

RREP-2018-3002

安全研究成果報告

加工施設のリスク評価に係る研究

Studies on Risk Assessment of Nuclear Fuel Fabrication, Enrichment and Reconversion Facilities

森 憲治 瀧澤 真 久保田 和雄

Kenji MORI, Makoto TAKIZAWA, 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

加工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

森 憲治 瀧澤 真 久保田 和雄

要 旨

本安全研究プロジェクトでは、加工施設のリスク評価手法に係る科学的・技術的知見の収集・取得のため、以下の研究を実施した。なお、加工施設のリスク評価手法については、米国においてISA (Integrated Safety Analysis : 総合安全解析) 手法が用いられていることから、ここではISA手法も含めて検討を行った。

(1) MOX燃料加工施設の地震を起因としたISA試解析の実施

平成24年度に、旧独立行政法人原子力安全基盤機構（以下「旧JNES」という。）において、再処理施設及び加工施設を対象とした「重大事故対策に係る基本的な考え方及び要求事項の検討」^(参7, 8)を行った。また、平成26年度に、ISAにおける判断指標であるリスクレベルマトリックスについて設計基準から重大事故への範囲拡張を検討した^(参9)。

ISA手法については、旧JNESが平成23年度に作成した内部事象に関するウラン加工施設ISA実施手順書案^(参5)に基づき、MOX (Mixed Oxide : 混合酸化物) 燃料加工施設の地震を起因としたISA実施手順案を作成し、平成26年度までに地震ISAのフローの例の作成及び試解析を行うことにより同手順の適用における着眼点及び留意点を整理した^(参9)。また、平成26年度から平成28年度まで、地震による事故発生頻度評価手法として簡易ハイブリッド法を検討し、その適用における留意点を明確にし、同手法が有する一部の非保守性を改善する改良案を検討した^(参9)。平成27年度には、HAZOP (Hazards and Operability Analysis) 手法^(参5)及びMLD (Master Logic Diagram : マスターロジック

ダイアグラム)^(参30)を用いた臨界事象以外の事象のハザード分析手順並びに臨界事故シナリオの選定手順について、これらの手順の適用における留意点等を明確にした^(参9)。

(2) 六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響の評価方法の整備

平成 25 年度には、加工施設において考慮される六フッ化ウランの化学的影響について、その評価方法及び判断基準の検討に資するため、旧 JNES において、六フッ化ウランの化学的影響及び諸外国での規制の現状の調査並びに我が国の規制に適用する際の検討を行い、報告書^(参32)に取りまとめた。また、平成 27 年度までに、MELCOR コード^(参40、42)及び FLUENT コード^(参44)を用い、建屋内での六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響の評価手法の検討を行い、それぞれのコードを適用する場合の留意点を明確にした^(参9)。

(3) MOX 燃料加工施設及び再処理施設における火災評価手法の検討

平成 26 年度及び平成 28 年度には、MOX 燃料加工施設におけるグローブボックス火災解析について火災進展解析コード SYLVIA コード^(参48)を適用する場合の留意点等を明確にした^(参9)。また、平成 28 年度には、MOX 燃料加工施設等の火災起因事故における人的過誤確率の評価手法について検討し、これらの手法の適用における留意点を抽出した^(参9)。

(4) リスク評価の手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理

以上の研究から得られた成果、別の安全研究プロジェクト「再処理施設のリスク評価に係る研究」^(参52)の成果等に基づいて、加工施設及び再処理施設におけるリスク評価実施手順基本フローの例を作成し、実施手順を明確にした。また、上記(1)～(3)の研究から得られた個々の着眼点及び留意点については、本実施手順で用いられる評価方法等の適切性を確認するための着眼点及び留意点として整理した^(参9、52)。

Studies on Risk Assessment of Nuclear Fuel Fabrication, Enrichment and
Reconversion Facilities

Kenji MORI, Makoto TAKIZAWA, 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

The following studies were conducted on risk assessment methods for nuclear fuel fabrication facilities.

- (1) Preliminary analysis with ISA (Integrated Safety Analysis) for events initiated by an earthquake for MOX (Mixed Oxide) fuel fabrication facilities

Concerning severe accidents in nuclear fuel fabrication facilities, “Study of the fundamental principles and requirements^(参7, 8)” and extension of the range of the risk level matrix that is used for criterion in ISA were conducted.

In addition, with regard to risk assessment methods for events caused by an earthquake for MOX fuel fabrication facilities, the followings were done and the technical viewpoints were clarified:

- Development of procedure for the seismic ISA;
- Improvement of the simplified hybrid method for the seismic ISA;
- Development of hazard analysis methods for events other than criticality events; and
- Development of hazard analysis methods for criticality events.

- (2) Study on evaluation methods for chemical effects in accidental release of uranium hexafluoride

The evaluation methods and criteria for chemical effects in accidental release of uranium hexafluoride in enrichment and reconversion facilities were studied with reference to information from foreign countries.

In addition, the evaluation methods were examined by analysing the chemical effects in accidental release of uranium hexafluoride inside a building with the MELCOR code ^(参 40, 41) and FLUENT code^(参 44), and technical viewpoints in applying these codes were clarified.

- (3) Study on fire assessment methods for MOX fuel fabrication facilities

Regarding the globe box fire analysis in MOX fuel fabrication facilities, benchmark analysis using fire analysis code, SYLVIA code^(参 48), was conducted, and technical viewpoints in applying this code were clarified.

In addition, methods for evaluating human error probability during fire in these facilities were studied and technical viewpoints in applying these methods to the globe box fire in MOX fuel fabrication facilities were clarified.

- (4) Compilation of the technical viewpoints to confirm appropriateness of risk evaluation methods, etc.

Based on the above-mentioned results and the results of another safety research project “Research on Risk Assessment for Reprocessing Facilities” ^(参 52), an example of the basic flow of the risk assessment implementation procedure was created. In addition, the results obtained from the above-mentioned studies (1) to (3) were clarified as technical viewpoints for confirming the appropriateness of the evaluation method used in this procedure.

目次

1. 序論	1
1. 1 背景	1
1. 2 研究の目的	2
1. 3 研究の全体工程	2
2. 本論	4
2. 1 MOX 燃料加工施設の地震を起因とした ISA 試解析の実施	4
2. 1. 1 ISA 実施手順の整備	4
2. 1. 2 地震による起因事象の発生頻度評価手法の検討	8
2. 1. 3 地震起因のハザード分析手法	13
2. 2 六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響の評価方法の整備	16
2. 2. 1 六フッ化ウラン漏えい事故時の屋外での化学的影響の 評価方法及び判断基準	16
2. 2. 2 屋内での六フッ化ウラン漏えい事象評価	20
2. 3 MOX 燃料加工施設及び再処理施設における火災評価手法の検討	24
2. 3. 1 火災進展解析コードを用いた試解析	24
2. 3. 2 MOX 燃料加工施設等の火災起因事故における人的過誤確率の評価	24
2. 4 リスク評価の手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理	27
3. 結論	28
3. 1 成果の要点	28
3. 2 目的の達成状況	29
3. 3 成果の活用等	29
3. 4 今後の課題等	29

表目次

表 1. 3. 1	工程表	3
表 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	4
表 2. 1. 2	重大事故対策に係る基本的な要求事項の考え方	5
表 2. 1. 3	日本原子力学会の地震 PRA 手法と簡易ハイブリッド法の比較	9
表 2. 2. 1	米国、仏国及び英国における有害化学物質の基準値	18
表 2. 2. 2	UF ₆ 及び HF に対する AEGL の値	19

図目次

図 2. 1. 1	重大事故範囲に拡張したリスク階段線図案 (周辺公衆・放射線被ばく)	6
図 2. 1. 2	地震 ISA フローの例	7
図 2. 1. 3	試解析で作成したイベントツリー (焼結工程での水素爆発)	8
図 2. 1. 4	Max/Min 法の例	11
図 2. 1. 5	試解析に用いたフォールトツリー	12
図 2. 1. 6	試解析結果 (フラジリティ曲線の導出) の例	12
図 2. 1. 7	OR 結合における HCLPF 耐力の再定義	13
図 2. 1. 8	ハザード分析手順の基本フローの例	14
図 2. 1. 9	臨界事故シナリオの選定手順の例	15
図 2. 2. 1	UF ₆ 漏えい時の現象の概略	16
図 2. 2. 2	放出点からの距離に対するウランの吸入摂取量 (30B シリンダのバルブ 破損による液体 UF ₆ 放出事故)	17
図 2. 2. 3	UF ₆ 漏えい事象計算体系概念図	21
図 2. 2. 4	拡散領域における HF 濃度評価例	21
図 2. 2. 5	拡散領域における UF ₆ 濃度評価例	21
図 2. 2. 6	室内における SF ₆ 拡散挙動解析結果の例 (SF ₆ 濃度分布)	23
図 2. 2. 7	室内の床面における SF ₆ 濃度の推移評価例 (成層界面の形成が弱い場 合)	23
図 2. 2. 8	室内の床面における SF ₆ 濃度の推移評価例 (成層界面が形成される場 合)	23
図 2. 3. 1	火災起因事故シナリオの例	26
図 2. 3. 2	各 HRA 手法による人的過誤確率の評価結果の一例	26
図 2. 4. 1	リスク評価実施手順基本フローの例	27

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。以下「原子炉等規制法」という。）第二十二條の七の二第一項では、「加工事業者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、その加工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、当該加工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、加工施設における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。）とされており、加工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^(参1)（以下「運用ガイド」という。）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。

この運用ガイドでは、加工施設に係るリスク評価における「適切な評価方法」として総合安全解析^(注1)（以下「ISA」という。）手法が挙げられているが、現在、その手法が必ずしも成熟していないと記されている。

このような状況を踏まえ、混合酸化物燃料（以下「MOX 燃料」という。）加工施設及びウラン加工施設に関して、安全性向上評価の運用ガイドの参考資料として、リスク評価を実施するに当たっての必要事項を例示する「安全性向上評価に関するリスク評価実施手法の例」を作成することとした。

なお、本プロジェクト終了後、平成 30 年 4 月 25 日に開催された第 5 回原子力規制委員会において、ウラン加工施設は平成 30 年 3 月までの新規規制基準への適合確認を踏まえ、重大事故が発生する可能性が十分小さいことから、安全性向上評価にはリスク評価を求めないこととされた^(参2, 3)。本プロジェクトの成果の活用は、主に MOX 燃料加工施設を対象とする。

^(注1)総合安全解析 (ISA: Integrated Safety Analysis) : ISA は、NRC (Nuclear Regulation Commission: 原子力規制委員会 (米国)) が、10CFR Part70^(参4)に基づき、管轄する全核燃料サイクル施設について性能要件を満足することを確認するために適用している安全解析手法である。安全上重要な機器等である安全確保項目 (IROFS)^(注2)を明確化すること、事故シーケンスの発生頻度を指数法 (起因事象発生頻度や IROFS の故障確率をオーダーで評価して事故シーケンスの発生頻度を求める方法) により半定量的に評価することを許容すること等を特徴としている。なお、「総合」は放射線、臨界、火災・爆発、化学物質等を含む全ての関連する潜在事象を合わせて考察することを意味する^(参5)。

1. 2 研究の目的

本安全研究プロジェクトは、将来、加工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、リスク評価を加工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。

なお、旧独立行政法人原子力安全基盤機構（以下「旧 JNES」という。）では、ウラン加工施設における主要な内部事象のリスク評価に係る科学的・技術的知見を ISA 手順書の形式でまとめ、取得してきたことから^(参 5)、本安全研究プロジェクトでは MOX 燃料加工施設の地震及び内部事象に対する ISA 手法を検討するための試解析、調査等を実施した上で、加工施設のリスク評価に関する科学的・技術的知見を取得することとした。

なお、本研究は平成 24 年度から平成 28 年度にかけて実施した。

1. 3 研究の全体工程

平成 24 年度から平成 28 年度にかけて実施された本研究の実施工程を表 1. 3. 1 に示す。なお、本工程は本研究実施時（平成 24 年度から平成 28 年度）における実際の工程であり、この時点ではウラン加工施設を含む加工施設全般のリスク評価手法を研究対象としている。

a) MOX 燃料加工施設の地震を起因とした ISA 試解析の実施

MOX 燃料加工施設の代表工程に対する内部事象のハザード解析により、MOX 燃料加工施設の特徴を整理した上で、地震を起因とする ISA 試解析を実施した。その際、等級別扱い（グレーデッド・アプローチ）の考えを踏まえたより合理的な評価の観点から、比較的风险が小さいと考えられる加工施設に適した簡易的な地震起因事象の発生頻度評価手法として、米国で提案された簡易ハイブリッド法^(参 6)の適用性について検討した。

b) 六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響の評価方法の整備

ウラン加工施設で取り扱われる六フッ化ウラン（以下「UF₆」という。）の化学的影響の基準及び評価方法に関して海外規制の動向調査を行い、評価方法について検討した。

c) MOX 燃料加工施設及び再処理施設における火災影響評価手法の検討

MOX 燃料加工施設及び再処理施設において想定される火災に対して試解析を行い、火災影響評価を行う上での留意点等を整理した。

d) リスク評価の手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理

上記研究で得られた成果を基に、MOX 燃料加工施設の地震及び内部事象に対する ISA 実施手順案を作成するとともに、ウラン加工事業者が採用したリスク評価の手法及びその技術的根拠の適切性を原子力規制委員会が確認するための着眼点及び留意点を取りまとめた。さらに、内部事象を対象とした「安全性向上評価に関するリスク評価実施手法の例」の案を作成した。

