

RREP-2018-3003

安全研究成果報告

再処理施設のリスク評価に係る研究

Research on Risk Assessment for Reprocessing Facilities

横塚 宗之 山口 晃範 高梨 光博 久保田 和雄

Muneyuki YOKOTSUKA, Akinori YAMAGUCHI, Mitsuhiro TAKANASHI,
and Kazuo KUBOTA

核燃料廃棄物研究部門

Division of Research for Nuclear Fuel Cycle and Radioactive Waste

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)

平成 30 年 11 月

November 2018

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。

本レポート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 核燃料廃棄物研究部門
〒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：03-5114-2225
ファックス：03-5114-2235

再処理施設のリスク評価に係る研究

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ

核燃料廃棄物研究部門

横塚 宗之 山口 晃範 高梨 光博 久保田 和雄

要 旨

本安全研究プロジェクトでは、再処理施設のリスク評価手法に係る科学的・技術的知見の収集・蓄積のため、次の項目を実施した。

- (1) 再処理施設のリスク評価に係る科学的・技術的知見の取得
 - (2) 再処理施設及び加工施設の重大事故対策に係る検討
- (1)における実施項目は、以下のとおり。

「①地震を起因としたPRA（Probabilistic Risk Assessment：確率論的リスク評価）試解析」として、施設の特徴及びリスク評価の成熟度を踏まえ、対象範囲を「単独の重大事故」と「複数の重大事故」に分類した。前者に対しては、平成24年度及び平成26年度に試解析を実施し、既往の成果も考慮して、リスク評価実施の基本フローの例を作成し^(参1)、平成28年度にその適切性を確認した。後者に対しては、平成25年度に複数の重大事故が発生することを想定した事象進展シナリオを検討し、平成26年度に事故シーケンスの定量化までの技術的な課題等を検討した。平成27年度には試解析を実施して、複数の重大事故の同時発生に関するリスク評価実施の基本フローの例を整理した^(参2)。

「②蒸発乾固事象を対象とした放射性物質移行挙動試験」として、高レベル濃縮廃液の蒸発乾固事象時における気相への放射性物質移行挙動に関する基礎的データ取得試験を平成21年度から平成25年度まで実施した。本試験は、三機関（国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）、日本原燃株式会社及び旧独立行政法人原子力安全基盤機構（以下「旧JNES」という。））による「再処理施設における放射性物質移行挙動に係る研究に関する協定^(注1)」の下、実施^{(参3)~(参10)}し、報告書^(参11)を作成した。そこで摘出

された課題に対し、JAEA への委託により、平成 27 年度及び平成 28 年度に試験を実施した^{(参 12), (参 13)}。また、「③水素爆発事象を対象とした閉じ込め機能の健全性評価方法の整備」として、平成 26 年度に FLACS コード^(参 14)を用いたベンチマーク解析を実施して、その適用性を確認した。その後、平成 26 年度及び平成 27 年度に形状の異なる二つの貯槽を対象に試解析を実施して、水素爆発（爆燃）発生時の閉じ込め機能の健全性評価における技術的留意点を整理した。

上記(1)の①から③、下記(2)の成果等を基に、「④リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理」として、平成 28 年度にリスク評価実施の基本フローの例の各項目に対する評価上の着眼点及び留意点を整理した。

(2)について、旧 JNES では、平成 24 年度に加工施設及び再処理施設に対して、「深層防護の階層の考え方」、「重大事故の定義及び種類」、「重大事故の選定及び対策の考え方」等を検討し、「重大事故対策に係る基本的な考え方」を整理した^{(参 15), (参 16)}。これらの検討結果を基に、「重大事故対策に係る要求事項」を整理した^(参 17)。また、原子炉施設の放出基準を参考に、放射性物質の異常な放出の判断基準についての検討を行った。

(注 1) 本研究には事業者も含まれることから協定を締結し、その協定の中で規制側の独立性並びに研究の中立性及び客観性を確保するように留意した。

Research on Risk Assessment for Reprocessing Facilities

Muneyuki YOKOTSUKA, Akinori YAMAGUCHI, Mitsuhiro TAKANASHI, and Kazuo KUBOTA
Division of Research for Nuclear Fuel Cycle and Radioactive Waste

Regulatory Standard and Research Department,
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

In this safety research project, the following studies were conducted.

- (1) Provisions of technical knowledge concerning a risk assessment for reprocessing facilities
- (2) A study on countermeasures against severe accidents in reprocessing, fuel fabrication, and enrichment facilities

In item (1), a seismic probabilistic risk assessment (PRA) was preliminarily conducted, taking into account the characteristics of the facilities and the PRA method and models currently available. Accidents were classified into two groups: “single-severe accident” and “multi-severe accidents.” For the first group, an example of the basic flow of the risk assessment procedure was reported^(参1), based on the results in FY 2012, FY 2014, and the previous research projects. In addition, a feasibility study concerning the basic flow was performed in FY 2016. For the second group, the event progression scenarios of the multi-severe accidents were developed under some assumptions in FY 2013, and technical issues involved in the quantification of accident sequences were addressed in FY 2014. Based on a preliminary assessment for the multi-severe accidents conducted in FY 2015, an example of the basic flow of the risk assessment procedure for multi-severe accidents was reported^(参2).

An experimental study on the release and transport of radioactive materials due to evaporation to dryness of high-level liquid waste was also carried out under an agreement among the Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Japan Nuclear Fuel Ltd., and Japan Nuclear Energy Safety Organization (JNES) from FY 2009 to FY 2013^{(参3)~(参10)}, and a report was issued^(参11). In order to address the technical issues found in the above

study, an additional study was conducted by JAEA, sponsored by NRA, in FY 2015 and FY 2016^{(参12), (参13)}.

As a feasibility study concerning a FLACS code^(参14) for evaluating the structural integrity of confinement due to a hydrogen explosion generated by radiolysis, benchmark analyses were carried out for two types of vessels in FY 2014 and FY 2015. Technical viewpoints were summarized regarding the validation of the evaluation method for structural integrity.

Based on the results of the above studies, a draft of technical viewpoints on executing each step in an example of the basic flow of the risk assessment procedure was made in FY 2016.

In item (2), the JNES studied “Application of the defense in depth” , “Definition of the severe accidents” , ” Basic concept of countermeasures on postulated severe accidents” , etc. for fuel fabrication/enrichment facilities and reprocessing facilities in FY 2012. The results of these studies were published as “Fundamental study on serious accidents and their management in fuel fabrication/enrichment facilities and reprocessing facilities (May 2013)” ^{(参 15) ~ (参 16)}. Based on this publication, “A study on items necessary to develop the requirements for the management of serious accidents postulated in fuel fabrication, enrichment and reprocessing facilities (May 2013)” was also issued^(参17). Furthermore, criteria for abnormal release of radioactive materials in these facilities were also discussed, referring to those for nuclear power reactors.

目次

1. 序論	1
1. 1 背景	1
1. 2 研究の目的	1
1. 3 研究の全体工程	1
2. 本論	4
2. 1 再処理施設のリスク評価に係る科学的・技術的知見の取得	4
2. 1. 1 地震を起因としたPRA 試解析	4
2. 1. 2 蒸発乾固事象を対象とした放射性物質移行挙動試験	9
2. 1. 3 水素爆発事象を対象とした閉じ込め機能の健全性評価方法の整備	15
2. 1. 4 リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理	16
2. 2 再処理施設及び加工施設の重大事故対策に係る検討	17
2. 2. 1 重大事故対策に係る基本的考え方及び要求事項の検討	17
2. 2. 2 放射性物質の異常な放出の判断基準についての検討	20
3. 結論	21
3. 1 成果の要点	21
3. 1. 1 再処理施設のリスク評価に係る科学的・技術的知見の取得	21
3. 1. 2 再処理施設及び加工施設の重大事故対策に係る検討	21
3. 2 目的の達成状況	21
3. 3 成果の活用等	22
3. 4 今後の課題等	23

表目次

表 1. 3. 1	研究の全体工程	3
表 2. 2. 1. 1	重大事故とその対策についての基本的考え方の主な検討項目及び検討結果	17
表 2. 2. 1. 2	加工施設及び再処理施設における深層防護の階層の整理結果	18
表 2. 2. 1. 3	重大事故対策に係る基本的な要求事項の考え方	19

