text{RuO}_4$ の分解反応が促進される可能性が示唆された。

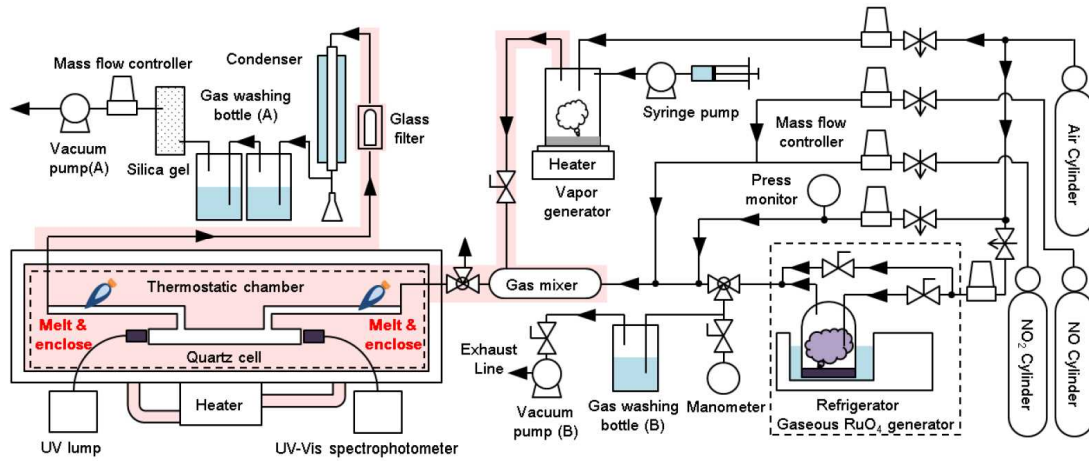
#### ③ 経路表面への沈着挙動

$\text{Ru}$ は化学的活性が高く、再処理施設の移行経路上に存在する構成材料との反応により沈着する可能性がある。現状は傾向把握のための試験を実施し、塗装面やセメントで極めて高い沈着速度が観測された一方、ステンレス鋼やホウケイ酸ガラスでは低い速度であった。試験の過程で  $\text{RuO}_4$ の分解が経路表面で顕著に進行することが確認された。

### (4) 今後の課題

原子力規制庁は、上記の課題を前提に、委託先による試験結果及び考察を踏まえ、規制上必要な追加データの取得、評価手法の検討等、さらなる課題を整理した。

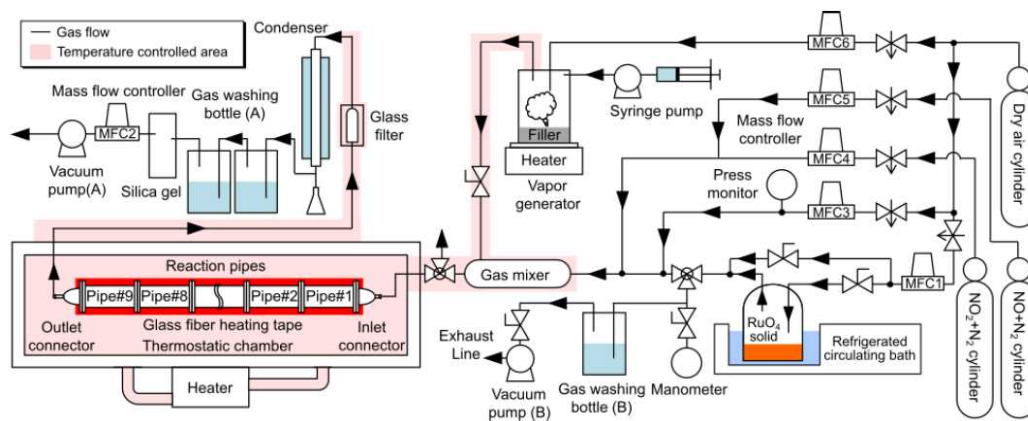
これらの試験結果及び考察から、 $\text{Ru}$ 移行挙動モデルの構築に当たっては、 $\text{NO}_x$ の阻害効果を適切に考慮するとともに、移行経路の表面特性や材料依存性を反映することが必要である。特に、沈着挙動を詳細に解明するために必要な追加データの取得と、そのモデルへの組み込みが今後の主要課題となる。



出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 2.1.3

図 2.1.4 Ru 気相反応試験装置 (回分式) の概略図

Fig.2.1.4 Schematic diagram of Ru gas phase reactor experimental apparatus (batch type)



出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構 2.1.4

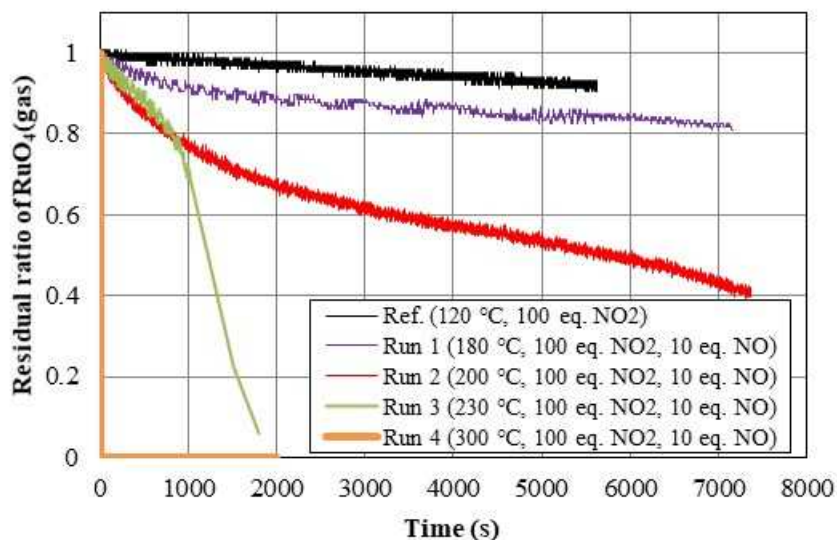
図 2.1.5 Ru 気相部移行試験装置 (流通式) の概略図

Fig.2.1.5 Schematic diagram of Ru gas phase migration experimental apparatus (flow type)

表 2.1.4 回分式反応器と流通式反応器による RuO<sub>4</sub> 分解試験の概要

Table 2.1.4 Summary of RuO<sub>4</sub> decomposition tests using batch and flow-type reactors

試験方式	概要
回分式試験	閉鎖系でガスを滞留させ、RuO <sub>4</sub> 濃度の時間変化を追跡し、気相中での分解速度や反応挙動（温度依存性や NO <sub>x</sub> の影響）に関するデータを取得した。
流通式試験	ガス流通と表面接触を考慮した条件で試験を行い、反応管、ガラスフィルタ等の表面で生じる分解の寄与を評価し、Ru 移行挙動モデルに必要なパラメータ（比表面積、材料との反応性）を導出した。



出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構<sup>2.1.3</sup>

図 2.1.6 温度が RuO<sub>4</sub> 分解に与える影響 (Run1~4 比較)

Fig.2.1.6 Effect of temperature on RuO<sub>4</sub> decomposition (comparison of Run 1-4)

## 2.1.4 凝縮液への Ru の化学吸収挙動の把握

### (1) 凝縮液への Ru 移行挙動に関する整理

蒸発乾固事象では、硝酸含有水蒸気が気体状 Ru ( $\text{RuO}_4$ ) と共に放出される。この際、移行経路温度が露点以下であれば蒸気は凝縮し、気相中の Ru が凝縮液中へ移行し得る。先行安全研究では、Ru 移行挙動に対する経路温度、蒸気量、蒸気組成及び  $\text{NO}_x$  の影響が検討され<sup>1.1.10,2.1.9,2.1.10</sup>、凝縮速度が大きい条件では  $\text{NO}_x$  の存在が Ru の液相移行を促進し得ることが示されている<sup>2.1.11</sup>。また、 $\text{NO}_x$  は凝縮水へ溶解して亜硝酸へ変化し、液相へ移行した  $\text{RuO}_4$  と反応してニトロシルルテニウム化合物を形成する化学吸収が行われると考察されている<sup>2.1.11</sup>。

本研究では、これらの知見を踏まえ、凝縮液への Ru 吸収挙動のモデル化を実施するとともに、モデルに必要な速度定数等のデータを取得した。なお、本研究に係る試験研究は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託事業として実施した。

### (2) モデル化の検討

#### ① 既存モデルの適用性の検討

既存のガス吸収モデルについて、Ru 液相移行への適用性を検討した。八田数  $\gamma$  及び反応度係数  $\beta$  を評価した結果、高温かつ高亜硝酸濃度条件では  $\gamma$  が 3 を超え、このとき  $\beta$  はおおむね  $\gamma$  に一致することを確認した。すなわち、液膜内反応が物質移動に対して十分に早い迅速反応に該当し、迅速擬一次反応モデルの適用が可能である。化学工学便覧<sup>2.1.12</sup>に整理されている 6 種の吸収反応モデルのうち、迅速擬一次反応モデル以外は適用条件を満たさなかった。例えば、迅速二次反応モデルは、本系で液相中の亜硝酸が大過剰であり反応次数が擬一次で表現されるため適用対象とならない。不可逆瞬間反応モデルは、液膜内で反応が無限大速度 ( $\gamma \rightarrow \infty$ ) で進行し反応面が形成されることを仮定するが、本条件では  $\gamma$  は 3 を超えるものの有限であり、この仮定に適合しない。

なお、

- ・ 反応度係数  $\beta$  : 反応吸収の場合の液相物質移動係数と、物理吸収の場合の液相物質移動係数の比
- ・ 八田数  $\gamma$  : 反応速度と拡散速度の比を表す指標