2. 本論

2. 1 MOX 燃料加工施設の地震を起因とした ISA 試解析の実施

2. 1. 1 ISA 実施手順の整備

(1) 加工施設及び再処理施設の重大事故対策に係る検討

平成 23 年 3 月 11 日に発生した東京電力（株）福島第一原子力発電所事故後、旧 JNES は、設計基準事故を超える事象もリスク評価の対象となるものと考え、このような場合のリスク情報活用について調査及び検討を行った^(参7)。その結果を踏まえ、平成 24 年度に、重大事故及びその対策についての「基本的考え方」及び「要求事項」について検討し、平成 25 年 5 月の時点で旧 JNES の報告書^(参7, 8)として取りまとめた。それぞれの主な検討項目について、表 2. 1. 1 及び表 2. 1. 2 に示す。本研究成果のうち、重大事故の特定に係る部分等について、後述する地震起因の ISA 実施手順に取り入れている。

表 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^(参9)

Table 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 ^(参10) 、参考文献 ^(参11) 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並びに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 ^(参7, 8) 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 ^(参7, 8) 。
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 ^(参7, 8) 。

注) 当該安全研究の成果として、旧 JNES 報告書^(参7)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。

表2. 1. 2 重大事故対策に係る基本的な要求事項の考え方^(参9)

Table 2. 1. 2 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 ^(参8) 。
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 ^(参8) 。
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 ^(参8) 。
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 ^(参8) 。
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 ^(参8) 。
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 ^(参8) 。
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 ^(参8) 。
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 ^(参8) 。

(2) 重大事故範囲に拡張したリスクレベルマトリックスの検討

平成26年度では、ISAにおいて抽出されるIROFS^(注2)の十分性の判断指標として用いられるリスクレベルマトリックスについて、従来、設計基準事故の範囲までであったものを、重大事故の範囲まで拡張することを検討した。リスクレベルマトリックスに関連する米国^(参12~16)・英国^(参17)・仏国^(参18)・日本^(参5, 19)の参考文献を調査し、その内容を分析・考察し

(注2) 安全確保項目 (IROFS: Items Relied on for Safety): 施設における事故の発生を防止 (起因事象の発生を防止又は事故シーケンスの進展を防止)、あるいは事故の影響を緩和するための構築物、系統、設備、機器及び作業者の対応操作をいう^(参5)。

た。その結果、リスクレベルマトリックスの適用範囲、内容等が各国で異なり、設計基準事故を超えた範囲まで網羅されている NRC の FC (Frequency-Consequence) 曲線を参考に、重大事故範囲に拡張したリスク階段線図案として、図 2. 1. 1 を作成した (拡張部分を緑線で示す)。このリスク階段線図案は更なる検討が必要であるものの、主な利用目的は、重大事故の候補を選定する際の目安とすることにある。また、対象施設のリスクプロファイルを図 2. 1. 1 にプロットすることによって、現状の当該施設におけるリスクの全容の把握及び当該施設の安全性の向上の程度の理解にも活用できるものと考えられる。

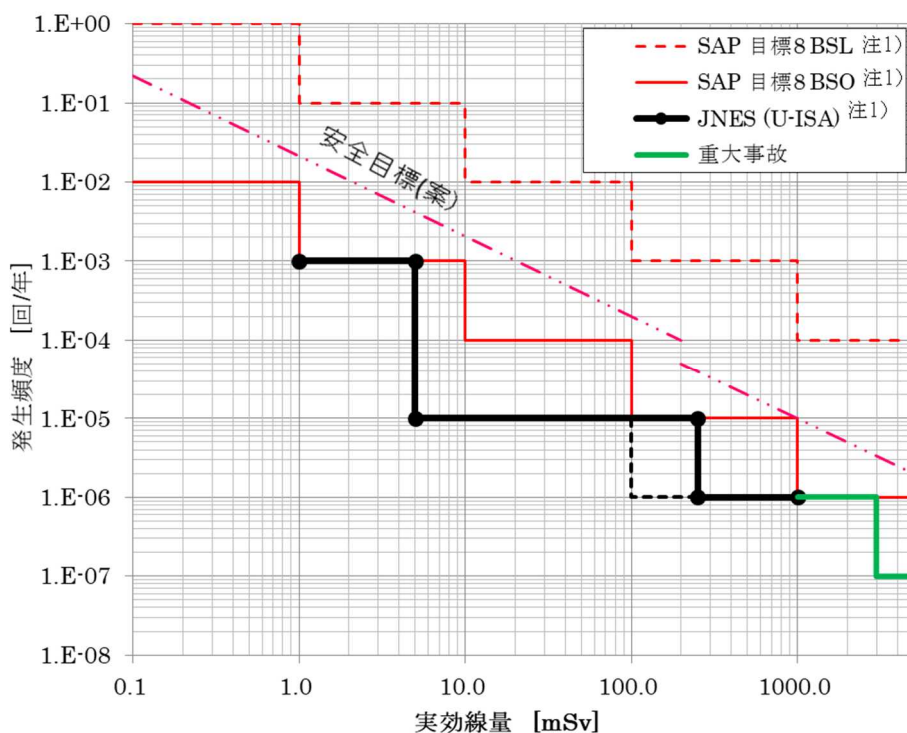


図 2. 1. 1 重大事故範囲に拡張したリスク階段線図案
(周辺公衆・放射線被ばく) 注2)

Fig. 2. 1. 1 Draft risk stepwise diagram extended to severe accident region (Radiation exposure to the public)

注 1) SAP (Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities)、BSL (Basic Safety Levels ; 基本安全レベル)、BSO (Basic Safety Objectives ; 基本安全目標) 及び JNES (U-ISA) (旧 JNES のウラン加工施設内部事象 ISA)

注 2) 重大事故範囲に拡張した ISA 用のリスク階段線図案は、JNES (U-ISA) と重大事故を結合したものである。なお、JNES (U-ISA) では「原子炉立地審査指針」に基づき 250[mSv]を採用しているが、最近の ICRP Pub. 103^(参20)によれば、100 [mSv]より高い線量では確定的影響の増加やがんの有意なリスクの可能性が高くなるとされているため、250[mSv]を 100[mSv] (黒の点線)に変更することも考えられる。

(3) 地震 ISA フローの例の作成

平成 23 年度に旧 JNES が作成したウラン加工施設の内部事象に対する ISA 実施手順案^(参5)を基に、平成 24 年度に、MOX 燃料加工施設を対象として地震に対する ISA 実施手順の検討を行った。検討においては、まず、ISA 実施手順を MOX 燃料加工施設における地震事象に拡張する際の課題として、地震の特徴を踏まえた抜け落ちのない起因事象の抽出が挙げられ、2. 1. 3 で述べる地震起因のハザード分析手法について検討した。次に、文献調査を行い、(4)で述べる地震による起因事象発生頻度評価手法について検討し、図 2. 1. 2 に示す地震 ISA フローの例を作成した^(参9)。

(4) 地震 ISA フローの例に基づく試解析

ここでは、試解析により、上述した地震 ISA フローの例 (図 2. 1. 2) によって、ISA が行えることを確認した。

平成 25 年度は、MOX 燃料加工施設の内部事象に対してハザード分析を行い、MOX 燃料加工施設に対応した起因事象検討シート^(参5)の改良等を実施した。平成 26 年度は、同施設を対象として、粉末工程及び焼結工程の閉じ込め機能喪失事象について試解析を実施した。内部事象から抽出した起因事象及び地震特有の起因事象 (what-if 手法による。) を基に潜在事象を抽出した。起因事象の発生頻度評価については 2. 1. 2 で述べる簡易ハイブリッド法を用いた。

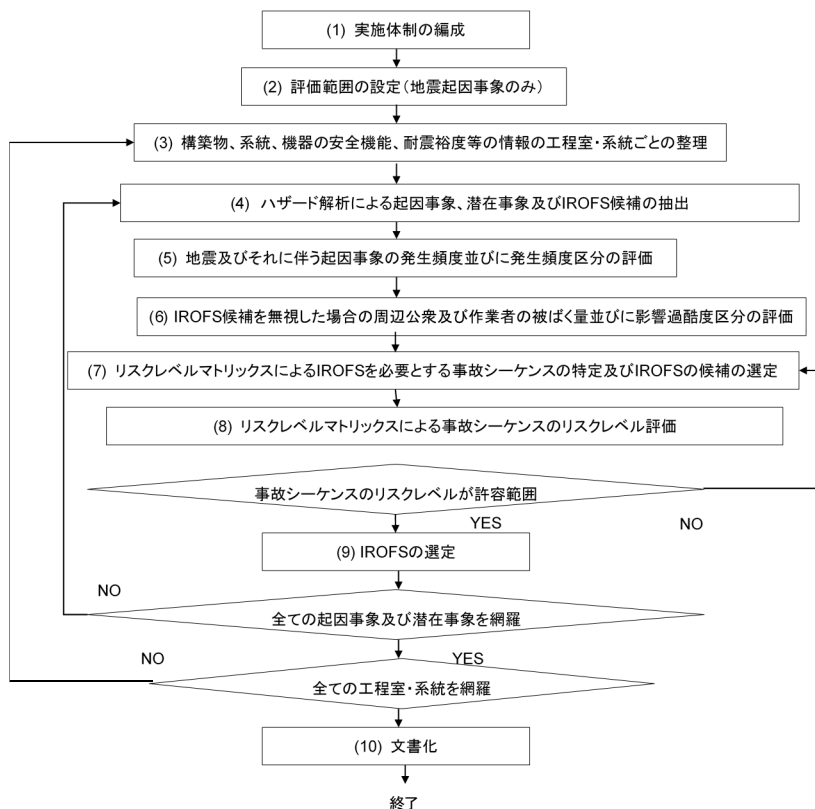


図 2. 1. 2 地震 ISA フローの例^(参9)

Fig. 2. 1. 2 Example procedure flow of a seismic ISA

試解析結果の例として、焼結工程での水素爆発について作成したイベントツリーを図2. 1. 3に示す。

本試解析により、当初設定したフローの例（図2. 1. 2）に従って、ISAが行えることを確認した。また、MOX燃料加工施設において地震ISAを実施する上での主な着眼点及び留意点を次のようにまとめた^(参9)。

- ① 起因事象は、内部事象のものに地震特有のものを加え、抜け落ちなく抽出されていること（2. 1. 3参照）。
- ② ソースターム評価は、機器・構築物の損傷の度合いの適切な想定に基づき、行われていること。
- ③ 起因事象の発生頻度評価には、保守的な方法が用いられていること（2. 1. 2参照）。
- ④ IROFSは、余裕時間及び作業環境を考慮して選定されていること。

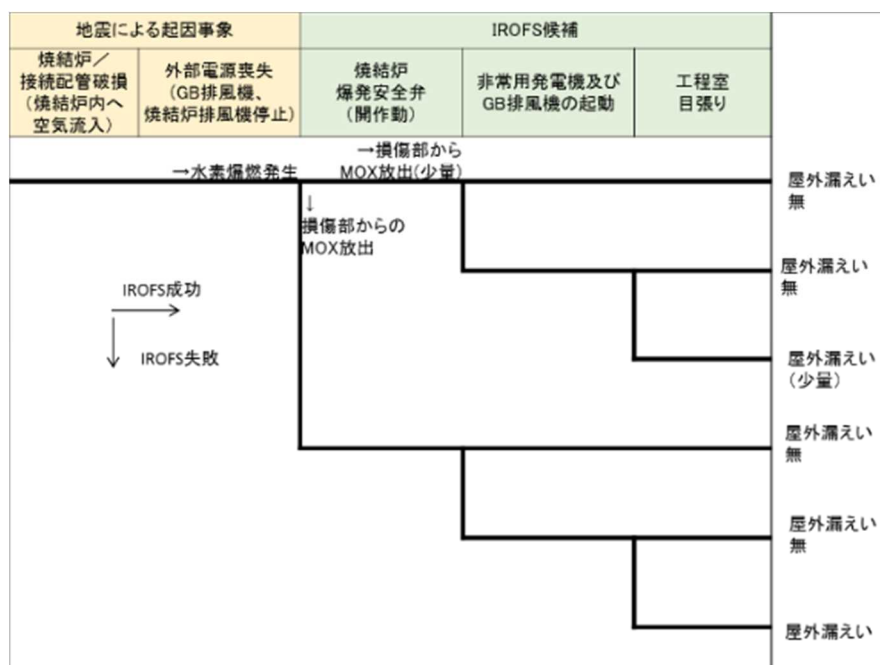


図2. 1. 3 試解析で作成したイベントツリー（焼結工程での水素爆発）^(参9)
 Fig. 2. 1. 3 Event tree developed in the trial analysis (hydrogen explosion in sintering furnace)