図目次

図 2. 1. 1. 1	リスク評価実施の基本フローの例	7
図 2. 1. 1. 2	外部電源喪失を起因事象としたイベントツリーの例	8
図 2. 1. 1. 3	複数の重大事故の同時発生に関する事象進展シナリオの例	8
図 2. 1. 1. 4	複数の重大事故の同時発生リスクの評価に関する基本フローの例	9
図 2. 1. 2. 1	ARF 測定に用いた装置 (ホット試験)	11
図 2. 1. 2. 2	ARF の測定結果の例	12
図 2. 1. 2. 3	気相雰囲気中での RuO ₄ の化学形変化挙動の評価に用いた装置概要図	12
図 2. 1. 2. 4	フローセル内の UV-Vis 吸収スペクトルの経時変化の例	13
図 2. 1. 2. 5	蒸気凝縮に伴う Ru の移行挙動試験で用いた反応管	13
図 2. 1. 2. 6	蒸気凝縮に伴う Ru の移行挙動試験結果の例	14
図 2. 1. 2. 7	スプレー液滴によるガス吸収及び吸着挙動試験装置の外観	14
図 2. 1. 2. 8	スプレー液滴によるガス吸収及び吸着挙動試験結果の例	15
図 2. 1. 3. 1	環状型貯槽の代表点における過圧力の時間変化	16

1. 序論

1. 1 背景

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）第五十条の四の二第一項では、「再処理事業者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、当該再処理施設における安全性の向上を図るため、原子力規制委員会規則で定める時期ごとに、当該再処理施設の安全性について自ら評価をしなければならない。」（ここで、安全性の向上を図るため事業者が自ら行う評価を以下「安全性向上評価」という。）としており、再処理事業者に対し安全性向上評価の実施を要求している。

この安全性向上評価を運用するガイドとして、原子力規制委員会が策定した「加工施設及び再処理施設の安全性向上評価に関する運用ガイド」（平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定）では、安全性向上評価において実施する「事故の発生及び拡大の防止措置を講じたにもかかわらず、重大事故の発生に至る可能性がある場合、その可能性」に関する調査及び分析の方法として、「適切な評価方法」によりリスク評価を行うこととされている。

しかしながら、再処理施設に係るリスク評価手法については、現在その手法が必ずしも成熟していない。特に、再処理施設はプロセス及びインベントリが施設内で分散しており、放射性物質の形態、性質、量等に応じて様々な事故が発生する可能性があるという特徴を有することから、この特徴を考慮した上で、リスク評価に関する科学的・技術的知見を取得する必要がある。

1. 2 研究の目的

本プロジェクトは、将来、再処理事業者が施設の安全評価としてリスク評価を用いる場合に、その手法の適切性を確認することに資するため、前述の施設の特徴を踏まえた上で、リスク評価を再処理施設に適用する場合の科学的・技術的知見を取得することを目的とした。ここでは、主に地震を対象とした PRA 手法を検討するための試解析、試験、調査等を実施した上で、リスク評価に関する科学的・技術的知見を取得した。

なお、本研究は平成 24 年度から平成 28 年度まで実施した。

1. 3 研究の全体工程

以下の研究を実施することにより、再処理施設のリスク評価に係る科学的・技術的知見を取得した。

(1) 再処理施設のリスク評価に係る科学的・技術的知見の取得

前述の施設の特徴を踏まえた上で、再処理施設のリスク評価に係る科学的・技術的知見の取得に資するため、以下の研究を実施した。

① 地震を起因とした PRA 試解析

地震を起因として発生が想定され、リスク評価上重要と考えられる事象を対象にPRA試解析を実施した。また、同時に、又は連鎖して起こる複数の事象の発生を踏まえたPRA手法の検討を行った。

② 蒸発乾固事象を対象とした放射性物質移行挙動試験

再処理施設内で想定される重大事故の1つである高レベル濃縮廃液の蒸発乾固事象を対象に、施設からの放射性物質放出量（以下単に「放出量」という。）評価において重要な放射性物質の移行挙動に関する試験を行い、蒸発乾固事象に関する科学的・技術的知見を取得した。

③ 水素爆発事象を対象とした閉じ込め機能の健全性評価方法の整備

再処理施設で想定される重大事故の1つである高レベル濃縮廃液等の貯槽での水素爆発事象を対象に解析を行い、閉じ込め機能の健全性の評価方法に関する科学的・技術的知見を取得した。

④ リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理

上記①から③の安全研究成果等を基に、地震に対するPRA実施手順を明確化するとともに、将来、再処理事業者が施設の安全評価としてリスク評価を用いる場合におけるリスク評価手法及びその技術的根拠の適切性を確認するための着眼点及び留意点を整理した。さらに、内部事象及び地震を対象とした「安全性向上評価に関するリスク評価実施手法の例」の素案を作成した。

(2) 再処理施設及び加工施設の重大事故対策に係る検討

再処理施設における設計上の想定を超える事象及びその対策に関する基礎的な検討を行った上で、その検討結果を基に「加工施設及び再処理施設の重大事故とその対策についての基本的考え方の検討」及び「加工施設及び再処理施設の重大事故に係る要求事項についての検討」を取りまとめた。

本研究の全体工程を表1. 3. 1に示す。

2. 本論

2. 1 再処理施設のリスク評価に係る科学的・技術的知見の取得

本項目の主要成果を2. 1. 1から2. 1. 4に示す。

2. 1. 1 地震を起因としたPRA 試解析

再処理施設は前述の1. 1に示す施設の特徴を有していることから、地震等を起因とした際に、様々な箇所で複数の重大事故が同時に又は連鎖して発生（以下「複数の重大事故の同時発生」という。）する可能性がある。したがって、再処理施設のリスク評価を実施する際には、複数の重大事故の同時発生に伴う相互影響を考慮する必要がある。

一方、再処理施設のリスク評価手法はまだ十分に確立されておらず、特に複数の重大事故の同時発生を想定した場合の事故シーケンスの発生頻度等を評価するための科学的・技術的知見は十分でない。したがって、本研究では、リスク評価の対象範囲を「単独の重大事故」と「複数の重大事故」に分類し、それぞれに対して試解析等を実施した上で、リスク評価実施の基本フローの例を作成した。

(1) 単独の重大事故を対象としたリスク評価手法の検討

単独の重大事故を対象に、原子炉施設の地震 PRA に関する原子力学会標準^(参18)等の手順を参考として、平成 24 年度及び平成 26 年度に、高レベル濃縮廃液貯槽での蒸発乾固、使用済燃料貯蔵プールでの使用済燃料の損傷及び臨界事象並びに MOX (Mixed Oxide: 混合酸化物) 粉末貯蔵ホールでの臨界事象を対象に、地震を起因としたリスク評価試解析を実施した。同試解析結果及び既往の安全研究プロジェクトの成果を踏まえ、再処理施設のリスク評価実施の基本フローの例を作成した (図 2. 1. 1. 1)。そして、平成 28 年度に同フローの例の適切性を確認するため、高レベル濃縮廃液の蒸発乾固事象を対象に、地震を起因としたリスク評価試解析を実施した。同試解析における主な実施事項は①から④までのとおり。

- ① 再処理施設で想定される重大事故対策を考慮した上で、起因事象発生から溶液沸騰に至るまでの事故シーケンス及び起因事象発生から放射性物質の放出に至るまでの事故シーケンスの整理
- ② 上記①で整理した事故シーケンスに対して、頻度評価及び米国で開発された五因子法^(参19)を用いた放出量評価の実施
- ③ 頻度及びリスク（ここでは、頻度及び放出量の積を「リスク」という。）を対象とした重要度評価の実施
- ④ 上記①から③までで設定した解析モデル、パラメータ等に対する感度解析の実施

試解析結果の一例として、外部電源喪失を起因事象としたイベントツリーの例を図 2. 1. 1. 2に示す。本試解析の実施により、リスク評価実施の基本フローの例の適切性を確認した。

(2) 複数の重大事故を対象としたリスク評価手法の検討

複数の重大事故の同時発生を考慮すると、事故の進展等が複雑になり、その評価はより困難になる。そのため、重大事故の同時発生を評価するために着目すべき事項として、起こり得る状況とそれに伴う影響について整理することが、評価を行う際に有用である。

そこで、平成 25 年度に高レベル濃縮廃液貯槽等を対象に複数の重大事故の同時発生を想定した事象進展シナリオを検討し、平成 26 年度にリスク評価を実施する上での技術的な課題等の検討を行った。そして、平成 27 年度にプルトニウム濃縮液等を対象にリスク評価試験解析を実施した。検討結果の一例として、高レベル濃縮廃液貯槽での蒸発乾固事象及び水素爆発事象の同時発生を考慮した事象進展シナリオの例を図 2. 1. 1. 3 に示す。図 2.