である。

#### ② 仮定

亜硝酸を含む凝縮液への  $\text{RuO}_4$  の吸収について、以下の仮定を置き、「迅速擬一次反応」としてモデル化を試みた。

- ・ 吸収は化学反応を伴う気液接触である。
- ・ 液相には  $\text{RuO}_4$  に対して亜硝酸が大過剰に存在する。
- ・ 反応吸収に係る化学反応速度は十分に早い。

#### ③ 吸収速度式

化学工学便覧 8 章「ガス吸収・気液接触操作」<sup>2.1.12</sup>に基づく整理より、気液単位接触当たりの吸収速度  $N(\text{mol}/\text{m}^2 \cdot \text{s})$  は次式で与える：

$$N = \frac{P_{\text{RuO}_4}}{\frac{1}{K_G} + \frac{H}{\sqrt{k_2 C_{\text{HNO}_2 L} D_{\text{RuO}_4}}}} \dots\dots\dots (2.1.1)$$

記号定義

- $P_{\text{RuO}_4}$  :  $\text{RuO}_4$  分圧 (Pa)。所与の条件として与えられる。
- $C_{\text{HNO}_2 L}$  :  $\text{HNO}_2$  濃度 ( $\text{mol}/\text{m}^3$ )。所与の条件として与えられる。
- $H$  : ヘンリー定数 ( $\text{Pa} \cdot \text{m}^3/\text{mol}$ )。Sasahira らの試験結果から相関式を得てそれを用いる<sup>2.1.13</sup>。
- $K_G$  : 気相物質移動係数 ( $\text{mol}/\text{m}^2 \cdot \text{s} \cdot \text{Pa}$ )。二重境膜モデルの式より算出した<sup>2.1.14</sup>。
- $D_{\text{RuO}_4}$  : 液相中での  $\text{RuO}_4$  の拡散係数 ( $\text{m}^2/\text{s}$ )。日本原子力学会での報告実績を用いる。
- $k_2$  :  $\text{RuO}_4$  が液相で化学変化する際の反応速度定数 ( $\text{m}^3/\text{mol} \cdot \text{s}$ )。未知数であり測定が必要である。

### (3) 試験の概要

本試験は、モデルパラメータの同定と適用条件の検証を目的とし、以下のデータ取得を行った。

#### ① Ru 気液接触試験

- ・取得データ：吸収速度  $N$ 、見掛けの気相物質移動係数  $K_G$
- ・用途：式 (2.1.1) の実測  $N$  と推算  $K_G$  を用い、迅速擬一次反応モデルの妥当性 ( $\gamma \cdot \beta$  の整合) を判別した。
- ・試験方法：濡れ壁塔相当の Ru 気液接触試験装置を用い、吸収セル内に吸収液を流し、 $\text{RuO}_4$  を含む空気を供給した他の液相への Ru 移行量を測定し、未吸収分は後段のガス吸収瓶で全量回収した。
- ・試験条件：温度 (5~70 °C)、硝酸濃度 (0、100、1000 mmol/L)、亜硝酸濃度 (0、2、5、10 mmol/L)、さらに実事象を想定した硝酸 2 mol/L・亜硝酸 100 mmol/L 条件も実施した。なお、温度設定は、発生蒸気が経路内で凝縮し、凝縮液が形成・滞留する経路温度域を想定したものである。

#### ② $\text{RuO}_4$ 反応挙動試験

- ・取得データ：液相反応速度定数  $k_2$  (温度一定条件での基準値)
- ・用途：式 (2.1.1) の未知パラメータ  $k_2$  の実測同定
- ・方法：UV 分光法による擬一次反応試験。 $\text{RuO}_4$  過剰条件で亜硝酸を添加し、 $\text{RuO}_4$  の極大吸収波長 (306 nm) の吸光度変化を追跡した。反応は数秒で完結し、

半減期から擬一次反応速度定数を算出し、RuO<sub>4</sub>濃度との関係から  $k_2$  を求めた。

- ・試験条件：温度（4℃）、硝酸濃度（100 mmol/L）、亜硝酸濃度（100 mmol/L）及び RuO<sub>4</sub>（0～1244 μmol/L）で実施した。なお、温度設定は、RuO<sub>4</sub>の自己分解・副反応を抑え、短時間反応の計測分解能を確保したものである。

#### (4) 反応係数の検証

試験で得られた物質移動係数から反応係数  $\beta$  の値を計算した結果の一例を表 2.1.5 に示す。表より、おおむね 60℃を超える温度で  $\beta > 3$  となり、迅速擬一次反応として扱うことが可能であることが確認された。例えば、吸収液に 10 mmol/L HNO<sub>2</sub>を含む系では、60℃で  $\beta = 3.28$ 、70℃では  $\beta = 4.49$  であった。

また、反応係数  $\beta$  の定義式 ( $\beta = \gamma / \tanh(\gamma)$ ) から、誤差を許容すれば、 $\beta > 2$  でも迅速擬一次反応のモデルを適用可能であると考えられる。

#### (5) 今後の課題

原子力規制庁は、上記の課題を前提に、委託先による試験結果及び考察を踏まえ、Ru移行評価に必要な追加データの取得、評価手法の検討等、さらなる課題を整理した。

これらの試験結果及び考察から、物質移動係数から反応係数  $\beta$  を算出し、おおむね 60℃以上で迅速擬一次反応として取り扱えることを確認した。一方で、本結果を事象進展解析コードへ組み込み、蒸発乾固事象の進展に伴う Ru の移行挙動（気相移行、分解、凝縮・吸収等）の全体的挙動を再現できるかを確認することが、課題である。

表 2.1.5 反応係数  $\beta$ （壁面沈着分を含む評価）

Table 2.1.5 Reaction coefficient  $\beta$  (including wall deposition in evaluation)

温度 (°C)	2 mmol/L HNO <sub>2</sub>	5 mmol/L HNO <sub>2</sub>	10 mmol/L HNO <sub>2</sub>	100 mmol/L HNO <sub>2</sub>
50	1.94	2.01	2.12	-
55	2.47	2.46	2.56	2.96
60	2.67	-	3.28	-
70	4.71	-	4.49	-

出典) 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構<sup>2.1.6</sup> (一部改変)

### 2.1.5 Cs等の揮発挙動の把握

#### (1) Cs等の移行挙動に関する整理

蒸発乾固事象が進展し、乾固後の温度上昇段階に達すると、Cs化合物等が揮発し気相へ移行する可能性がある。

本研究では、この過程を検証するため、乾固後の温度上昇段階におけるCs化合物等の揮発挙動及び気相中に移行したCs等化合物の挙動に関するデータを取得した。また、揮発挙動の評価に重要となる乾固物の温度挙動について、先行安全研究における評価モデル

の改良及び必要な物性値の取得を実施した。なお、本研究に係る試験研究は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託事業として実施した。

## (2) 試験等の概要

乾固後の温度上昇段階における Cs 等化合物の揮発挙動を把握するため、昇温速度をパラメータとして設定し、s-HLLW から作製した乾固物を 1350 °C まで加熱し、示差熱-熱重量分析（以下「TG-DTA」という。）試験を実施した。さらに、文献調査により乾固物中で形成される可能性がある Cs 化合物の融点・沸点を整理し、TG-DTA 試験で重量減少が確認された際に揮発した化合物を推定した。また、Tc や Mo などの共存物質が揮発挙動に及ぼす影響を評価した。なお、Tc は安定同位体が存在しないため、代替として 7 価イオンを形成する Re を添加し、Re の有無による影響を比較した。

気相中の Cs 等化合物の移行挙動を把握するため、移行経路の温度及び長さをパラメータとして設定し、流通式試験装置を用いて予備的な試験を実施した。本装置は、高温条件下における排気系内での Cs 化合物の移行挙動（輸送・沈着・エアロゾル化・捕集）を把握することを意図して構成している。揮発した化合物については、経路内壁への沈着量、フィルタでの捕集量及び通過量を確認した。

## (3) 試験結果及び考察

### ① TG-DTA の試験結果

約 600~800 °C 及び約 1000~1350 °C の 2 つの温度範囲で顕著な重量減少が観察された。文献調査の結果、当該温度範囲で揮発する既知の化合物（CsReO<sub>4</sub>、Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub> 等）との元素比がおおむね一致したことから、これらの化合物が生成・揮発したものと推定した。さらに、重量減少が生じた温度に設定した加熱試験を実施し、重量減少量を測定することで、Cs 等化合物の減少速度を取得した。

### ② 乾固物の温度挙動と評価モデルの改良

乾固物の温度評価に資するため、熱物性データを Cs 化合物の揮発温度近くまで拡張した。具体的には、620 °C までの熱物性値及び Cs 化合物の融解データを新たに取得した。さらに、乾固物温度の評価モデルについて、従来が乾固物と貯槽内壁のみを対象としていたのに対し、貯槽・セル内の空間や貯槽壁を新たに考慮し、モデルの拡充を図った。

### ③ 気相中の Cs 等化合物の移行挙動

本試験は高温条件で実施し、以下のとおり経路内壁への沈着量、フィルタでの捕集量及び通過量の傾向を確認した。

- ・経路温度 500 °C 条件では、試料から入口までの間で気体状 Cs 化合物の大半は残存しない結果となった。
- ・経路温度 600 °C 条件では、滞留時間の延長に伴い、通過量は減少し、沈着量や捕集量が増加した。これは移行経路内での滞留時間増加により、ガス状 Cs 化合物のエアロゾル化が進行したためと考えられる。

- ・経路内壁への沈着量やフィルタ捕集量のばらつきが大きく、ばらつき低減が課題である。
- ・滞留時間が長くなるほど  $Re$  と  $Cs$  の挙動差が拡大した。 $Cs$  の通過量がより減少したことから、 $CsReO_4$  とパイレックスフランジ内壁との反応が原因と推定される。内壁との反応が起きにくい条件で試験を行うことで、当該反応の影響を明確に把握できるものと考えられる。

