



MOX 燃料加工施設 PSA 実施手順書

PSA Procedure Guide for MOX Fuel Fabrication Facilities

玉置 等史 吉田 一雄

Hitoshi TAMAKI and Kazuo YOSHIDA

安全研究センター

Nuclear Safety Research Center

July 2010

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Technology

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2010

MOX 燃料加工施設 PSA 実施手順書

日本原子力研究開発機構 安全研究センター
玉置 等史、吉田 一雄

(2010 年 1 月 20 日受理)

本手順書は、日本原子力研究開発機構が整備した MOX 燃料加工施設を対象とする確率論的安全評価 (PSA : Probabilistic Safety Assessment) の手順を取りまとめたものである。

本手順書は 2 部構成とし、第 1 部では、MOX 燃料加工施設の PSA 実施手順を示し、第 2 部では第 1 部の手順を実際に適用する上で参考となる情報およびモデルプラントを対象に実施した具体的な評価例を示す。

PSA Procedure Guide for MOX Fuel Fabrication Facilities

Hitoshi TAMAKI and Kazuo YOSHIDA

Nuclear Safety Research Center
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received January 20, 2010)

This document is a procedure guide developed by Japan Atomic Energy Agency for PSA (Probabilistic Safety Assessment) of MOX fuel Fabrication Facilities.

The procedure guide consists of two parts. The first part describes the procedure of PSA. The second part shows the practical examples of PSA of a typical facility with information applicable to the practical assessment.

Keywords: PSA, MOX Fuel Fabrication Facility, Hazard Analysis, Functional FMEA, Risk Matrix, Probabilistic Index Method, Five-Factor Formula

目次

第1部 MOX燃料加工施設のPSA実施手順

1. PSA実施手順の全体概要	3
1.1 適用範囲	3
1.2 手順の全体の流れ	3
1.3 各分析ステップの概要	5
2. ハザード分析	11
2.1 異常事象候補の抽出	13
2.2 マスターロジックダイアグラムに基づくトップダウン解析	16
2.3 発生頻度および放射性物質放出量の概略評価に基づく リスクマトリックスを用いた異常事象候補の選別	17
2.4 臨界事象候補の発生頻度の概略評価	24
3. 事故シナリオ分析	29
3.1 異常事象の原因の同定	29
3.2 事故シーケンスの同定	29
4. 発生頻度評価	31
4.1 異常事象の発生の可能性の定量化	31
4.2 事故シーケンスの定量化	31
5. 事故影響評価	33
5.1 五因子法の概要	33
5.2 放射性物質の気相部への移行メカニズムの検討	34
5.3 異常事象で影響を受ける放射性物質量の評価	35
5.4 エアロゾル化割合とエアロゾル粒径の評価	35
5.5 施設外への移行率の評価	35
5.6 環境影響評価	36
6. リスク上重要な事故シナリオおよび設備・機器等の分析	37
6.1 リスク上重要なIROFSの同定の手順	37
6.2 保守管理のための重要度評価	38
参考文献	42

第2部 MOX燃料加工施設のPSAのための参考情報

1. 概略PSAに係わる参考情報	47
1.1 マスターロジックダイアグラムに基づくトップダウン解析	47
1.2 概略的発生頻度評価の参考情報と適用例	49
1.3 臨界事象の発生頻度概略評価例	56
2. 詳細PSA実施に係わる参考情報	67
2.1 主要な信頼性データベース	67
2.2 工学的判断に基づくイベントツリー分岐確率の決定	68
2.3 放射性物質放出量評価に用いるデータ	70
2.4 影響評価に用いる基礎データ	102
2.5 モデルプラントを対象とした重要なIROFSの同定	110
参考文献	116
付録 故障率データ検索システムとその利用方法	119

Contents

Part 1 PSA Procedures for MOX Fuel Fabrication Facilities

1 . Overview of PSA Procedures	3
1.1 Applicable area	3
1.2 Analysis flow in the procedure	3
1.3 Overview of each analysis step	5
2 . Hazard Analysis	11
2.1 Extraction of candidate abnormal events	13
2.2 Top-down analysis based on the Master Logic Diagram	16
2.3 Selection on candidate abnormal events with a risk matrix based on preliminary analysis of frequency and amount of radioactive release outside of facility	17
2.4 Preliminary analysis of candidate criticality events	24
3 . Accident Scenario Analysis	29
3.1 Identification of cause od abnormal events	29
3.2 Identification of accident sequences	29
4 . Frequency Analysis	31
4.1 Quantification of likelihood of abnormal events	31
4.2 Quantification of occurrence frequency of accident sequences	31
5 . Accident Consequence Analysis	33
5.1 Overview of Five Factor Formula	33
5.2 Analysis of airborne release mechanism of radioactive materials	34
5.3 Assessing affected amount of radioactive materials	35
5.4 Assessing airborne release rate and diameter	35
5.5 Assessing release rate out side of facilities	35
5.6 Assessing environment consequences	36
6 . Analysis of Risk-dominant Accident Scenario and Important Items Relied on for Safety(IROFS)	37
6.1 Procedure of identifying risk-important IROFS	37
6.2 Assessing importance of IROFS for maintenance of facilities	38
Reference	42

Part 2 Examples and Reference Information for PSA of MOX Fuel Fabrication Facilities

1 .	Examples and Reference Information for Preliminary PSA	47
1.1	Example of top-down analysis	47
1.2	Example of assessing human error and component failure rate for likelihood estimation	49
1.3	Example of likelihood estimation of criticality accident	56
2 .	Examples and Reference Information for Detailed PSA	67
2.1	Relevant reliability database	67
2.2	Example of assessing branching probabilities in event tree based on engineering judge	68
2.3	Data for assessing amount of radioactive material release outside of facilities	70
2.4	Parameter for off-site individual dose evaluation	102
2.5	Example of analysis for identifying risk-important IROFS of typical facility	110
	Reference	116
	Appendix Users Manual of failure rate retrieval system	119

用語の説明

ハザード：

評価対象施設に内在し、人間、財産および環境に影響を与えるハザード源（MOX 燃料加工施設ではプルトニウムとウラン）、その引き金となる異常事象および異常事象の原因の発生から環境等に影響を及ぼすまでの状況の進展（粗いシナリオ）の 3 つの要素の組み合わせである。

異常事象：

火災、爆発など施設外への放射性物質の放出に至る事象の起点となる事象を指す。

原因事象：

火災、爆発などの異常事象の原因となる機器、設備の機能焼失や人的過誤を指す。

異常事象候補：

ハザード分析では、異常事象に着目して分析する。ここでは抜け落ちなく分析するという観点より、物理的な条件等を考慮すると起こり得ない異常事象、影響が小さく詳細な評価を必要としない事象も含まれる。評価対象外の異常事象を含めた異常事象の総称である。

事故：

火災、爆発などの異常事象が原因で施設外への放射性物質の放出に至る一連の事象の流れ

事故シナリオ：

原因事象を起点として異常事象が発生し、事故影響の緩和策の機能喪失により施設外中へ放射性物質（ハザード源）が放出される一連の状況の推移である。

信頼度指標

発生頻度や確率を指数表記したときの指数部を利用し、それぞれを NUREG-1718 Appendix A では頻度指数および確率指数を呼んでいる。また、数字に対応する文字を利用したものを、この PSA 実施手順では、頻度指標および確率指標としている。これらをまとめて信頼度指標と表記する。

This is a blank page.

第 1 部 MOX 燃料加工施設の PSA 実施手順

This is a blank page.

1. PSA 実施手順の全体概要

1.1 適用範囲

本手順書で説明する確率論的安全評価（PSA：Probabilistic Safety Assessment）の実施手順は、MOX 燃料加工施設の内的事象を対象に、事故の発生頻度評価、施設外への放射性物質の放出量評価および気象指針に基づく周辺公衆への被ばく線量評価を行い、その結果を基に、リスク上重要な事故シナリオおよびその発生への寄与の大きい設備・機器及び運転員の対応等の重要度の評価までの実施手順をまとめている。なお、本書を作成するに当たって、旧日本原子力研究所が、経済産業省原子力安全保安院より受託し実施した「MOX 燃料加工施設安全技術調査等（確率論的安全評価等調査）」の成果⁽¹⁾の一部を引用している。

1.2 手順の全体の流れ

原子炉施設を対象とした PSA では、冷却材喪失事故のような起因事象に対して、その拡大防止策および影響緩和策に着目し炉心損傷あるいは格納容器破損に至るシナリオを分析して発生頻度と施設外への放射性物質の放出量を評価する。このような解析手順は、核燃料物質（放射性物質）が炉心に集中していることを前提としたものである。これに対し、MOX 燃料加工施設などの核燃料施設では、核燃料物質が施設内に分散して存在していることから、PSA の最初のステップとして起因事象を想定するのではなく、これらの物質がそれぞれの閉じ込め設備から漏れ出る原因を明らかにすることが必要となり、そのため、まず、異常事象の発生防止策に着目した解析を行う必要がある。異常事象を抜け落ちなく同定できれば、その後の解析は原子炉施設の PSA と同様に行うことができる。そこで、MOX 核燃料加工施設を対象とする PSA は、当該施設特有の異常事象に対する解析と、その結果に基づく詳細な解析との 2 つの部分から成る実施手順とし、後者については原子炉施設での実施手順を利用する。前者の異常事象に対する解析では異常事象の抽出漏れがないことが重要であることから、網羅的にその候補となる事象を同定し、この中から事象の発生の可能性とその概略的な影響を基に有意な数に選別するまでの分析を行う。そのため、この解析は概略的な PSA と捉えることができる。一方、後者の詳細な解析は、原子炉施設の PSA に相当するものとなる。すなわち、前者の解析では、ハザード分析手法を取り入れ、異常事象を同定し、後者の解析においては、それぞれの異常事象を対象に、詳細に事故シナリオを分析し、その発生頻度および影響を評価する。このように、本手順書に示す PSA の実施手順は、図 1-1 に示すように、2 段階(概略 PSA と詳細 PSA)から成る 6 ステップ構成となっている。以下に各ステップの概要を示す。

第 1 段階 概略 PSA (ハザード分析)

概略 PSA では、ハザード分析手法を採用している。この分析では、対象とする施設全体から環境に影響を及ぼす事故の原因になり得る異常事象を同定する。このステップでハザードを見落とすと、以降の解析対象事象から外れてしまうため、系統的な分析によるハザードの同定が重要である。しかし、見落としを避けるために多くの異常事象の候補を同定すると、リスク上重要ではない事象が多く含まれることが予想される。そこで本分析では、系統だった分析手法を用いて対象とする施設全体における異常事象候補を網羅的に見つけ出し、その中から、リスク上重要と考えられる異常事象候補を選別し、有意な事象数に絞り込むという 2 つのステップで行う。

(1) 異常事象候補の抽出 (I)

ここでは、施設外への放射性物質の放出に至る可能性のある潜在的な異常事象候補を分析対象施設全体から抜け落ちなく抽出する。この分析に系統だったハザード分析手法を用いることで、異常事象候補の抽出を網羅的かつ効率的に行うことができる。

(2) トップダウン分析

ここではマスターロジックダイアグラム (MLD : Master Logic Diagram) を用いて、施設外への放射性物質放出を頂上事象として、トップダウン的に潜在的な放射性物質の移行経路および外力を発生させる異常事象の種類とその発生条件を同定する。

(3) 異常事象候補の選別 (II)

(1)で抽出した異常事象候補の中から、詳細 PSA の対象とする事象の数を絞り込むための選別を行う。ここでは、概略的な発生頻度と影響の評価を行い、その結果をリスクマトリックス上で整理し、相対的に重要と思われる事象が以降のステップの分析対象事象となる。

第2段階 詳細 PSA

第1段階の概略 PSA により同定した異常事象を対象に、異常事象の発生原因および放射性物質の放出経路を分析する事故シナリオの分析、事故シナリオの発生頻度評価および事故影響評価を原子炉施設の PSA と同様な手順により詳細に行う。さらに求めた発生頻度と事故影響をもとにリスク上重要な事故シナリオおよび設備・機器等の分析を行う。

(1) 事故シナリオの分析 (III)

ここでは異常事象がどのような条件で発生するか、また、発生した異常事象を起点にどのように事象が進展して放射性物質の施設外へ放出に至るかを分析する。前者については、機器故障等の要素で構成されるフォールトツリー等で表す。後者は、イベントツリー等を用いて異常事象とその進展を防止または緩和する安全設備や運転操作の成功、失敗の組合せから成る事故シーケンスとして表す。

(2) 発生頻度評価 (IV)

事故シナリオ分析で同定した事故シナリオごとに作成したフォールトツリー、イベントツリーを基に、個々の機器の故障率等を用いて放射性物質の施設外への放出の発生頻度を計算する。評価の手順は、原子炉施設での事故シナリオ分析手順と同様、以下のように行う。

- (a)事故の発生頻度を(III)で作成したフォールトツリーと各種設備における機器や運転員操作の過誤率を用いて算出する。
- (b)火災、爆発等の異常事象発生時のエネルギーの放出に関する評価結果等を基に環境への放射性物質の移行シーケンスの発生確率を評価する。

上記手順の評価結果より、事故事象の発生頻度および放射性物質の移行シーケンスの発生確率

で表現される各事故シーケンスの発生頻度を算出する。

(3) 事故影響評価 (V)

事故影響は、施設外へ放出される放射性物質の量として評価する。評価には、核燃料施設事故解析ハンドブック⁽²⁾に示されている五因子法 (Five Factor Formula) を用いる。同手法は、実験データに基づいて保守的に設定した係数を用いて、放射性物質の施設外への放出過程を5つの段階に区分して各段階での通過割合を評価する。さらに必要に応じて評価対象施設の立地場所での気象条件をもとに、気象指針に基づいた被ばく評価を実施する。

(4) リスク上重要な事故シナリオおよび設備・機器等の分析 (VI)

(IV)および(V)で求めた事故の発生頻度と影響をもとにリスクマトリックスを作成し、相対的にリスクの大きい事故シナリオを同定するとともに、同定された事故の発生に係わる設備・機器等 (IROFS: Items Relied On For Safety) の重要度を Risk Reduction Worth と Risk Achievement Worth の考え方に基づく指標を用いて分析する。

以下に各分析の具体的な内容が概観できる程度の詳細さで説明する。第2章以降に、より詳細な手順を PSA の流れに沿って示す。

1.3 各分析ステップの概要

1.3.1 ハザード分析 (概略 PSA)

ハザード分析では、分析に必要となる解析対象施設の情報 (設備・機器や取扱物質の種類・量、作業手順、安全対策など) を収集し、想定されるハザードを表形式にまとめる。まとめたものをハザードマップと呼ぶ。分析は、まず対象とする施設全体から異常事象候補を見つけ出し、次にその中から、リスク上重要と考えられる異常事象候補を選別するという2つのステップで行う。また、異常事象候補の抽出を補完するために補足的に実施するマスターロジックダイアグラムの考え方に基づくトップダウン解析も実施する。

(1) 異常事象候補の抽出

この分析では、機器あるいは複数の機器の纏まりである設備の機能喪失が施設内に波及してどのような結果に結びつくかを分析する FMEA⁽³⁾手法を用いる。一般的には、施設全体を構成するすべての設備を対象に、それが持つ機能の物理的、化学的特性に着目してどのような事故に進展するかを分析する。分析結果として、放射性物質放出に結びつく可能性のある機器故障と異常事象 (異常事象候補) の“原因と結果”の組み合わせを同定する。