1. 1. 3 は、一方の重大事故の発生により他方の重大事故シナリオに与える影響として、「沸騰による見掛け水素発生 G 値の増大」及び「水素爆発による貯槽の損傷に伴う廃液のセルへの漏えい」といった相互影響^(注 2)に着目した際の事象進展シナリオの例である。そして、平成 27 年度までの研究成果を基に、複数の重大事故の同時発生のリスク評価に関する基本フローの例を整理した(図 2. 1. 1. 4)。本基本フローの例では、施設の特徴を考慮して、始めにセル等の構築物(又は工程室)単位で検討を実施し、その結果を踏まえて建屋単位(セル等間)で検討を行うこととしている。セル等の単位での検討を対象とした場合の各項目の概要は次のとおり。

(注 2) ここでは、ある単独の重大事故を対象としたリスク評価結果(例：事象進展シナリオ、発生頻度、放出量等)に関して、複数の重大事故の同時発生を考慮することにより何らかの有意な影響が及ぼされることを相互影響と呼ぶこととした。

① セル等を対象とした相互影響の検討・整理(図 2. 1. 1. 4 の[1]を参照)

セル等を対象として、施設の特徴を考慮し、ある重大事故の発生により他の重大事故の現象に与える影響と安全対策に対する影響とに分けて定性的に検討する。その上で、相互影響を有する重大事故の組合せを同定する。現象に与える影響の例として、

- (a) 重大事故発生までの余裕時間の減少(例：沸騰に伴う見掛け水素発生 G 値の増大)
- (b) 重大事故による影響の増大・拡大(例：水素爆発により貯槽が損傷し、蒸発乾固に伴う放射性物質の放出経路が変化)
- (c) 新たな重大事故の発生(例：複数の貯槽からセルへの放射性物質の漏えいに伴う臨界の発生)

が考えられ、安全対策に対する相互影響の例として、

- (d) 機器の安全機能喪失(例：水素爆発により蒸発乾固対策に必要な冷却コイルの損傷)
- (e) 作業環境の悪化等による作業員の対応不全(例：臨界発生により他の重大事故の安全対策に向けた作業が放射線影響によって不可となる。)

(f) 作業員の不足（例：複数の場所での重大事故の発生に伴い、初動対応を含む安全対策の要員不足）

が考えられる。

② 相互影響を有する重大事故の組合せの代表の選定（図2. 1. 1. 4の[2]を参照）

①で同定した相互影響を考慮した重大事故の組合せに基づき、重大事故の組合せの代表を選定する。その際、現象への影響の程度、安全対策への影響の程度等を考慮して選定する。

③ セル等内代表機器（貯槽等）の組合せの選定（図2. 1. 1. 4の[3]を参照）

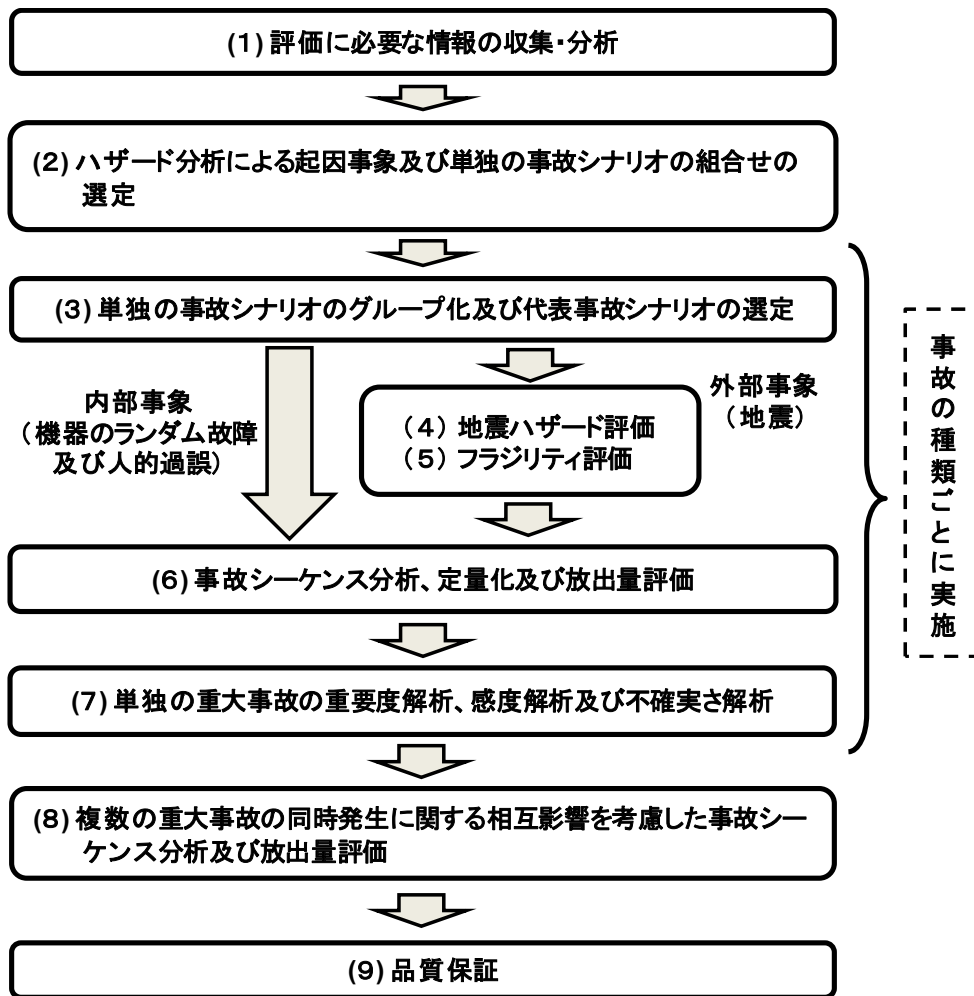
②で選定した重大事故の代表組合せが存在するセル等及び当該セル等内で放射性物質の保持機能を有する機器を整理し、インベントリや重大事故発生までの余裕時間の観点から代表機器の組合せを選定する。

④ 重大事故の相互影響を考慮した事故シナリオ及び事故シーケンスの検討（図2. 1. 1. 4の[4]を参照）

②及び③で選定した重大事故の組合せの代表及びセル内代表機器の組合せを対象に、①で整理した定性的な相互影響の取扱い方を検討した上で、相互影響を考慮した事故シナリオを作成し、事故シーケンスを展開する。定量的に取り扱うための科学的・技術的知見が十分でない場合は、工学的判断によって相互影響を事故シナリオや事故シーケンスに反映する。

⑤ 感度解析等（図2. 1. 1. 4の[5]を参照）

④までに設定した評価上の仮定・条件のうち、不確かさが大きいと考えられるものを対象に感度解析等を実施する。



出典) 高梨ら (2016) ^(参1) を一部修正

図2. 1. 1. 1 リスク評価実施の基本フローの例
 Figure2. 1. 1. 1 Example of basic flow for risk assessment procedure

起回事象	安全冷却系の冷却機能 (電源系含む)	重大事故の発生防止対策	重大事故の拡大防止対策	重大事故の影響緩和対策	事象進展結果	
外部電源喪失	機能健全				廃液の沸騰未発生	
	機能喪失	対策成功			廃液の沸騰未発生	
		対策失敗	対策成功	対策成功		廃液の沸騰に伴う放射性物質放出 (影響緩和策成功)
			対策失敗	対策失敗		廃液の沸騰に伴う放射性物質放出 (影響緩和策失敗)
		対策成功	対策失敗	対策成功		廃液の蒸発乾固に伴う放射性物質放出 (影響緩和策成功)
対策失敗	対策失敗	対策失敗		廃液の蒸発乾固に伴う放射性物質放出 (影響緩和策失敗)		