#### (4) 今後の課題

原子力規制庁は、上記の課題を前提に、委託先による試験結果及び考察を踏まえ、規制上必要な追加データの取得、評価手法の検討等、さらなる課題を整理した。

これらの試験結果及び考察から、 $Cs$  化合物等の揮発量は重量減少が生じた温度範囲に依存するため、乾固物の温度挙動は揮発量評価において有用であることを確認した。また、気相中の  $Cs$  等化合物の移行挙動については、装置改良後の試験により、経路温度及び滞留時間が通過量・沈着量・捕集量に与える影響に関する基礎的知見を取得した。一方で、捕集量のばらつきや経路内壁との反応に起因する不確実性が認められ、再現性の確保が課題である。今後は、評価の精度向上に向け、装置構成の改善、温度・流速制御精度の向上、試験条件の体系化等により、追加データの取得と、速度論モデルの妥当性確認、感度分析等の評価手法の検討を行う必要がある。

#### 2.1.6 事象進展解析コードの整備に向けた課題整理

蒸発乾固事象に対応した総合的な事象進展解析コードの整備に向け、既存の解析モデル・コードの適用可能性を調査し、課題を抽出した。さらに、抽出した課題に対して必要となる試験データやモデル化の方向性を検討した。

##### (1) 既存コード・モデルの調査<sup>2.1.15</sup>

国内外で利用されている10種類のソースターム評価手法を調査し、蒸発乾固事象への適用性を検討した。調査結果は以下のとおりである。

##### ① 対象コード一覧

FATE、SHAWED-MELCOR-SCHERN、MELCOR、CONTAIN、MAAP、THALES-2、ASTEC、ASYST、SOCRAT、SAMPSON

##### ② 要求仕様（蒸発乾固事象解析に必要なと考えられる機能）

- ・大規模な再処理施設における熱水力現象が合理的な時間で解析可能
- ・高濃度の多数の硝酸塩を含む水硝酸混合体の気相及び液相の挙動を解析可能
- ・エアロゾル挙動を解析可能
- ・蒸発乾固事象での化学反応及び揮発挙動を解析可能

##### ③ 調査結果の概要

文献 2.1.14 の調査結果から、蒸発乾固事象解析に必要な機能に関して以下の技術的課題と方向性が示唆された。表 2.1.6 に、解析コードの機能対応一覧を示す。

- ・大規模な再処理施設における熱水力現象が、合理的な時間で解析可能  
大規模再処理施設（100 m級）に対して3次元流体解析や二相流解析コードの適用は計算コストが高く非合理的であり、ノード・ジャンクション法が適切である。FATE、SHAWED-MELCOR-SCHERN、MELCOR、CONTAINが適用可能性を有する。
- ・高濃度の多数の硝酸塩を含む水硝酸混合体の気相及び液相の挙動を解析可能  
蒸発乾固事象では高濃度硝酸塩を含む水硝酸混合体が対象となるが、密度・比熱・粘性係数・飽和蒸気圧等の物性値は十分に整備されていない。既存の線形内挿では沸点挙動を再現できず、相互作用を考慮した相関式が必要である。FATEは硝酸蒸気表と活量係数を採用しているが、精度確認が課題と考えられる。
- ・エアロゾル挙動を解析可能  
調査対象の全コードにエアロゾルモデルは存在する。
- ・蒸発乾固事象での化学反応を解析可能  
FATE及びSHAWED-MELCOR-SCHERN以外のコードは軽水炉事象を対象としており、NOx、硝酸関連反応を扱えない。

表 2.1.6 蒸発乾固事象解析に必要な機能と既存解析コードの対応関係

Table 2.1.6 Functional capability matrix of analysis codes for evaporation-to-dryness event simulation

No.	コード名	蒸発乾固事象解析に必要な機能			
		大規模な再処理施設における熱水力現象の解析	高濃度の多数の硝酸塩を含む水硝酸混合体の気相及び液相の挙動の解析	エアロゾルの挙動解析	蒸発乾固事象での化学反応の解析
1	FATE	○	○	○	○
2	SHAWED-MELCOR-SCHERN	○	×	○	○
3	MELCOR	○	×	○	×
4	CONTAIN	○	×	○	×
5	MAAP	×	×	○	×
6	THALES-2	×	×	○	×
7	ASTEC	×	×	○	×
8	ASYST	×	×	○	×
9	SOCRAT	×	×	○	×
10	SAMPSON	×	×	○	×

※表中の記号の意味：○は機能を有する。×は当該機能を有しない。

## (2) 事象分類と解析要素の抽出<sup>2,1,3</sup>

事象を以下の3カテゴリーに分類し、分類ごとに想定される事象を整理した。さらに、解析コードの整備に必要な要素を抽出した。本項目は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託事業として実施した。

### ① 貯槽内で発生する事象

温度上昇、硝酸濃縮、Ru・Cs揮発、亜硝酸生成等

### ② 移行経路で発生する事象

蒸気凝縮、Ruの吸収、エアロゾル形成、壁面沈着等

### ③ 影響緩和対策由来の事象

冷却、スプレー、HEPAフィルタによる捕集等

## (3) モデル化の方向性に関する検討

本検討においては、以下の方針でモデル化を進めることが合理的と考えられる。

### ・既存データの活用

熱流動及び物質移行に関しては、既存データを基礎とし、関連する基礎式に基づいてモデル化を行うことが望ましい。

### ・追加試験によるパラメータ取得

データが不足している項目については、必要なパラメータを取得するために追加試験を実施することが適切である。ここでいう「データが不足している項目」とは、蒸発乾固時に特有の化学反応や揮発挙動に関するパラメータを指す。具体的には、Cs等の高温揮発化速度、硝酸塩・金属塩の熱分解反応、エアロゾル化に関する粒子生成率や粒径分布、移行経路内壁材料への沈着挙動、多成分混合系での相平衡データ等が挙げられる。

### ・既存コードの活用方針

熱流動解析や気液平衡モデルについては、既存コードをベースとすることが効率的である。一方、蒸発乾固固有の化学反応及び揮発挙動に関しては、新規モジュールを追加する必要がある。

なお、再処理施設の蒸発乾固事象のために開発された既存コードを活用できる場合、化学反応及び揮発挙動のモジュール追加工程を省略でき、モデル構築の効率化が期待される。

## 2.2 GB 火災に関する研究

MOX 燃料加工施設の原子力規制検査では、重大事故の要因の一つとして挙げられている GB 火災の対策に関連する設備・機器も検査対象となる。これらの設備・機器は多数に上ることから、その重要度を評価してその結果に基づいて優先順位を付けることで、効率的な検査が可能となると考えられる。この重要度の評価では、GB 火災の事象進展に関するデータや知見を蓄積して、事故シナリオの不確かさを低減することが重要である。

先行安全研究においては、GB の構成材料を用いた小規模の火災試験等によって基礎的な試験データ及び知見を取得した<sup>2.2.1~2.2.3</sup>が、実際の GB 火災における燃焼挙動の現象を理解するために GB 火災の事象進展に関する知見（実規模 GB の燃焼挙動、放射性物質の移行挙動等）の拡充が必要である。

また、GB 火災の対策に係る設備・機器の重要度を評価するためには、GB 火災及び火災防護対策が施設に及ぼす影響を考慮する必要があり、その際の着眼点・留意点を抽出しておくことは重要である。

本研究では、GB 火災の事故シナリオの不確かさを低減することを目的として、GB 火災の事象進展に関する知見を拡充するとともに、GB 火災及び火災防護対策による影響を評価する際の着眼点・留意点を抽出するための GB 火災解析手法を整備した。

### 2.2.1 GB 火災研究の概要

#### (1) GB 火災の事象進展に関する知見の拡充

##### ① GB 火災の事象進展に関する試験データ及び知見の取得

GB 火災の事象進展に関する知見を拡充するため、下記項目に関する試験データを取得した。本研究では、GB の体積、パネル材の大きさ等が火災挙動に及ぼす影響に関する知見を得るために、体積の異なる中規模 GB 及び実規模 GB を用いた。実規模 GB は、一般に使用されている単一の GB の体積を模擬した。

- ・ 中規模 GB 火災の挙動（開放条件下、換気条件下）
- ・ 実規模 GB 火災の挙動（開放条件下、換気条件下）
- ・ GB パネル材の燃焼挙動
- ・ 核燃料物質（粉末）への火勢の影響

上記項目の試験データは、主に ASNR（旧 IRSN）と原子力規制庁との間で締結された協定「RESEARCH AGREEMENT ON THE IRSN GLOVE BOX FIRES PROGRAM」（FIGARO プロジェクト）に基づいて 2019 年から 2025 年までの期間で実施された GB 火災試験で取得した<sup>2.2.4</sup>。なお、本協定における試験は ASNR が実施した。

##### ② 実規模 GB 等の火災試験データに基づく解析

①で取得した中規模 GB、実規模 GB の火災試験データ等に基づく解析を実施して、GB 火災の事象進展に関する知見を拡充した。本解析では、主に GB 燃焼モデル<sup>2.2.5</sup>が実装さ

れている ASNR (旧 IRSN) によって開発された火災解析コード SYLVIA<sup>2.2.6</sup> を用いた。解析対象の項目を以下に示す。

- ・ 中規模 GB 火災 (開放条件下、換気条件下)
- ・ 実規模 GB 火災 (開放条件下、換気条件下)

## (2) GB 火災解析手法の整備

GB火災及び火災防護対策による影響を評価する際の着眼点・留意点を抽出するためのGB火災解析の手順を構築した。また、本手順に従って試験解析を行い、着眼点・留意点を抽出した。