2. 1. 2 地震による起因事象の発生頻度評価手法の検討

2. 1. 1 (4)③を踏まえ、加工施設に適用する起因事象発生頻度評価手法により、起因事象発生から事故の発生頻度評価が適切に行えることを確認する必要がある。平成26年度から平成28年度まで、加工施設における地震を基事象とする起因事象発生頻度評価手法について検討した。

(1) 地震による起因事象の発生頻度評価手法の調査及び検討

我が国の原子炉施設に対する耐震安全性の評価手法としては、地震 PRA (Probabilistic Risk Assessment ; 確率論的リスク評価) 手法が日本原子力学会標準^(参21)にまとめられている。一方、ISA の対象となるウラン加工施設や MOX 燃料加工施設は、原子炉施設に比べて潜在的リスクが小さい特徴を踏まえ、地震 PRA 手法よりも簡易な手法を用いることも考えられる。そこで、これらの加工施設に適した簡易な地震による起因事象発生頻度評価手法について、IAEA (International Atomic Energy Agency ; 国際原子力機関)^(参22)、NRC^(参23、24)、EPRI (Electric Power Research Institute ; 電力研究所 (米国))^(参25、26)、その他^(参6、27、28)による公開文献を調査・分析した。これらを踏まえると、簡易にプラントの損傷頻度の算出ができる一方で、文献^(参6)に「多くの場合に十分な精度を持つことが経験的に分かっている。」との主旨の記載があることから、加工施設の損傷頻度算出手法^(注3)として簡易ハイブリッド法^(参6)を抽出した。ただし、簡易ハイブリッド法の適用に当たっては、地震による起因事象の発生頻度評価において、我が国の原子炉施設の地震 PRA 手法^(参21)と比較した場合の保守性の程度を確認する必要がある。

なお、簡易ハイブリッド法^(参6)は、CDFM (Conservative Deterministic Failure Margin) 法^(参25)で求めた HCLPF (High Confidence of Low Probability of Failure) を用いて地震ハザード曲線から施設^(注4)の損傷頻度を簡易に推定する手法である。

日本原子力学会の地震 PRA 手法と簡易ハイブリッド法の比較を表 2. 1. 3 に示す。

表 2. 1. 3 日本原子力学会の地震 PRA 手法と簡易ハイブリッド法の比較^(参9)

Table. 2. 1. 3 Comparison of seismic PRA and simplified hybrid method

項目	日本原子力学会の地震 PRA 手法	簡易ハイブリッド法
地震ハザード	ハザード曲線	平均ハザード曲線
機器の地震フラジリティ	フラジリティ曲線	CDFM 法 ^(参25) による HCLPF 耐力 ^(注) の推定
プラント損傷状態フラジリティ	各地震動レベルにおける損傷状態確率からプラント損傷状態フラジリティを推定	① Max/Min 法による損傷状態 HCLPF 耐力の推定 ② 対数標準偏差 β の近似的な推定 ③ HCLPF 耐力及び対数標準偏差 β からのプラント損傷状態フラジリティの推定
プラントの地震による損傷頻度	ハザード曲線とフラジリティ曲線の数値的畳み込み (式(1)参照) により損傷頻度を計算	① 損傷確率 10%での地震動 $a_{10\%}$ を計算し、対応するハザード超過頻度 $H_{10\%}$ を決定 ② 簡易式により損傷頻度を計算 (式(2)参照)

注) 本検討において HCLPF 耐力は、平均フラジリティ曲線の 1%損傷確率における地震動とする。

^(注3) ここで地震による施設の損傷頻度は、地震による起因事象の発生頻度と同じ意味を持つものとする。

^(注4) 簡易ハイブリッド法は主にプラントの損傷状態となる頻度の評価を対象としている

表2. 1. 1に示した地震PRAで用いられている方法と簡易ハイブリッド法の違い（プラント損傷状態フラジリティの導出方法及び損傷頻度の算出方法の違い）を考慮すると、簡易ハイブリッド法を用いる際の着眼点及び留意点として次の2つが挙げられる。

- ① 「ある機器の損傷確率が10%となる地震動の大きさを用いて、積分することなく近似的に機器の損傷頻度を算出すること」に留意し、損傷頻度をより適切に評価する方策を検討すること。

簡易ハイブリッド法では、損傷頻度の算出式、

$$P_F = \int_0^{+\infty} H(a) \cdot \frac{dF(a)}{da} da \quad (1)$$

を

$$P_F = 0.5 \times H(a_{10\%}) \quad (2)$$

P_F : 損傷頻度（(注3)参照）

a : 地震加速度

$H(a)$: 地震ハザード曲線

$F(a)$: フラジリティ曲線

$a_{x\%}$: 機器等損傷確率 x %に対応する地震加速度

0.5 : 本式の開発者 Kennedy が過去の経験から定めた係数

と、近似している。

式(2)は、地震動及び超過発生頻度が両対数グラフ上で直線近似できるとの米国内の地震ハザード曲線の特徴並びに機器のフラジリティ曲線が対数正規分布で近似できる点を踏まえ、式(1)から導かれた式である。しかし、式(2)において係数を0.5とした場合、算出した損傷頻度 P_F が非保守側の評価となる場合がある^(参28)。この係数はフラジリティの対数標準偏差 β 、地震ハザード曲線の傾き及び基準とする地震動 $a_{x\%}$ をパラメータとする関数で表されるが、文献^(参28)において、

$$P_F = \alpha H(a_{10\%}) \quad \text{又は} \quad P_F = \alpha H(a_{5\%}) \quad \alpha=0.5\sim 1.0 \quad (3)$$

とすることを推奨している。また、本研究においては、

$$P_F = 1.0 \times H(a_{5\%}) \quad (4)$$

とすることにより、係数の設定としては保守側の設定となることが分かった^(参9, 28, 29)。

係数は β 、地震ハザード曲線の傾き及び $a_{x\%}$ の組合せによって決まるため、これらの範囲が絞れる場合は、その範囲に対応する値を定めることにより、非保守側の評価や過剰に保守的となる評価を排除できる^(参9, 29)。

- ② 「機器損傷のフォールトツリー解析にMax/Min法を用いて簡易化したこと」により生じ得る評価上の非保守性を小さくする又は無くすこと。

が、文献^(参6)ではSSC (Structure, System and Component : 構築物、系統及び機器) への適用例も示しており、プラントの他、構築物、系統及び機器への適用も可能である。

図2. 1. 4にMax/Min法の例を示す。

簡易ハイブリッド法ではフォールトツリー解析にMax/Min法を用いている。これは、機器同士がAND結合していればHCLPF耐力の最も高い機器を、OR結合していればHCLPF耐力の最も低い機器を、その結合した機器全体のHCLPF耐力と仮定することにより、容易に頂上事象のHCLPF耐力及び fragility を導出するものである。ただし、Max/Min法においては、OR結合の処理に関して非保守側の評価となる場合があることが分かっており^(参6)、これについては(2)において検討するとともに、検討結果を(3)に示す。

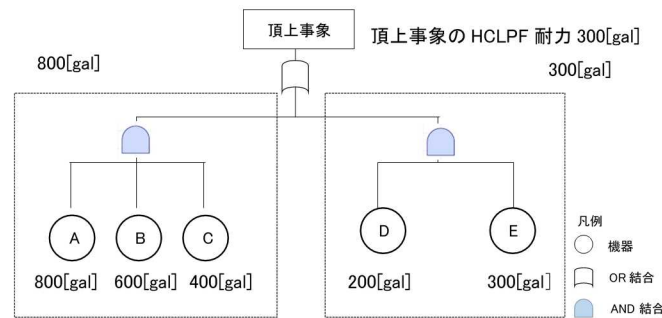


図2. 1. 4 Max/Min法の例^(参9)

Fig. 2. 1. 4 Example of Max/Min method

(2) 比較計算による簡易ハイブリッド法の妥当性検討

Max/Min法ではフォールトツリーのOR結合の処理に関しては、非保守側の評価となる場合があることを述べた。ここでは、図2. 1. 5に示したOR結合を多く含むフォールトツリーの例を用いてMax/Min法及び地震PRAで用いられている上限近似法を用いて試解析を行い、両者から導き出される頂上事象の fragility 曲線を比較した。その結果、いずれのケースにおいても、Max/Min法から導出した fragility 曲線が上限近似法から導出したものよりも非保守側となる結果となった。導出した fragility 曲線の例を図2. 1. 6に示す（同図には、(3)で述べる改良法による結果も示している。）。

また、仮想的なハザード曲線（ハザード曲線 $H(a)$ に両対数をとったグラフにおいて直線となるとする。）を用いて、図2. 1. 5の頂上事象の発生頻度を算出した。その結果、簡易ハイブリッド法（損傷頻度算出式には式(2)を用いた。）は、地震PRAに対し、全てのケースで過小評価となった。特に各機器のHCLPF耐力の大きさが同程度の場合に顕著となり、1桁から2桁程度の過小評価となる場合があった。なお、簡易ハイブリッド法において式(4)を用いた場合、両者は比較的良好一致を見せるようになったが、各機器のHCLPF耐力の大きさが同程度のケースでは1桁程度の過小評価となる場合があった。

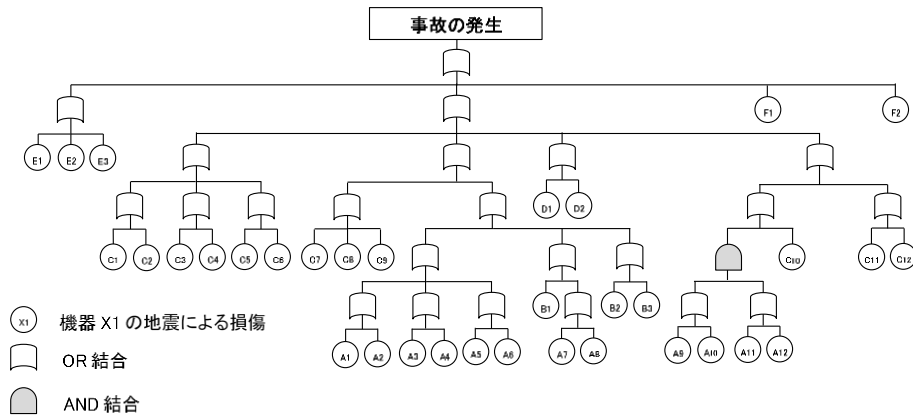


図 2. 1. 5 試解析に用いたフォールトツリー(参9) 注

Fig. 2. 1. 5 Fault tree for trial analyses

注) 本フォールトツリーは文献(参21)に掲載のフォールトツリーを参考に、本試解析向けに修正して作成した。

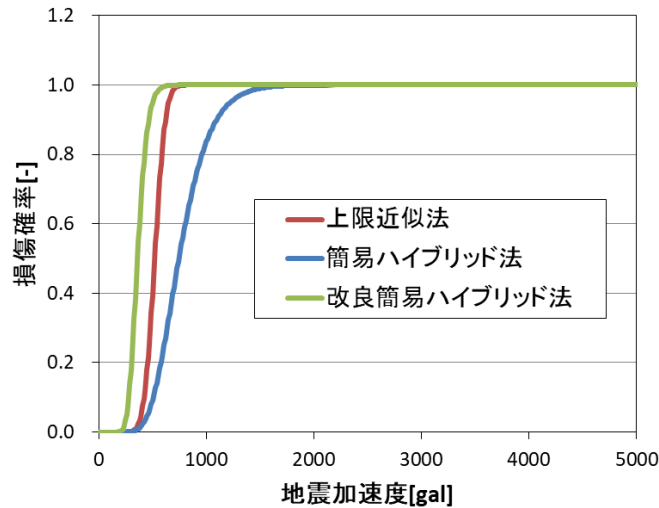


図 2. 1. 6 試解析結果 (フラジリティ曲線の導出) の例(参9)

Fig. 2. 1. 6 Example of results of trial analyses (Derivation of Fragility Curve)

(3) 簡易ハイブリッド法の改良の検討(参9)