図2. 1. 1. 2 外部電源喪失を起回事象としたイベントツリーの例

Figure 2. 1. 1. 2 Example of event tree for loss of external power supply

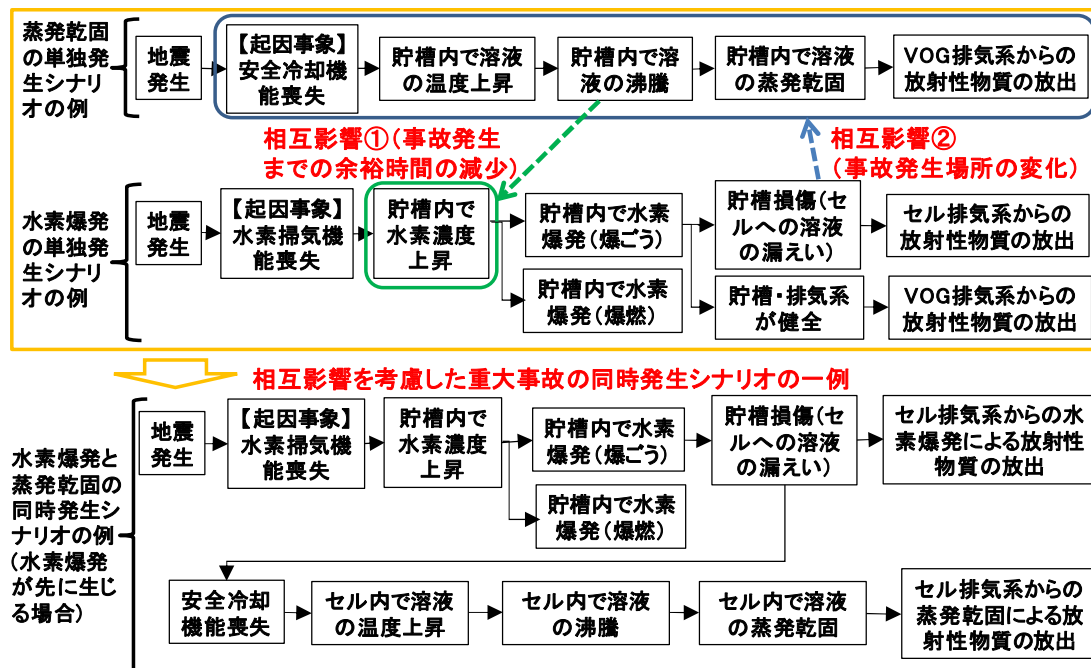
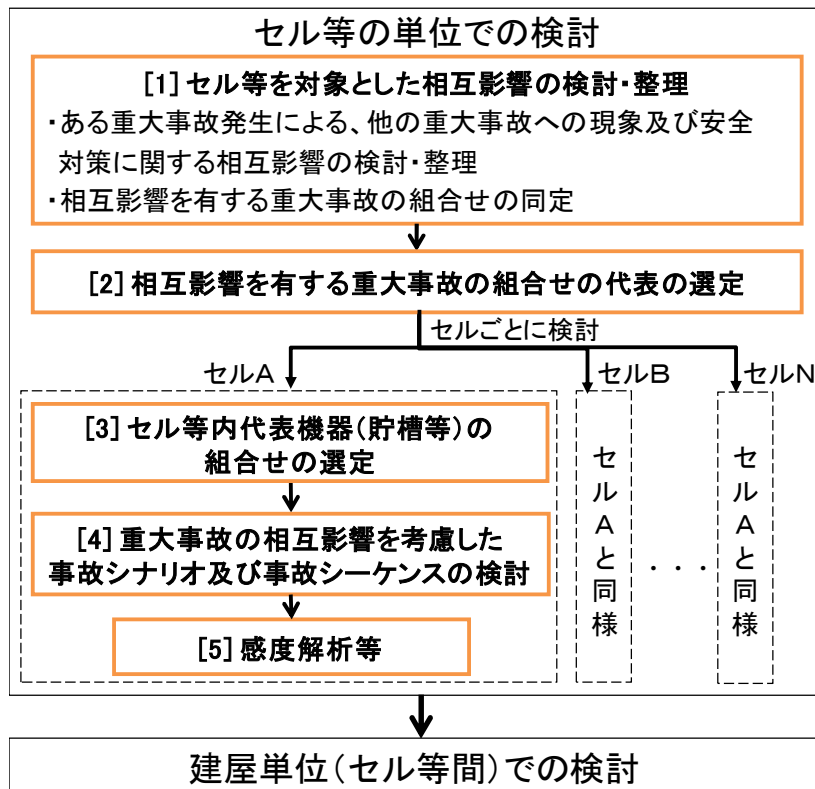


図2. 1. 1. 3 複数の重大事故の同時発生に関する事象進展シナリオの例

Figure 2. 1. 1. 3 Example of scenarios for multi-severe accidents



出典) 横塚ら (2016) ^(参2)

図2. 1. 1. 4 複数の重大事故の同時発生リスク評価に関する基本フローの例
 Figure2. 1. 1. 4 Example of basic flow for risk assessment procedure for multi-severe accidents

2. 1. 2 蒸発乾固事象を対象とした放射性物質移行挙動試験

再処理施設内の液体状放射性物質の大部分は、高レベル濃縮廃液中にある。高レベル濃縮廃液は、核分裂生成物の崩壊熱を有し、沸騰を防止するために常時冷却する必要がある。そこで、その貯槽の冷却機能が長期に喪失した事象を想定し、廃液が沸騰して乾固状態にまで至る過程における気相への放射性物質の移行挙動に関する基礎的データを取得することを目的として、模擬廃液を用いたコールド試験及び実廃液を用いたホット試験を前安全研究プロジェクトの平成21年度から平成23年度まで及び本安全研究プロジェクトの平成24年度から平成25年度までの期間で実施(以下「蒸発乾固基礎研究」という。)した^(参11)。試験装置の一例(ホット試験)を図2. 1. 2. 1に、試験結果の一例を図2. 1. 2. 2に示す。図2. 1. 2. 2は、蒸発乾固事象が進展した場合、ある温度以上になると急激にルテニウムの積算気相移行割合(ARF: Airborne Release Fraction)が他の元素の積算ARFに比べて増加することを示している。

また、上記の蒸発乾固基礎研究に続き、高レベル濃縮廃液が蒸発乾固に至るまでの過程で発生が想定される気体状ルテニウム (RuO_4) 等を対象に、(1) 蒸発乾固時に想定される気相雰囲気中での化学形変化挙動、(2) 移行経路中での蒸気凝縮に伴う移行挙動並びに(3) スプレー液滴によるガス吸収及び吸着挙動を把握するための試験を、JAEA への委託により、平成 27 年度から平成 28 年度に実施した^{(参12), (参13)}。本報告では、同委託で取りまとめられた成果（委託報告書内での考察も含む）の概要を以下(1)から(3)に示す。

(1) 蒸発乾固時に想定される気相雰囲気中での化学形変化挙動

蒸発乾固基礎研究の結果によると、 RuO_4 は、気相中の RuO_4 に同伴する硝酸蒸気及び水蒸気の量に応じて、(a) 熱分解せずそのまま気相中を移行、(b) エアロゾル状の RuO_2 へ変化し気相中を移行、(c) 固体状の RuO_2 として経路表面へ沈着等の挙動を示すことが想定される。このような移行挙動をより詳細に把握するため、 RuO_4 及び硝酸含有水蒸気を試験系内に供給し、試験系を密封した上で UV-Vis (Ultra Violet-Visible : 紫外可視) 分光光度計を用いて RuO_4 の化学形変化挙動を評価した。本試験装置の概要図を図 2. 1. 2. 3に、UV-Vis 吸収スペクトルの経時変化の一例を図 2. 1. 2. 4に示す。

図 2. 1. 2. 4は $\text{Ru}/\text{HNO}_3/\text{H}_2\text{O}$ のモル比を 1:100:2700 程度とし、気相部温度を 150°C とした場合の試験結果であり、 RuO_4 の吸収スペクトルで特徴的な 300 nm 付近の吸光度の変化が見られなかった。したがって、本試験条件のような硝酸が系中に含まれる気相環境では、 RuO_4 は RuO_2 に分解せず、 RuO_4 として気相中に存在し続けることを示唆する結果が得られた。なお、400 nm 付近の吸光度が変化しているのは、試験中に一部の硝酸の分解等により系内で生成した NO_2 の影響によるものと考えられる。

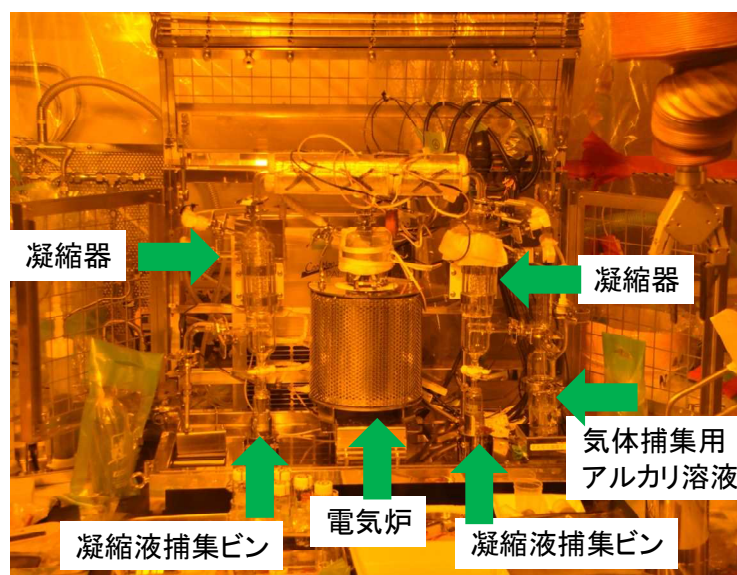
(2) 移行経路中での蒸気凝縮に伴う移行挙動

蒸発乾固事象では、特に沸騰初期において多量の硝酸含有水蒸気が放出されることから、気相移行経路中での硝酸含有水蒸気の凝縮に伴い、気相中の放射性物質 (RuO_4 等) は凝縮液へ移行することが考えられる。そのような蒸気凝縮に伴う RuO_4 の移行挙動をより詳細に把握するため、 RuO_4 及び硝酸含有水蒸気を図 2. 1. 2. 5に示す反応管に供給した際の Ru の反応管沈着分布データを取得した。試験結果の例を図 2. 1. 2. 6に示す。図 2. 1. 2. 6は Ru 供給速度 ($1.6 \times 10^{-6} \text{mol}/\text{min}$)、供給する RuO_4 の温度 (150°C)、硝酸含有水蒸気の温度 (150°C) 等を一定とし、硝酸含有水蒸気供給速度をパラメータ (硝酸含有水蒸気供給速度 : $19.4 \mu\text{L}/\text{min}$ 、 $87.5 \mu\text{L}/\text{min}$ 、 $389 \mu\text{L}/\text{min}$ 及び $7777 \mu\text{L}/\text{min}$) とした試験結果であり、硝酸含有水蒸気の供給速度が大きいほど、反応管内の Ru 回収率 (反応管中での Ru 捕集率) が増加した。これは、硝酸含有水蒸気の供給速度が大きいほど反応管内の凝縮液量が増加し、その凝縮液に Ru が移行することで反応管内の積算回収率が増加したものと考えられ、蒸気凝縮量が Ru の移行挙動に影響を及ぼす結果が得られた。