### 2.2.2 GB 火災の事象進展に関する試験データ及び知見の取得

2.2.1 (1) ①で示した GB 火災の事象進展に関する試験データを以下の(1)に示す。また、(2)に試験データを基に取得した知見を示す。

#### (1) 取得した試験データ

##### ①開放条件下の中規模GB火災試験

図2.2.1に試験設備の外観を示す<sup>2.2.4</sup>。当該試験では、大型のフードを有するコーンカロリーメータ装置に中規模GBを設置して (図2.2.1 (a)及び (b))、その片側の閉じ込めパネル (ポリカーボネート (以下「PC」という。)) をガスバーナー (図2.2.1 (d)) で着火させて、燃焼時の発熱速度 (以下「HRR」という。)、重量減少速度等を測定した。図2.2.2に試験結果の一例として、中規模GBの燃焼挙動の時間変化を示す<sup>2.2.4</sup>。図2.2.2で観察された中規模GB燃焼時の事象進展は以下のとおりである<sup>2.2.4</sup>。

- (ア) バーナーを点火して、バーナー側の PC パネルを加熱した。その際、一部の火炎がグローブポートを模擬した穴を通して GB 内部に侵入した (図 2.2.2 (b))。
- (イ) バーナー側の PC パネルが崩落して、溶融した PC パネルが GB 床面に留まった (図 2.2.2 (c))。
- (ウ) バーナー側の PC パネルの崩落によって開口部が拡大し、バーナーの火炎が GB 内部により広く侵入したことで、GB 床に蓄積した溶融 PC の熱分解、バーナーの対面の PC パネルの加熱及び熱分解が進行した (図 2.2.2 (d))。
- (エ) バーナーの対面の PC パネルが溶融を開始して (図 2.2.2 (e))、最終的に崩落した (図 2.2.2 (f))。GB 燃焼時の HRR はこの時点で最大となった。
- (オ) 燃焼の継続に伴い、燃焼物の減少によって火勢が低下した (図 2.2.2 (g))。
- (カ) 燃焼物の重量減少速度が小さくなった時刻 (図 2.2.2 (h)) で、バーナーを停止して火災試験を終了した (図 2.2.2 (i))。

##### ②換気条件下の中規模 GB 火災試験

試験施設の模式図及び中規模 GB の外観を図 2.2.3 に示す<sup>2.2.4</sup>。当該試験では、換気条件

下の部屋（図 2.2.3 (a)の Room 3）に中規模 GB を設置して燃焼させ、発熱速度等を測定した。Room 3（体積 120 m<sup>3</sup>）の換気回数<sup>(注11)</sup>は、同施設を使用した先行火災試験<sup>2.2.7</sup>の条件を参考にして 2.5、5、12.5、20 回/h（換気流量に換算するとそれぞれ 300、600、1500、2400 m<sup>3</sup>/h）とした。本試験の換気回数は、実施設の GB が設置されている部屋の換気回数を包含している。主な結果は以下のとおりである<sup>2.2.4</sup>。

- ・ 換気条件下の発熱速度は開放条件下と比較して小さいが、GB 燃焼の継続時間が増加した。
- ・ 換気流量が大きい条件（12.5、20 回/h）の発熱速度の時間変化の傾向は開放条件と類似した結果となった。
- ・ 換気流量が低い条件（2.5、5 回/h）における発熱速度の時間変化の傾向は、開放条件と大きく異なる結果となった。

#### ③開放条件下及び換気条件下の実規模 GB 火災試験

実規模 GB 火災試験は、中規模 GB の代わりに実規模 GB を用いたことを除くと、中規模 GB 火災試験（図 2.2.2 及び図 2.2.3 参照）とほぼ同様の方法で実施した。図 2.2.4 に実規模 GB の一例を示す<sup>2.2.5</sup>。図 2.2.5 に開放条件下及び換気条件下における実規模 GB 燃焼時の HRR の時間変化の一例を示す<sup>2.2.5</sup>。なお、図中の BAG\_CSS\_1.2 は開放条件下である。BAG\_CSS\_1.8 及び BAG\_CSS\_1.10 は換気条件下であり、それらの GB を設置した部屋（体積 240 m<sup>3</sup>）の換気回数はそれぞれ 5 回/h と 22 回/h（換気流量に換算するとそれぞれ 1200 m<sup>3</sup>/h と 5280 m<sup>3</sup>/h）である。実規模 GB の火災試験の主な結果は以下のとおりである<sup>2.2.5</sup>。

- ・ 換気条件下（BAG\_CSS\_1.8 及び BAG\_CSS\_1.10）の HRR の最大値は、開放条件下（BAG\_CSS\_1.2）に比べて低いですが、燃焼継続時間は換気条件下の方が長い結果となった。この傾向は中規模 GB 火災試験の結果と一致する。
- ・ 開放条件下の実規模 GB 燃焼時における事象進展（パネルの熔融、開口部の拡大、火勢の増大等）は、図 2.2.2 に示す中規模試験と同様であった。
- ・ 換気条件下（BAG\_CSS\_1.8 及び BAG\_CSS\_1.10）の事象進展は、同等の換気回数の条件における中規模 GB 火災試験の結果とおおむね同様の結果となった。

#### ④GB パネル材の火災試験

本試験では GB の遮蔽パネルを対象とした。原子力施設の GB の遮蔽パネルには、鉛を含有したポリメタクリル酸メチル（以下「PMMA」という。）製のパネルが使用されている。当該試験では、仏国の原子力施設の GB で使用されている鉛含有 PMMA（Kyowaglas）、Kyowaglas のベースポリマーである PMMA 及び鉛含有 PMMA の代替材（PMMA に 12 wt% の水酸化マグネシウム（MDH）を添加したもの）の 3 種類の試料<sup>(注12)</sup>を対象として、燃

(注11) 1 時間当たりの換気流量（m<sup>3</sup>/h）を部屋の体積（m<sup>3</sup>）で除した値。

(注12) 燃焼試験用の中規模及び実規模 GB の遮蔽パネルには、PMMA 又は鉛含有 PMMA の代替材を用いて火

焼時の発熱速度等をそれぞれ測定した<sup>2.2.4</sup>。なお、PMMA は鉛含有 PMMA の参照データの取得のため、代替材は鉛含有 PMMA と同様の燃焼挙動を示すパネル材の選定のためにそれぞれ使用した。図 2.2.6 に各パネル材の単位面積当たりの HRR の時間変化を示す<sup>2.2.4</sup>。鉛含有 PMMA (Kyowaglas) の最大 HRR は約 450 kW/m<sup>2</sup> であり、鉛含有 PMMA の代替材 (PMMA-MDH (12 wt%)) とほぼ同等であったが、PMMA の最大値 (約 950 kW/m<sup>2</sup>) に比べるとおおむね半分程度であった<sup>2.2.4</sup>。

#### ⑤核燃料物質 (粉末) への火勢の影響試験

核燃料物質 (粉末) への火勢の影響に関する知見を取得するため、まず核燃料物質である PuO<sub>2</sub> の密度、高温での安定性等の特性が類似している HfO<sub>2</sub> を代替物質として選定した<sup>2.2.4</sup>。次に、パネル材に HfO<sub>2</sub> を付着させた中規模 GB 及び実規模 GB を燃焼させ、その際の HfO<sub>2</sub> が火炎によって気相に移行する割合を評価した<sup>2.2.4</sup>。本試験により、GB 燃焼時の HfO<sub>2</sub> の移行割合に関する試験データを取得して、核燃料物質への火勢の影響に関する知見を取得した。