(2) トップダウン分析

ここではマスターロジックダイアグラム (MLD : Master Logic Diagram) を用いて、施設外への放射性物質放出を頂上事象として、トップダウン的に潜在的な放射性物質の移行経路および外力を発生させる異常事象の種類とその発生条件を同定する。これにより、(1)の1)で実施した FMEA 手法を用いたボトムアップ的な分析を補完するための情報および、次に実施する事故シナリオ分析において、異常事象を起こす原因となる故障や失敗である原因事象の FT 解析 (防止策

の失敗)、施設外への放射性物質の放出に至る事故シーケンスの ET 解析 (緩和策の失敗) のための参考情報を得る。分析は次の手順で実施する。

頂上事象を「施設外への放射性物質の放出」として、想定し得る放射性物質の移行経路を分類する。想定した移行経路のうち通常でない移行経路を生じさせる異常事象あるいは放射性物質を雰囲気中に舞い上がらせる異常事象 (火災、爆発等) を想定する。次に、想定した異常事象が発生する条件を概略的にフォールトツリーを用いて表す。また、想定した火災や爆発により発生するエネルギーによる破壊力の推定からグローブボックスや工程室の破損による通常でない放出経路の発生の可能性を検討する。工学的に可能性の低いことが説明できる分岐は、それ以降の展開を行わない。

(3) 異常事象候補の選別

ここでは、上記の(1)で抽出した異常事象候補を対象に、発生頻度および施設外へ放出される放射性物質量の概略的な評価を行う。この評価結果をもとに異常事象候補の中から、相対的にリスクが大きいと判断する“異常事象候補”を、より詳細な分析の対象とする“異常事象”として選別する。発生頻度の概略評価の手法としては、火災、爆発等の事象に適用する一般的な手法と臨界事象に適用するための手法の2種類を用いる。放射性物質放出量の概略評価では、第5章で説明する核燃料施設事故解析ハンドブック^②に示されている五因子法を用いて評価する。相対的なリスクの比較には、発生頻度と影響 (放射性物質放出量) の大きさを指標とした2次元のリスクマトリックスを用いる。

1) 異常事象候補選別のための概略的な発生頻度評価

① 火災、爆発事象等 (臨界事象を除く) による事故の発生頻度の概略評価

発生した異常事象が原因で、施設外に放射性物質が放出される事故の発生頻度は、次式に示すように3つの要素の積で表されるとし、ここでは、それぞれの要素の発生頻度および失敗確率をオーダーで評価し、事故の発生頻度を求める。

$$\text{発生頻度} = [\text{原因事象の発生頻度}] \times [\text{防止策の失敗確率}] \times [\text{緩和策の失敗確率}]$$

発生頻度、失敗確率のオーダーの評価方法は、米国 NRC が策定した MOX 燃料加工施設標準審査計画^④の Appendix A で示されている統合安全解析 (ISA : Integrated Safety Analysis) の例のなかで用いられている“頻度指数 (Failure Frequency Index Numbers)”、“確率指数 (Failure Probability Index Numbers)” の評価手法を利用する。ただし、オーダー評価に際しては、ISA のような整数値ではなく、記号で表す頻度指標もしくは確率指標を用いる。これにより、各指標の設定における判定根拠に関する情報を保持できるだけでなく、信頼度の低い複数の対策の組み合わせに対して、不当に高い信頼度を与えることを防止できる利点がある。このような方法で評価した発生頻度は、次の3つのカテゴリーに分類してリスクマトリックスで表す。カテゴリー分けは、頻度指標および確率指標の組み合わせを表す文字列を用いて事前に作成された分類表をもとに行う。

カテゴリー 1	$F < 10^{-6} / \text{yr}$	非常に起きにくい
カテゴリー 2	$10^{-6} \leq F < 10^{-4} / \text{yr}$	起きにくい
カテゴリー 3	$10^{-4} / \text{yr} \leq F$	起きにくくない

カテゴリーの境界値の $10^{-4} / \text{yr}$ は、上述の Appendix に示された値を参考にし、 $10^{-6} / \text{yr}$ は異常事象の選別において取りこぼしを避けるために保守的な値として定めた。

② 臨界事象の発生頻度の概略評価

臨界事故の防止のため設備の運転管理の失敗が直ちに臨界とならないように十分に保守的な核的制限値が定められているため、臨界に係わる異常事象の発生頻度の概略評価では、他の異常事象とは異なる手順で評価する。まず、各加工工程の核燃料物質の臨界発生条件を分析する。臨界発生条件は、Pu 富化度、物理的形態（粉末、ペレット、燃料棒、燃料集合体）、燃料物質の保管方法など種々の条件によって異なる。核燃料物質を取り扱う設備では、濃度管理、質量管理、形状管理等の臨界防止策が取られている。ここでの分析では、これらの臨界防止策に関する a. 富化度、b. MOX 質量、c. 含水率、d. 密度の 4 つの臨界管理パラメータの組み合わせで臨界の発生が決まるとする。密度は工程上の変化しか想定できないことから、形態ごとに一定値（安全側に例えば粉末では 4.0g/cm^3 、ペレットで 11.0g/cm^3 ）とし、残りの 3 つのパラメータにおける通常値からの逸脱の発生確率を個々の臨界管理パラメータの制御形態に基づき工学的な判断もしくは制御フローに基づく分析により推定する。

2) 放射性物質放出量の概略評価

MOX 燃料加工施設からの放射性物質の施設外への放出は、火災、爆発などの異常事象が起こって発生する外力により MOX 燃料がエアロゾル化し、さらにこの外力による閉じ込め機能の喪失で発生する。このような事故シナリオとしては、a. MOX 燃料の物理的形態（粉末、ペレットなど）の違いによるエアロゾル化のし易さ、b. 施設外へ影響を与える原因となる火災、爆発などの異常事象発生によって生じる外力の種類と大きさ、c. 異常事象発生によって変化するエアロゾルの移行経路を考慮し、これら 3 つの要素の組み合わせで多様なケースが想定し得る。ここでは、事故の影響緩和策を考慮せずに a. および b. の要素を考慮して五因子法を用いて放射性物質の最大放出量を求める。

1.3.2 事故シナリオの分析

ここでは異常事象がどのような条件で発生するか、また、発生した異常事象を起点にどのように施設内外へ影響が及ぶかを分析する。そのうち前者を機器故障等の要素で構成されるフォールトツリーで表す。後者は、イベントツリーを用いて異常事象とその進展を防止または緩和する安全設備や運転操作の成功、失敗の組み合わせから成る事故シーケンスとして表す。分析の手順は以下の通りである。

- (1) ハザード分析により抽出した異常事象の発生条件を検討し、検討した発生シナリオを表すフォールトツリーを具体的な機器の故障等を考慮して詳細に展開する。

- (2) 異常事象発生から、施設外への放射性物質の放出に至る事故シーケンス（開口部の発生、フィルタの損傷等）をイベントツリーで表す。

1.3.3 発生頻度評価

シナリオ分析で作成したフォールトツリー、イベントツリーを基に、個々の機器の故障率等を用いて放射性物質放出の発生確率を計算する。

- (1) 事象の発生頻度を 1.3.2 節(1)で作成したフォールトツリーより算出する。
- (2) 爆発や火災時に放出されるエネルギーがフィルタやグローブボックス等の閉じ込め設備に与える影響の評価結果等を基に施設外への移行シーケンスの発生確率を評価する。
- (3) 事象の発生頻度、イベントツリーの各分岐確率を(2)の評価結果を基に決定し、各事故シーケンスの発生頻度を算出する。

1.3.4 事故影響評価

核燃料施設事故解析ハンドブック^②のデータを用いて五因子法により放出量を評価する。

- (1) 想定する事象から、放射性物質がエアロゾル化するメカニズムを検討する。
- (2) (1)の検討結果より、事故で影響を受ける放射性物質量を評価する。
- (3) (1)の検討結果より、雰囲気中に放出され浮遊する割合、肺へ吸入され得る微粒子の割合は、事故解析ハンドブックに示された実験値等を基に評価する。
- (4) 健全なフィルタの個数、移行経路でのエアロゾルの除去率を考慮して施設外中へ漏れ出る割合を評価する。

1.3.5 リスク上重要な事故シナリオおよび設備・機器等の分析

発生頻度評価および事故影響評価の結果を基にリスク上重要な事故シナリオを同定し、同定された事故の発生に係わる IROFS の重要度を分析する。

- (1) 事故の代表的な発生頻度と影響をもとに簡易リスクプロファイルを作成する。
- (2) 相対的にリスクの大きい事故シナリオを重要な事故シナリオとして同定する。
- (3) (2)で同定した事故について、その発生に係わる IROFS の重要度を **Fussell Vesely** もしくは **Risk Reduction Worth** と **Risk Achievement Worth** の考え方に基づく指標を用いて重要度プロファイル図を作成し、リスクに及ぼす影響の大きい IROFS を同定する。また、保守管理上重要と考える IROFS については、施設内への影響も考慮する必要があるため、リスク上重要な事故シナリオだけではなく、検討したすべての異常事象候補を対象とし、異常事象発生防止に有効な IROFS を同定する。

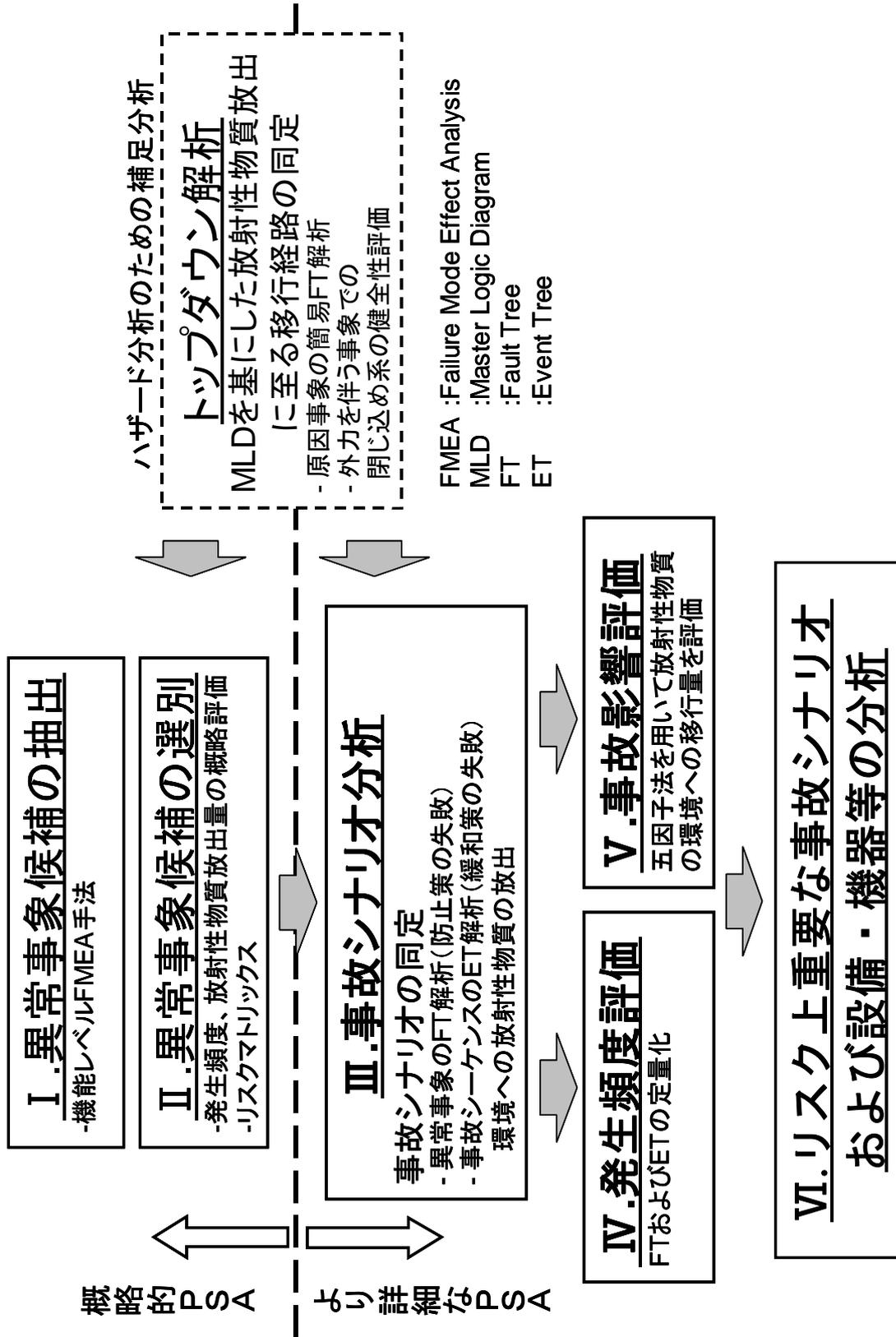


図 1-1 MOX 燃料加工施設の PSA 実施手順の概要

This is a blank page.

2. ハザード分析

MOX 燃料加工施設の PSA 実施手順の第 1 段階として、ハザード分析を行う。ハザード分析の手順を図 2.1-1 に示す。この分析は、第 1 部 1. 「PSA 実施手順の全体概要」で述べたように異常事象候補の抽出及び異常事象候補の選別と大きく 2 つの分析に分けて実施する。臨界事象の概略的な発生頻度評価については、臨界事象発生の特殊性を考慮し、臨界発生条件を詳細に分析する手順を別途整備してある。また、建設計画中の商業施設では、核燃料物質の粉末やペレットの取扱の管理がデジタル化されるであろうことから、デジタル化された管理システム（管理計算機システム）の信頼性を考慮した概略的な発生頻度手順の併せて示す。