(2)の結果から、簡易ハイブリッド法は地震 PRA で用いる上限近似法に対し非保守側の評価となることが分かった。ここでは、上限近似法に対し Max/Min 法が保守側の評価となるように、OR 結合の処理の際に HCLPF 耐力を補正する改良案を検討した。検討の結果、N 個の機器が OR 結合した一連の機器の耐力について、最小の HCLPF 耐力 (以下「 A_{HCLPF} 」という。) を持つ機器のフラジリティ曲線を、図 2. 1. 7 のように地震動 A_{HCLPF} における損傷確率が $0.01 \times N$ となるように地震動 a (横軸) の負の方向に移動させ、改めて HCLPF 耐力 $A_{HCLPF, new}$ を定義する手法を考案した。

本改良案を用いて(2)と同様の試解析を実施した。導出したフラジリティ曲線の例を改良前のフラジリティ曲線と併せて図 2. 1. 6 に示す。導出したフラジリティ曲線は一部のケースで、その上部において、上限近似法の方が大きくなる場合があったが、ほとんど

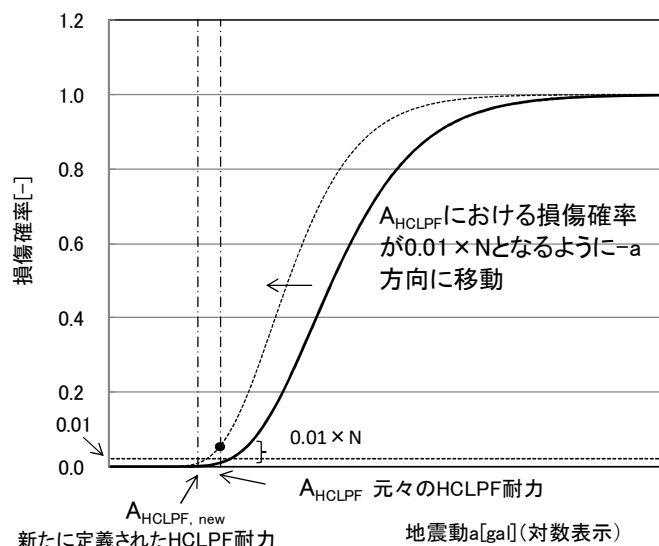


図2. 1. 7 OR 結合における HCLPF 耐力の再定義^(参9, 29)

Fig. 2. 1. 7 Redefinition of HCLPF capacity for OR combination

のケースで改良案の方が保守側となった。また、(2)と同様の地震ハザード曲線を用いて図2. 1. 5の頂上事象の発生頻度を算出した。その結果、改良案は上限近似法を用いて算出した頂上事象の発生頻度に対しおおよそ数倍から1桁程度保守的な結果となった。この結果から本改良案の妥当性を確認した^(参9)。

2. 1. 3 地震起因のハザード分析手法

リスク評価においては、起因事象及び事故シナリオを漏れなく抽出するため、起因事象を系統的に同定する必要がある。また、起因事象を評価対象から除外する場合、その妥当性が合理的に説明されている必要がある。

一方、MOX燃料加工施設を対象として地震に対するISA実施手順の検討を行ったところ、内的事象では想定する必要がなかった静的機器及び構造物(建屋を含む。)の損傷並びに複数の機器の同時損傷に対する考慮が課題として抽出された。

このような課題を踏まえて、平成27年度では、地震起因のハザード分析手法について検討した。ただし、事象の特徴を考慮し、臨界事象以外の事象と臨界事象を別々に検討した。

(1) MOX燃料加工施設における臨界事象以外の事故シナリオの同定手順の検討

MOX燃料加工施設において、臨界事象以外の重大事故の発生の可能性を検討する際には、起因事象の重畳も考慮したハザード分析を実施し、設計上定める条件より厳しい条件において発生する起因事象及び事故シナリオ(Beyond Design Basis Accident; 以下「B-DBA」という。)を体系的に選定することが必要と考えられる。この観点から、MOX燃料加工施設の代表工程について試解析を実施し、内部事象及び地震に対する臨界事象以外のB-DBAを体系的に選定することを目的としたハザード分析手順を検討した。試解析を実施するに当たっては、HAZOP手法^(参5)及びMLD^(参30)の2つの手法の適用を検討した。それぞれの手法は、

起因事象の重畳に関して以下の特徴を有する。

- ・ HAZOP 手法は、詳細な起因事象を同定できるが、起因事象の重畳は同定できない。
- ・ MLD は、HAZOP 手法に比べ起因事象が大括りとなるが、起因事象の重畳を同定できる。

試解析により上記の特徴を確認し、その対策として両手法を併用することにより、重畳を含めた詳細な起因事象の同定が可能であることを確認した^(参9)。

上記の知見を踏まえ、次の考え方に基づき作成したハザード分析手順の基本フローの例を図2. 1. 8に示す。

- ・ 事故シナリオは、地震を検討する際に内部事象の検討で得た情報を活用することが適切であるため、内部事象の検討と地震の検討を分け、内部事象のB-DBA及び地震によるB-DBAの順に事故シナリオを選定する。
- ・ 事故シナリオは、施設全体において発生する可能性がある起因事象及び事故シナリオを同定した結果に基づき選定する。
- ・ 起因事象は、内部事象の検討では、HAZOP 手法及び MLD の結果を統合して同定し、地震の検討では、建屋、構築物、機器リスト及び一部の内部事象の検討結果を用いて同定する。
- ・ 得られた情報は、ハザード分析後の事故シーケンス解析において作成するフォールトツリーのベースとなるMLDに集約する。

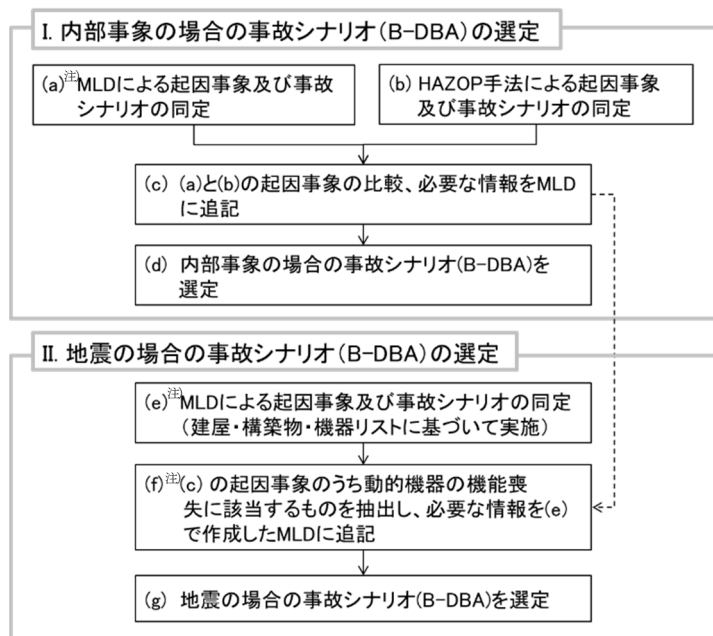


図2. 1. 8 ハザード分析手順の基本フローの例^(参9)

Fig. 2. 1. 8 Example of basic flow for hazard analysis
注) (a)、(e) 及び (f) においては、起因事象の重畳を考慮する。

(2) MOX 燃料加工施設における臨界事象の事故シナリオの同定手順の検討

核燃料サイクル施設の臨界安全設計では十分な保守性を持たせた核的制限値を設定しているため、核的制限値を僅かに逸脱したとしてもそれが直ちに臨界事故につながるわけではない。このため、臨界事故シナリオを見いだすためには、核的制限値、それを設定した条件からの大幅な逸脱及びこれらの組合せを検討する必要がある。また、事故シナリオの発生頻度算出の観点から、これらの定量的な評価が必要である。しかし、HAZOP 手法等、個々の条件の変動の観点から事故シナリオを見いだす手法では、これらの特徴を持つ臨界事象に対して、見落としなく事故シナリオを見いだすのは効率的ではない。リスク評価のために、臨界事故シナリオを定量的かつ効率良く見いだす手順（ハザード分析手順）が必要である。個々の工程での逸脱を踏まえて臨界事象に至る条件を求めると、核的制限値及びその設定条件をパラメータとして、それらがどのような（組合せ）条件のときに臨界に至るかを定量的に求め、対象とする施設や工程の特徴を踏まえて、そのような条件が成立するための逸脱の原因・程度を評価し、対応する臨界事故シナリオを検討する手順の方が、体系的・効率的と考えられる。

ここでは、定量的な評価を行う際に MVP-II コード^(参31)等のモンテカルロ計算コードを用いることを想定し、核的制限値設定条件の逸脱を組み合わせたパラメータサーベイを実施して臨界成立条件を抽出する手順を検討した。検討の結果で得られた着眼点及び留意点を踏まえて作成した臨界事故シナリオの選定手順の例を図 2. 1. 9 に示す。

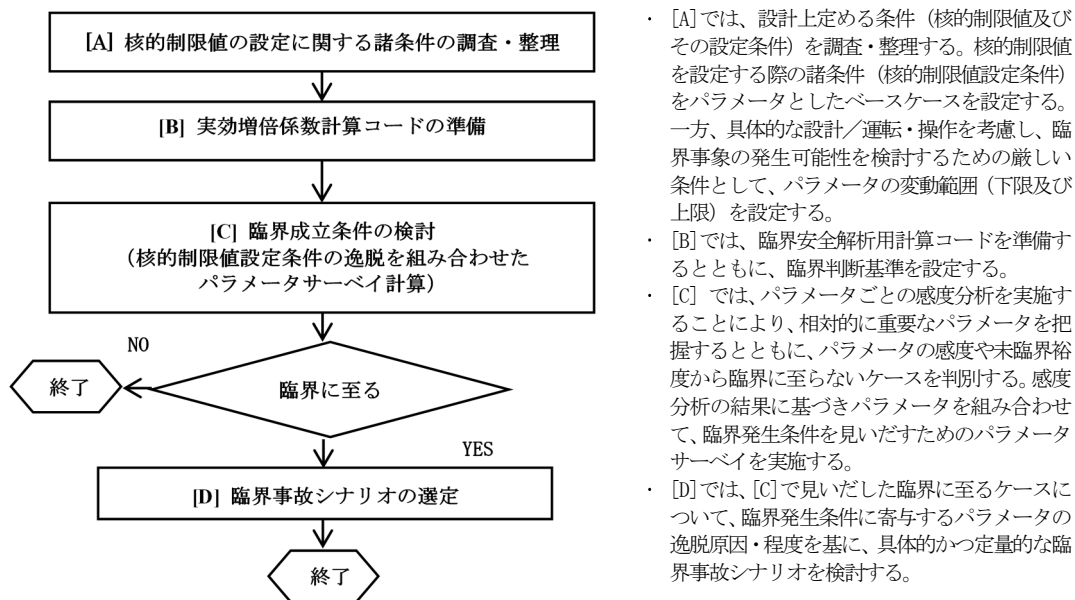


図 2. 1. 9 臨界事故シナリオの選定手順の例^(参9)

Fig. 2. 1. 9 Flow for selection of criticality accident scenario

2. 2 六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響の評価方法の整備

六フッ化ウラン（以下「UF₆」という。）は漏えい時に大気中の水分と反応し、フッ化水素（以下「HF」という。）及びフッ化ウラニル（以下「UO₂F₂」という。）を生じる。HFは人への健康影響が大きいため、UF₆漏えい事故の影響評価においてはHFも考慮する必要がある。影響評価においては、UF₆並びにその反応生成物であるHF及びUO₂F₂の濃度を評価することと、何らかの基準に基づいて従事者又は公衆に対する有害性を判断することが必要である。公衆への化学的影響評価については平成25年度に報告書^(参32)として取りまとめた。本内容を2. 2. 1に示す。平成26年度から平成27年度には従事者への影響評価として屋内でのUF₆漏えい事象の評価を行った。本内容を2. 2. 2に示す。

2. 2. 1 六フッ化ウラン漏えい事故時の屋外での化学的影響の評価方法及び判断基準

(1) UF₆及び反応生成物の屋外での濃度評価方法

UF₆の熱力学的・化学的特性により、漏えい事故時には図2. 2. 1に示すような複雑な現象が生じるため、その影響評価ではこれらを考慮する必要がある。本研究では、UF₆を取り扱う施設での漏えい事故時の濃度評価について、日本の気象指針に基づく簡易計算法^(参33)及び米国の気象指針(R. G. 1. 145)^(参34)並びに米国で用いられているRASCALコード^(参35)又はHGSYSTEM/UF6コードにより^(参36~38)、UF₆の大気拡散・移行シナリオに関する検討を行った。例として、シリンダのバルブが破損し液体UF₆が漏えいしたシナリオに対するウランの吸入摂取量の計算結果を図2. 2. 2に示す。