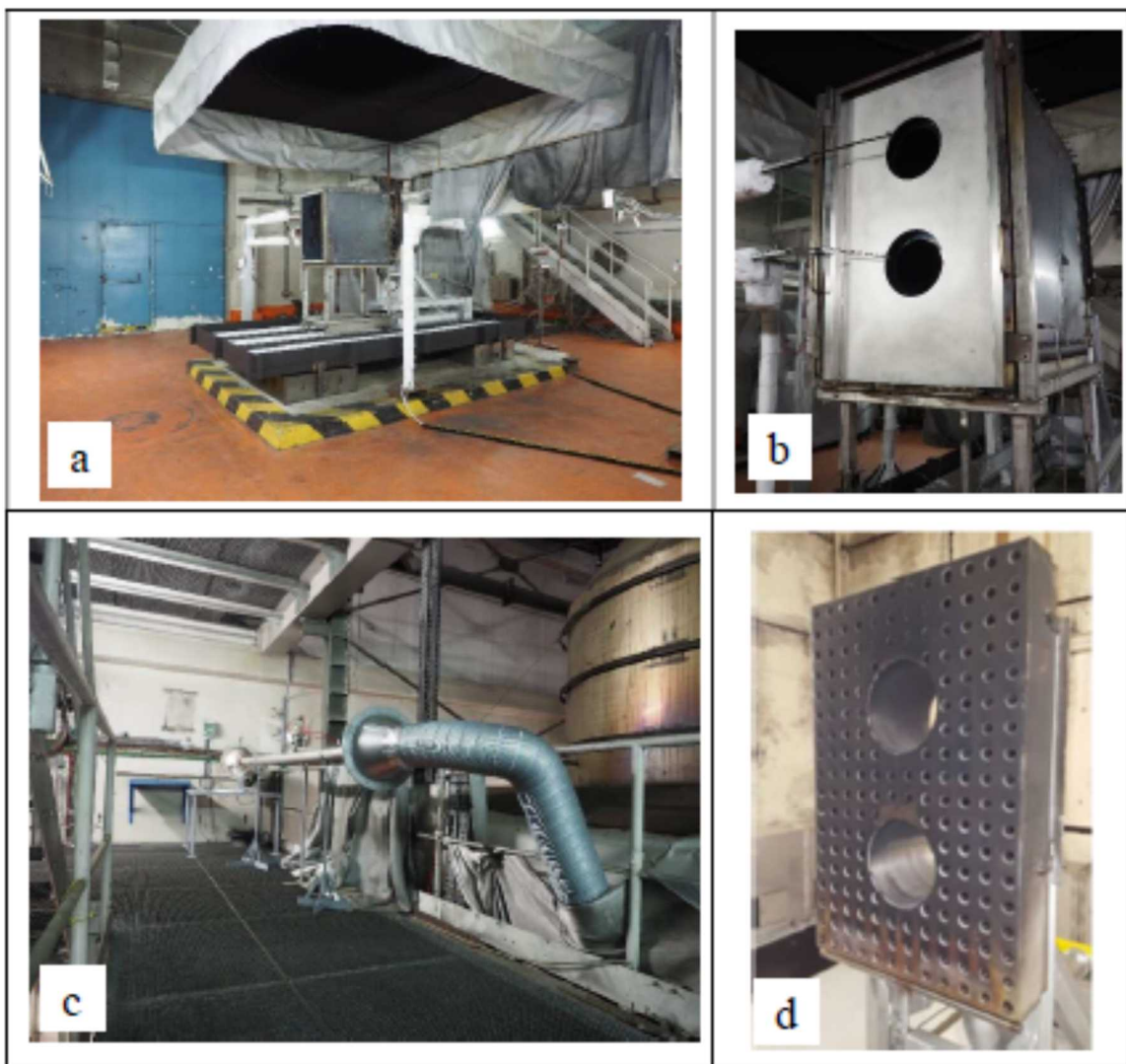
#### (2) 試験データを基に取得した知見

(1)での試験データから得られた GB 火災の事象進展に関する主な知見を以下に示す。

- ・ 開放条件下の中規模 GB の燃焼時において、パネル外側の燃焼によって生じた高温のガスの一部がグローブを模擬した穴から GB 内に流入する現象が見られた。このことから、パネル材の燃焼時には、高温ガスが GB 内に流入することにより GB 内の温度が上昇するとともに、GB 内の流動状態、火勢、燃焼継続時間等が変化する可能性がある。
- ・ 換気条件下の中規模 GB 火災における HRR の最大値は、開放条件下に比べて低下するが、火災継続時間は長くなる。火災継続時間は、耐火壁等の機能が維持されるか否かの判断において重要であるため、GB 火災の影響評価に当たっては換気条件と火災継続時間との関係を十分考慮する必要があると考えられる。
- ・ 換気流量が低い場合の発熱速度の時間変化の傾向は、開放条件下の場合と異なる可能性がある。実施設において GB 火災が生じた場合には、換気設備におけるダンパの閉止、送排風機の停止等の対策が実施されることになっている。これらの対策は、火災が生じている部屋の換気を停止することで、空気 (酸素) の供給量を制限して、GB 等の燃焼を抑制することを目的としている。そのため、GB 火災の影響評価においては、換気流量が小さい場合の現象を考慮することが重要であると考えられる。

---

災試験を行った。本報告の実規模 GB の燃焼試験結果 (図 2.2.5) は、いずれも PMMA を使用した場合の結果である。なお、図 2.2.2 では、遮蔽パネルを取り付けていない中規模 GB の場合の結果である。



出典) P. Zavaleta et al. <sup>2.2.4</sup>

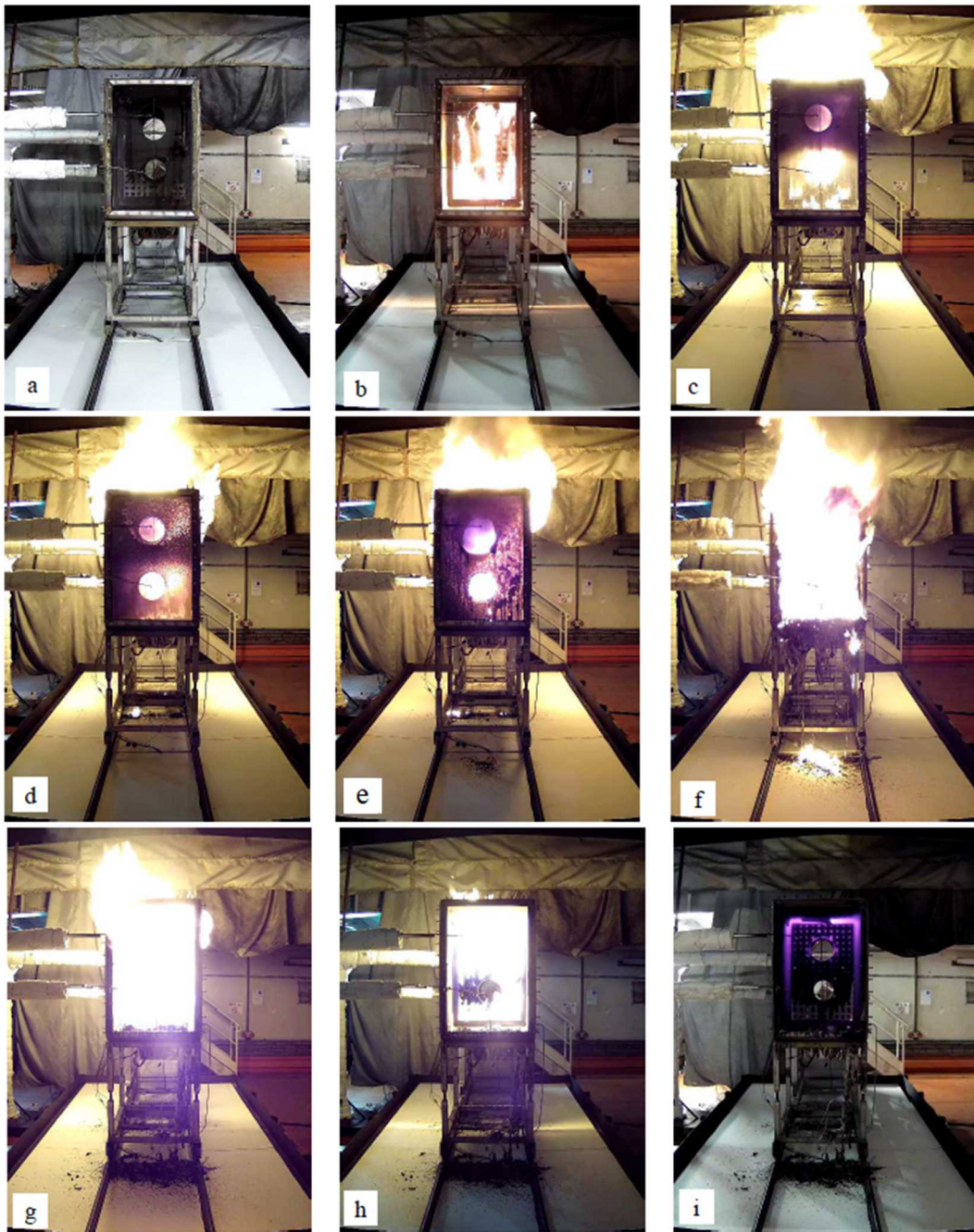
図 2.2.1 開放条件下の中規模 GB 火災試験設備

(a)試験設備全体、(b)中規模 GB の一例、(c)換気系統、(d)ガスバーナー

Fig. 2.2.1 Medium-scale glove box fire test facility under open conditions

(a) Overall view of the test facility, (b) Example of a medium-scale GB,

(c) Ventilation system, (d) Gas burner



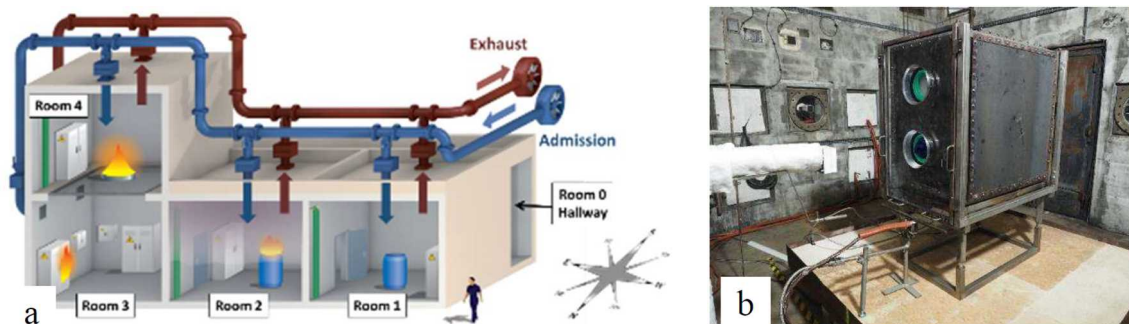
出典) P. Zavaleta et al. <sup>2.2.4</sup>

図 2.2.2 開放条件下における中規模 GB 火災試験結果の一例 (燃焼挙動の時間変化)

(a) バーナー点火前、(b) 40 秒後、(c) 240 秒後、(d) 360 秒後、  
 (e) 480 秒後、(f) 600 秒後、(g) 1800 秒後、(h) 3640 秒後、(i) 3720 秒後

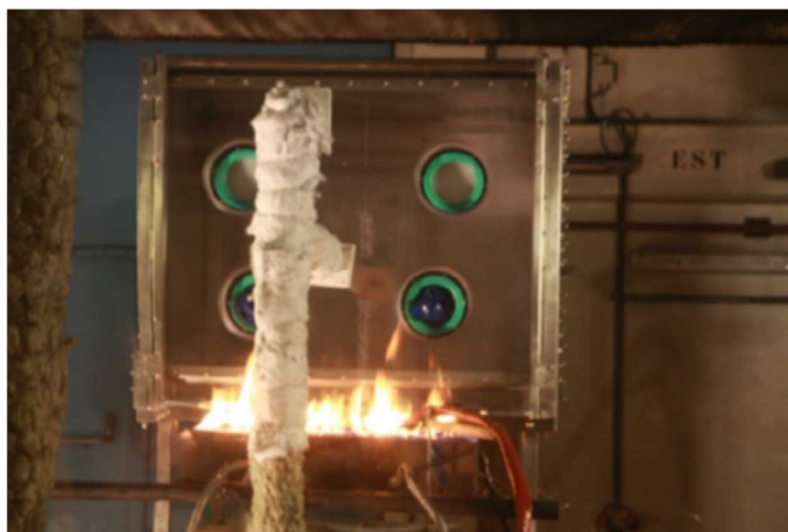
Fig. 2.2.2 Example of medium-scale GB fire test results under open conditions (time variation of combustion behavior)