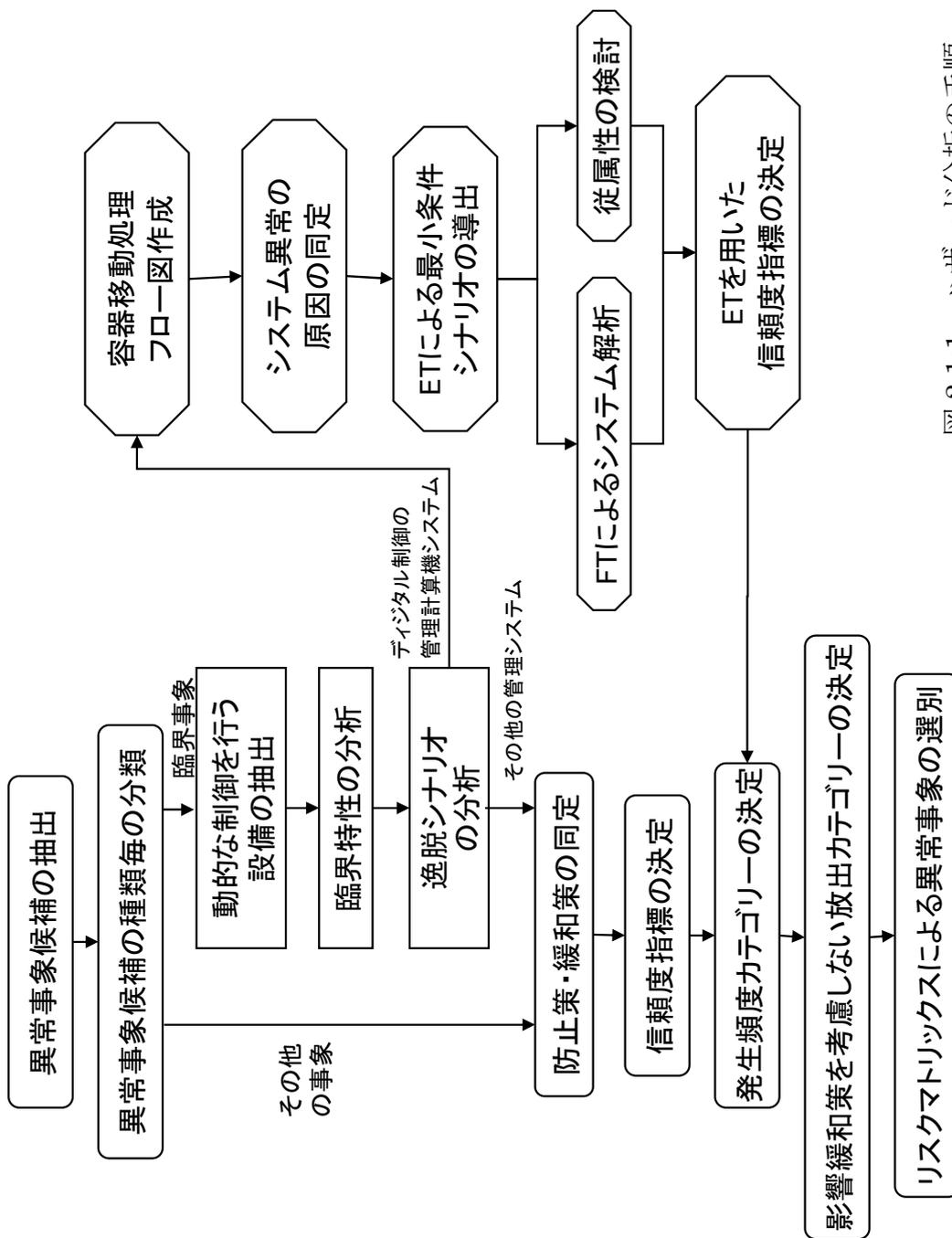


図 2.1-1 ハザード分析の手順

2.1 異常事象候補の抽出

ここでは、分析対象施設より、ハザードの候補を抜け落ちなく見つけるためのハザード分析を行う。分析を行うに当たり、解析に必要な施設の情報、例えば、取扱物質の種類や量、取扱手順、各工程を構成する設備・機器、安全対策や影響緩和策を表形式にまとめる。なお、このときに設備毎に起こり得るハザードをあらかじめ想定しておくこと次の解析に利用できる。系統だったハザード分析手法として、HAZOP^③手法や FMEA 手法が挙げられる。HAZOP は化学プロセスのような連続的に物質が移動しその間に処理が行われ、プロセスの状態を温度あるいは圧力のような連続量の変化で監視できるような工程での異常を分析するのに適している。これに対して FMEA 手法は、個々の機器や設備ごとに起こり得る故障モードを列挙し、それらが異常事象に発展し得るか否かを分析する。いずれの手法もボトムアップ型の分析手法であるが、MOX 燃料加工施設のようなバッチ処理される工程の分析には、FMEA が適している。

FMEA 手法は、一般的には設備・機器を構成する部品の故障から分析を開始するが、ここでの分析では、具体的な設備機器の設計に囚われずに設備の機能の物理的、化学的特性に着目して分析する。この分析により放射性物質の放出に結びつく可能性のある機器故障と異常事象の組み合わせを同定する。以下に分析の実施手順を示す。

(1) 対象施設の機能的階層構造の分析

評価対象事象を構成する設備およびその機能、機器を次のように 4 項目に分けて記述する。

システム：

特定の作業を行うことを目的とし、様々な機能を持った設備により構成されるもの。ペレット成型工程を例に挙げると、工程内で行われるプレス、焼結、研削といった作業を行うために必要な設備で構成されるものを指す。

サブシステム：

システムを構成する設備。単数もしくは複数の機能を持つ。例えば、ペレットの焼結を行うための焼結炉や、それに付随するグローブボックス等が挙げられる。

サブシステムの機能：

システムおよびサブシステムの持つ目的を達成するために必要な機能。例えば、焼結炉における加熱機能、圧力制御機能、閉じ込め機能といった機能を指す。

構成品：

サブシステムを構成する機器。例えば、焼結炉における電気ヒータ、温度制御回路、断熱材である。

この分析作業を容易にし、以後の分析でも利用できるように、サブシステムおよび構成品の配置を把握できるシステムの概略図を作成する。

(2) 故障モードの想定

(1)で分析した構成品の故障モードおよびサブシステムの機能を喪失させるような運転員の失敗を想定する。さらに想定した故障を引き起こす原因（故障原因）を推定する。

(3) 影響の推定

設定した故障モードがシステムおよびサブシステムに与える影響を推定する。また、このよう

な影響や構成品の故障を検知できる機器が設置されている場合は、それらをリストアップする。

(4) 異常事象の推定

故障によるシステムへの影響を放置した場合、どのような異常事象に進展する可能性があるかを推定する。

(5) FMEA テーブルの作成

(1)～(4)までの作業を表形式にまとめる。(1)の分析結果として、システム、サブシステム、サブシステムの機能、構成部品、(2)の分析結果として、故障モード、故障原因、(3)の分析結果として、システムおよびサブシステムへの影響、故障検知方法、(4)の分析結果として、可能性のある異常事象が得られる。それらを FMEA テーブルとしてまとめた例を表 2.1-1 に示す。

表 2.1-1-1 粉末調整工程の FMEA テーブル (例)

システム	サブシステム	機能	構成部品	故障モード	故障原因	影響		故障検知	可能性のある異常事象	備考
						サブシステム	システム			
MOX 受入・貯蔵システム	MOX 受入ユニット	MOX 受入機能	大井町行クレーン/電動機	暴走、衝突	制御回路/駆動部故障、操作ミス	容器転倒、落下	粉末飛散	目視、気中Puモニター	放射性物質の漏洩	
			受入容器取出し装置	誤装荷、誤移動	操作ミス	過装荷	目視	境界		
			移動台車/電動機	駆動部異常	制御/駆動部故障、操作ミス	駆動部過加熱	温度上昇	温度計	火災	ケープル火災、軸受潤滑油
			エレベーター/電動機	暴走、衝突	受入機器制御/駆動部故障、受入機器操作ミス	容器転倒、落下	粉末飛散	目視、気中Puモニター	放射性物質の漏洩	
MO2 受入・貯蔵システム	MOX 貯蔵ユニット	MOX 貯蔵機能	MOX 貯蔵ピット(受入容器開閉保持)	誤装荷、誤移動	過装荷/異常接近	過装荷/異常接近	目視	境界		
			遮蔽蓋	閉操作の不	遮断機能低下	放射線漏洩	目視、放射線モニター	放射線物質の漏洩	放射線漏洩を含む	
			送風機/電動機	風量低	制御回路/駆動部故障	負圧維持機能喪失	建家内圧上昇	圧力計	放射性物質の漏洩	
			排風機/電動機	水漏れ	冷却水漏れ	冷却機能喪失	温度上昇	温度計	境界	
MOX 秤量・分取システム	MOX 貯蔵ユニット	MOX 貯蔵機能	エアロロック	暴走、衝突	制御回路/駆動部故障、操作ミス	容器転倒、落下	粉末飛散	目視、気中Uモニター	放射性物質の漏洩	
			電動移動台車	暴走、衝突	制御回路/駆動部故障、操作ミス	駆動部過加熱	温度上昇	温度計	火災	ケープル、軸受潤滑油火災
			エアロロック壁	エアロロック壁	制御回路/駆動部故障、操作ミス	容器転倒、落下	粉末飛散	目視、気中Puモニター	放射性物質の漏洩	
			エアロロック壁	エアロロック壁	制御回路/駆動部故障、操作ミス	駆動部過加熱	温度上昇	温度計	火災	ケープル、軸受潤滑油火災
MOX 秤量・分取システム	MOX 秤量・分取ユニット	MOX 秤量機能	エアロロック	閉じ込め機能	境界管理機能	過装荷	過装荷	目視	境界	
			エアロロック	閉じ込め機能	境界管理機能	過装荷	過装荷	目視	境界	
			エアロロック	閉じ込め機能	境界管理機能	過装荷	過装荷	目視	境界	
			エアロロック	閉じ込め機能	境界管理機能	過装荷	過装荷	目視	境界	
MOX 秤量・分取システム	MOX 秤量・分取ユニット	MOX 秤量機能	エアロロック	閉じ込め機能	境界管理機能	過装荷	過装荷	目視	境界	
			エアロロック	閉じ込め機能	境界管理機能	過装荷	過装荷	目視	境界	
			エアロロック	閉じ込め機能	境界管理機能	過装荷	過装荷	目視	境界	
			エアロロック	閉じ込め機能	境界管理機能	過装荷	過装荷	目視	境界	

2.2 マスターロジックダイアグラムに基づくトップダウン解析

ここでは、2.1 節で示した潜在的な異常事象候補の抽出のための分析を補完するために、マスターロジックダイアグラム (MLD : Master Logic Diagram) の考え方に基づくトップダウン型の分析を行う。ここでの MLD は、環境への影響の発生を頂点として、それが発生する条件や経路を論理的に分類するために用いており、ボトムアップ型の FMEA 法では複数の工程が関連して発生する異常事象候補は関連する工程それぞれで同定されるため、この種の異常事象候補を整理することができる。さらに、FMEA 法によって同定された異常事象が MLD によって同定された異常事象を網羅しているかどうかを確認することで、同定すべき異常事象の抽出漏れを防止することができる。また、MLD の考え方に基づく放射性物質の環境への移行経路の分析結果は、後の事故シナリオ分析におけるイベントツリー解析を行う際に、物理的に起こり得るシーケンスかどうかを判断する上での材料となる。

2.3 発生頻度および放射性物質放出量の概略評価に基づくリスクマトリックスを用いた異常事象候補の選別

機能レベルの FMEA により、多数の異常事象候補を抽出するが、その中には発生の可能性が著しく低い事象やたとえ発生しても環境に与える影響が十分に小さい事象も含まれる。これら事象を含め全ての異常事象候補の発生の可能性とその影響を詳細に評価する必要はない。そこで、想定する異常事象候補の発生する場所ごとにおおよその頻度およびおおよその放射性物質放出量を求め、これを基に相対的に影響が大きい異常事象候補を詳細な分析対象事象として選別する。このときに、図 2.3-1 のようなあらかじめ用意した図中（以下リスクマトリックスと呼ぶ）にプロットし、これを基に相対的なリスクを判断する。この図中では、網掛け部にプロットされる事象を詳細な評価を必要とする異常事象候補とする。

以下にリスクマトリックスの作成手順およびリスクマトリックスを用いた異常事象候補の選別方法の手順を示す。

2.3.1 リスクマトリックス用データテーブルの作成手順

リスクマトリックス上に異常事象候補をプロットするために、

- (1)FMEA の結果の整理を行い、
- (2)防止策および緩和策を同定し表形式にまとめる。

この表を基に、概略的な発生頻度の評価、事象発生時の概略的な放射性物質放出量の評価を行い、リスクマトリックス用データテーブルを作成する。

以下に各項目を説明する。

(1)FMEA の結果の整理

機能レベルの FMEA テーブルを、MOX の形態、異常事象の種別、異常事象の発生場所に着目して整理する。異常事象が発生するには、なんらかの原因となる失敗もしくはエラーがあり、この原因となる事象（以下原因事象と呼ぶ）を異常事象発生場所に存在する機器や設備ごとに同定する。

(2)防止策および緩和策の同定

MOX 燃料加工施設では、原因事象が発生したとしても直ちに異常事象へと発展しないような対策（以下防止策と呼ぶ）がとられ、異常事象が発生した場合には、その事象拡大の防止対策、影響の緩和対策（以下緩和策と呼ぶ）が採られる。ここでは、同定した異常事象に対する解析対象施設の防止策および緩和策を同定する。

以上のようにして同定した情報を表形式に、MOX 燃料の形態、異常事象の種別、発生場所、その原因、発生防止策、緩和対策、と整理する。また、同表に五因子法を用いた影響評価およびその結果を書き込む。表 2.3-1 にリスクマトリックス用データテーブルの例を示す。

2.3.2 概略的な発生頻度評価

異常事象の概略的な発生頻度を求めるため、同定した原因事象のおおよその発生頻度および防止策のおおよその失敗確率を求める。これにより異常事象の概略的な発生頻度を求めることが

できる。ここでは、発生頻度および失敗確率を、表 2.3-2 および表 2.3-3 の基準に従い、それぞれ頻度指標、確率指標として A~E および a~c の記号を用いて表現する。これは、NUREG-1718⁽⁴⁾ の Appendix A で紹介されている簡易的に発生頻度を求める方法（以下 Index 法と呼ぶ）を参考にしている。この方法は、事象進展の情報を保存でき、また、信頼性の優劣を判断する情報を保持できるとともに、施設的设计変更等の場合に容易に該当箇所の再検討ができるという利点がある。

臨界事象は、制御の失敗が直ちに臨界発生条件に達しないように管理され、そのための工程管理上の制限値（管理値）も十分な裕度をもって設定されている。そのため、臨界事象の発生頻度評価では、複数の制御の失敗が臨界発生条件に至る組み合わせを考慮する必要がある。これについては、2.4 節にて説明する。

異常事象発生後の緩和策についても防止策と同様な信頼性指標を割り当てるが、異常事象の種別に対する緩和策全体の信頼性は、各緩和策の成否により定まる放出経路の組み合わせにより決定される。ここでは、あらかじめ異常事象の種別ごとに関連する緩和策を機能に着目して整理したイベントツリーを作成し、その影響と対策の関係を明らかにし、最大のリスクを与えるパスの発生確率を異常事象の種別に対する緩和策の信頼性として決定する。

原因事象、防止策、緩和策の信頼性指標の組み合わせにより、各異常事象候補の発生頻度が決定される。これをカテゴリー1「非常に起きにくい」、カテゴリー2「起きにくい」、カテゴリー3「起きにくくない」の3つのカテゴリーに分類する。カテゴリーそれぞれの発生頻度の目安はカテゴリー1 $<10^{-6}$ 、 $10^{-6}\leq$ カテゴリー2 $<10^{-4}$ 、 $10^{-4}<$ カテゴリー3 である。カテゴリー分類は指標の並びから表 2.3-4 のように行う。この表では、表中の記号の後ろに+とあるもの、例えば ab+ とあった場合、abb、abc、abbc のように b 以上の失敗確率(b もしくは c)の対策が存在することを示し、ab だけで表記される場合と区別する。また、aba のように b より失敗確率が低い記号を置く場合は、aab と表記し直すことが可能であるため、ab+ が表す防止策等の失敗確率指標には含まれない。

2.3.3 放射性物質の放出量評価

放射性物質放出量の簡易計算には、核燃料施設事故解析ハンドブック⁽²⁾で利用されている五因子法を利用する（五因子法の詳細は、第 5 章を参照のこと）。五因子法は五つの因子の積により放射性物質放出量を計算する。各因子の値とそれらの積で求まる放射性物質放出量をリスクマトリックス用テーブルに書き込む。各々の因子の値は以下のように決定する。