検討の結果、次のことが判明した。実際の評価に際しては、これらに留意して評価手法を選定する必要がある。

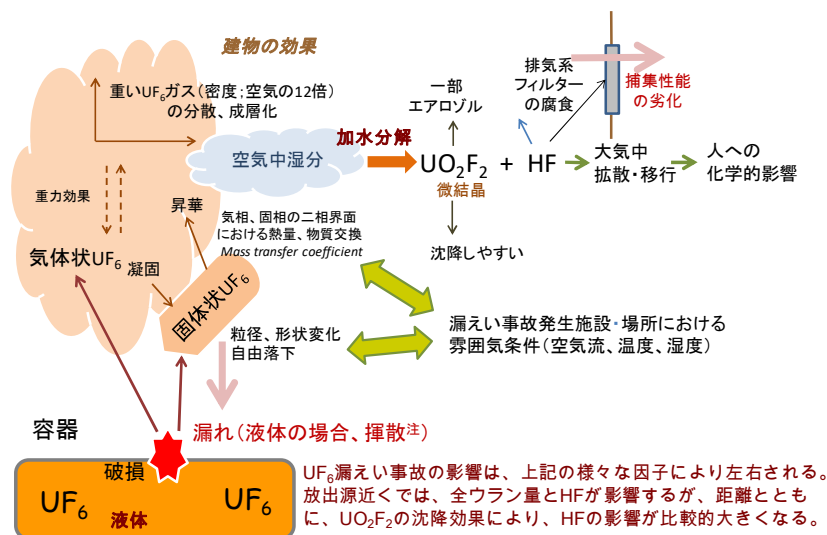
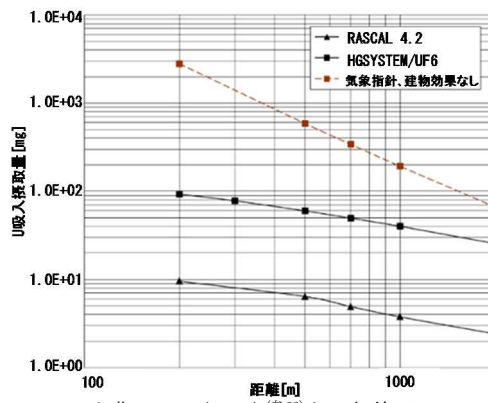


図2. 2. 1 UF₆漏えい時の現象の概略^(参32)

Fig. 2. 2. 1 Chemical reaction and physical change of leaked UF₆
 注) 揮散 (flash) とはシリンダの破損口から噴出した直後のUF₆の状態をいう。高温・加圧の液体状態から大気圧下に放出されたUF₆は固体 (UO₂F₂) と気体 (HF) に変化する。



出典：JNES (2013) (参32)を一部修正

図2. 2. 2 放出点からの距離に対するウランの吸入摂取量^(参32) (30B シリンダのバルブ破損による液体UF₆放出事故)

Fig. 2. 2. 2 Inhaled amount of uranium (Liquid UF₆ accidental release from a 30B cylinder by valve damage)

- ・ 建物による巻き込み影響なしの場合、気象指針（日本と米国で評価式は同じ。）による簡易計算方法が最も大きなウランの吸入摂取量となった。
- ・ 建物による巻き込み影響がある場合は、巻き込み影響が問題となる近距離範囲では、米国の気象指針による簡易計算の方が日本の気象指針よりも相対的に大きなウランの吸入摂取量となった^(注5)。
- ・ HGSYSTEM/UF6 コードと RASCAL4.2 コードを比較すると、HGSYSTEM/UF6 コードがウランの吸入摂取量を1桁近く保守的に評価している。HGSYSTEM/UF6 コードでは破損部からの液体UF₆の揮散現象（flash）を詳細に扱っている一方、RASCAL4.2 コードでは同現象を簡易的に扱っている。HGSYSTEM/UF6 コードと RASCAL4.2 コードの評価結果の差異は、本現象のモデル化の詳細さに起因するものと考えられる^(参32)。揮散現象の影響が大きい事象を取り扱う場合は、HGSYSTEM/UF6 コードの適用を検討すべきである。

^(注5) 建物による巻き込みの影響がある場合の日本の気象指針と米国の気象指針による評価結果の差異は、建物による巻き込み影響に対する補正方法の違いによるものである。以下に両者の補正方法の違いを示す。

参考：日本の気象指針と米国の気象指針 (R. G. 1. 145) による簡易評価式の比較^(参32)

地上放出	気象指針	RG-1. 145
建物影響なし	$\chi/Q = 1/(u \cdot \pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z)$	同 左
建物影響あり	$\chi/Q = 1/(u \cdot \pi \cdot \Sigma_y \cdot \Sigma_z)$ $\Sigma_y = (\sigma_y^2 + c \cdot A / \pi)^{0.5}$ $\Sigma_z = (\sigma_z^2 + c \cdot A / \pi)^{0.5}$	$\chi/Q = 1/(u \cdot (\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z + A / 2))$ (1) $\chi/Q = 1/(u \cdot (3\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z))$ (2) $\chi/Q = 1/(u \cdot (\pi \cdot \Sigma_y \cdot \sigma_z))$ (3) $\Sigma_y = M \cdot \sigma_y$ 800m 以下 $\Sigma_y = (M-1) \cdot \sigma_{y800m} + \sigma_y$ 800m 超え まず、式(1)と式(2)の値の大きい方を選び、これと式(3)の小さい方を採用する。

χ/Q : 相対濃度; u : 風速; σ_y, σ_z : それぞれ水平、垂直方向の拡散パラメータ;
 c : 形状係数(=0.5); A : 建物投影面積; M : 補正係数(=4; F型、1 m/s の場合)

(2) 化学的影響の判断基準

米国、仏国及び英国におけるUF₆、HF等の有害化学物質に対する基準としては表2. 2. 1に示すようなものがある。化学的影響評価の判断基準としては次の理由から米国の環境保護省が制定したAEGL (Acute Exposure Guideline Level) ^(参39)が適切であると考えられる。

表2. 2. 1 米国、仏国及び英国における有害化学物質の基準値^(参32)
 Table. 2. 2. 1 Standard for toxic chemicals of the US, France and UK
 出典：JNES (2013) ^(参32)を修正

国	基準	解説	
米国	AEGL (Acute Exposure Guideline Level) : 急性暴露ガイドライン	急性暴露における健康影響の評価及び緊急時対応策の立案に用いる。	
	ERPG (Emergency Response Planning Guidelines) : 緊急時対応計画ガイドライン	緊急時対応策の立案及び急性暴露における健康影響の評価に用いる。	
	TEEL (Temporary Emergency Exposure Limits) : 暫定的な緊急時暴露ガイドライン	AEGL や ERPG には含まれない化学物質の影響評価に用いる。	
	IDLH (Immediately Dangerous to Life or Health) : 生命・健康に対する差し迫った危険性	従事者の時間 30 分における暴露評価に用いる。	
仏国	仏国急性毒性しきい値	SER (Seuils des Effets Réversibles) : 回復可能影響のしきい値	所与の暴露時間に対して、この値を超えると可逆的な影響を受ける可能性のある空气中濃度である。
		SEI (Seuils des Effets Irréversibles) : 不可逆的影響のしきい値	所与の暴露時間に対して、この値を超えると不可逆的な影響が現れる可能性のある空气中濃度である。
		SPEL (Seuils des Premiers Effets Létaux) : 致死的影响-I のしきい値 (1%致死濃度に相当) (亜致死的影响のしきい値)	所与の暴露時間に対して、この値を超えると1%の死亡が観察される可能性のある空气中濃度である。
		SELS (Seuils des Effets Létaux Significatifs) : 致死的影响-II のしきい値 (5%致死濃度に相当) (致死的影响のしきい値)	所与の暴露時間に対して、この値を超えると5%の死亡が観察される可能性のある空气中濃度である。
英国	毒性負荷量 ^{注)}	SLOT (Specified Level Of Toxicity) : 毒性の特定レベル	土地利用計画を目的に「エリア内のほとんど全ての人には激しい苦痛を受ける、かなりの人は医師の診察を要す、一部重傷者は長期間の治療を要す、及び感受性の高い人は死亡する」として設定されている。
		SLOD (Significant Likelihood Of Death) : 死の可能性大	50%致死量として設定されている。

注) HF に対する毒性負荷量の値は存在するがUF₆に対するものはない。

- ・ AEGL は、英国の基準よりも対象としている範囲が広く詳細である。
- ・ 仏国では一部の数値についてはAEGL 等の米国の基準を参照することとなっている。
- ・ AEGL は、感受性の高い個人も検討対象としており、他の基準よりも保守的に設定されている。
- ・ AEGL は、米国のUF₆関連施設のほとんどの評価において用いられている。

UF₆及びHFのAEGLの値を表2. 2. 2に示す。なお、暴露時間については、施設の条件に応じて妥当な値を設定する必要がある。

(3) UF₆漏えい事故の影響評価項目

上記の検討結果を踏まえて、UF₆漏えい事故の評価方法について検討した結果を次に示す。

① 特定した各事故のソースターム評価

- ・ 工程室内の従事者、敷地内の職員及び敷地境界近くの周辺公衆のそれぞれについて化学的影響を評価できるよう、事故のソースタームは、建物内及び建物外のそれぞれについて求める。

表2. 2. 2 UF₆及びHFに対するAEGL^{注)}の値^(参32, 39)

Table. 2. 2. 2 AEGL values for UF₆ and HF

UF₆ (mg UF₆/m³)

AEGL 2011年11月版					
暴露時間 レベル	10-min	30-min	1-hr	4-hr	8-hr
AEGL-1	3.6	3.6	3.6	NR	NR
AEGL-2	28	19	9.6	2.4	1.2
AEGL-3	216	72	36	9.0	4.5

HF (ppm)

AEGL 2011年11月版					
暴露時間 レベル	10-min	30-min	1-hr	4-hr	8-hr
AEGL-1	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
AEGL-2	95	34	24	12	12
AEGL-3	170	62	44	22	22

注) AEGL-1は、それを超えると感受性の高い個人も含めた公衆 (general public) が、著しい不快感、軽度の炎症又はその他の非感覚的で自覚症状のない兆候が生じる可能性のある空気中の濃度である。

AEGL-2は、それを超えると、感受性の高い個人も含めた公衆に不可逆的な若しくはその他の重篤かつ長期にわたる健康影響又は避難能力の欠如が生じる可能性のある空気中の濃度である。

AEGL-3は、それを超えると、感受性の高い個人も含めた公衆に致命的影響又は死亡が生じる可能性のある空気中の濃度である。

② 特定した各事故のソースターム評価

- ・ 工程室内の従事者、敷地内の職員及び敷地境界近くの周辺公衆のそれぞれについて化学的影響を評価できるよう、事故のソースタームは建物内及び建物外のそれぞれについて求める。
- ・ 事故によって漏えいする UF₆ 及びその反応生成物の移行経路を明確にする。

③ 有害化学物質の暴露濃度評価

- ・ 暴露濃度は、UF₆、UO₂F₂ 及び HF について評価する。
- ・ 建物外の大気拡散を考慮した評価は、次の a. を適用するのが保守側となるが、保守的すぎる場合は b. によって UF₆ の化学的・熱力学的影響を考慮した評価も可能である。

a. 気象指針に基づく評価方法

- (a) 単一の厳しい気象条件（大気安定度：F 型、風速：1 m/s 等）を仮定して相対濃度を求める。その際、建物による影響を考慮する必要がある場合は、米国の気象指針に準拠する。
- (b) 気象観測データが利用できる場合は、気象指針に沿った統計処理をして、相対濃度を求める。

b. 実証・検証された計算コードを用いて評価する方法

RASCAL コードよりも HGSYSTEM/UF₆ コードの方が液体 UF₆ の破損部からの揮散（flash）現象を取り入れていることから、より適切であると考えられる。

④ 暴露時間の評価

- ・ 従事者、職員及び周辺公衆それぞれに仮定する暴露時間は、対象施設の条件を基に妥当な値を設定し、その根拠を示す。

⑤ 漏えい事故の影響評価

- ・ 漏えい事故による影響を暴露濃度及び暴露時間に基づいて評価する。（表 2. 2. 2 参照）

2. 2. 2 屋内での六フッ化ウラン漏えい事象評価

従事者への化学的影響評価については、加工施設の特徴を踏まえた屋内での UF₆ の拡散のほか、UF₆ の漏えいに伴い発生する HF 及び UO₂F₂ の挙動も併せて考慮する必要がある。平成 26 年度はこのような評価を行うための手法について、MELCOR コード^(参 40、41)を用いた評価手法の検討を進めた。

MELCOR コードは、炉心損傷で発生したエアロゾルの移行を伴う原子炉施設での重大事故を解析するために開発された計算コードであるが、加工施設及び再処理施設の換気系統内の事故状況を解析する際にも有効であるとされており^(参 42)、また、屋内での UF₆ 漏えい事象への適用を検討した例がある^(参 43)。そこで、本コードを用いて解析を行うこととした。なお、MELCOR コードを用いて UF₆ 漏えい解析を実施するに当たっては、MELCOR コードが有す