(a) Before burner ignition, (b) 40 s, (c) 240 s, (d) 360 s,  
 (e) 480 s, (f) 600 s, (g) 1800 s, (h) 3640 s, (i) 3720 s



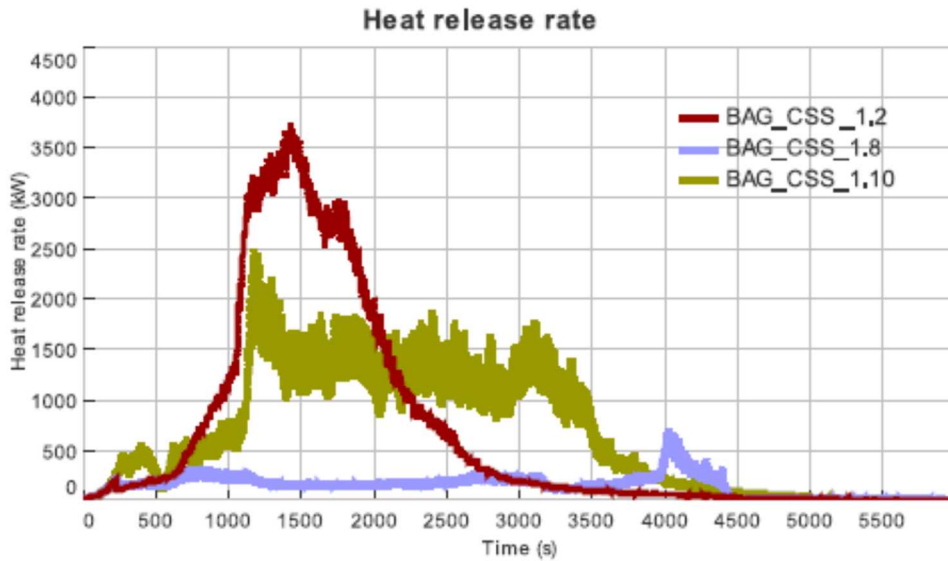
出典) P. Zavaleta et al. <sup>2.2.4</sup>

図 2.2.3 換気条件下の中規模 GB 火災試験設備 (a)、中規模 GB (b)の外観  
 Fig. 2.2.3 Medium-scale glove box fire test facility under ventilation conditions (a) and appearance of a medium-scale GB (b)



出典) W. Plumecocq et al. <sup>2.2.5</sup>

図 2.2.4 実規模 GB の一例  
 Fig. 2.2.4 Example of full-scale GB



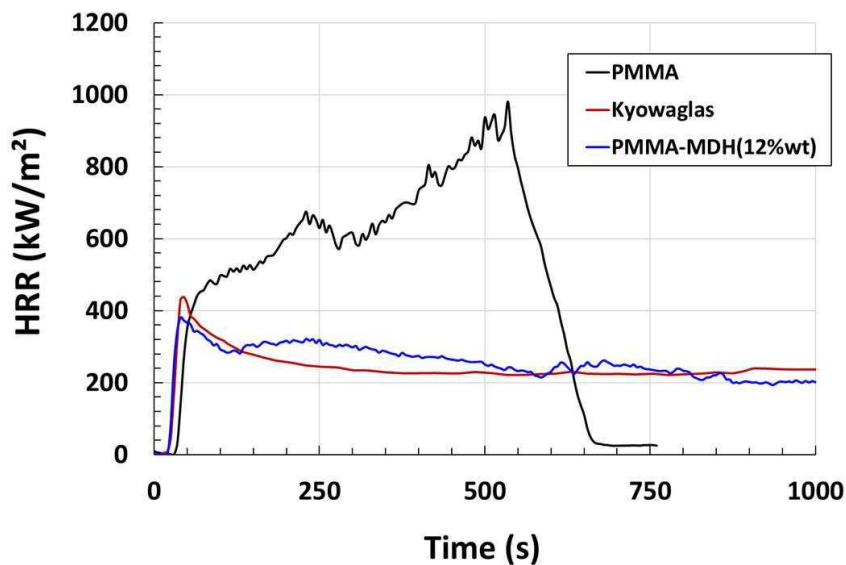
出典) W. Plumecocq et al. <sup>2.2.5</sup>

図 2.2.5 開放条件下及び換気条件下における実規模 GB 火災試験結果の一例  
(HRR の時間変化)

BAG\_CSS\_1.2 : 開放条件下、BAG\_CSS\_1.8 : 換気条件下 (換気回数 : 5 回 /h)、  
BAG\_CSS\_1.10 (換気回数 : 22 回/h)

Fig. 2.2.5 Example of full-scale glove box fire test results under open and ventilation conditions  
(time variation of HRR)

BAG\_CSS\_1.2: under open conditions, BAG\_CSS\_1.8: under ventilation conditions  
(air renewal rate: 5 times/h), BAG\_CSS\_1.10: under ventilation conditions (air renewal rate:  
22 times/h)



出典) P. Zavaleta et al. <sup>2.2.4</sup>

図2.2.6 遮蔽パネル材の火災試験の結果の一例 (HRRの時間変化)

Fig. 2.2.6 Example of fire test results for protection panel material (time variation of HRR)

### 2.2.3 実規模 GB 火災等の試験データに基づく火災解析

本解析の目的は、GB 火災の事象進展の知見を拡充するとともに、解析コードの GB 火災評価への適用性の知見を得ることである。本解析は、2.2.2 で示した中規模 GB 火災試験、実規模 GB 火災試験のデータ、試験条件等に基づいて実施した。解析コードには、GB の燃焼モデルが実装されており<sup>2.2.5</sup>、かつ試験設備の換気系統を詳細にモデル化可能な火災解析コード SYLVIA<sup>2.2.6</sup>を主に用いた。解析に当たっては、SYLVIA コードの換気系ネットワークモデル及び GB 燃焼モデルを用いて、試験体系（GB 形状及び換気系統）及び GB の燃焼を模擬して解析を行い、解析結果と試験結果を比較した。解析結果の一例として、図 2.2.7 に開放条件下における実規模 GB の HRR の時間変化を示す。解析結果の GB 燃焼時の発熱速度の最大値、時間変化の傾向等は、試験結果とおおむね同様となった。

また、本解析で得られた主な知見は以下のとおりである。

- ・ 開放条件下の GB 火災データに基づく解析において、発熱速度の最大値、時間変化の定性的な傾向は、試験結果とおおむね同様であったことから、本解析条件の範囲内においては SYLVIA の GB 燃焼モデルは実規模 GB 火災の事象進展（パネルの溶融、延焼等）に伴う発熱速度の変化をおおむね再現できる可能性が示唆された。
- ・ 換気条件下の GB 火災試験データに基づく解析において、換気流量が大きい場合には発熱速度の最大値及び時間変化の傾向の解析結果は試験結果と同様であった。一方、換気流量が小さい場合には、発熱速度の時間変化の傾向は試験結果とおおむね一致するが、発熱速度の最大値は過小評価する可能性が示唆された。換気流量が小さくなるような条件（ダンパ閉止、換気系停止等）を評価する場合には留意が必要であることが分かった。

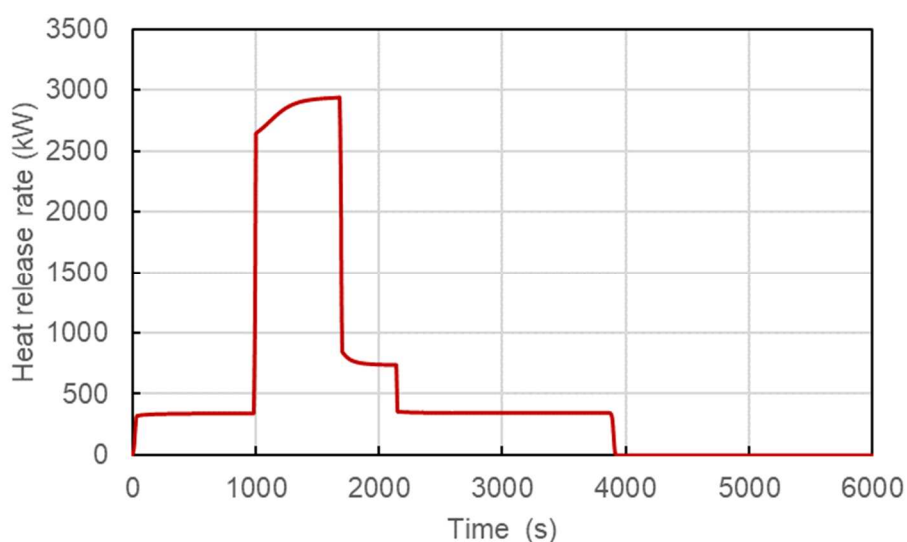


図 2.2.7 GB 火災試験（図 2.2.5 の BAG\_CSS\_1.2）を対象とした解析結果の一例  
（開放条件下の実規模 GB 燃焼時の HRR の時間変化）

Fig. 2.2.7 Example of analysis results for GB fire test (BAG\_CSS\_1.2 in Fig. 2.2.5)  
(time variation of HRR during combustion of a full-scale GB under open conditions)

## 2.2.4 GB 火災解析手法の整備

本研究では、GB 火災及び火災防護対策による影響を評価する際の留意点・着眼点を抽出するための手順を構築した。当該手順の主要な項目を以下に示す。

- ① 対象施設の情報（GB 等の構築物、換気系統、可燃物、対策等）の収集・整理
- ② 対象施設の情報に基づく GB 火災の事象進展シナリオの設定（シナリオにおける物理現象（GB の燃焼、閉じ込め機能喪失、他可燃物への延焼等）の特定を含む。）
- ③ 火災解析において評価すべき項目（GB の温度、圧力等）の抽出
- ④ 火災解析のモデルの作成、解析実行、結果の分析
- ⑤ GB 火災及び火災防護対策による影響を評価する際の留意点・着眼点の抽出