- MAR は異常事象が発生すると想定する場所に存在する放射性物質のインベントリである。
- DR は MAR のうち影響を受ける割合で、異常事象の種別および考え得る規模を参考にその割合を工学的判断にて決定する。
- ARF および RF は影響を受けた放射性物質がエアロゾル化する割合と発生するエアロゾルのうち施設外に移行し吸入に寄与する粒径が $10\mu\text{m}$ 以下の粒子の質量割合であり、事象のタイプ毎にハンドブックに紹介されている実験データから利用できるものはそのまま利用し、そうでないものは工学的判断によりその根拠を示しつつ値を決定する。
- LPF は放出経路による放出量の低下率であるが、現段階の評価では緩和策がすべて機能

しない場合の評価であるため、1次バウンダリから放射性物質が漏洩した状態と同じである。よってLPFは1である。

2.3.4 リスクマトリックスを用いた異常事象候補の選別

2.3.2～2.3.3の結果から、図2.3-1のようなリスクマトリックスに各々の事象をプロットし異常事象のスクリーニングを行う。スクリーニングの判断基準は、発生頻度および放出量より相対的に行うため、放出量についても、発生頻度同様3つのカテゴリーに分別する。分別の基準は、相対的に決めるため、放出量が最大となるシナリオと放出量が最小となるシナリオの各値の幅を3等分する。ただし、他の事象の放出量と比較して明らかに小さい値を含めて平均を取ると平均値が著しく小さくなり選別される事象が多くなる可能性がある。そこで適切な選別を行うため、こうした明らかに小さな値の事象の放出量は除く。放出量の少ない方から放出カテゴリー1, 2, 3とする。このように放出量を相対的なカテゴリーで分別する理由は、核燃料施設では、評価対象施設毎に相対的なリスクのレベル、リスクの分布が異なるので、絶対値的な基準を設けることによる選別漏れを防ぐためである。

リスク上重要となる可能性のある事象として、評価上の誤差による選別漏れを防ぐため、放出カテゴリーと頻度カテゴリーの数字を掛け合わせたものが3以上の事象を異常事象として選別する。

表 2.3-1 リスクマトリックス用データテーブル(例)

MOXの形態	異常事象	場所	原因事象	事故発生防止策	異常事象発生頻度	事故緩和策	備考	発生頻度記号	頻度カテゴリ	MAR (kgMOX)	MAR (kgPu)	DR	ARF	RF	LPF	Total	
粉末	火災	UO2受入ユニット	容器取扱・運搬機器駆動部電源部	機器駆動部発熱 C	温度計による対応 c	2	事故緩和策 ac		1				6.00E-03	0.1	1		
		UO2貯蔵ユニット		or	(駆動部停止等)				0	2	0			6.00E-03	0.1		
		UO2取り出しユニット		過電流による発熱 C		Cc			0		0			6.00E-03	0.1		
		MOX受入ユニット		or					0		0			6.00E-03	0.1		3.00E-03
		MOX貯蔵ユニット		操作ミス C					10		5			6.00E-03	0.1		3.00E-04
		MOX貯蔵缶受入ユニット		(PLCのプログラミングミス等)					0.5					6.00E-03	0.1		3.00E-03
		一時MOX缶貯蔵ユニット							10		5			6.00E-03	0.1		3.00E-03
		MOX粉末取り出しユニット							10		5			6.00E-03	0.1		3.00E-03
		予備混合ユニット							60		19.8			6.00E-03	0.1		1.19E-02
		一次混合ユニット							60		19.8			6.00E-03	0.1		1.19E-02
		最終混合ユニット							85		15.3			6.00E-03	0.1		9.18E-03
		造粒ユニット							85		15.3			6.00E-03	0.1		9.18E-03
		中間貯蔵ユニット							1.98					6.00E-03	0.1		1.19E-03
		プレスユニット							85		15.3			6.00E-03	0.1		9.18E-03
		トランスファポート							85		15.3			6.00E-03	0.1		9.18E-03

・
・
・
・
・
・
・
・

表 2.3-2 発生頻度に関するランク表

ランク 記号 指数		原因事象の発生頻度に関する指標	原因事象の制御方法による発生頻度の指標
A	-3	数十の同様な施設の施設寿命（30年）間に1回の故障もしくはエラーが発生する	冗長部分を持った単一の受動的もしくは能動的手段による制御 複数の独立した受動的および能動的手段による制御や管理制御
B	-2	1つの施設寿命間に1回の故障もしくはエラーが発生する	単一の受動的手段による制御
C	-1	1つの施設寿命間に数回の故障もしくはエラーが発生する	単一の能動的手段による制御、裕度を充分に取ったもしくは冗長性を持った管理制御
D	0	1～3年に一度の故障もしくはエラーが発生する	単一の管理制御
E	1	1年間に数回かそれ以上の故障もしくはエラーが発生する	頻出事象

表 2.3-3 失敗確率に関するランク表

ランク 記号 指数	制御方法による防止策および緩和策の非信頼性の指標
a	-3～-4 単一の受動的手段による制御もしくは高信頼性である能動的手段による制御
b	-2～-3 単一の能動的手段による制御、強化された管理制御、通常作業時の管理制御
c	-1～-2 まれに要求される管理制御

表 2.3-4 頻度カテゴリ対応表

原因事象 発生頻度 ランク	発生防止 失敗確率 ランク	頻度カテ ゴリ	原因事象 発生頻度 ランク	発生防止 失敗確率 ランク	頻度カテ ゴリ		
A	a+	1	D	aa	1		
	b+			aa+			
	a	2		ab	2		
	b			ab+			
	c+			ac			
B	c			3		ac+	3
	a+					bb+	
	bb	2		bb			
	bb+			bc			
	bc			bc+			
	bc+		a				
	a		b				
	b	c					
c+	3	c+					
c		E	aa	2			
C	aa		1		aa+		
	aa+				ab		
	ab+				2	ab+	
	ab		3			other	
	ac						
	ac+						
	b+						
	a	3					
	b						
	c						
c+							

a+ :
aの他にa以下の信頼度の対策が採られているような状態を意味する。
例 : aac、ab、acc、abc 等

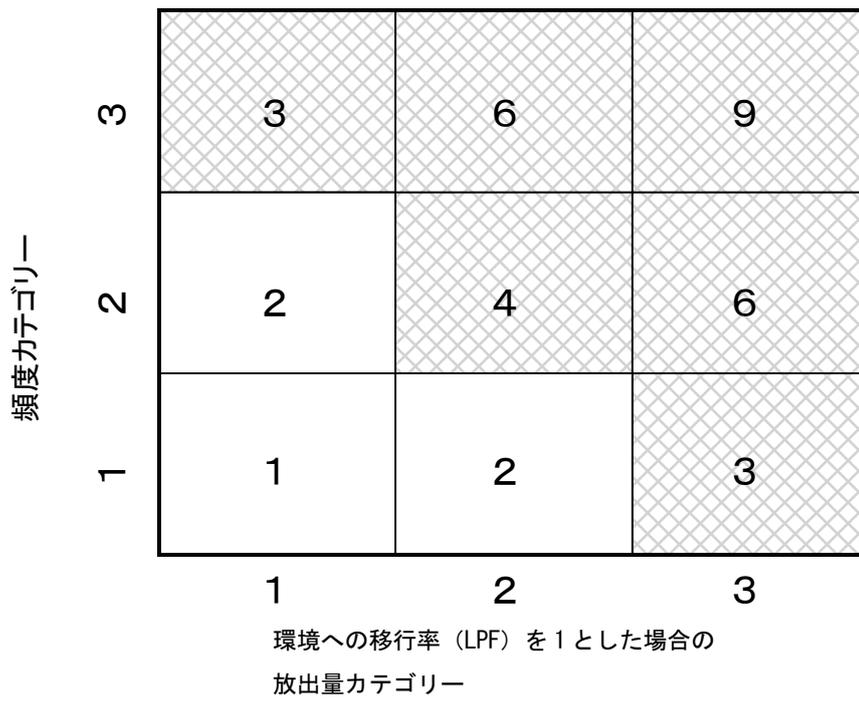


図 2.3-1 リスクマトリックス (例)

2.4 臨界事象候補の発生頻度の概略評価

臨界発生を防止する管理は、核燃料物質を取扱う単位（以下、ユニットと言う）ごとに行われる。MOX 燃料加工施設の各ユニットは、静的な管理で臨界を防止するユニットと動的な管理で臨界を防止するユニットに大別される。静的な管理で臨界を防止するユニットとは、形状制限や配置制限を設計段階で与えることにより、設計どおりに建設・施工されていれば物理的に臨界が発生しないユニットである。これに対し、動的な管理で臨界を防止するユニットとは、運転員や計算機によって臨界が発生しないように管理および監視しているユニットである。したがって、動的な管理で臨界を防止するユニット内で何らかの異常が生じた場合、センサーなどで検知して、運転員の操作もしくは計算機の自動操作による能動的な制御を行わなければならない。このため、ここでは動的な管理で臨界を防止するユニットを対象に、臨界発生頻度の概略評価から臨界事象候補の選別に至る一連の手順を示す。

2.4.1 臨界発生頻度の概略評価実施手順

臨界特性は、質量や密度、含水率といったパラメータの組み合わせに依存する。したがって、臨界発生頻度を求めるには、どのパラメータが、どれほど通常値から逸脱すれば臨界に至るのか、これらのパラメータが通常値から逸脱するシナリオはどのようなものか、を分析する必要がある。図 2.4-1 に、臨界発生頻度の概略評価手順を示す。以下、図 2.4-1 の評価手順に従って説明する。

(1) 動的な管理で臨界を防止するユニットの抽出

臨界事象発生の可能性のあるユニットを対象に、動的な管理で臨界を防止するユニットを抽出する。抽出の手順は、以下のようになる。

- 1) 「2.1 異常事象候補の抽出」で作成した FMEA テーブルから、異常事象として臨界の発生が想定し得るユニットを抽出する。
- 2) 抽出したユニットを、静的な管理で臨界を防止するユニットと動的な管理で臨界を防止するユニットに区別し、動的な管理で臨界を防止するユニットのみを抽出する。
- 3) 取り扱う MOX 質量が臨界質量に対して明らかに小さいユニットについては、臨界の可能性はないと判断し、分析の対象から削除する。

(2) 臨界特性の分析

体系、同位体組成および密度を保守的に設定した臨界計算を実施し、動的な管理で臨界を防止するユニットの臨界特性を分析する。Pu 富化度毎に臨界と判別する MOX 質量と含水率の組み合わせを図示する。

(3) 逸脱シナリオの分析

臨界特性の分析で用いた臨界管理パラメータである MOX 質量管理および含水率管理に失敗するような機器の故障もしくは操作の失敗の組合せ（これを逸脱シナリオと呼ぶ）について分析する。なお、建設計画中の商用 MOX 核燃料加工施設では、質量管理のための管理計算機システムが導入される予定である。管理計算機システムは容器の ID 等の確認機器、機器からの情報に基づく計算機による判断、運転員による判断もしくは監視が行われるため、異常が顕在するシーケンスは複雑であり、また、計算機の信頼性については単純な評価が難しい。その

ため計算機の信頼性評価手順については、別途 2.4.2 節で説明する。

(4) 臨界発生頻度の評価

臨界管理パラメータ毎に、分析対象ユニットにおける通常の運転範囲と臨界と判断する値（臨界特性の分析結果）との隔たりもとに、臨界管理パラメータに係わる操作をどれだけ失敗すると臨界に至るかを分析する。臨界管理パラメータの種類と逸脱の回数を基に逸脱シナリオを組合せて、臨界発生シナリオを同定する。逸脱シナリオの発生確率を基に臨界発生シナリオの発生確率を求め、1 年間当たりの作業想定回数を乗じることで臨界発生頻度を求める。なお、臨界発生頻度評価では、次の理由により index 法の頻度/失敗確率指数を用いて評価する。二重偶発性原理に従った複数の対策で臨界の発生を防止しているため、防止策の失敗の発生順序が複数想定される。この失敗の発生順序の検討の負担を軽減させるため、各対策の失敗確率を求め、年間の作業回数を乗じることで頻度とする。このような評価法では、数で表現されている指数のほうが利用しやすいためである。

2.4.2 管理計算機システムの信頼性評価の手順

Pu 富化度や MOX 質量などの臨界特性に寄与するパラメータはデジタル化された管理計算機システムにより管理することが予想される。デジタル制御機器の信頼性評価に関しては、原子炉施設を対象とした PSA でも様々な手法が提案されているが、実用段階には至っていない。このような状況を考慮し、システム内で発生した異常が管理逸脱に至るシーケンスの同定に重きを置いた管理計算機システムの信頼性評価の手順を以下に示す。

- (1) MOX 燃料加工施設の管理計算機システムを調査し、管理計算機システムの構成要素と機能を分析し、個々の機器の動作と情報処理の流れを図式化（処理フロー図）する。
- (2) システムの分析で同定した機器等の動作において想定される故障および異常を検討し、FMEA 形式のテーブルで整理する。
- (3) FMEA 形式のテーブルから、異常事象に至る可能性のある故障箇所を抜き出し、起因事象となり得るものも同時に抜き出す。これらの故障箇所を、処理フロー図の流れに合わせて並び替えイベントツリーのヘディングとし、管理計算機システムの異常事象（臨界管理パラメータの管理失敗）に至るイベントツリーを作成する。
- (4) イベントツリーから得た異常事象に進展するシナリオを種類別に整理し、機器等の故障または異常の組み合わせが最小となるシナリオ（失敗分岐数の少ない）を“最小条件シナリオ”として抜き出す。
- (5) 機器等の故障あるいは異常が発生したときの処理の状態を図式化した状態図を作成し、処理フロー図の流れに沿って状態図を並び合わせ、シナリオの抜け落ちが無いことを検討する。
- (6) 個々の最小条件シナリオのイベントツリーを個別に作成し、これらのイベントツリーのヘディングにあたる機器等のフォールトツリーを作成する。
- (7) 管理計算機システムでは、機器、計算機の異常や運転員の失敗の発生が、次の構成要素の使命の成功/失敗に影響を与える場合がある。このような構成要素間の関係を (6) で作成したイベントツリーとフォールトツリーを基に抽出し、構成要素間の従属度を検討する。
- (8) フォールトツリーに含まれる機器等の失敗頻度指数を導出し、イベントツリーから最小条件シナリオの発生頻度の概略評価を行う。

2.4.3 臨界事象候補の選別

2.4.1 の臨界発生頻度の概略評価実施手順に従って概略的に評価した結果と、2.3.3 放射性物質の放出量評価に従って計算された臨界時の放射性物質の放出量とを用い、2.3.4 リスクマトリックスを用いた異常事象候補の選別の方法を用いて、臨界事象候補の選別を行う。

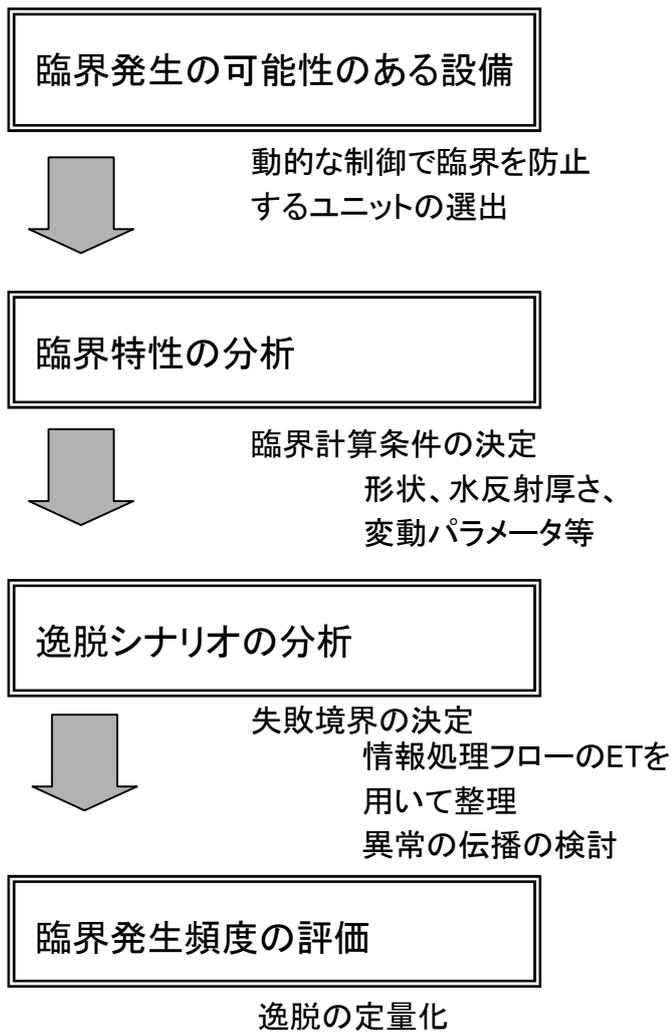


図 2.4-1 臨界発生頻度の概略評価手順

This is a blank page.