る機能を踏まえ、以下を考慮する必要がある。

- ・ UF₆と水分の反応過程を模擬する機能を有していないため、漏えいしたUF₆は全量が大気中の水蒸気と反応してHFとUO₂F₂を生成するものと仮定し、直接UF₆を取り扱わずにHFとUO₂F₂として取り扱う必要がある。
- ・ UO₂F₂の性状をエアロゾル粒子として取り扱う。

解析は、放出点からHFとUO₂F₂を放出させ、解析領域におけるそれぞれの濃度分布の推移及び移行挙動について確認した。MELCORコードによるUF₆漏えい事象の解析体系を図2. 2. 3に示す。また、解析結果の例を図2. 2. 4及び図2. 2. 5を示す。

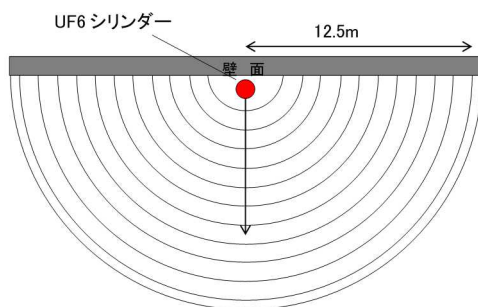


図2. 2. 3 UF₆漏えい事象計算体系概念図^(参9)

Fig. 2. 2. 3 Conceptual diagram of UF₆ leakage analytical model

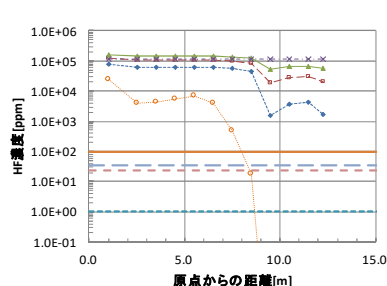


図2. 2. 4 拡散領域におけるHF濃度評価例^(参9)

Fig. 2. 2. 4 Example of HF concentration in dispersion area

注) 解析時刻はUF₆放出時を0分としてからの経過時間を表す。

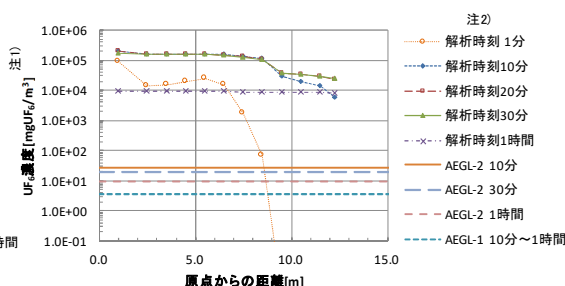


図2. 2. 5 拡散領域におけるUF₆濃度評価例^(参9)

Fig. 2. 2. 5 Example of UF₆ concentration in dispersion area

注1) UF₆濃度はUO₂F₂濃度からの換算値
注2) 解析時刻はUF₆放出時を0分としてからの経過時間を表す。

解析を実施している中で、HFとUO₂F₂を含む雰囲気移動方向が想定と逆になる等の、想定される移行挙動と異なる挙動を示す場合があった^(注6)。

これは、MELCORコードが解析体系を分割した各解析領域(MELCORコードではコントロールボリューム(以下「CV」という。))という。)の熱流動を一点近似で解くため、当該CV内の三次元的な熱流動が均質化されてしまい、隣接するCVに当該CV内の局所的な熱流動の影響

^(注6) UF₆シリンダから水平方向に放出されたUF₆は、放出された方向に移動し、これを駆動力として、雰囲気はUF₆と同じ方向に移動するはずであるが、解析領域の分割の仕方によっては、逆方向の流れとなる場合があった。

響が直接伝わらないことが理由と考えられる。このことから次の留意点が得られた。

- ・ シリンダからの UF₆ 放出のような局所的な熱流動の影響が大きいケースの解析では、CV の設定によっては、隣接する CV 間の HF、UO₂F₂ 及び雰囲気の流れが本来の動きと異なる結果を算出する場合があるため、解析結果の物質の流れが想定どおりの移行であるか確認するとともに、必要に応じて CV の大きさや隣接 CV との接続に係るパラメータを調整する必要がある。

上述のとおり、MELCOR コードでは局所的な熱流動を追跡できない場合があることから、平成 27 年度では詳細な熱流動解析が可能である FLUENT コード^(注4)を用いた UF₆ の拡散挙動解析手法についてベンチマーク解析による検討を行った。ベンチマーク解析では、IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire ; 放射線防護・原子力安全研究所 (仏国)) が実施した室内における六フッ化硫黄 (以下「SF₆」という。) 拡散試験^(注45~47)のデータを用いた。本試験は、IRSN が UF₆ の拡散挙動を熱流動解析コードで解析することを目的として実施したものであり、UF₆ が重い気体であることを考慮して、比較的重い気体である SF₆ を UF₆ の模擬気体として用いている。ただし、この試験では UF₆ と水分の反応は無視し、UF₆ の室内への拡散のみを想定している。

IRSN の試験は、容積が 36 m³ と 1500 m³ である 2 種類の部屋において、それぞれ床面中央部にあるノズルから SF₆ を放出し、室内での SF₆ 濃度分布を測定したものであり、SF₆ の放出条件及び室内の換気条件を変えた複数の計算ケースについて実施している。

FLUENT コードにより算出した SF₆ 濃度分布の例を図 2. 2. 6 に示す。また、SF₆ 濃度の時間推移について、IRSN の試験結果との比較の例を図 2. 2. 7 及び図 2. 2. 8 に示す。SF₆ は重い気体であるため、室内の流速が小さいと図 2. 2. 6 のように成層界面を形成する。図 2. 2. 7 及び図 2. 2. 8 は試験条件により成層界面の形成が弱くなった場合と成層界面が形成された場合の比較結果であり、これらの図から FLUENT コードの解析結果は試験結果と比較的良く合うことが分かる。ただし、図 2. 2. 8 のように成層界面が形成される解析ケースでは、図 2. 2. 6 のように成層界面の形成が弱い解析ケースに比べて、試験結果との間の差異が広がる傾向が見られる。以上のような IRSN の試験結果との比較から、FLUENT コードにより UF₆ の拡散挙動を解析する際の留意点が抽出された。以下に、主な留意点を示す。

- (1) 気体の浮力は密度勾配に応じて生ずる。一方、UF₆ のような重い気体では、室内の下部に UF₆ が滞留し、室内の気相の密度勾配が大きくなり、成層界面が維持される (乱れが減衰し、拡散しにくい)。密度勾配に対する浮力の取扱いを計算オプションにより選択する解析コードでは、適切に浮力の影響を考慮するよう計算オプションを選択する必要がある^(注7)。また、解析コードがどのように成層界面における浮力の影

^(注7) 例えば、密度勾配により、乱流エネルギーのソース項に浮力の影響としてエネルギー

響を考慮しているか確認する必要がある。

- (2) 成層界面の形成には、流動性に係る放出量、流速、給排気口位置及び換気口位置が大きく影響する。このため、解析コードに入力するこれらのデータが持つ誤差及びその誤差による解析結果への影響の大きさを把握することが重要である。特に、界面高さ近傍に評価点がある場合、界面高さに対する評価点の位置関係に着目した感度解析を行い、解析結果への影響を確認する。
- (3) UF₆のような重い気体の場合、その慣性によってその拡散挙動が想定と異なる可能性がある^(注8)。このような気体に対しては、気体密度による感度解析が必要である。

容積 36m³

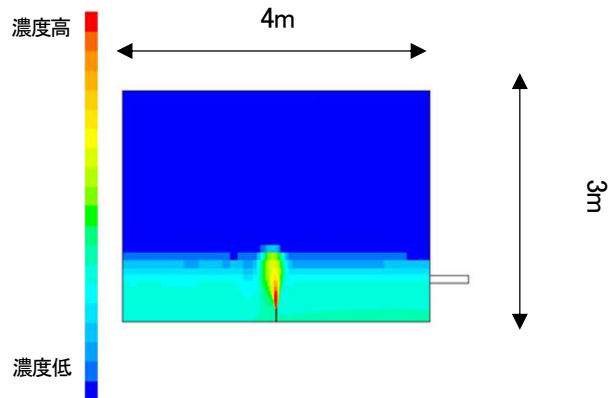


図 2. 2. 6 室内における SF₆ 拡散挙動解析結果の例 (SF₆ 濃度分布)^(参9)

Fig. 2. 2. 6 Example of analytical result of SF₆ diffusion behaviour in rooms (SF₆ concentration distribution)

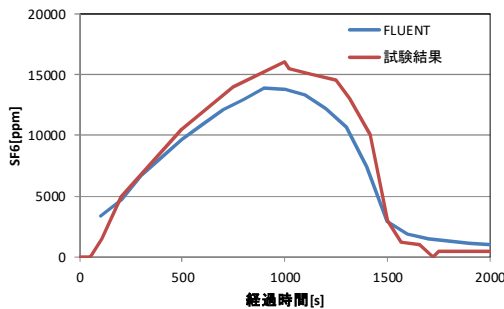


図 2. 2. 7 室内の床面における SF₆ 濃度の推移評価例^(参9)
(成層界面の形成が弱い場合)

Fig. 2. 2. 7 Example of transient of SF₆ concentration on the 36m³ room's floor (in the case of weak SF₆ stratification interface formation)

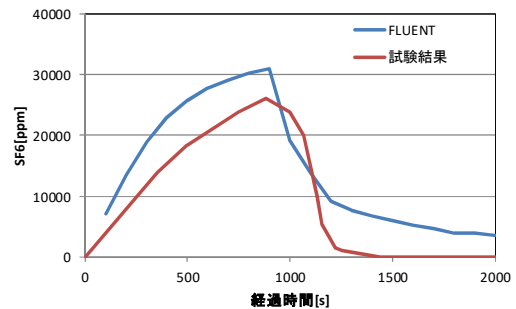


図 2. 2. 8 室内の床面における SF₆ 濃度の推移評価例^(参9)
(成層界面が形成される場合)

Fig. 2. 2. 8 Example of transient of SF₆ concentration on the 36m³ room's floor (in the case which SF₆ stratification interface is formed)

を与える。上層が高密度で下層が低密度の場合、浮力として与えるエネルギーは正となり、乱流エネルギーが増加し成層界面が形成されにくくなる。逆に上層が低密度で下層が高密度の場合、与えるエネルギーは負となり、乱流エネルギーが減少し成層界面が形成されやすくなる。

^(注8) 例えば、給排気を稼働させても気体が流動しない、逆に一度動き出した気体の流動が止まらない等の特徴がある。

2. 3 MOX 燃料加工施設及び再処理施設における火災評価手法の検討

今後実施を予定している内部火災に対する ISA 手法の検討に向けての準備として、火災影響評価に用いる火災進展解析コード及び火災時の人的過誤に関して検討を行った。

2. 3. 1 火災進展解析コードを用いた試解析

火災進展のシナリオを抽出する際には、解析コードを用いた火災影響評価を行う場合がある。解析コードを用いる際にはその妥当性を確認する必要がある。

平成 28 年度は IRSN が開発したゾーンモデルコードである SYLVIA コード^(参48)を用いて、加工施設及び再処理施設で用いられているグローブボックス（以下「GB」という。）の火災を想定した GB 火災試験^(参49)を対象としたベンチマーク解析を行った。ゾーンモデルコードでは、室内の温度を高温層と低温層の 2 層に分け、それぞれの層は均一であると仮定している。解析においては、当該 GB 火災試験の試験装置を換気系も含めてモデル化し、GB のパネル温度等を評価した。本試解析結果と試験結果を比較した結果、GB 出口配管内雰囲気温度については比較的良い一致が見られ、SYLVIA コードが得意とするダクト等を考慮した火災解析について、GB 火災においても有効であることが確認できた。一方、GB 内部及びパネル等の局所的な温度評価については（SYLVIA コードは計算オプションにより局所的な温度評価が可能）、評価点によって大きな差異が見られる場合があり、考察の結果、対流熱伝達より火災からの熱輻射の影響が大きいと考えられる条件では、計算誤差が大きくなる場合があるため、留意する必要があることが分かった。

2. 3. 2 MOX 燃料加工施設等の火災起因事故における人的過誤確率の評価

MOX 燃料加工施設における重大事故対策においては、原子炉施設と比較して現場での人的操作による対応が多くなる。平成 28 年度に火災事故を中心としたリスク評価における人的過誤確率の評価手法について検討を行った。

原子力施設における人的過誤確率を評価するための HRA（Human Reliability Analysis：人間信頼性解析）手法については、主に原子炉施設を対象にした評価手法が開発されている。そこで、MOX 燃料加工施設に対して試解析を実施し、上記手法を適用する際の留意点等を抽出した。