本手順に基づき、MOX 燃料加工施設における GB、換気系統等の情報に基づいて設定したシナリオを対象として、ダンパの閉止、排風機の停止等の火災防護対策をモデル化できる火災解析コード SYLVIA を用いた試解析を行い、留意点・着眼点を抽出することにより、本手順の有効性を確認した。なお、本試解析では主に火災防護対策の施設の閉じ込め機能に対する影響に着目して留意点等の抽出を行った。本試解析で抽出した留意点等の例を以下に示す。

- ・ 火災防護対策は、GB 火災時の HRR を低下させることで、GB パネル等の温度を低下させる効果を有するが、GB 内圧力を上昇させる可能性がある。
- ・ 火災防護対策の組合せによって、GB パネル等の最高温度を低下させる効果、GB 内圧力を上昇させる影響の大きさが異なる。
- ・ 火災防護対策の実施時刻は、GB パネル等の最高温度、GB 内の最高圧力等に対して影響を及ぼす可能性があり、その傾向は火災防護対策の種類によって異なる可能性がある。

### 3. 結論

#### 3.1 成果の要点

本安全研究では、再処理施設及び MOX 燃料加工施設の事故シナリオの不確かさ低減を目的とし、先行安全研究では対象に含まれていない条件でのデータ等を取得するとともに、先行安全研究で得られているデータ等と合わせて必要な知見を蓄積するため、試験及び解析を実施して、以下の成果を得た。

##### (1) 蒸発乾固事象に関する研究

- ・ 重大事故等の対策やその際に想定される機器設備の環境を踏まえた条件での放射性物質移行挙動の把握  
亜硝酸による Ru 揮発抑制効果について、事象進展を模擬した条件下で必要濃度、生成・分解挙動を把握できた。また、気相中での  $\text{RuO}_4$  の分解について、温度依存性、 $\text{NO}_x$  による阻害効果、装置材質による分解傾向を把握できた。
- ・ 乾固後の温度上昇段階に着目した際の準揮発性物質の挙動の把握  
乾固物の熱物性データを拡張し、高温領域での Cs 化合物の揮発挙動を把握できた。また、気相中での Cs 化合物の移行挙動について、滞留時間や移行経路温度が及ぼす影響を把握できた。
- ・ 凝縮液への Ru の化学吸収効果の把握  
迅速擬一次反応モデルの適用性を確認し、吸収速度に関わる反応速度定数、物質移動係数等の基礎データを取得できた。
- ・ 蒸発乾固事象進展解析コードに関する課題の整理  
Ru 揮発、 $\text{NO}_x$  生成、蒸気凝縮、エアロゾル化、壁面沈着等の事象要素を体系化し、既存コードの適用性を評価できた。また、必要となる追加モデルやパラメータを抽出することで、蒸発乾固事象に関する事象進展解析コード整備に向けた課題を整理した。

##### (2) GB 火災に関する研究

- ・ GB 火災の事象進展に関する知見の収集・蓄積  
FIGARO プロジェクトに基づく実規模 GB 等の火災試験データを取得するとともに、SYLVIA コード等による火災解析を実施して、実規模 GB の燃焼挙動等の GB 火災の事象進展に関する知見を拡充した。
- ・ GB 火災解析手法の整備  
MOX 燃料加工施設等の火災防護対策を考慮した仮想的な GB 火災シナリオを対象とした解析を実施し、得られた知見と、上記 GB 火災の事象進展に関する知見を踏まえて、MOX 燃料加工施設等の GB 火災を想定した火災事象進展シナリオを評価するための解析手法を整備することができた。

## 3.2 目的の達成状況

本安全研究は、再処理施設及びMOX加工施設における原子力規制検査に資するため、両施設における事故シナリオの不確かさの低減を目的としている。3.1に述べた成果により、蒸発乾固事象に関する研究においては、同事象の事象進展に伴う放射性物質の挙動をより詳細に把握できるようになった。また、GB火災に関する研究では、様々な火災防護対策を考慮した事象進展について把握することが可能となった。その結果、事故シナリオにおける不確かさの低減を図ることが可能となり、本安全研究の目的を達成することができた。なお、本安全研究での成果を踏まえて検討した結果、さらなる事故シナリオの不確かさの低減を図るために3.5で述べる課題が抽出された。

## 3.3 成果の公表等

### 3.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表

- (1) NRA 技術報告  
なし
- (2) NRA 技術ノート  
なし
- (3) 論文（査読付）
  - ① 山口晃範, 天野祐希, 吉田尚生, 吉田涼一郎, 山根祐一, 再処理施設における高レベル濃縮廃液の蒸発乾固時の事象進展の整理—Ru に加え Cs 等揮発性物質を含む乾固後温度上昇段階までの拡張整理—. (投稿中)
  - ② 瀧澤真, 森憲治, 原子力施設におけるグローブボックス火災の事象進展評価における解析手順の構築. (投稿準備中)
- (4) 学術会議のプロシーディングス（査読付）  
なし
- (5) 表彰・受賞  
なし
- (6) その他
  - ① 山口晃範, 瀧澤真, 古田昌代, 櫻井智明, 森憲治, 久保田和雄, 再処理施設及びMOX燃料加工施設における重大事故等の事象進展に係る研究, 安全研究プロジェクトの中間評価用資料（核燃料サイクル技術評価検討会資料）, 2023.
  - ② 瀧澤真, 櫻井智明, グローブボックス火災の事象進展評価における火災解析に関する検討, 日本原子力学会 2023 年春の年会予稿集, 2023.
  - ③ 山口晃範, 再処理施設における高レベル濃縮廃液の蒸発乾固時の事象進展の整理, 令和 5 年度 原子力機構安全研究・防災支援部門-原子力規制庁技術基盤グループ合同研究成果報告会, 2023.

### 3.3.2 委託先による公表

(1) 論文（査読付）

なし

(2) 学術会議のプロシーディングス（査読付）

なし

(3) その他

- ① 吉田一雄, 玉置等史, 桧山美奈, 再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故での NO<sub>x</sub> の化学挙動を考慮した Ru の移行挙動解析, JAEA-Research2021-005, 2021,  
<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Research-2021-005.pdf>, (2026-01-05 確認).
- ② 吉田一雄, 玉置等史, 桧山美奈, SCHERN-V2 : 再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故での化学的挙動解析プログラム解説書, JAEA-Data/Code2021-008, 2021,  
<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Data-Code-2021-008.pdf>, (2026-01-05 確認).
- ③ 吉田一雄, 玉置等史, 桧山美奈, 再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故のソースターム解析手法の整備, JAEA-Research2023-001, 2023,  
<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Research-2023-001.pdf>, (2026-01-05 確認).
- ④ 吉田一雄, 桧山美奈, 玉置等史, 再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故での廃液沸騰時の貯槽内化学挙動試解析, JAEA-Research2024-007, 2024,  
<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Research-2024-007.pdf>, (2026-01-05 確認).
- ⑤ 吉田涼一朗, 吉田尚生, 天野祐希, 山根祐一, 再処理施設における蒸発乾固事故研究 (2) 模擬高レベル濃縮廃液中における金属イオン濃度と亜硝酸イオン減少の関係, 日本原子力学会 2025 年秋の大会, 2025.
- ⑥ 天野祐希, 吉田涼一朗, 吉田尚生, 山根祐一, 再処理施設における蒸発乾固事故研究 (3) 気体状 Cs 放出速度モデルの導出, 日本原子力学会 2025 年秋の大会, 2025.
- ⑦ 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構, サイクル安全研究グループの研究, 令和 7 年度 JAEA-NRA 安全研究成果報告会, 2025,  
[https://www.jaea.go.jp/04/anzen/seika/houkoku/r07/gaiyo\\_j07.pdf](https://www.jaea.go.jp/04/anzen/seika/houkoku/r07/gaiyo_j07.pdf), (2026-01-05 確認).
- ⑧ 吉田一雄, 桧山美奈, 玉置等史, 再処理施設の高レベル廃液蒸発乾固事故時の化学挙動解析コード SCHERN の RuO<sub>4</sub> 気液間移行モデルの高度化, JAEA-Research2025-011, 2025,  
<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Research-2025-011.pdf>, (2026-01-05 確認).
- ⑨ 日本原子力研究開発機構, 令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での蒸発乾固事象に関する試験等, 2022.  
<https://www.nra.go.jp/data/000404662.pdf>, (2025-12-16 確認).
- ⑩ 日本原子力研究開発機構, 令和 4 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での蒸発乾固事象に関する試験等, 2023,  
<https://www.nra.go.jp/data/000447875.pdf>, (2025-12-16 確認).
- ⑪ 日本原子力研究開発機構, 令和 5 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での

蒸発乾固事象に関する試験等, 2024,

<https://www.nra.go.jp/data/000473695.pdf>, (2025-12-16 確認).

- ⑫ 日本原子力研究開発機構, 令和 6 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験, 2025,

<https://www.nra.go.jp/data/000476788.pdf>, (2025-12-16 確認).