3. 事故シナリオ分析

事故シナリオ分析では、評価対象事象で発生し得る事故シナリオを同定するために、施設内に潜在する異常事象がどのような原因の組み合わせで生じるかをフォールトツリーで、また異常事象がどのようにして環境に影響を及ぼすかをイベントツリーで分析し、環境への放射性物質の放出に至る事故シーケンスを展開する。

3.1 異常事象の原因の同定

まず、ハザード分析によって抽出された異常事象がどのような原因の組み合わせで発生するかを具体的な設備・機器故障のレベルまで分析する。この分析にはフォールトツリー解析法を用いる。具体的には、ハザード分析で抽出した異常事象を頂上事象としたフォールトツリーを作成し、これらの異常事象が起こり得る原因とその組み合わせに展開する。フォールトツリーを作成するにあたっては、施設内のシステム・機器間の従属性を考慮しなければならない。特に共通原因故障については、機器間の従属性を共通原因故障を考慮した基事象としてフォールトツリーの中にモデル化する必要がある。このモデル化にあたっては、施設内に存在する共通原因故障機器を同定する必要がある。この共通原因故障機器の同定および共通原因故障を考慮した基事象に与える確率は、後の発生頻度評価に大きな影響を与えるため、十分な検討を要する。

3.2 事故シーケンスの同定

次に、発生した異常事象の進展を防止、もしくはその影響を緩和する安全設備の組み合わせから成る事故シーケンスを分析し、その結果をイベントツリーで表す。ハザード分析で抽出したそれぞれの異常事象に対して、MLDによる放射性物質の環境への移行経路の分析結果を参考にしつつ、評価対象施設における安全機能（閉じ込め機能など）が健全または喪失する組み合わせをイベントツリーにより表現する。安全機能の喪失の発生確率については、必要であれば、フォールトツリー解析を行う。イベントツリー解析を実施するにあたっては、各緩和策の成功もしくは失敗が与える影響や系統・機器間の従属性を考慮して、物理的に起こり得るシーケンスかどうかを分析する必要がある。

これらのフォールトツリー解析およびイベントツリー解析は、後の事故シーケンスの発生頻度評価で利用する。フォールトツリー中の各基本事象に機器故障率や人的過誤率を代入することによって、異常事象発生頻度およびイベントツリーにおける分岐確率が求まり、最終的に事故シーケンスの発生頻度が計算できる。

This is a blank page.

4. 発生頻度評価

ここでは、「3. シナリオ分析」において作成した異常事象の発生原因を表すフォールトツリーおよび異常事象発生から環境中への放射性物質の放出に至るシーケンスを表すイベントツリーを基に、放射性物質放出シナリオの発生頻度を求める。このために、前者のフォールトツリーでは、ツリーの最下端にある基事象の確率または頻度を、後者については、イベントツリーを構成する分岐の分岐確率を与える必要がある。

4.1 異常事象の発生の可能性の定量化

評価すべき基事象のタイプおよびタイプ毎の確率あるいは頻度の定量化方法としては次のように分類できる。

① 機器単位の機能喪失

このタイプの基事象には、施設で得られた機器の故障率等を与える。しかし、このようなパラメータは、MOX 燃料加工施設固有のデータがないので、原子炉施設等の PSA のために整備されたパラメータを利用する。具体的な設備情報等が利用可能な場合には、機器の型式、保守の状況等を考慮して利用する。なお、利用した機器故障率が審査者に分かるように利用した機器と機器故障率データ、故障モード、出典等の情報をまとめた表を作成する。

② 設備単位の機能喪失

このタイプの基事象には、詳細の設備情報がなくより詳細なフォールトツリーを展開できない場合、計算機制御システムのように適切な評価手法がない場合、設備単位で取り扱うのが適切な場合がある。最初の2つの場合には工学的判断に基づき決定する。3つ目の場合は、設備の管理目標としての信頼性を与えることが考えられるが、PSA 結果に及ぼす影響を分析する場合等感度解析を行う必要がある。

③ 人的過誤

このタイプの基事象には、単純な操作のやり間違いとやり忘れと、手順書等に基づく複雑な対応がある。前者については、Swain のハンドブック⁶⁾に基本的な操作での過誤率が示されている。後述の NUCEARR 等に記載された原子力発電所での人的過誤のデータベースから引用も可能である。後者については、THERP 手法⁵⁾等を用いた人間信頼性解析を別途実施する必要がある。

4.2 事故シーケンスの定量化

イベントツリーの分岐確率のタイプおよびタイプ毎の確率の定量化方法としては次のように分類できる。

① 機器、設備の機能喪失

機器の故障率と利用期間を基に発生確率を求める、もしくは、フォールトツリー解析を行い、上述する基事象を基に発生確率を求める。

② 物理現象による機能喪失の可能性

火災や爆発などの個々の物理現象をモデル化し定量的な解析を実施し評価する。モデル化が困難な場合は、工学的判断により決定する。

5. 事故影響評価

ここでは、3. の事故シナリオ分析で作成したイベントツリーの各分岐での表された事故シーケンス毎の放射性物質放出量の評価を行う。核燃料施設事故解析ハンドブック^②のデータを用いて五因子法（Five-Factor-Formula）により放出量を評価する。

次に評価された放射性物質の放出量を基に周辺公衆の被ばく量を求める。

5.1 五因子法の概要

米国原子力規制委員会は、1998年に核燃料サイクル施設の事故解析ハンドブック（NUREG/CR-6410）（以下、事故解析ハンドブックと呼ぶ）を刊行した。そこでは、核燃料物質のエアロゾル化割合に関する数多くの実験データを基にして簡易的に放射性物質の放出量を評価する手法として五因子法（Five Factor Formula）が提案されている。五因子法では、図 5.1-1 に示すように放射性物質の環境への移行過程を段階的に区分し、放射性物質の放出量を次の5つの因子の積として定義している。各段階の通過割合は、試験データ等を基にある程度保守性を持つ係数として定めている。

$$\text{放射性物質放出量} = \text{MAR} \times \text{DR} \times \text{ARF} \times \text{RF} \times \text{LPF}$$

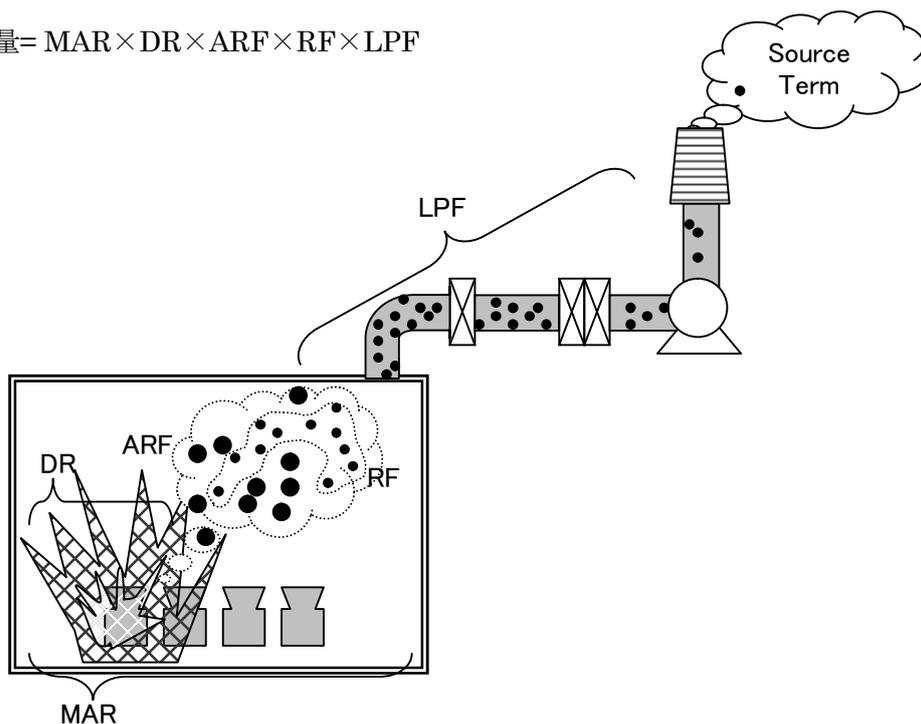


図 5.1-1 五因子法で想定する放射性物質の環境中への移行過程

各パラメータの定義は以下の通りである。

(1) MAR（Material at Risk：リスクをもたらす物質の総量）

MAR は異常事象時に生じる物理的な外力によって環境に影響を及ぼす可能性のある物質の質量を表す。MAR の値は外力の規模に依存しており、施設内に存在する全インベントリー量から個々の工程内の局所的インベントリーまでの幅がある。

(2) DR (Damage Ratio : 事故の影響を受ける割合)

DR は特定の事象から与えられる外力によって現実に影響を受ける割合を表し、MAR の分率である。DR の数値は、異常事象で生じる外力の上限、外力による構造物の応答解析、MAR で表される物質の物理・化学的な形態を考慮して決める。DR は、MAR の想定に依存して変わるため外力の影響を受ける放射性物質の量を、 $MAR \times DR$ で表すことができる。

(3) ARF (Airborne Release Fraction : 雰囲気中に放出され浮遊する割合)

ARF は、異常事象で発生した外力の影響により気相に移行する物質の分率を表す。ARF は影響を及ぼす外力の種類や影響を受ける物質本来の物理・化学的性状に依存する因子である。例えばガスはほとんどの場合全量が放出し、液体や固体はエアロゾル化して浮遊する。

(4) RF (Respirable Fraction : 肺に吸入され得る微粒子の割合)

RF は気相に浮遊した物質のうち、呼吸により肺に吸入される粒子の分率を表す。具体的には、空力学的等価直径 (AED : Aerodynamic Equivalent Diameter) : D_{AED} が $10 \mu m$ 以下の微粒子が対象になる。AED とは、密度が $1.0g/cm^3$ の球形粒子における終末沈降速度を想定し、その球形粒子と同じ沈降速度をもつ粒子の直径として定義される。

(5) LPF (Leak Pass Factor : 環境中へ漏れ出る割合)

LPF は浮遊性粒子の沈着や沈降のような除去作用および閉じ込め系のバリアを通過する浮遊性物質の分率を表す。除去作用とは、粒子の重力による沈降、粒子間の凝集効果、フィルタによる捕集効果などである。

上記の 5 つの因子を次の手順で評価する。

- ① 想定する事故事象から、放射性物質がエアロゾル化するメカニズムを検討する。
- ② ①の検討結果より、MAR および DR を決定し事故で影響を受ける放射性物質量を評価する。
- ③ ①の検討結果より、事故解析ハンドブックに示された実験値等を基に、雰囲気中に放出され浮遊する割合 : ARF、肺へ吸入され得る微粒子の割合 : RF を評価する。
- ④ 健全なフィルタの個数、移行経路でのエアロゾルの除去率を考慮して環境中へ漏れ出る割合 : LPF を評価する。

①～③については、本手順書の 2.3.3 に示したハザード分析での異常事象候補の選別のための放射性物質放出量の概略評価で既に実施しているので、ここでは手順④の評価が中心となる。

5.2 放射性物質の気相部への移行メカニズムの検討

気相に物質が放散される事象は、大きく分けて 2 つのカテゴリーに分類される。一つは、元来、液体あるいは固体であった物質が、内部あるいは外部の力により、飛沫化あるいは粉砕されて放散される場合で、もう一つは、すでに細分化された物質 (粉体など) が、単に舞い上がる場合である。また、影響を及ぼす外力の種類としては、a)爆轟や爆燃に伴う爆発力、b)過圧による破裂力、c)異常な過熱事象や燃焼などの熱的ストレス、d)粉体の気体流の同伴現象、および e)物体の

落下や衝突などの機械的ストレスに分類される。以上の分類を基に異常事象の種類、規模等から気相部への移行メカニズムを検討する。

5.3 異常事象で影響を受ける放射性物質量の評価

MOX 燃料加工施設では、主として、各工程等で想定される局所的な火災、爆発事象を評価対象とするため、MAR としては、各工程あるいは、それを構成する設備・機器内に存在する放射性物質量を用いる。DR は、想定する火災、爆発の規模に応じて工学的判断に基づき評価する。

5.4 エアロゾル化割合とエアロゾル粒径の評価

物理モデルや実験式などからエアロゾル化する割合やその粒径分布を求める代わりに過去の実験データ等から保守的な ARF および RF を選出できるように核燃料施設事故解析ハンドブックでは核燃料施設で想定される事象、形態ごとに ARF および RF がまとめられている。これを参考とし、ARF および RF を決定する。上記の値をまとめた表を第 2 部 2.3 節に示す。

5.5 施設外への移行率の評価

LPF は、閉じ込め系が健全であれば、換気系内での放射性物質の移行率と HEPA フィルタの透過率で評価できる。しかし、MOX 燃料加工施設で想定し得る主要な異常事象である火災、爆発事象では、GB 等の閉じ込め系のバウンダリの破損、排気ダクト内の圧力上昇による HEPA フィルタの機能低下、煤煙沈着に起因した目詰まりによる HEPA フィルタの機能低下あるいは破損により、放射性物質の多様な移行経路が想定し得る。したがって、LPF の評価では、閉じ込め系内での放射性物質移行挙動に加え、GB 等の閉じ込め系の健全性を評価する必要がある。さらに、閉じ込め系の健全性評価では、火災・爆発時の可燃物あるいは難燃物の燃焼に伴い発生するエネルギーによる圧力上昇、フィルタの過圧破損、煤煙、放射性エアロゾルの発生量と煤煙によるフィルタの機能喪失を評価する。これをまとめると、以下に示す項目の評価が必要となる。

- (1) GB、工程室、換気系内での放射性物質および煤煙の移行率
- (2) 火災・爆発時の換気系流量、温度・圧力上昇
- (3) 火災・爆発時の発生エネルギー、発生煤煙量、延焼の可能性
- (4) 異常事象発生時の換気系フィルタの健全性評価