本試解析では、MOX 燃料加工施設等の代表的な火災等を起因とする事故時の人的過誤事象に対して、詳細な HRA 評価手法である EPRI-HRA 法^(参50)及び簡易法で、かつ、火災に特化した HRA 評価手法であるスコーピング法^(参50)を用いて人的過誤確率を評価し、両手法の評価結果を比較した。

なお、EPRI-HRA 法は、認知に関する人的過誤と操作に関する人的過誤をそれぞれ個別に評価する手法である。解析では、認知に関しては CBDT（Cause-Based Decision Tree：原因ベースディシジョンツリー）手法又は HCR/ORE（Human Cognitive Reliability / Operator Reliability Experiments：人間認知信頼性/運転員信頼性実験）手法を用い、操

作に関しては THERP 手法 (Technique for Human Error Rate Prediction: 人的過誤確率予測) を用いている。CBDT 手法は、行動形成因子 (作業負荷の大小、警報有無等) に関する 8 つのディビジョン・ツリーによって構築されており、それぞれのツリーで得られた人的過誤確率を合算することで、認知に関する人的過誤確率を算出する手法である^(参50)。一方、HCR/ORE 手法は、余裕時間等の時間パラメータから認知に関する人的過誤確率を算出する手法である^(参50)。また、操作については、対象とする操作を THERP 手法によってモデル化 (分類) し、THERP のデータ表を用いて操作に関する人的過誤確率を算出する^(参51)。火災事象に特化した HRA 手法であるスコーピング法は、火災条件下において Yes/No を問う設問によって構成されたフローチャートを使用して人的過誤確率を割り当てる簡易的な評価手法である^(参50)。

本試解析における火災起因事故時の人的操作を含む仮想的なシナリオ (以下「火災起因事故シナリオ」という。) の例を図 2. 3. 1 に示す。また、本試解析の評価結果の例を図 2. 3. 2 に示す。図 2. 3. 2 より、スコーピング法は EPRI-HRA 法に比べ人的過誤確率が過度に保守的な値となる可能性があることが分かる。なお、スコーピング法は詳細解析の前のスクリーニングに用いる簡易的な手法であり、不用意に火災起因事故シナリオを排除させないため、過酷な状況の人的過誤確率を保守的に算出する傾向にある。そのため、図 2. 3. 2 のように極端に人的過誤確率を大きく評価する場合がある。

本試解結果から得られた MOX 燃料加工施設に対して HRA 手法を適用する際の主な留意点を次に示す。これらの留意点が抽出されたのは、MOX 燃料加工施設が原子炉施設と比較して現場での人的操作による対応が多いことが主な理由である。

- ・ スコーピング法においては、煙が存在する等の作業環境が厳しく、かつ、現場作業が複雑である場合には、人的過誤確率が保守的な評価となる可能性があることに留意する必要がある。
- ・ HCR/ORE 法を用いた EPRI-HRA 法においては、余裕時間が極端に短い場合には、人的過誤確率をスコーピング法より大きな値に評価する可能性があることに留意する必要がある。
- ・ CBDT 法による評価においては、現場作業での酸素呼吸器の着用によるコミュニケーションのそごが、認知に関する人的過誤確率の評価結果に対して支配的な要因となる可能性があることに留意する必要がある。

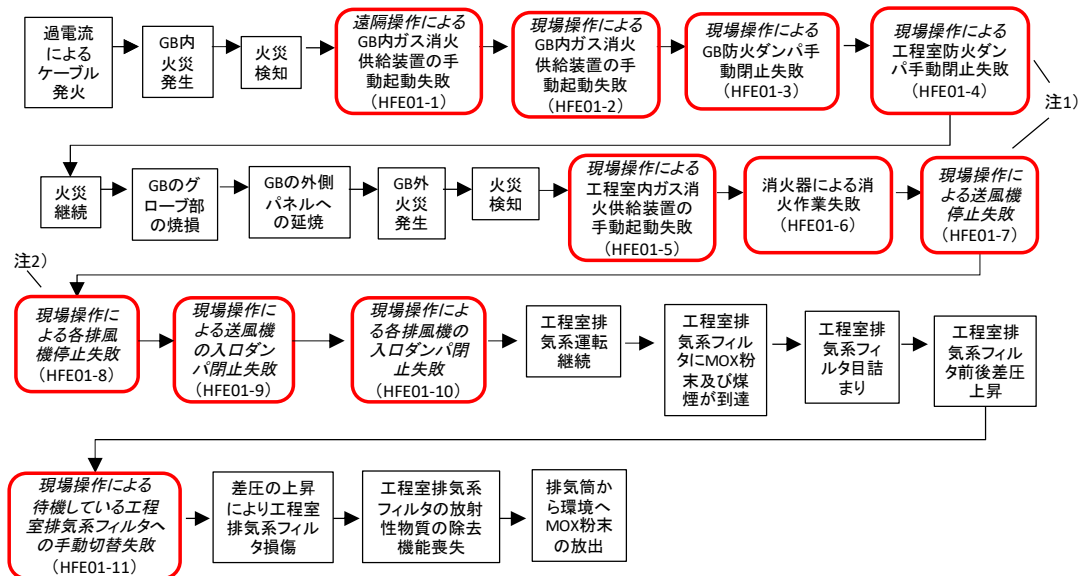


図 2. 3. 1 火災起因事故シナリオの例^(参9)

Fig. 2. 3. 1 Example of fire event scenario

注 1) 赤枠は人的過誤事象
注 2) 斜体は解析者の想定

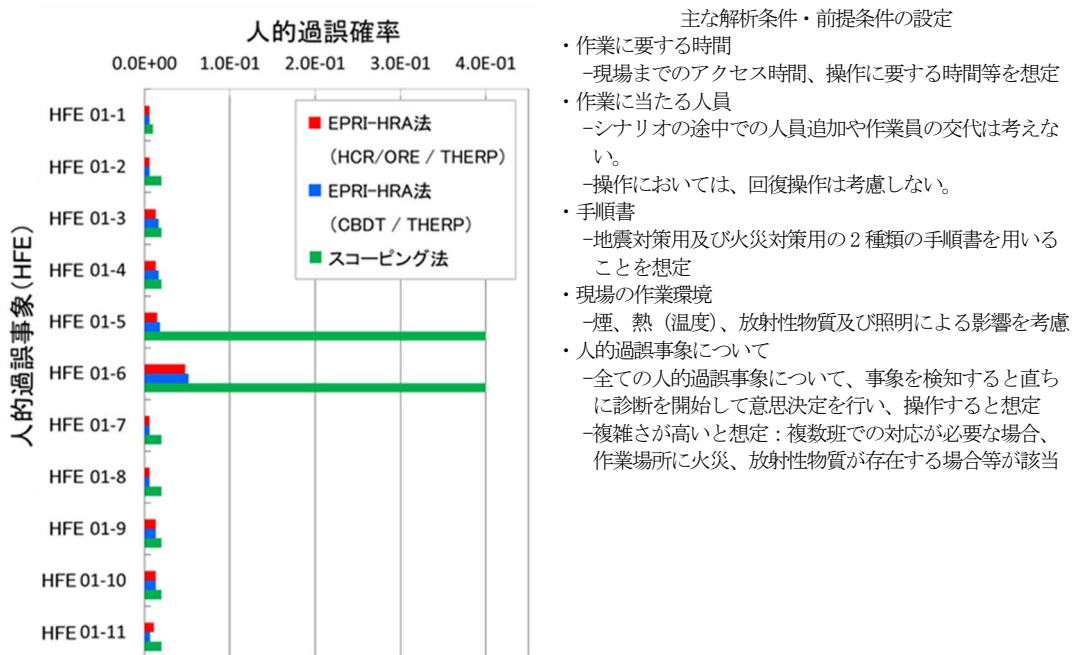


図 2. 3. 2 各 HRA 手法による人的過誤確率の評価結果の一例^(参9)

Fig. 2. 3. 2 Results of human error probability by HRA methods

主な解析条件・前提条件の設定

- ・作業に要する時間
 - 現場までのアクセス時間、操作に要する時間等を想定
- ・作業に当たる人員
 - シナリオの途中で的人员追加や作業員の交代は考えない。
 - 操作においては、回復操作は考慮しない。
- ・手順書
 - 地震対策用及び火災対策用の 2 種類の手順書を用いることを想定
- ・現場の作業環境
 - 煙、熱 (温度)、放射性物質及び照明による影響を考慮
- ・人的過誤事象について
 - 全ての人的過誤事象について、事象を検知すると直ちに診断を開始して意思決定を行い、操作すると想定
 - 複雑さが高いと想定：複数班での対応が必要な場合、作業場所に火災、放射性物質が存在する場合等が該当

2. 4 リスク評価の手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理

上記の安全研究及び別の安全研究プロジェクト「再処理施設のリスク評価に係る研究」の成果等に基づいて、加工施設及び再処理施設におけるリスク評価実施手順基本フローの例を作成し、実施手順を明確にした（図2. 4. 1）。また、本手順について評価方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。主な着眼点及び留意点の例の一つとして、内部事象を対象とした場合の図2. 4. 1中の「(2)ハザード分析による起因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^(参52)。

- ・ 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因事象及び事故シナリオが適切に同定されているか否かに着目する。
 - ② 起因事象の重畳が考慮されているか否かに着目する。
- ・ 留意点の例
 - ① 着眼点の①及び②に関連し、起因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、起因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。

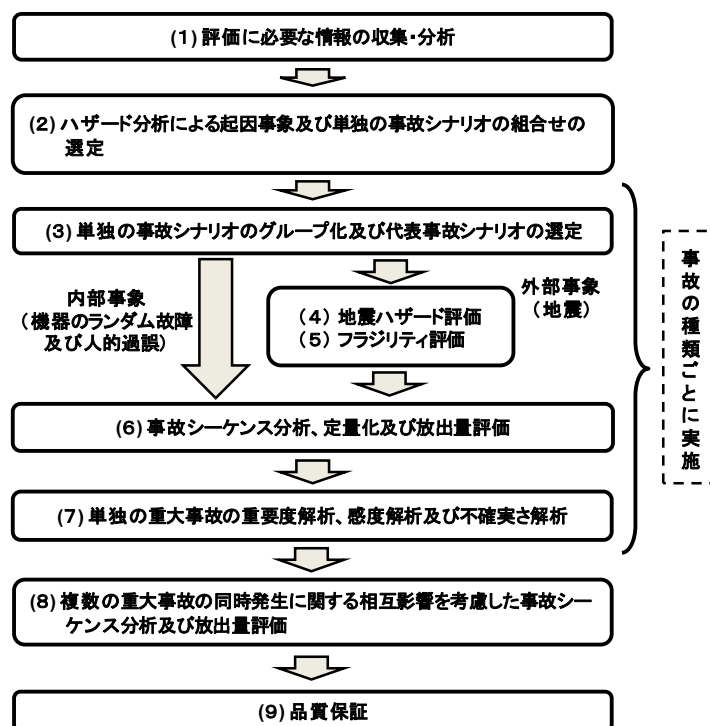


図2. 4. 1 リスク評価実施手順基本フローの例^(参9, 52)

Fig. 2. 4. 1 Example of basic flow for risk assessment procedure

3. 結論

3. 1 成果の要点

(1) MOX 燃料加工施設の地震を起因とした ISA 試解析の実施

MOX 燃料加工施設の地震に対する ISA 実施手順の検討として、平成 24 年度から平成 25 年度まで、旧 JNES において加工施設及び再処理施設における重大事故及びその対策の考え方について検討し、報告書^(参7, 8)として取りまとめた。平成 26 年度は、重大事故の領域にまで拡張したリスクレベルマトリックス及び地震 ISA における発生頻度評価手法について検討した^(参9)。また、これらを用いて MOX 燃料加工施設の代表工程に対して地震 ISA 試解析を実施し、その試解析結果に基づき地震 ISA 実施時の主な着眼点及び留意点として、抜け落ちのない起因事象の抽出、機器・構築物の損傷の度合いを適切に想定したソースターム評価、保守的な起因事象の発生頻度評価並びに余裕時間及び作業環境が考慮された IROFS の選定が必要であることを示した^(参9)。平成 26 年度から平成 28 年度までは、前述の起因事象の発生頻度評価手法として簡易ハイブリッド法に着目し、本手法と原子炉施設の地震 PRA 手法との試解析による比較を含む検討を行い、本手法が非保守側評価となる場合があることを留意点として抽出するとともに、その改良案を検討した^(参9)。また、地震起因のハザード分析手法について検討し、臨界事象以外の事故シナリオについては HAZOP 手法及び MLD を併用する同定手順を、臨界事象の事故シナリオについては MOX 燃料加工施設における臨界発生条件の特徴を踏まえた同定手順を検討し、その手順の例を示した^(参9)。