### 3.4 成果の活用等

本研究では、3.1及び3.2で述べたように再処理施設の蒸発乾固事象及びMOX燃料加工施設のGB火災について、先行安全研究では対象に含まれていない条件でのデータ等を取得し、知見を蓄積した。これらの成果は、再処理施設及びMOX燃料加工施設における事故シナリオの不確かさの低減に寄与するとともに、原子力規制検査に用いるリスク情報を得るための技術基盤として活用できるものとする。

### 3.5 今後の課題等

蒸発乾固については、亜硝酸による Ru 揮発抑制に関する知見を拡充するとともに、Ru 沈着挙動の材料依存性を把握する必要がある。乾固後の温度上昇段階では、Cs 化合物の揮発挙動に及ぼす Tc の影響が大きいと考えられ、その挙動の把握が必要である。Tc 及び Re は乾固過程で Cs と反応して対応する複酸化物を形成することから、本安全研究では Tc の模擬物質として取り扱いが容易な Re を用いて蒸発乾固事象における基礎的な挙動把握を行い、2.1.5 で述べた知見を得ることができた。乾固物や酸化物を含む条件下では Tc と Re の挙動に差異が生じる可能性があるため、実際の Tc を用いた比較により、Re を用いる際の適用範囲及び留意点を整理することが重要である。さらに、Tc との比較結果を踏まえつつ、Re を活用した研究についても継続し、蒸発乾固事象に関する体系的な知見の蓄積を進める必要がある。加えて、気相中での Cs 化合物の移行経路の挙動についても実験データの蓄積を進める必要がある。また、当該事象における放射性物質の移行挙動の全体像を把握するため、事象進展過程の整理と解析的検討を行い、将来的な解析コード整備に向けた準備を進めることが求められる。

GB 火災については、本安全研究において予定していた GB 火災の試験データを取得するとともに火災解析を実施して、GB 火災の事象進展に関する知見を拡充した。今後は、国内外の GB 火災に関連する研究等の最新知見等の収集を継続しつつ、原子力規制検査へのリスク情報活用の観点から必要のある場合は、本安全研究で得た知見の更なる拡充及び構築した解析手順の適用範囲（適用する火災進展シナリオ）の拡張を検討する。

## 参考文献一覧

- 1.1.1 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律，昭和三十二年法律第百六十六号，<https://laws.e-gov.go.jp/law/332AC0000000166/>, (2026-01-09 確認).
- 1.1.2 原子力規制庁、原子力規制検査等実施要領，令和元年 12 月（最終改正：令和 7 年 6 月 6 日），NPK001, 2019, <https://www2.nra.go.jp/data/000476289.pdf>, (2026-01-09 確認).
- 1.1.3 森憲治，瀧澤真，久保田和雄，加工施設のリスク評価に係る研究，安全研究成果報告，原子力規制委員会原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，RREP-2018-3002, 2018, <https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11203941/www.nsr.go.jp/data/000253092.pdf>, (2025-12-23 確認).
- 1.1.4 横塚宗之，山口晃範，高梨光博，久保田和雄，再処理施設のリスク評価に係る研究，安全研究成果報告，原子力規制委員会原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，RREP-2018-3003, 2018, <https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11203941/www.nsr.go.jp/data/000253093.pdf>, (2025-12-23 確認).
- 1.1.5 森憲治，横塚宗之，山口晃範，瀧澤真，古田昌代，櫻井智明，寺垣俊男，久保田和雄，野島康夫，加工施設及び再処理施設の内部火災等に関するリスク評価手法に関する研究，安全研究成果報告，原子力規制委員会原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，RREP-2021-3003, 2021, <https://www.nra.go.jp/data/000355424.pdf>, (2025-12-23 確認).
- 1.1.6 使用済燃料の再処理の事業に関する規則，昭和四十六年総理府令第十号，<https://laws.e-gov.go.jp/law/346M50000002010/>, (2026-01-22 確認).
- 1.1.7 原子力規制委員会，再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈，原規技発第 2509105 号，令和 7 年 9 月 10 日改正，<https://www.nra.go.jp/data/000478473.pdf>, (2026-01-22 確認).
- 1.1.8 核燃料物質の加工の事業に関する規則，昭和四十一年総理府令第三十七号，<https://laws.e-gov.go.jp/law/341M50000002037/>, (2026-01-22 確認).
- 1.1.9 原子力規制委員会，加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈，原規技発第 2509105 号，令和 7 年 9 月 10 日改正，<https://www.nra.go.jp/data/000478471.pdf>, (2026-01-22 確認).
- 1.1.10 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構，平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等，2020, <https://www.nra.go.jp/data/000319224.pdf>, (2026-01-09 確認).
- 1.1.11 山口晃範，横塚宗之，古田昌代，久保田和雄，藤根幸雄，森憲治，吉田尚生，天野祐希，阿部仁，再処理施設における高レベル濃縮廃液の蒸発乾固時の事象進展の整理，

- 日本原子力学会和文論文誌, Vol.21, No.4, pp.173-182, 2022, doi:10.3327/taesj.J21.021.
- 2.1.1 M. Philippe, J.P. Mercier, J.P. Gue, Behavior of ruthenium in the case of shutdown of the cooling system of HLLW storage tanks, 21st DOE/NRC nuclear air cleaning conference, San Diego, USA, 13-16 Aug 1990.
- 2.1.2 「再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究」運営管理グループ, 再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究報告書, 2004.
- 2.1.3 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での蒸発乾固事象に関する試験等, 2022, <https://www.nra.go.jp/data/000404662.pdf>, (2025-12-16 確認).
- 2.1.4 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和 4 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での蒸発乾固事象に関する試験等, 2023, <https://www.nra.go.jp/data/000447875.pdf>, (2025-12-16 確認).
- 2.1.5 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和 5 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での蒸発乾固事象に関する試験等, 2024, <https://www.nra.go.jp/data/000473695.pdf>, (2025-12-16 確認).
- 2.1.6 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和 6 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験, 2025, <https://www.nra.go.jp/data/000476788.pdf>, (2025-12-16 確認).
- 2.1.7 A.O. Bettencourt, A. Jouan, Volatility of ruthenium during vitrification operations on fission products. Part 1. Distillation of nitric acid solutions. Concentration of the calcinates, Rapport CEA-R-3663(1), 1969.
- 2.1.8 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等, 2019, <https://www.nsr.go.jp/data/000317612.pdf>, (2025-12-16 確認).
- 2.1.9 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験, 2020, <https://www.nsr.go.jp/data/000319224.pdf>, (2025-12-16 確認).
- 2.1.10 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験, 2018, <https://www.nsr.go.jp/data/000256373.pdf>, (2025-12-16 確認).
- 2.1.11 Yoshida, N., Ono, T., Yoshida, R., Amano, Y., Abe, H., Effect of nitrous acid on migration behavior of gaseous ruthenium tetroxide into liquid phase, JAEA-Research 2021-011, 2022, doi:10.11484/jaea-research-2021-01, <https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Research-2021-011.pdf>, (2026-01-09 確認).

- 2.1.12 化学工学会編. 化学工学便覧. 改訂 7 版. 東京: 丸善出版; 2011.
- 2.1.13 Sasahira, A. & Kawamura, F., Formation rate and gas-liquid equilibrium of RuO<sub>4</sub>, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.25, Issue.5, pp.472–478, 1988, [jstage.jst.go.jp/article/jnst1964/25/5/25\\_5\\_472/\\_pdf](https://jstage.jst.go.jp/article/jnst1964/25/5/25_5_472/_pdf), (2026-01-09 確認).
- 2.1.14 柴田勇木, 小玉貴司, 大柿一史, 鈴木和則, 熊谷幹郎, 純水中への四酸化ルテニウムの吸収評価, 日本原子力学会 2016 春の年会, 11, 2016, <https://confit.atlas.jp/guide/event-img/aesj2016s/3P11/public/pdf>, (2026-01-09 確認).
- 2.1.15 株式会社数値フローデザイン, 令和 5 年度原子力規制庁請負成果報告書 再処理施設における蒸発乾固事象のソースターム評価技術の調査, 2024.
- 2.2.1 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設等における火災事故時影響評価試験, 2018, <https://www.nra.go.jp/data/000256375.pdf>, (2026-01-09 確認).
- 2.2.2 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設等における火災事故時影響評価試験, 2019, <https://www.nra.go.jp/data/000317611.pdf>, (2026-01-09 確認).
- 2.2.3 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 再処理施設等における火災事故時影響評価試験, 2020. <https://www.nra.go.jp/data/000319223.pdf>, (2026-01-09 確認).
- 2.2.4 Zavaleta, P., Coutin, M., Gelain, T., Lacoue, J., March, P., Mastori, H., Najmi, H., Piller, M., Plumecocq, W., Porcheron, E., Sow, M., Suard, S., Presentation and first outcomes of the FIGARO research program that aims at assessing the airborne release fraction of plutonium dioxide during glove box fires in nuclear fuel fabrication and reprocessing plants, Mechanical Engineering Journal, Vol.11, No.2, p.23-00463, 2024, <https://doi.org/10.1299/mej.23-00463>, (2025-12-17 確認).
- 2.2.5 Plumecocq, W., Coutin, M., Joret, J.P., Lamare, F., Fire modelling of a glove box for use in a two-zone fire model, Nuclear Engineering and Design, Vol. 442, 114256, 2025, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2025.114256>, (2025-11-19 確認).
- 2.2.6 Joret - Galy, J. P., Plumecocq, W., SYLVIA - a software to study ventilation network, fire, and airborne contamination, RoomVent 2024, Stockholm, Sweden, April 22-24, 2024, <https://asnr.hal.science/irsn-04649747>, (2025-11-19 確認).
- 2.2.7 Audouin, L., Rigollet, L., Prétrel, H., Le Saux W., Röwekamp, M., OECD PRISME project: Fires in confined and ventilated nuclear-type multi-compartments - Overview and main experimental results, Fire Safety Journal, Vol. 62, Part B, 80-101, (2013), <https://doi.org/10.1016/j.firesaf.2013.07.008>, (2026-01-19 確認).

## 執筆者一覧

原子力規制庁	長官官房	技術基盤グループ	システム安全研究部門
山口	晃範	副主任技術研究調査官	
瀧澤	真	副主任技術研究調査官	
森	憲治	上席技術研究調査官	
野島	康夫	技術参与	
古田	昌代	副主任技術研究調査官	
櫻井	智明	技術研究調査官	
横塚	宗之	副主任技術研究調査官	
片山	二郎	技術研究調査官	