LPF を計算する方法として次の方法が挙げられる。

- ・ グローブボックス及びダクト、工程室及びダクトの LPF を計算する方法として、事故解析ハンドブックに記載されている表を用いる。
- ・ 米国 NRC 事故解析ハンドブックに記載されている計算式を用いて、火災時の発熱量および煤煙発生量を評価する
- ・ DOE の「暫定的な使用とコメントのための事故解析ガイドブック」（ドラフト版）に記載されている計算式を用いて、火災時の熱量から体積流量を求める。
- ・ CELVA-1D や FIRIN コード等の計算コードを用いて、コンピュータシミュレーションにより評価する。

5.6 環境影響評価

ここでは、五因子法にて算出された放射性物質放出量が環境に放出された際に、施設周辺住民への程度の影響を与えるかを評価する。本手順においては「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいた環境影響評価方法のうち旧原研で整備したコード COQDOQ-FC を用いた手順を示す。

(1) サイト条件の収集

評価対象サイトの基準点となる放出点の緯度・経度を調査するとともに対象サイトの気象データを収集する。

(2) 内部被ばく線量換算係数の評価

環境放出を考慮する際に必要となる核種毎の内部被ばく線量換算係数を調査する。MOX 燃料加工施設では、線量評価上プルトニウムなどの α 放出核種が重要な核種である。

(3) 被ばく経路の決定

評価する被ばく経路は、 α 線放出核種であることを考慮して、以下に示す経路が想定される。

- ・ 地表面に沈着した核種からの外部被ばく
- ・ 吸入による内部被ばく
- ・ 再浮遊核種の吸入による内部被ばく

(4) ソースタームの決定

ソースタームは五因子法により求めた放射性物質放出量であり、核種毎にその放出量を算出する。

(5) COQDOQ-FC による評価

以上収集した情報を COQDOQ-FC に入力し、被ばく量を評価する。なお、今後の評価の便宜を図るため、MOX 燃料加工施設の立地サイトとして想定できる2つのサイトの情報に基づいた、富化度 18%の MOX 燃料が 1mgHM、1 時間放出した場合の粒径 0.1 μ m、1 μ m、10 μ m ごとの被ばく量を第二部の実施例に示す。

6. リスク上重要な事故シナリオおよび設備・機器等の分析

5. までの手順に沿って実施した PSA の結果を有効に利用するため、評価を行った異常事象が安全確保に関わる設備・機器あるいは運転員の対応・操作（以下 IROFS : Item Relied On For Safety と呼ぶ）の機能喪失により、発生頻度がどれほど変動し得るかを把握しておくことが必要である。また、リスク上重要な IROFS の同定を行うことにより、対象施設の設計の改善、より安全な運転管理、合理的な検査対象の策定、非常時の対策の改善等に重要な参考情報となる。

6.1 リスク上重要な IROFS の同定の手順

リスク上重要な IROFS の同定は図 6.1-1 に示す手順で行う。

- (1) 3. の事故シナリオ分析で作成したフォールトツリーから、異常事象を防止もしくは緩和する機能を持つ IROFS を抽出する。
- (2) これらの IROFS を対象に、フォールトツリーから Fussell-Vesely (FV) 値⁶⁾およびリスク増加価値 (Risk Achievement Worth (RAW))⁷⁾ の重要度指標を計算する。ただし、フォールトツリーから FV 値と RAW 値を求めると、事故緩和シーケンスにおける発生頻度は考慮されていないことに注意が必要となる。重要度評価の概要、FV 値と RAW 値について、以下に示す。

重要度指標

重要度指標は、機器の故障等の基事象となる確率を変化させるとき、その変化が異常事象に発生頻度に及ぼす影響の大きさを示す尺度である。一般に、基事象の確率を 0（確実に機能する）もしくは 1（機能しない）として、異常事象の発生頻度を計算し、変化させる前の異常事象の発生頻度と比べる。以下に、2つの重要度指標を示す。

FV 値

Fussell と Vesely が定義した重要度指標であり、対象とする機器等がどれだけ発生頻度に寄与しているかを示す指標である。次式で定義される。

$$FV = F_i / F \quad (1)$$

この式の F は対象とする異常事象の発生頻度であり、 F_i は対象とする機器等が寄与して発生する頻度である。また、以下の式と同等である。

$$FV = [F - F(0)] / F \quad (2)$$

$F(0)$ は対象とする機器等の失敗確率 0 とした場合の異常事象の発生頻度である。対象とした IROFS の FV の値が大きい場合、その IROFS の改善対策の効果が大きいと言える。

RAW 値

リスク増加価値は、対象とする機器等の失敗確率を 1 とした場合に、異常事象の発生頻度の増加の程度を示す指標である。次式で定義される。

$$RAW = F(1) / F \quad (3)$$

この式の F は対象とする異常事象の発生頻度であり、F(1)は対象とする機器等の失敗確率 1 とした場合の異常事象の発生頻度である。対象とした IROFS の RAW の値が大きい場合、この IROFS の異常が与える発生頻度への影響は大きいと言える。

一般的に重要度評価では、これらの FV 値と RAW 値の関係をもとに、対象とする機器等の重要度を検討する方法が取られている。しかし、原子炉施設における事故発生防止の観点では、炉心損傷というひとつの事象を対象に機器の重要度を評価すれば良いのに対して MOX 燃料加工施設では発生頻度および影響の大きさの異なる多様な異常事象の発生に係わる機器の施設全体のリスクに及ぼす影響の度合いを比較してその重要度を判断する必要がある。このため、次のような分析を行う。

- (3) 事故緩和シーケンスにおける発生頻度も考慮に入れるため、(2)の重要度指標で計算した RAW 値と RRW 値 (FV 値は $1-1/RRW$ (Risk Reduction Worth⁽⁷⁾ : $F/F(0)$)と表記でき、ここでは、 $RRW=1/RRW$ とした) を用い、さらに事故緩和シーケンスを考慮に入れた異常事象の発生頻度から(2)式と(3)式を用い F(1) と F(0)を計算する。異常事象による環境影響も考慮に入れるため、求めた F(1)と F(0)に、それぞれの異常事象に対する放射性物質の放出量を掛けたものを、リスク (1) とリスク (0) とする。
- (4) ここでは、重要度プロファイルを作成する。重要度プロファイルは、リスク(0)を横軸、リスク(1)を縦軸としたグラフで表す。図 6.1-2 に、施設全体のリスクを考慮した重要度プロファイルの例を示す。この重要度プロファイルに、それぞれの IROFS を(3)で計算したリスク (0) とリスク (1) を用いてプロットし、重要度プロファイルを作成する。
- (5) 図 6.1-2 に示すように、相対的にリスクの大きな IROFS を特定するための境界線を決める。この境界線よりリスク(1)が大きな値を示す IROFS をリスク上重要な IROFS として同定する。このときに、事故シナリオ毎に FV 値および RAW 値において重要であると同定できる IROFS についてもリスク上重要な IROFS の同定の際に参考にする。

6.2 保守管理のための重要度評価

前節では、詳細な PSA 結果をもとにリスク上重要な事象を対象に、個々の事象および施設全体のリスクに及ぼす影響の観点から重要な IROFS を同定する手順を示している。これは、施設周辺の公衆へのリスクの視点での重要度評価と言える。一方、リスク情報を施設の運転や保守管理の参考情報とするためには、施設の財産保護や従業員の安全といった観点からの評価も必要となる。そこで、本節では、異常事象の発生防止に主眼を置いた評価手順を示す。

(1) 重要度評価用データテーブルの作成

ここでの重要度評価では、同定したすべての異常事象を対象とする。そのため、リスクマトリックスを作成するためにハザード分析結果を整理したリスクマトリックス用テーブルを利用する。まず、影響緩和策の重要性は全異常事象に共通であることから、リスクマトリックス用テーブルから、影響緩和策による発生頻度の低減効果を除く。さらに、排風機は影響緩和の観点から重要であるので、排風機の故障を起因事象や発生防止策に想定している事故シナリオでは、排風機は故障しないものとして事故シーケンスを見直す。

次に異常事象の発生に伴う影響について分析する。リスクマトリックス作成に際しては、異常事象の影響として、事象発生に伴い気相に移行した放射性物質量を算出し比較している。また、最大の影響を与えるものとして漏洩経路による放射性物質の漏洩量の減少効果は考慮していない。ここでは、異常事象の持つ潜在的影響の最大に着目するため、リスクマトリックス用テーブルの評価値をそのまま用いる。

以上の修正を加えたリスクマトリックス用テーブルを重要度評価用データテーブルとして用意する。

(2) 施設内部における臨界のリスクレベルの検討

ハザード分析では、臨界の発生頻度を index 法の頻度／失敗確率指数を用いて評価している。一方、その他の事象の発生頻度評価では、頻度／失敗確率指標を用いる方法を選択している。他の事象との比較を行うため、臨界事象についても、頻度／失敗確率指標で事象進展シーケンスを表現する。

臨界発生に伴う施設外への影響には、核分裂に伴うガンマ線による外部被ばく、核分裂生成物の放出に伴う外部被ばく、放出された核分裂性物質と MOX 燃料粉末（主にプルトニウム）の吸入による内部被ばくがある。試評価で対象とした MOX 燃料加工施設のモデルプラントでは、臨界発生の可能性を有する設備は地下にあり、核分裂に伴うガンマ線の影響は無視できる。一方、施設内の従業員への影響を考えた場合、核分裂に伴うガンマ線の影響は無視できない。そこで、AAH^②で粉末体系の総核分裂数として取り上げている 10^{17} fissions における線量を壁の厚さや想定される作業員までの距離を仮定し計算する、もしくは、短時間にガンマ線からの外部被ばくを伴うことから、最大の影響カテゴリである”3”を与える。

以上のような手順で、臨界に関する発生頻度カテゴリおよび影響カテゴリを決定し、重要度評価用データテーブルに記載する。

(3) 重要度指標の計算

利用する重要度指標を決める。前節で述べたように重要度評価では、FV および RAW 指標が用いられることが多い。しかし、本評価における異常事象の発生シナリオは、発生防止策として挙げたすべての IROFS が失敗した場合のみ異常事象が発生する。そのため、FV の考え方を導入しても、IROFS が必ず機能を果たすと仮定した場合、異常の進展はそこで止まり異常事象は発生しない。つまり、どの IROFS の FV を見ても 1 となる。以上の理由から、本評価では RAW の考え方にに基づき、IROFS が機能を果たさない場合のリスクレベルの変化に着目する。

(4) 発生防止に有効な IROFS の同定

事象進展シーケンス上発生防止に有効と考えられる IROFS を同定する。ここでは、(3)の手順

に従い得られたリスクレベルおよび元のリスクレベルとの差の2つの観点から事象発生防止の有効性について判断する。例えば、ある IROFS の機能喪失を仮定した場合、その潜在的影響がリスク上重要な異常事象を選定したときの選別基準より厳しい”6”以上のリスクレベルに移動する場合、その IROFS は有効であると考ええる。また、リスクレベルの差が”3”となるような IROFS は、その機能が喪失した場合リスクレベルの変化が顕著であると考え、発生防止に有効であると考え判断する。