なお、反応管前半部（移行距離が短い領域）において、硝酸含有水蒸気供給速度 7777 $\mu\text{L}/\text{min}$ とした試験の Ru 積算回収率が、硝酸含有水蒸気供給速度 87.5 $\mu\text{L}/\text{min}$ 及び 389 $\mu\text{L}/\text{min}$ とした試験の Ru 積算回収率より低い値になったことについては、硝酸含有水蒸気供給速度 7777 $\mu\text{L}/\text{min}$ の流速が速いため、滞留時間（気液の接触時間）が十分でなく、Ru の液相への移行が少なくなったものと考えられる。

(3) スプレー液滴によるガス吸収及び吸着挙動

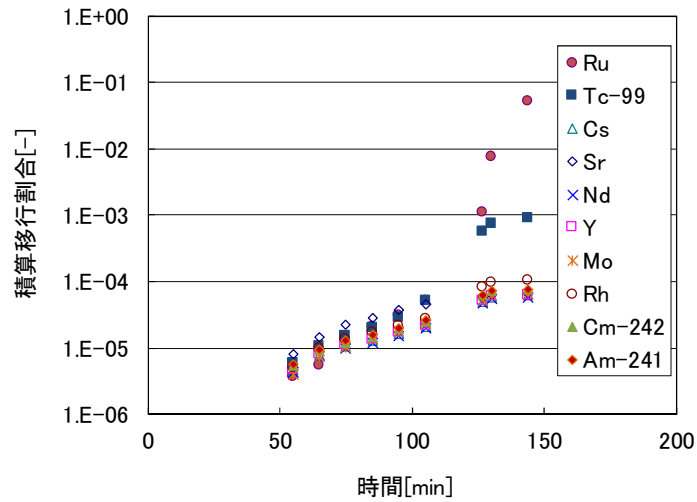
蒸発乾固事象により気相中に移行した放射性物質に対して、環境への放出を抑制するための手段の一つとして、スプレー液滴によるガス吸収及び吸着が考えられる。本研究では、高レベル濃縮廃液の模擬廃液を加熱して気相に移行した RuO_4 及びエアロゾルに対して、スプレーによる放出抑制効果を把握するための試験を実施した。本試験装置の外観を図 2. 1. 2. 7 に、試験結果の例を図 2. 1. 2. 8 に示す。図 2. 1. 2. 8 はスプレー液温度 (20°C)、スプレー液のザウター平均粒子径 (457 μm) 等を一定とし、スプレー液組成をパラメータとした試験結果であり、3mol/L 硝酸 (HNO_3) 水溶液又は 3mol/L 水酸化ナトリウム (NaOH) 水溶液をスプレー液として用いた場合、水のみスプレー液に比べて Ru に関するスプレーブース内の DF (Decontamination Factor : 除染係数) が増加した。これは、硝酸又は水酸化ナトリウムを添加した場合には、物理的な溶解とは別に化学反応の効果が加わり、DF が増加したものと考えられる。



出典) 「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 (2014) (参11)

図 2. 1. 2. 1 ARF 測定に用いた装置 (ホット試験)

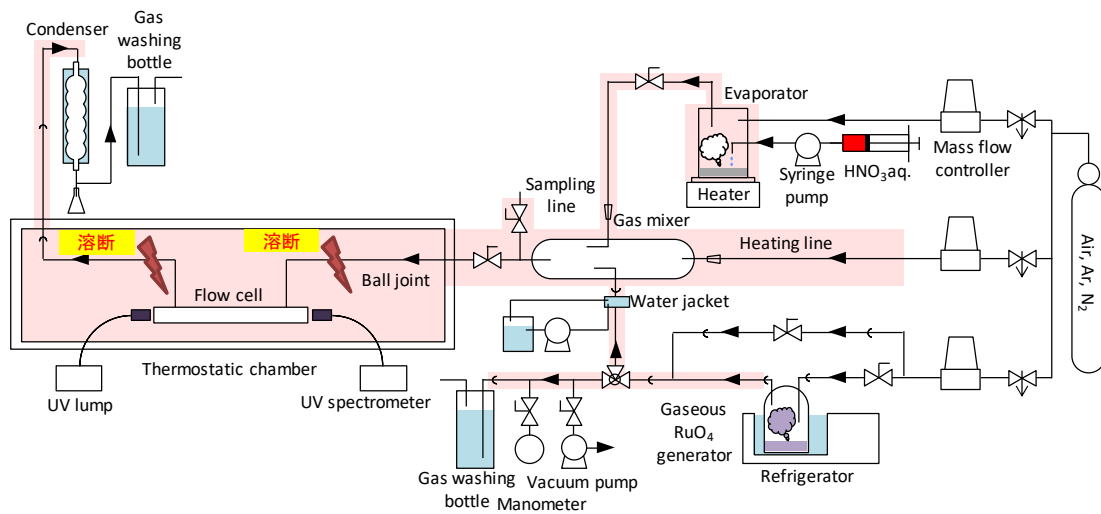
Figure 2. 1. 2. 1 Equipment for measurement of ARF (in Hot Laboratory)



出典) 「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 (2014) を一部修正^(参11)

図2. 1. 2. 2 ARF の測定結果の例

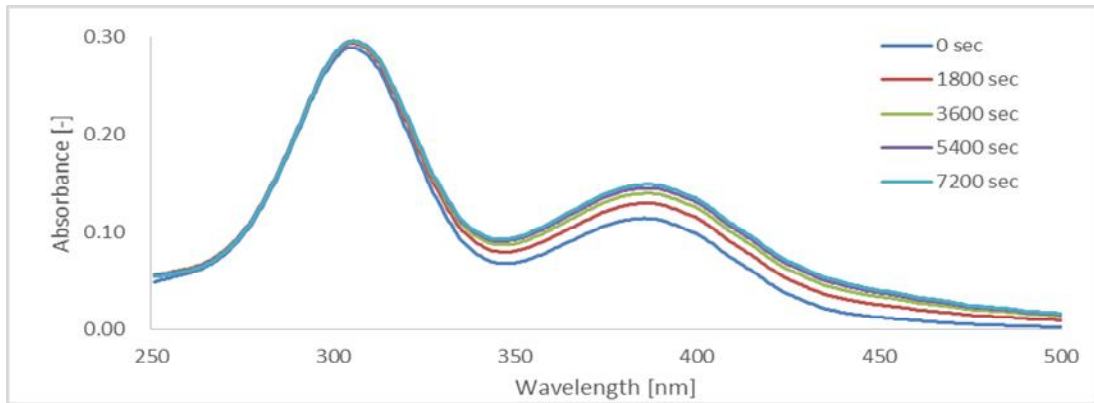
Figure 2. 1. 2. 2 Example of results of measurement of ARF



出典) JAEA (2017) ^(参13)

図2. 1. 2. 3 気相雰囲気中での RuO₄ の化学形変化挙動の評価に用いた
 装置概要図

Figure 2. 1. 2. 3 Schematic diagram of experimental apparatus for evaluation
 of chemical behavior of RuO₄



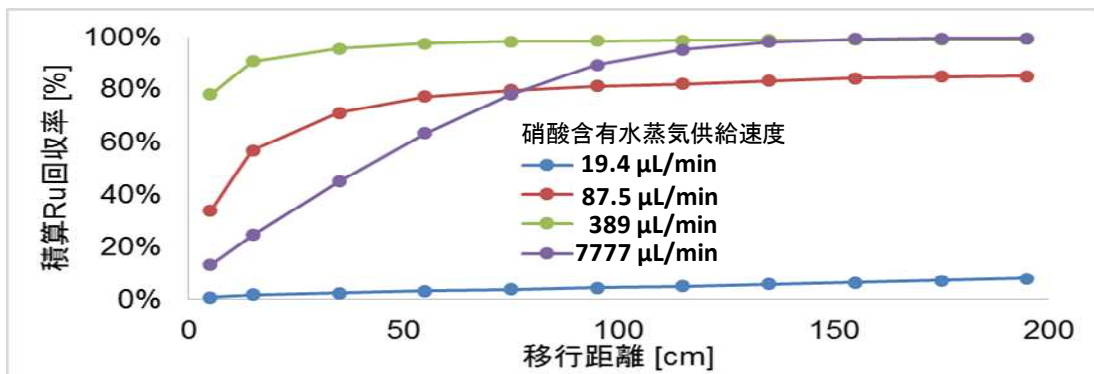
出典) JAEA (2017) (参13)