(2) 六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響の評価方法の整備

平成 25 年度は、旧 JNES において、UF₆漏えい事故時の化学的影響評価手法について検討し、報告書^(参32)として取りまとめた。また、平成 26 年度から平成 27 年度までは、UF₆漏えい事故時の屋内での化学的影響評価方法に関して MELCOR コード及び FLUENT コードの適用について検討し、その結果から留意点として、MELCOR コードについては隣接する CV 間の雰囲気移動等に、また、FLUENT コードについては重い気体である UF₆の成層境界面における浮力の影響、慣性の影響等に注意する必要があることを示した^(参9)。

(3) 加工施設及び再処理施設における火災評価手法の検討

平成 26 年度から平成 28 年度まで火災影響評価に用いる火災進展解析コード及び火災時の人的過誤について検討を行った。火災進展解析コードについては、SYLVIA コードの GB 火災への適用についてベンチマーク解析を実施し、その結果から留意点として、局所的な温度評価では火災からの熱輻射の影響に注意する必要があることを示した^(参9)。また、火災時の人的過誤については、MOX 燃料加工施設の火災事故へのスコーピング法及び EPRI-HRA 法の適用について試解析を実施し、その結果から留意点として、スコーピング法については火災時の作業環境及び作業の複雑さ、HCR/ORE 法を用いた EPRI-HRA 法については余裕時間の長さ並びに CBDT 法を用いた EPRI-HRA 法については現場作業のコミュニケーションに

注意する必要があることを示した^(参9)。

(4) リスク評価の手法等の適切性確認のための着眼点及び留意点の整理

以上の安全研究プロジェクトから得られた成果により、リスク評価実施手順の基本フローの例を作成し、評価方法等の適切性を確認するために注意すべき点として着眼点及び留意点を整理した。一例として、基本フローの「(2)ハザード分析による起因事象及び単独の事故シナリオの組合せの選定」では、体系的な手法による起因事象及び事故シナリオの適切な同定並びに起因事象の重畳に着目すべきであることを示し、留意点として、視点の異なる複数の手法について検討されていること、臨界事象については、多重故障・誤作動、多重誤操作等が考慮されて起因事象と事故シナリオの組合せが選定されていることに注意する必要があることを示した^(参9)。

3. 2 目的の達成状況

平成24年度から平成28年度までに計画された各研究項目について、3.1に示すように実施計画どおり遂行し、本安全研究プロジェクトの目的を達成した。

3. 3 成果の活用等

平成28年度までに得られた成果は、運用ガイド^(参1)の参考資料となる「安全性向上評価に関するリスク評価実施手法の例」の素案作成に活用した。

また、平成25年度において、UF₆の化学的影響、各国の規制の状況及び我が国の規制への適用について取りまとめた成果^(参32)は、原子力規制委員会がウラン加工事業者に対して実施する確認事項の取りまとめ^(参53)及び原子力規制委員会指示^(参54)に基づき加工事業者が実施したUF₆の化学的影響評価プロセスの妥当性確認に活用された。

3. 4 今後の課題等

本プロジェクト終了後、平成30年4月25日に開催された第5回原子力規制委員会において、ウラン加工施設は平成30年3月までの新規規制基準への適合確認を踏まえ、重大事故の発生する可能性が十分小さいことから、安全性向上評価にはリスク評価を求めないこととされた^(参2, 3)。この決定を踏まえ、加工施設のリスク評価としてMOX燃料加工施設を対象とすると、今後の課題として以下の課題が挙げられる。

(1) MOX燃料加工施設の重大事故対策に係る検討

本安全研究プロジェクトにおいて得られた知見には内部火災等の事象は含まれておらず、段階的に拡張する必要がある。内部火災等の事象は、MOX燃料加工施設において重要な事象であり、かつ、先行して実施されている実用発電用原子炉施設における検討が参考になることから、内部火災を起因としたリスク評価実施手法を整備することが重要である。

また、リスク評価において想定している人的過誤に関する評価方法についても本安全研究プロジェクトにおいて得られた成果に加え、重大事故発生時の人的過誤確率等について更なる科学的・技術的知見の取得が重要である。

(2) リスク評価に向けた重大事故等に関する技術的検討

MOX 燃料加工施設における主な重大事故としては火災等があり、これらに関するリスク評価を実施するためには、それぞれの事象の進展及び影響を過度に保守的な評価となることなく適切に評価するとともに、それぞれの事象の発生頻度を評価し、それらに基づきリスクを評価することが重要である。そのため、これらの影響評価等に関する解析コードの整備及びデータの取得を行い、事象進展及び影響評価をより適切に行うとともに、将来的には事象の発生及び進展の条件を詳細に把握できるようにして頻度評価及びリスク評価における妥当性確認に資することが重要である。

参考文献一覧

- (参 1) 原子力規制委員会、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、原管研発第 1311279 号、原子力規制委員会決定、2013 年
- (参 2) 原子力規制委員会、ウラン加工施設に対する規制の進め方について、平成 30 年度第 5 回原子力規制委員会資料 2、2018 年 4 月 25 日
- (参 3) 原子力規制委員会、平成 30 年度原子力規制委員会、第 5 回会議議事録、2018 年 4 月 25 日
- (参 4) 10CFR Part 70、Domestic Licensing of Special Nuclear Material; Possession of a Critical Mass of Special Nuclear Material、72 Federal Register 63974、November 14、2007
- (参 5) 独立行政法人原子力安全基盤機構、ウラン加工施設総合安全解析 (ISA) 実施手順等の整備、11 廃輸報-0003、2011 年
- (参 6) R. P. Kennedy、Overview of Methods for Seismic PRA and Margin Analysis Including Recent Innovations、Proceedings of the OECD-NEA Workshop on Seismic Risk I-1、Tokyo、Japan、1999
- (参 7) 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 8) 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に係る要求事項についての検討、JNES-RE-2013-0004、2013 年 5 月
- (参 9) 原子力規制庁、平成 28 年度事後評価調査票 (加工施設のリスク評価に関する研究)、2017 年
- (参 10) IAEA、Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities、Safety Standards Series、No. NS-R-5、2008
- (参 11) 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 27 日
- (参 12) NRC、Standard Review Plan for the Review of a License Application for a Fuel Cycle Facility、NUREG-1520 Rev.1、2010
- (参 13) NRC、Standard Review Plan for the Review of an Application for a Mixed Oxide (MOX) Fuel Fabrication Facility、NUREG-1718、2000
- (参 14) NRC、Draft Regulatory Basis for Licensing and Regulating Reprocessing Facilities、SECY-11-0163、2011
- (参 15) NRC Interoffice Working Group、Developing the Staff' s Response to Fukushima Task Force Recommendation 1、Public Stakeholder Meeting、2012
- (参 16) NRC、Feasibility Study for a Risk-Informed and Performance-Based

- Regulatory Structure for Future Plant Licensing, NUREG-1860, 2007
- (参 17) ONR, Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities: 2014 Edition, Revision 0, 2014
- (参 18) CEA, Application of the Probabilistic Approach to the UP3-A Reprocessing Plant, IAEA-TECDOC-711, pp. 95-107, 1992
- (参 19) 原子力規制庁、安全目標に関する原子力委員会近藤委員長への訪問の結果について、2013 年
- (参 20) 社団法人日本アイソトープ協会、ICRP Publication 103 国際放射線防護委員会の 2007 年勧告、2012 年 4 月 30 日
- (参 21) 日本原子力学会、原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2015、AESJ-SC-P006:2015、2015 年 12 月
- (参 22) IAEA, EVALUATION OF SEISMIC SAFETY FOR EXISTING NUCLEAR INSTALLATIONS, Safety Guide No. NS-G-2.13, 1992
- (参 23) NRC, GUIDANCE ON PERFORMING A SEISMIC MARGIN ASSESSMENT IN RESPONSE TO THE MARCH 2012 REQUEST FOR INFORMATION LETTER, JLD-ISG-2012-04, 2012
- (参 24) NRC, An Approach to the Quantification of Seismic Margins in Nuclear Power Plants, NUREG/CR-4334, 1985
- (参 25) EPRI, A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin (Revision 1), EPRI NP-6041-SL, Revision 1, 1991
- (参 26) EPRI, Methodology for Developing Seismic Fragilities, EPRI TR-103959, 1994
- (参 27) O. Coman, et al., SEISMIC SAFETY ASSESSMENT OF NUCLEAR FACILITIES OTHER THAN NPPS, Transactions of the 17th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 17), Prague, Czech Republic, 2003
- (参 28) K. Hirata, et al., Proposal of a simplified method for estimating seismic risk of structures, 15 WCEE, 2012
- (参 29) 森 憲治、他、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 (3) 簡易ハイブリッド法の課題について、日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集 2G20、2016 年 9 月
- (参 30) NRC, PRA Procedures Guide: A Guide to the Performance of Probabilistic Risk Assessments for Nuclear Power Plants (NUREG/CR-2300 Vol. 1), 1983
- (参 31) 日本原子力研究所、MVP/GMVP 第 2 版：連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード、JAERI-Review 2004、2004 年 7 月

- (参 32) 独立行政法人原子力安全基盤機構、六フッ化ウラン漏えい事故時の化学的影響とその評価方法、JNES-RE-2013-2021、2013 年 12 月
- (参 33) 原子力安全委員会、発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針、2001 年 3 月
- (参 34) NRC、Technical Basis for Regulatory Guide 1.145、Atmospheric Dispersion Models for Potential Accident Consequence Assessments at Nuclear Power Plants、NUREG/CR-2260、1981
- (参 35) NRC、RASCAL 4: Description of Models and Methods、NUREG-1940、2012 年
- (参 36) DOE, et al.、Technical Documentation of HGSYSTEM/UF6 Model、K/SUB/93-XJ947/1、1996 年 1 月
- (参 37) S.R. Hanna, et al.、HGSYSTEM/UF6 Model Enhancements for Plume Rise and Dispersion around Buildings, Lift-Off of Buoyant Plumes, and Robustness of Numerical Solver、K/SUB/93-XJ947/2R1、1997 年 1 月
- (参 38) M.W. Yambert, et al.、A Summary of Recent Refinements to the WAKE Dispersion Model, a Component of the HGSYSTEM/UF6 Model Suite、ORNL/TM-13666、1998 年 8 月
- (参 39) EPA、Acute Exposure Guideline Levels、
<http://www.epa.gov/oppt/aegl/index/htm>、2012
- (参 40) NRC、MELCOR Computer Code Manuals、Primer and User's Guide Version 1.8.5、NUREG/CR-6119、Vol. 1、Rev. 2、SAND2000-2417/1、2000
- (参 41) NRC、MELCOR Computer Code Manuals、Reference Manuals Version 1.8.5、NUREG/CR-6119、Vol. 2、Rev. 2、SAND2000-2417/2、2000
- (参 42) NRC、Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook、NUREG/CR-6410、1998
- (参 43) S.H. Kim, et.al、MODELING AND ANALYSIS OF POSTULATED UF6 RELEASE ACCIDENTS UN GASEOUS DIFFUSION PLANT、1995
- (参 44) ANSYS, Inc.、ANSYS Fluent User's Guide Release 15.0、November 2013
- (参 45) L. Ricciardi, C. Prévost, L. Bouilloux, R. Sestier-Carlin、CFD SIMULATION OF HEAVY GAS DISPERSION IN VENTILATED ROOMS AND VALIDATION BY TRACING EXPERIMENTS、INIS-FR-6182、IRSN、2006
- (参 46) Dispersion modeling of a heavy gas in a ventilated room、IRSN-Scientific and Technical Report 2006、pp.116-123、2006
- (参 47) UF₆ BEHAVIOR IN AN ACCIDENTAL RELEASE CONTEXT、Studies and experiments to quantify accidental UF₆ release in front-end fuel cycle facilities、IRSN-Scientific and Technical Report 2007、pp.81-88、2007
- (参 48) IRSN、Physical modelling of the SYLVIA v1.6 code、2013

- (参 49) 独立行政法人原子力安全基盤機構、平成 19 年度 MOX 燃料加工施設閉じ込め性能等調査・試験 グローブボックスの閉じ込め性能に係る調査報告書、08 基シ報-0001、2008 年
- (参 50) EPRI/NRC-RES、Fire Human Reliability Analysis Guidelines、NUREG-1921、2012
- (参 51) A. D. Swain, H. E. Guttman、Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications、NUREG/CR-1278、1983
- (参 52) 原子力規制庁、平成 28 年度事後評価調査票（再処理施設のリスク評価に関する研究）、2017 年
- (参 53) 原子力規制委員会、六ふっ化ウランが一般公衆に及ぼす化学的影響に関する確認事項（案）、第 38 回原子力規制委員会、資料 1-2、2014 年
- (参 54) 原子力規制委員会、ウラン燃料加工施設における六ふっ化ウランの取扱いが一般公衆に及ぼす化学的影響に関する報告の提出について（指示）、NRA-11d-13-023、2013 年

「加工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

久保田 和雄 統括技術研究調査官

森 憲治 主任技術研究調査官

瀧澤 真 技術研究調査官