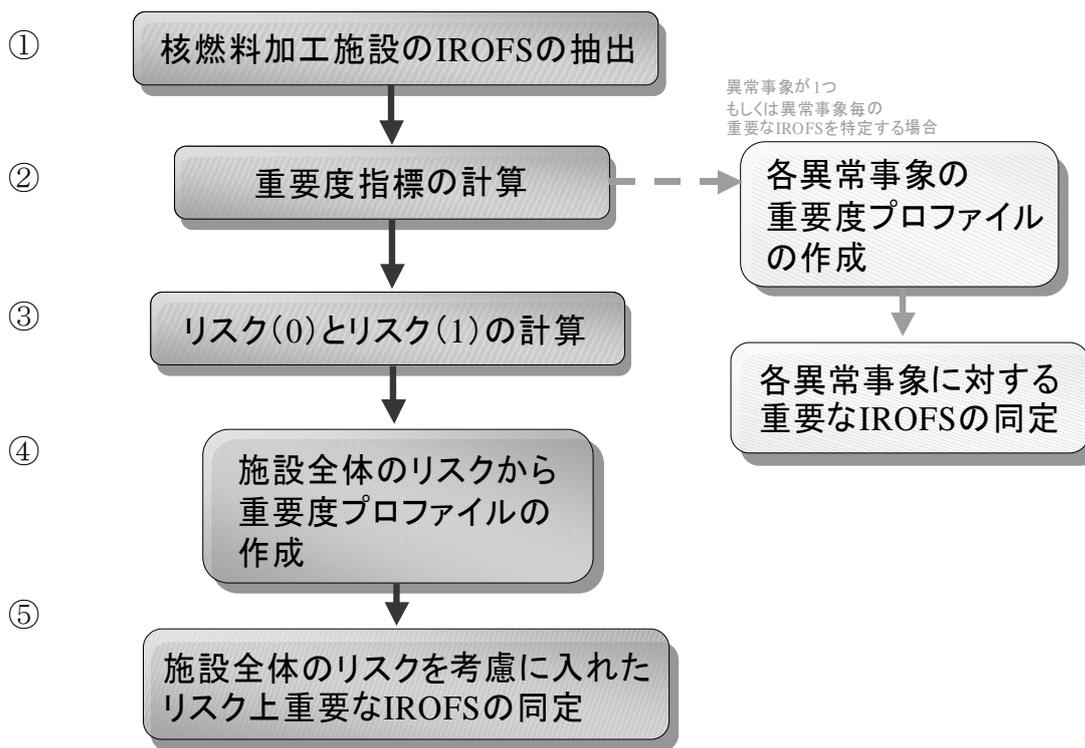


図 6.1-1 リスク上重要な IROFS の同定の手順

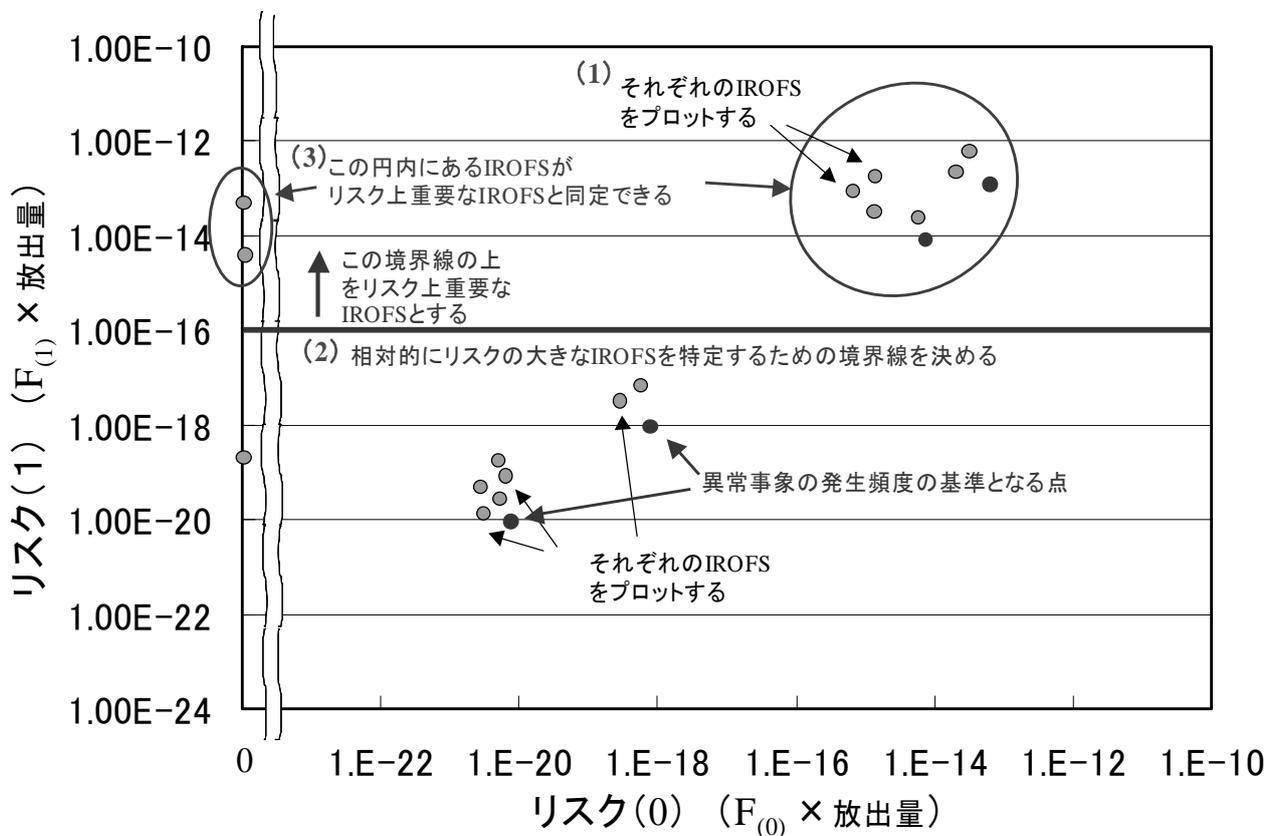


図 6.1-2 施設全体のリスクを考慮した重要度プロファイルの例

参考文献

- (1) 日本原子力研究開発機構、「平成 17 年度 MOX 燃料加工施設安全技術調査等（確率論的安全評価等調査）調査報告書」平成 18 年 3 月
- (2) SAIC, “Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook”, NUREG/CR-6410, March 1998.
- (3) CCPS, “Guidelines for Hazard Evaluation Procedures, Second Edition with Worked Examples”, AIChE, 1992.
- (4) U.S. NRC, “Standard Review Plan for the Review of an Application for a Mixed Oxide (MOX) Fuel Fabrication”, NUREG-1718, 1999.
- (5) Swain, .A.D., et al., “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications, Final Report” NUREG/CR-1278, Aug. 1983.
- (6) H. E. Lambert, “Measures of Importance of Events and Cut Sets in Fault Trees”, UCRL-75853, Lawrence Livermore Laboratory, 1974.
- (7) W. E. Vesely, et al., “Measures of Risk Importance and Their Applications”, NUREG/CR-3385, 1983.

第2部 MOX 燃料加工施設の PSA のための参考情報

This is a blank page.

第2部では、第1部で示したMOX燃料加工施設PSA実施手順に従って評価を実施する上で、参考となる情報をまとめている。概略PSAの関連では、マスターロジックダイアグラムに基づくトップダウン解析、概略的発生頻度評価の例、デジタル化された管理計算機システムの発生頻度概略評価の例を示す。詳細PSAに対しては、発生頻度評価に用いることが可能と考えられる信頼性データベースの紹介、放射性物質放出量評価時に用いるARFおよびRFデータ、LPFの計算方法、影響評価に用いるためのデータ整備の状況について示す。また、重要度評価については、モデルプラントにおける重要度評価結果の例を示す。

This is a blank page.

1. 概略 PSA に係わる参考情報

ここでは、MOX 燃料加工施設モデルプラントの PSA を例に、第 1 部第 2 章ハザード分析の補足説明をする。補足を行う項目は、以下である。

- ・マスターロジックダイアグラムに基づくトップダウン解析
- ・概略的発生頻度評価の参考情報と適用例
- ・臨界事象の発生頻度概略評価例

1.1 マスターロジックダイアグラムに基づくトップダウン解析

(1) MLD による移行経路・異常事象候補の同定

図 1.1-1 に示した粉末調整工程を対象とした MLD を例にトップダウン解析を説明する。

まず、頂上事象となるレベル 1 とそのレベルに該当する事象を設定する。ここでは、レベル 1 を「環境への影響」と定義し、それに該当する頂上事象を「環境への放射性物質の放出」と設定している。次に、環境へ放射性物質が放出するためには、どのような放射性物質の移行経路が考えられるか、また同定した移行経路を形成するためには、どのような異常事象が、どのような場所で発生しなければならないか、というように頂上事象が起り得るための条件をツリー状に展開していく。フォールトツリーが、どのような原因の組み合わせによって頂上事象に至るかを表示したものであるのに対し、MLD は原因ではなく、移行経路や発生場所といった条件を示したものである。こうして、MLD を作成することにより、体系的に頂上事象に至る条件を探ることができると同時に、移行経路、ならびに異常事象とその発生箇所を同定することができる。

(2) 移行経路・異常事象候補の選別

MLD は、図 1.1-1 におけるレベル 1「環境への影響」、レベル 2「移行経路」、といったように、各レベルにテーマを設定し、そのテーマに則して事象を展開していく手法である。しかし、モデルプラントを念頭に入れずに事象を展開した場合、モデルプラントの構造上、物理的に起り得ない移行経路や異常事象を MLD の中に多く含めてしまう可能性がある。ここでは、このような物理的に起り得ない移行経路や異常事象を分析対象から削除するために、明らかに可能性のない移行経路・異常事象については削除し、工学的判断による選別が難しい場合には、異常事象の破壊力などを定量的に評価することにより移行経路の可能性の有無を判断する。こうして抽出した異常事象が FMEA 法により同定した異常事象の中に含まれていることを確認する。また、ここでの MLD の考え方に基づく放射性物質の環境への移行経路の分析結果は、後の事故シナリオ分析におけるイベントツリー解析に利用することができる。

1.2 概略的発生頻度評価の参考情報と適用例

異常事象の選別では、選別用リスクマトリックスを用いて、リスク上重要と考えられる異常事象候補を異常事象として選別する。このとき、異常事象候補をリスクマトリックス上にプロットするためその事象の発生頻度および放射性物質放出量の概略的な評価を行う。ここでは、概略的な発生頻度評価を行う時に用いる頻度指数および確率指数を事象の進展に沿って与えるときの考慮すべき項目を人的過誤および機器故障について示す。

(1) 人的過誤への確率指数の適用

米国 DOE では、サバンナリバーサイトの非原子炉施設において想定できる人的過誤率を過去の経験や THERP 手法により解析した結果を収集した人的過誤率データベース⁽⁶⁾を作成している。このデータベースに収録されているデータを参考にした人的過誤の確率指数等の目安を以下に示す。人的作業を以下の項目に分け、それぞれの項目に対する確率指数等の基準値(第1部の表 2.3-2 に基づく)、補正のための判断基準と補正值を以下に示す。なお、文献 1 で検討された人的過誤の例を表 1.2-1 に示す。

1) 人的管理作業の行われる状況

作業は通常運転時に頻繁に行われるものであるか、または、通常運転時ではあるがまれにしかその作業を行わない、もしくは異常発生時に対応するような作業であるかを分析する。分析結果に対して前者には-2、後者には-1 を与える。

2) 人的管理作業に対する補助手段

作業を行う時に、チェックリストを伴った手順書に従い作業を行う、作業の習熟者等と共に作業を行う場合、作業の行われる状況により決定される指数に対して-1 を加えることができる。

3) 人的管理作業環境

作業を行う運転員の作業に対する習熟度、対応時間、作業内容の難易度、作業実施環境等が想定される状況に対して、優劣を判定する。作業に対して好ましい状況が2つ以上計上することができるとき、-1 を加えることができる。また、作業に対して好ましくない状況が1つでもある場合、+1 を加える検討を行う。

ただし、1 作業あたりの失敗確率指数が-4 以下とならようにする。これは、概略評価の目的が事象の選別であるため、信頼性を過大に評価することにより重要な事象がスクリーニングアウトされないようにするためである。

(2) 機器故障への頻度指数もしくは確率指数の適用

機器故障については、故障モードによりその故障率が大きく違い、機器ごとの頻度指数もしくは確率指数の整備が難しい。そのため、評価に必要な機器が例えば WSRC-TR-93-262 Savannah River Site Generic Data Base Development (U)⁽²⁾の文献などの機器故障率データベースに収録されている場合、直接収録されていないが類似した機器がある場合もしくは故障率デ

ータは無いが、運転もしくは故障経験がある場合、手がかりとなる機器が無い場合について、考慮する項目を示す。なお、MOX 燃料加工施設に援用可能な機器故障率データベースの例を 2.1 節に示す。

1)既存の故障率データがある場合

評価に必要とする故障モードに応じ、その機器の運転時間もしくは検査間隔時間を乗じ、指数データを抽出する（故障率 X 、時間要因 T としたとき、 $1 \times 10^{a-1} < X \times T \leq 1 \times 10^a$ のとき a を採る）。また、複数の機器で構成されるシステムについての失敗発生頻度は、フォールトツリーを用いて検討しても、制御手段の数とその独立性を元に検討することもできる。このとき、システムの冗長性を持たせるため機器を多重に設置したシステムがあるが、このような場合でも 2 重の信頼度までで評価を行う。これは信頼性を過大に評価することにより重要な事象がスクリーニングアウトされないようにするためである。

2)既存の故障率データが無い機器

似た機器の運転経験や故障経験を参考に、インデックス法の「施設寿命中に 1 回は故障する」、「施設寿命中に故障は観測されない」といった分類に応じて指数データを与えるか、その機器の機能を故障率データベースに登録されている機器で表現したのちに指数データを得る。

3) 2)の方法でも指数データを得ることが出来ない場合

対象とする機器が、状態変化に対して外部より動力を受けて働きかけるか（能動的工学制御）、もしくは物理的状态変化が機器を動かす力になるか、または状態変化に影響を受けない機器であるか（受動的工学制御）の分類を行い、これに応じて指数データを与える。ただし、このような分類でもおおよそ保守的な評価を与えるが、当てはまらないものの存在にも注意する。

(3)概略的発生頻度評価の実施例

設備単位、機器単位の機能喪失頻度もしくは確率、人的過誤率について第 1 部表 2.3-1 および表 2.3-2 を用いた故障頻度および失敗確率の割り当て方を示す。

複数の機器により機能を果たす「消火設備の失敗」、静的な機器の故障である「ダクトの破損」、運転員による対応として「チェックリストを用いた管理の失敗」を例に説明する。

- 「消火設備の失敗」確率は、消火設備自身の故障、複数の検出器の故障、運転員の対応の失敗の確率の積和で表される。この事象の発生確率は FT 解析により $3.3 \times 10^{-4} / \text{demand}$ であった。このシステムを Index 法に当てはめると、消火設備は能動的な制御であること、冗長部分を持っていること、定期的な検査が実施されることから、「高信頼性である能動的手段による制御」に該当する。よって、確率指数は-3~-4 となり、確率指標では a となる。
- 「ダクトの破損」の発生頻度は、DP-1633⁽³⁾によれば、 $1.0 \times 10^{-6} / \text{h} (8.8 \times 10^{-3} / \text{y})$ である。Index 法では、ダクトはそこから何かを漏洩させないための機器であるため、「単一の受動的手段による制御」に該当するとし、確率指数は-2 となり、頻度指標は B となる。
- 「チェックリストを用いた管理の失敗」確率は、正しく使用したときの監視の失敗確率、手

順書を使わない時の監視の失敗確率の和により表される。NUREG/CR-1278⁽⁴⁾より、その確率は $5.1 \times 10^{-2} / \text{demand}$ とあった。このような作業は Index 法では、「通常作業時の管理」に該当すると考えられる。チェックリストを正しく利用しているときは、補正係数として-1を考慮できるが、この作業の失敗シナリオにはチェックリストを用いないケースがあるため、補正係数は考慮せずに確率指数は-2~-3 となり、確率指標ではbとなる。

核燃料サイクル施設では、1つの原因事象が継続中に他の原因事象が発生するような場合が想定でき、このような場合、後続の原因事象の頻度指標を失敗確率で表す。このような場合の評価法の例を以下に示す。ただし、この方法は想定する故障継続期間が経過すれば故障状態から正常状態へ回復するという仮定に基づいている。

- ・ 2つの原因事象の発生を想定する場合、一方が利用できない期間に他方が利用できないような状況に陥る場合とその逆の2つのシーケンスが存在する。
- ・ 故障の継続は通常1日以内に対処されるが、保守的に3~4日(1×10^{-2} 年)故障状態が継続すると仮定する。
- ・ 2つの故障が重なり合う事象の発生頻度は、どちらか一方が先で他方が後(2つの原因事象の発生頻度をX,Yとすると、 $X \times Y \times 10^{-2}$)かその逆($Y \times X \times 10^{-2}$)の2つのシーケンスの発生頻度の和で表されることから、その式を整理すると、 2×10^{-2} 年を2つの発生頻度に掛けたものとなる。
- ・ 2×10^{-2} 年はindex法を用いると-1となる。
- ・ 以上より、一方の故障頻度指数に故障期間(-1)を足して確率にする。
- ・ 上記を指標を用いて表記すると、頻度指標を小文字の確率指標で表し、さらに一つ上位の確率指標となる。
- ・ 但し、頻度指標がAの場合は補正が反映されないため、A以外のものが有ればその指標に対して補正を行う。

緩和策の信頼度指標については図1.2-1のようなイベントツリーを作成し、その影響と対策の関係性を明らかにし、最大のリスクを与えるパス、ここではLPFが1となるパスの発生確率を異常事象の種別に対する緩和策として決定した。なお図中では、赤線が最大のリスクを与えるパスである。このイベントツリーは、次のような仮定に基づいて評価している。

- 火災に対して消火に成功しても、消火が終了するまでにエアロゾル化する可能性があると考え、その量は火災により発生するエアロゾルの1%であるとした。
- 複数のフィルタの機能喪失確率は常時監視されていることからaとする。一方、火災、爆発後では、火災による煤煙の発生、爆発による圧力波の伝播を考慮し、複数のフィルタの機能喪失確率をcとした。
- 2次バウンダリ(工程室など)が損傷したとしても、ブローが停止した場合は、稼動している場合と比較し、極少量のエアロゾルの放出にしかならないため、ここではすべてその場にエアロゾルは沈降するとした。つまり放出パスにおいてはブローは稼動していることが条件となる。なお、1次バウンダリはMOX燃料を収納する容器やグローブボックスに相当する。
- 水素爆発発生時には、1次バウンダリの機能は喪失するとした。

以上の様に概略的発生頻度評価を行う。表 1.2-2 に概略的発生頻度評価までを示したリスクマトリックス用テーブルを示す。この中から焼結炉の水素爆発を例に事象の発生頻度、防止策と緩和策の失敗確率の割り当て方を説明する。

焼結炉において水素爆発が発生する条件は、爆発下限値以上の水素濃度の上昇および空気存在が必要となる。モデルプラントでは、複数の水素濃度計により焼結炉内の水素濃度をコントロールし、コントロールも制御バルブによって行うことにしている。このような制御は、第 1 部表 2.3-1 にある「冗長部分を持った単一の能動的手段による制御」に該当する。冗長部分を持った単一の能動的手段は、第 1 部表 2.3-1 から発生頻度ランクが A のため、焼結炉の水素爆発の原因となる「焼結炉内圧管理失敗」の発生頻度を A で、「水素濃度管理失敗」の発生頻度も A で表した。また「破損などによる構造材閉じ込め機能喪失」の発生頻度は、第 1 部表 2.3-1 にある「単一の受動的手段による制御」に該当するため B とした。