図2. 1. 2. 4 フローセル内のUV-Vis 吸収スペクトルの経時変化の例
 Figure 2. 1. 2. 4 Example of results of time dependency of UV-Vis (absorption) spectrum in flow cell



出典) JAEA (2017) (参13)

図2. 1. 2. 5 蒸気凝縮に伴う Ru の移行挙動試験で用いた反応管
 Figure 2. 1. 2. 5 Reaction tube for experiments of Ru migration behavior associated with vapor condensation



出典) JAEA (2017) (参¹³)を一部修正

図2. 1. 2. 6 蒸気凝縮に伴うRuの移行挙動試験結果の例

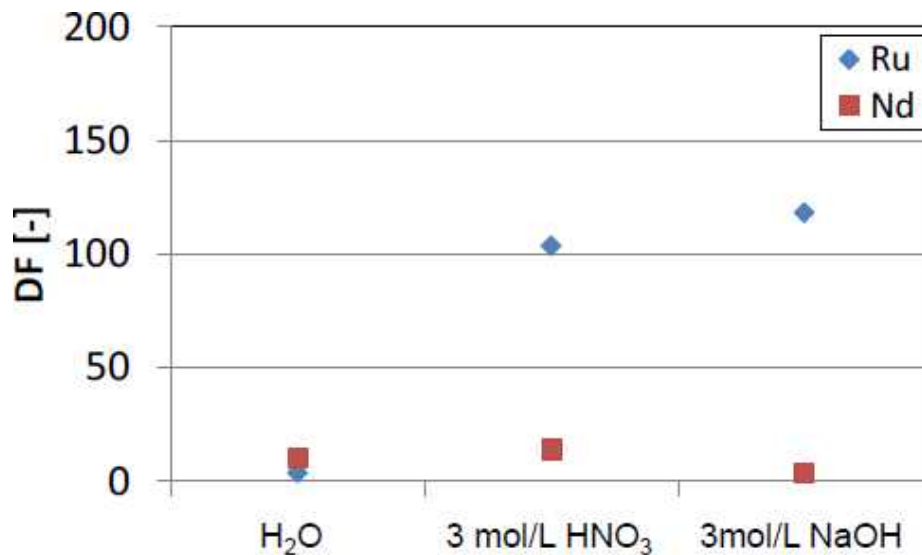
Figure 2. 1. 2. 6 Example of results of Ru migration behavior experiments associated with vapor condensation



出典) JAEA (2017) (参¹³)を一部修正

図2. 1. 2. 7 スプレー液滴によるガス吸収及び吸着挙動試験装置の外観

Figure 2. 1. 2. 7 Experimental apparatus with spray booth for gas absorption and adsorption behavior tests



出典) JAEA (2017) (参¹³)を一部修正

図2. 1. 2. 8 スプレー液滴によるガス吸収及び吸着挙動試験結果の例

Figure 2. 1. 2. 8 Example of results of gas absorption and adsorption behavior tests

2. 1. 3 水素爆発事象を対象とした閉じ込め機能の健全性評価方法の整備

溶液の放射線分解に伴って貯槽に発生する水素が、水素掃気機能の喪失により蓄積することによる爆発事象について、平成26年度にCFD (Computational fluid dynamics : 数値流体力学) コードであり、火炎加速が解析可能なFLACS コードを用いた単純な体系 (円筒容器) におけるベンチマーク解析を実施し、当該コードの適用性を確認した。そして、平成26年度から平成27年度までに、高レベル濃縮廃液貯槽 (タンク型) 及びプルトニウム濃縮缶供給槽 (環状型) を対象に、貯槽の内部の機器・配管を考慮した水素爆発 (爆燃) 事象の試解析をFLACS コード等により実施した。タンク型貯槽の特徴は冷却コイル等の複雑な貯槽内機器が存在し貯槽の容量が大きいこと、一方、環状型貯槽の特徴は多数の管が障害物として存在し、管のように狭い環状型の気相部空間を有することである。試解析結果の一例を図2. 1. 3. 1に示す。図2. 1. 3. 1より、槽内機器を考慮することにより最大圧力に到達するまでの時間が短くなり、槽内機器の存在により火炎の乱流が促進され火炎加速に寄与していることが分かる。

試解析結果に基づき、閉じ込め機能の健全性評価に係る技術的留意点を整理した。一例として、以下のようなものが考えられる。

- ・ 貯槽内での水素爆発を対象とした評価においては、水素濃度のほか、貯槽ごとに火炎加速への寄与の違いに着目し、貯槽内に存在する機器の数、配置、構造、貯槽の形状等を考慮した検討がなされていることに留意する。

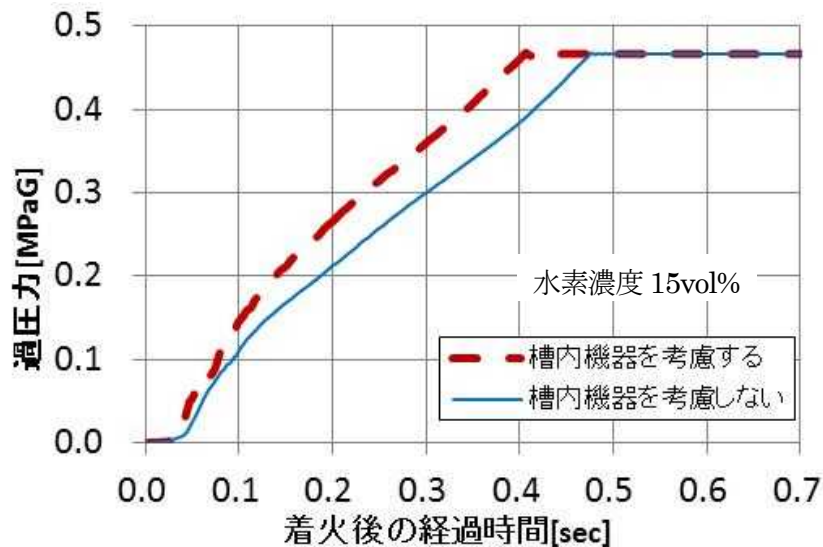


図2. 1. 3. 1 環状型貯槽の代表点における過圧力の時間変化

Figure 2. 1. 3. 1 Time dependency of calculated over pressure in an annular vessel

2. 1. 4 リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理

上記2. 1. 1から2. 1. 3までの安全研究及び既往の安全研究プロジェクトの成果を基に、平成28年度に内部事象（ランダム故障等）及び地震を対象として、リスク評価手法等の適用並びにそれによる評価の実施に当たっての着眼点及び留意点を図2. 1. 1. 1で示した基本フローの例の項目ごとに整理した。主な着眼点及び留意点の一つとして、内部事象を対象とした場合の図2. 1. 1. 1中の「(2)ハザード分析による起回事象及び単独の事故シナリオの組合せの選定」に対し、次のようなものが考えられる。

- ・ 着眼点の例
 - ① 体系的な手法により、施設で発生する可能性がある起回事象及び事故シナリオが適切に同定されているかどうかに着目する。
 - ② 起回事象の重畳が考慮されているかどうかに着目する。
- ・ 留意点の例
 - ① 着眼点の①及び②に関連し、起回事象及び事故シナリオの同定に当たっては、視点の異なる複数の手法（例：トップダウン型の分析、ボトムアップ型の分析）を活用した検討がなされていることに留意する。
 - ② 着眼点の②に関連し、臨界事象については、機器（計測・制御機器を含む。）の多重故障・誤作動、運転員の多重誤操作等の設計上定める条件より厳しい条件によって発生する核的制限値及びその設定条件の逸脱を考慮し、起回事象と事故シナリオの組合せが選定されていることに留意する。

2. 2 再処理施設及び加工施設の重大事故対策に係る検討

本項目の主要成果を2. 2. 1及び2. 2. 2に記す。

2. 2. 1 重大事故対策に係る基本的考え方及び要求事項の検討

(1) 加工施設及び再処理施設の重大事故とその対策についての基本的考え方の検討

設計基準事故を超える状態についてもリスク評価の対象となることから、加工施設及び再処理施設の重大事故とその対策についての基本的な考え方について検討を行った。本検討の主な検討項目及び検討結果を表2. 2. 1. 1に示す。また、表2. 2. 1. 1の①に関する検討結果の一例として、旧 JNES 報告書^(参16)に記載した加工施設及び再処理施設の深層防護の階層を表2. 2. 1. 2に示す。表2. 2. 1. 2では、旧 JNES 報告書^(参16)でまとめた重大事故の考え方を踏まえて、IAEA の NS-R-5^(参20) (核燃料サイクル施設の安全要件をまとめた文書。現在は改定され、NS-R-5に記載の安全要件は SSR-4^(参21)として発行された文書中の安全要件として取り込まれている。) を基に重大事故への対応を階層3及び4に明確化した。ただし、表2. 2. 1. 2は旧 JNES 報告書^(参16)が公開された平成25年5月時点の整理結果であり、IAEA の SSR-2/1^(参22)等とは一部の考え方が異なっていることに留意する必要がある。

(2) 加工施設及び再処理施設の重大事故対策に係る要求事項についての検討

上記(1)の検討結果を踏まえた上で、平成25年5月の時点で重大事故対策に係る基本的な要求事項の考え方について旧 JNES 報告書^(参17)に取りまとめた。本取りまとめの概要を表2. 2. 1. 3に示す。

表2. 2. 1. 1 重大事故とその対策についての基本的考え方の主な検討項目及び検討結果

Table 2. 2. 1. 1 Summary of the study on severe accidents and their management

主な検討項目	主な検討結果
①加工施設及び再処理施設の深層防護の階層の考え方	IAEA の NS-R-5、参考文献 ^(参23) 等に記されている原子炉施設に関する深層防護の各階層の施設状態及び目的、本検討で整理した施設の特徴等を参考として、深層防護の階層の考え方を明確にし、報告書に整理した。
②加工施設及び再処理施設の重大事故の定義及び種類	深層防護の階層及び想定される事象の特徴に基づき、重大事故の定義 ^(注) 及び種類を提案した。
③加工施設及び再処理施設の重大事故の選定及び対策の考え方	重大事故対策の達成目標及び基本要件を整理し、従来の PRA/ISA 試解析の結果等に基づき、重大事故シーケンス及び重大事故対策の選定の妥当性確認フローの例を作成した。

注) 当該安全研究の成果として、旧 JNES 報告書^(参16)において、「核燃料物質が臨界事故状態になること。その他設計基準事故を超える事故であって、閉じ込め機能を喪失する又は喪失するおそれがある事故」と定義した。

出典) 旧 JNES (2013) ^(参16)を基に作成

表 2. 2. 1. 2 加工施設及び再処理施設における深層防護の階層の整理結果^{注1)}

Table 2. 2. 1. 2 Levels of defence in depth for fabrication and reprocessing facilities

階層	施設の状態	目的	重要な手段
階層 1	通常運転状態	異常発生防止	保守的設計・高い品質
階層 2	運転時の異常な過渡変化状態	異常拡大防止	異常検知、回復、停止、監視機能等
階層 3	設計基準事故状態	著しい放射線被ばくの回避 ^{注2)} 及び重大事故の発生防止	閉じ込め機能の確保、重大事故の発生防止のための工学的安全の仕組み及び恒設・可搬式設備による対策 ^{注3)}
階層 4	重大事故状態	重大事故の拡大防止、放射性物質等の放出抑制及び管理された状態への回復	AM 策 ^{注3)}
階層 5	大規模な放射性物質の放出・拡散状態	サイト内外の防災	緊急時計画及び緊急時手順の整備等

注 1) 本表は旧 JNES 報告書^(参16)が公開された 2013 年 5 月時点の整理結果であり、IAEA の SSR-2/1^(参22)等とは一部の考え方が異なっていることに留意する必要がある。

注 2) 工学的安全の仕組み及び事故対応の手順による。

注 3) 階層 3 の重大事故の発生防止対策と階層 4 の AM (Accident Management) 策を合わせて「重大事故対策」とした。

出典) 旧 JNES (2013)^(参16)を一部修正

表2. 2. 1. 3 重大事故対策に係る基本的な要求事項の考え方

Table 2. 2. 1. 3 Concept of basic requirements for severe accident management

項目	要求内容
① 臨界事故に関する対策	臨界事故の発生が想定される場合には、合理的に実行可能な範囲で、それを防止するための措置を講じること。また、臨界事故の発生に備え、臨界を収束・停止させ管理された状態にするための対策を講じること。
② 閉じ込め機能に関する対策	閉じ込め機能の喪失をもたらす重大事故の発生が想定される場合には、それを収束させ管理された状態にするための対策を講じること。
③ 使用済燃料貯蔵プールに関する対策	使用済燃料貯蔵プールに貯蔵されている燃料の損傷のおそれがある事故が想定される場合には、収束させ管理された状態にするための対策を講じること。
④ 同時多発事故に関する対策	先行して発生する事故によって、後から発生が想定される事故のために準備していた対策が影響を受け、十分にその機能を発揮できない可能性を解析・評価し、対策を講じること。 また、それらの時間余裕、影響の大きさ等を解析・評価して対策を講じる事故及び処置に優先順序を付け、対策に当たる人員、機材等に不足のないように適切に整備すること。
⑤ 安全裕度向上による対応	設計基準を超える自然現象及び外部人為事象に対して、合理的に実行可能な限り、設計基準事故対処設備の安全裕度を向上させるための対策を講じること。
⑥ 可搬式の設備等による対応	施設が大規模に損傷した状況において、崩壊熱の冷却が必要な機器（高レベル濃縮廃液貯槽等）の冷却、放射性物質の放出の最小化等の手順書を作成するとともに、手順書に従って活動を行うための体制及び可搬式の設備等の資機材を整備すること。
⑦ 拡散抑制対策	閉じ込め機能を有する施設の著しい損傷に至った場合、使用済燃料貯蔵プールの燃料損傷に至った場合等の様々な事象に対処するために、敷地外への放射性物質の拡散を抑制する手段を整備すること。有害化学物質の生成及び放出が伴う場合にも同様に敷地外への放射性物質の拡散を抑制する手段を整備すること。
⑧ 重大事故対策の有効性評価	想定する重大事故について、事故シーケンスを適切に検討した上で、最適な重大事故対策を整備すること。また、その重大事故対策の有効性を評価すること。

出典) 旧 JNES (2013) ^(参17) を基に作成

2. 2. 2 放射性物質の異常な放出の判断基準についての検討

「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」において格納容器破損防止対策の有効性評価について「想定する格納容器破損モードに対してセシウム137の放出量が100テラベクレルを下回っていることを確認する」とされていること、並びに同ガイドの策定の経緯及び考え方を参考に、再処理施設等における放射性物質の異常な放出の判断基準の考え方について検討した。その際の留意事項は以下のとおりとした。

- ・ 事故時に環境に放出される放射性物質の種類が原子炉施設と異なること。
- ・ 放射性物質が施設内に広く分散しており、事故の種類が多種多様であること。
- ・ したがって、事故時に放出される放射性物質の種類が事故の種類によって異なること。
- ・ このため、再処理施設等においては、事故時に環境に放出される放射性物質の全体を考慮する必要があること。

上記の留意事項を念頭に、事故時に環境に放出される放射性物質の全体を考慮した放出量の判断基準を検討した。ここで、原子炉施設に対する「セシウム137の放出量が100テラベクレルを下回っていること」は、環境への影響という観点からの考え方であるが、本検討ではIAEA-TECDOC-1162^(参24)に示される土壤汚染からの被ばくに対する換算係数を活用し、そこに示されるセシウム137及び評価対象核種の換算係数を、放出量への換算に適用できるという仮定をおくことで、セシウム137に相当する放出量を算出することを試みた。具体的には、代表的な核種を対象に、重大事故に伴い放出される放射性物質による外部被ばく及び地表からの再浮遊物質吸入による内部被ばくを考慮した簡易的な評価法並びに放出された放射性物質による被ばく線量評価コードであるRASCAL4.2コードによる試解析を行った。本項目での検討結果は次のとおり。

- ・ 事故時に再処理施設等から放出されるおそれがある核種とセシウム137を相対比較することにより、再処理施設で特徴的なルテニウム、MOX燃料加工施設にも共通するプルトニウム等の放出量について、100テラベクレルのセシウム137に相当する量を換算できる。
- ・ 再処理施設等では、セシウムよりもルテニウム又はプルトニウムの影響が支配的である。ただし、支配的な核種は、施設の運転条件（再処理開始までの冷却年数）等にも依存する。
- ・ 被ばくに対する寄与については、セシウム又はルテニウムの場合はグランドシャインによる外部被ばくが、プルトニウムの場合は再浮遊による吸入摂取が支配的である。

3. 結論

3. 1 成果の要点

3. 1. 1 再処理施設のリスク評価に係る科学的・技術的知見の取得

① 地震を起因としたリスク評価試解析

再処理施設の特徴及びリスク評価の成熟度を踏まえ、リスク評価の対象範囲を「単独の重大事故」と「複数の重大事故」に分類し、リスク評価試解析等を実施した上で、リスク評価実施の基本フローの例及び複数の重大事故の同時発生のリスク評価に関する基本フローの例を作成した。

② 蒸発乾固事象を対象とした放射性物質移行挙動試験

高レベル濃縮廃液が沸騰して乾固状態にまで至る過程における気相への放射性物質の移行挙動に関する試験データを取得した。

③ 水素爆発事象を対象とした閉じ込め機能の健全性評価方法の整備

再処理施設に存在する特徴的な貯槽類を対象に水素爆発（爆燃）試解析を実施し、閉じ込め機能の健全性を評価するに当たっての技術的留意点を整理した。

④ リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理

上記①から③の安全研究成果等を基に、①で作成したリスク評価実施の基本フローの例の各項目に対して、リスク評価手法等の適用並びにそれによる評価の実施に当たっての着眼点及び留意点を整理した。

3. 1. 2 再処理施設及び加工施設の重大事故対策に係る検討

検討結果を二つの旧 JNES 報告書^{(参16), (参17)}に取りまとめた。

3. 2 目的の達成状況

計画のとおり、以下の(1)及び(2)を実施し、その結果を踏まえ、加工施設及び再処理施設におけるリスク評価実施の基本フローの例を作成し、本研究の目的であるリスク評価手法等の適切性を確認するための着眼点及び留意点を整理した。以下に、個別の成果目標に対する達成状況を示す。

(1) 再処理施設のリスク評価に係る科学的・技術的知見の取得

① 地震を起因とした PRA 試解析

リスク評価上重要と考えられる事象を対象に地震を起因としたリスク評価試解析を実施した。また、複数の重大事故の同時発生に関するリスク評価手法を検討した。それらの成果を踏まえ、リスク評価実施の基本フローの例の適切性を確認した。

② 蒸発乾固事象を対象とした放射性物質移行挙動試験

高レベル濃縮廃液の蒸発乾固事象を対象に、施設からの放出量評価において重要な放射性物質の移行挙動に関する試験を行い、リスク評価の実施に必要なデータを取得した。

③ 水素爆発事象を対象とした閉じ込め機能の健全性評価方法の整備

高レベル濃縮廃液等の貯槽での水素爆発事象を対象に試解析を行い、閉じ込め機能の健全性の評価方法に関する科学的・技術的知見を収集・蓄積した。

④ リスク評価手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理

リスク評価手法等の適用並びにそれによる評価の実施に当たっての着眼点及び留意点を整理した。

(2) 再処理施設及び加工施設の重大事故対策に係る検討

「加工施設及び再処理施設の重大事故とその対策についての基本的考え方の検討」及び「加工施設及び再処理施設の重大事故に係る要求事項についての検討」を取りまとめた。

3. 3 成果の活用等

平成 28 年度までに得られた成果は、リスク評価を実施するに当たっての必要事項を例示した「安全性向上評価に関するリスク評価実施手法の例」の素案の作成に活用した。

3. 4 今後の課題等

「2. 1 再処理施設のリスク評価に係る科学的・技術的知見の取得」に関する今後の課題は以下のとおり。

「2. 1. 1 地震を起因としたPRA試解析」では、地震を起因としたリスク評価試解析を実施し、リスク評価実施の基本フローの例等を作成したが、内部火災等の事象については未検討であり、今後、リスク評価の対象事象を段階的に拡張する必要がある。

「2. 1. 2 蒸発乾固事象を対象とした放射性物質移行挙動試験」に関する課題として、これまでに得られたデータを適切に使用することにより、蒸発乾固事象時の放出量を保守的に評価することは可能ではあるが、蒸発乾固事象全体にわたり事象の進展に沿ってより精緻な評価を行うためには、蒸発乾固事象時に発生が想定されるNO_xも含めた条件下における揮発性Ruの熱分解、水蒸気の凝縮等による揮発性Ruの気相から液相への移行挙動、高レベル濃縮廃液中に共存しRuの挙動に影響を与える可能性のある物質等を考慮したデータを取得する必要がある。

「2. 1. 3 水素爆発事象を対象とした閉じ込め機能の健全性評価方法の整備」に関する課題として、一般に、高濃度の水素が蓄積した場合には、爆ごうの発生の可能性が生じる。そこで、爆ごうに転移した際の影響等についても、リスク評価上は考慮可能としておくため、再処理施設の特徴を踏まえた上で、水素爆ごう発生時の貯槽等の構造物への影響を評価可能な解析コードを整備することが必要である。

参考文献一覧

- (参1) 高梨光博、横塚宗之、森憲治、山手一記、加工施設及び再処理施設に対するリスク評価手法に係る検討(1) リスク評価実施手法について、日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集 2G18、2016 年 9 月
- (参2) 横塚宗之、高梨光博、佐々木憲明、山手一記、加工施設及び再処理施設に対するリスク評価手法に係る検討(2) 複数の重大事故の同時発生について、日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集 2G19、2016 年 9 月
- (参3) 上田吉徳、高梨光博、内山軍蔵ら、再処理施設における放射性物質の移行挙動に関する研究－(1) 背景及び対象事象、日本原子力学会 2012 年秋の大会予稿集 E31、2012 年 9 月
- (参4) 関根啓二、藤田邦雄、小玉貴司、上田吉徳ら、再処理施設における放射性物質の移行挙動に関する研究－(2) 高レベル濃縮廃液の冷却システムと冷却機能喪失事象、日本原子力学会 2012 年秋の大会予稿集 E32、2012 年 9 月
- (参5) 内山軍蔵、吉田一雄、山根祐一、上田吉徳ら、再処理施設における放射性物質の移行挙動に関する研究－(3) 試験研究計画概要、日本原子力学会 2012 年秋の大会予稿集 E33、2012 年 9 月
- (参6) 田代信介、松本哲也、片岡修、上田吉徳ら、再処理施設における放射性物質の移行挙動に関する研究－(4) コールド基礎試験 (その 1) 模擬廃液を用いた ARF 測定試験、日本原子力学会 2012 年秋の大会予稿集 E34、2012 年 9 月
- (参7) 天野祐希、渡邊浩二、石川淳、上田吉徳ら、再処理施設における放射性物質の移行挙動に関する研究－(5) コールド基礎試験 (その 2) 熱分解反応速度の計算、日本原子力学会 2012 年秋の大会予稿集 E35、2012 年 9 月
- (参8) 田代信介、松本哲也、片岡修、上田吉徳ら、再処理施設における放射性物質の移行挙動に関する研究－(6) コールド基礎試験 (その 3) FP 濃度の影響、日本原子力学会 2013 年春の年会予稿集 F11、2013 年 3 月
- (参9) 山根祐一、天野祐希、柳田佳徳、上田吉徳ら、再処理施設における放射性物質の移行挙動に関する研究－(7) ホット試験、日本原子力学会 2014 年春の年会予稿集 G25、2014 年 3 月
- (参10) 阿部仁、真崎智郎、渡邊浩二、上田吉徳ら、再処理施設における放射性物質の移行挙動に関する研究－(8) コールド工学試験、日本原子力学会 2014 年春の年会予稿集 G26、2014 年 3 月
- (参11) 「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、2014 年 2 月
- (参12) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費(再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等)事業 事業報告書、2016 年

- (参13) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費(再処理施設内での放射性物質の移行挙動に係る試験等)事業 事業報告書、2017 年
- (参14) GexCon AS、FLACS v10.3 User' s Manual、2014
- (参15) M. Yokotsuka、K. Yamate、T. Yamada、S. Endo、Y. Ueda、Fundamentals for Reviewing Accident Managements of Reprocessing Facilities、Proceedings of PSAM Topical Conference in Tokyo、PSAM2013-1030、Japan、2013
- (参16) 独立行政法人原子力安全基盤機構、加工施設及び再処理施設の重大事故とその対策についての基本的考え方の検討、JNES-RE-2013-0003、2013 年 5 月
- (参17) 独立行政法人原子力安全基盤機構、加工施設及び再処理施設の重大事故対策に係る要求事項についての検討、JNES-RE-2013-0004、2013 年 5 月
- (参18) 一般社団法人日本原子力学会、原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015、2015 年
- (参19) Nuclear Regulatory Commission、Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook、NUREG/CR-6410、1998
- (参20) IAEA、Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities、Safety Requirements No. NS-R-5 (Rev. 1)、2014
- (参21) IAEA、Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities、Specific Safety Requirements No. SSR-4、2017
- (参22) IAEA、Safety of Nuclear Power Plants: Design、Specific Safety Requirements No. SSR-2/1 (Rev. 1)、2016
- (参23) 原子力安全・保安院、発電用軽水炉型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規則の基本的考え方について (現時点での検討状況)、2012 年 8 月
- (参24) IAEA、Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency、IAEA-TECDOC-1162、2000

「再処理施設のリスク評価に係る研究」の執筆者

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ

核燃料廃棄物研究部門

横塚 宗之 技術研究調査官

山口 晃範 技術研究調査官

高梨 光博 主任技術研究調査官

久保田 和雄 統括技術研究調査官