焼結炉における水素爆発の防止策として、温度計、水素濃度計、酸素検出器による運転員の対応が挙げられる。これらは第 1 部表 2.3-2 にある「まれに要求される管理制御」に該当すると判断でき、このため、水素爆発の防止策の失敗確率は c とした。

緩和策は、図 1.2-1 で示す爆発での緩和系の機能喪失確率の c とした。これらの発生頻度および失敗確率により、焼結炉における水素爆発の発生頻度は $Aacc$ となり、第 1 部表 2.3-3 から、焼結炉における水素爆発の頻度カテゴリーは 1 とした。

表 1.2-1 サバンナリバーサイトの非原子炉施設で想定する人的過誤の種類とその確率

No.	事象名	概要	データ	単位	確率指数 頻度指数
1	管理的制御の失敗	手順の遂行に失敗	5.0E-03	/d	-2
2	警報への対応の失敗	複数の警報に対応失敗	1.0E-02	/d	-2
3	制御室内での状況の検証の失敗	正しい計器の選択や正しい選択の失敗	1.0E-02	/d	-2
4	制御室外での状況の検証の失敗	正しい計器の選択や正しい選択の失敗	3.0E-02	/d	-1
5	制御室内での制御方法の選択	間違った制御法の選択や正しくない制御の実施	1.0E-02	/d	-2
6	制御室外での制御方法の選択	間違った制御法の選択や正しくない制御の実施	1.0E-02	/d	-2
7	コミュニケーションの失敗	指示、対応、結果の出し方、受け取り方に関する何らかのエラー	5.0E-02	/d	-1
8	検認の失敗	緊張状態での検査官の検認の失敗	1.0E-01	/d	-1
9	上長による検認の失敗	通常状態ではない時の失敗	3.0E-01	/d	-1
10	ラベルやタブの取付ミス	容器に間違った情報のラベルやタブを取り付ける	5.0E-03	/d	-2
11	データの読み取りや記録ミス	機器からのデータの読み取りミス、記録ミスもしくは記録せず	1.0E-02	/d	-2
12	校正の失敗	機器の校正作業の失敗	5.0E-03	/d	-2
13	テスト後の復帰の失敗	テスト後の復帰の失敗	1.0E-02	/d	-2
14	メンテナンス後の復帰の失敗	メンテナンス後の機器の状態復帰の失敗	5.0E-03	/d	-2
15	ロックアウト(締め出し)の失敗	記述された手順に従った適切な締め出し実施に失敗	5.0E-04	/d	-3
16	化学物質の添加や抽出の失敗	化学物質の過大、過小添加や違う物質の添加	3.0E-03	/d	-2
17	誤送	液体の違うエリアへの機械的エラーも含んだ誤送	3.0E-06	/tank-h *2	-1
18	タンクへの過剰移送	物理的もしくは管理値を超えてタンク内を満たす	5.0E-06	/tank-h *2	-1
19	分析の失敗	行程制御や環境モニタリング分析の失敗	3.0E-04	/d	-3
20	計算によるパラメータ検証の失敗	手順書の指示の元(ワークシート)で行った計算エラーを起こす人的過誤率	3.0E-02	/d	-1
21	システムのランダム起動/終了	スイッチにぶつかってあるシステムを起動/終了させる、もしくは、あるシステムでは不必要のため終了したが、他のシステムではまだ必要であったような失敗	5.0E-06	/h *2	-1
22	車両と静止物との衝突	ビル、木、駐車中の車との衝突	1.0E-06	/mile *2	0
23	車両の単独事故	横転等の単独事故。車両事故の26%と仮定し、その原因の50%がドライバーによると仮定	1.0E-06	/mile *2	0
24	車両と他の移動物との衝突	他の移動中車両との衝突。車両事故の62%と仮定し、その50%がドライバーによると仮定	1.0E-06	/mile *2	0
25	フォークリフトからの積み荷の落下	フォークリフトからの積み荷の落下	5.0E-05	/operation	-3
26	フォークリフトでの積み荷の破損	フォークリフトで積み荷に穴をあけてしまうような失敗	3.0E-05	/operation	-4
27	クレーンからの積み荷の落下	クレーンからの積み荷の落下	1.0E-04	/operation	-3
28	クレーンによる打撃	移動作業中に静止物にぶつけるような失敗	3.0E-04	/operation	-3
29	探掘ミス	重機を用いて深く掘りすぎる、間違えた場所を掘る、許可を経ず掘る、探掘中に予期せぬものにぶつけるといった失敗	1.0E-02	/d	-2
30	診断ミス	事象の防止もしくは緩和策の実行が要求される状況下で間違えた判定をする、もしくは全く判定を行わない	1.0E-02	/d	-2
31	視覚機器による検査の失敗	TVカメラ等の視覚による検査手段を用いて、漏洩や構造の損傷といった異常を発見できない事象	1.0E-01	/d	-1
32	手動火災検知の失敗	運転員が自動火災検知手段を用いずに火災の発見に失敗	1.0E-01	/d	-1
33	運転員による手動鎮火の失敗	運転員による消火器、水栓、その他の手段による手動消化の失敗	3.0E-01	/d	-1
34	消火隊による手動鎮火の失敗	消火隊による消火器、水栓、その他の手段による手動消化の失敗	1.0E-01	/d	-1
35	長時間事故時の復旧の失敗	復旧に数時間から数日かかるときに状況の診断や復旧行動を正しく認識することの失敗	3.0E-03	/d	-2

*1

*1：確率指数は過誤率 X を $1 \times 10^{a-1} < X \leq 1 \times 10^a$ と表現したときのときの a に相当する。

*2：頻度指数を得るために単位を1年あたりに修正した。

表 1.2-2 原因事象の発生頻度、防止策と緩和策の失敗確率、頻度カテゴリをまとめた表の例（ペレット工程）

MOXの形態	異常事象	場所	原因事象	事象発生防止策	異常事象発生頻度カテゴリ	事故緩和策	備考	発生頻度比号	頻度カテゴリ
ペレット 燃焼ペレット	火災	グリーンペレット貯蔵ユニット 燃焼炉 燃焼炉入口GB 燃焼炉出口GB 燃焼炉ペレット貯蔵ユニット 研削ユニット ペレット搬送ユニット 品質管理ユニット 製品・シフト貯蔵ユニット ドラッグアップポート 燃焼炉	燃焼炉燃焼 C or 過電流による燃焼 C or 操作ミス C	温度計による対応 c (電動機停止等)	3 Cc	火災対策 ac		Acac	2
		グリーンペレット貯蔵GB 燃焼炉入口GB 燃焼炉出口GB 燃焼炉ペレット貯蔵GB 研削GB ペレット搬送GB 品質管理GB 製品・シフト貯蔵GB ドラッグアップポート 燃焼炉	送浄ろ過器の詰り C and 換気弁の故障 A	容器の管理 (汚浄別) b	1 Abb	火災対策 ac		Asabc	1
		燃焼炉 燃焼炉入口GB 燃焼炉出口GB 燃焼炉ペレット貯蔵GB 研削GB ペレット搬送GB 品質管理GB 製品・シフト貯蔵GB ドラッグアップポート 燃焼炉	構造材料のひびき B and 正圧管理失敗 A	温度計(0円)、水蒸気温度計による対応 c	1 Aac	火災対策 ac		Asaac	1
		燃焼炉 燃焼炉入口GB 燃焼炉出口GB 燃焼炉ペレット貯蔵GB 研削GB ペレット搬送GB 品質管理GB 製品・シフト貯蔵GB ドラッグアップポート 燃焼炉	燃焼炉燃焼 C or 過電流による燃焼 C or 操作ミス C	温度計による対応 c (電動機停止等)	3 Cc	火災対策 ac		Acac	2
		燃焼炉 燃焼炉入口GB 燃焼炉出口GB 燃焼炉ペレット貯蔵GB 研削GB ペレット搬送GB 品質管理GB 製品・シフト貯蔵GB ドラッグアップポート 燃焼炉	燃焼炉燃焼 C and 燃焼炉圧管理失敗 A or 水蒸気温度管理失敗 A	容器の管理 (汚浄別) b	1 Aab	燃焼対策 c		Asabc	1
		燃焼炉 燃焼炉入口GB 燃焼炉出口GB 燃焼炉ペレット貯蔵GB 研削GB ペレット搬送GB 品質管理GB 製品・シフト貯蔵GB ドラッグアップポート 燃焼炉	燃焼炉燃焼 C and 燃焼炉圧管理失敗 A or 水蒸気温度管理失敗 A	温度計(0円)、水蒸気温度計、 燃焼炉出口による対応 c	1 Aac	燃焼対策 c		Asaac	1
		燃焼炉 燃焼炉入口GB 燃焼炉出口GB 燃焼炉ペレット貯蔵GB 研削GB ペレット搬送GB 品質管理GB 製品・シフト貯蔵GB ドラッグアップポート 燃焼炉	燃焼炉燃焼 C or 操作ミス C	ボシジョンセンサーによる対応 c and 落下防止機構 故障 b	2 Cbc	漏洩対策 ac		Csabc	1
		燃焼炉 燃焼炉入口GB 燃焼炉出口GB 燃焼炉ペレット貯蔵GB 研削GB ペレット搬送GB 品質管理GB 製品・シフト貯蔵GB ドラッグアップポート 燃焼炉	燃焼炉燃焼 B and 炉内水蒸気の凝結・凍結 B and 速度制御異常 C	温度計、水検出器による対応 c	1 Bbc	燃焼対策 c		Becc	1
		燃焼炉 燃焼炉入口GB 燃焼炉出口GB 燃焼炉ペレット貯蔵GB 研削GB ペレット搬送GB 品質管理GB 製品・シフト貯蔵GB ドラッグアップポート 燃焼炉	燃焼炉燃焼 B or 操作ミス C	水位検出器による対応 c and 水位検出器による対応 b or 容器の管理 (MOX粉末容器) b or 重量物の配置 b	2 Cbc 1 Cb	燃焼対策 c 漏洩対策 a		Cbcb	2 1
		燃焼炉 燃焼炉入口GB 燃焼炉出口GB 燃焼炉ペレット貯蔵GB 研削GB ペレット搬送GB 品質管理GB 製品・シフト貯蔵GB ドラッグアップポート 燃焼炉	燃焼炉の故障 C	燃焼炉の故障 C	3 Cc	漏洩対策 a		Cac	2

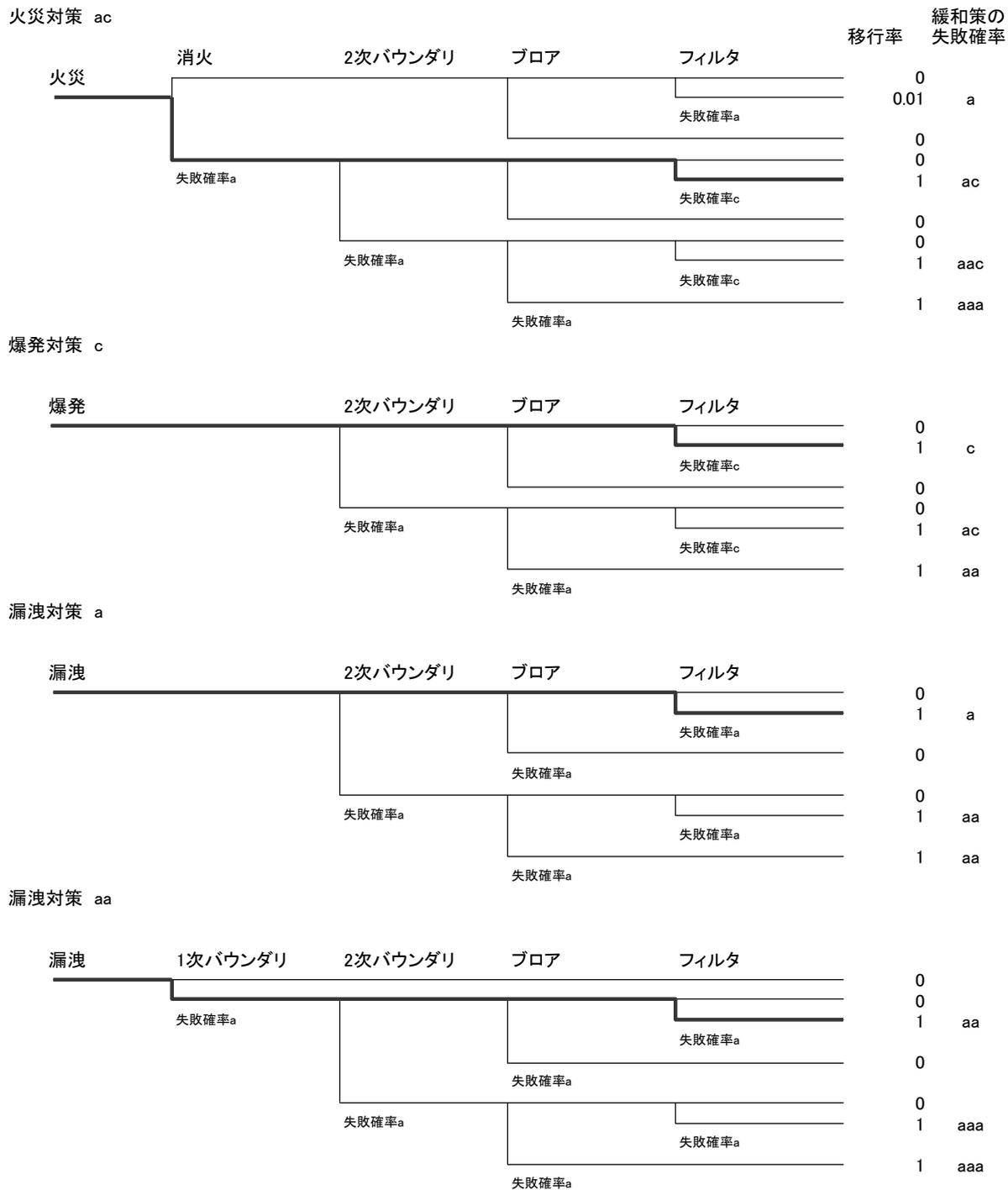


図 1.2-1 緩和策失敗イベントツリー図の例

1.3 臨界事象の発生頻度概略評価例

臨界事象の発生頻度概略評価手順のうち、臨界特性の分析とデジタル化された管理計算機システムの信頼性評価の例を示す。

1.3.1 臨界特性の分析

第1部2.4節「臨界事象候補の発生頻度の概略評価」で述べた臨界特性の分析について、MOX燃料加工施設モデルプラントを対象に行った臨界特性の分析の例を以下に示す。

体系の臨界特性に影響を及ぼすパラメータとして、MOX粉末を収納する機器の形状寸法、粉末質量、同位体組成、密度、含水率、反射条件等が挙げられる。ここでは、臨界事象候補を抽出するにあたり、保守的にMOX燃料の周りを30cm厚さの水が取り巻く球体系を想定する。MOX燃料加工施設で臨界を想定する設備には様々な形状が考えられることから、一つの結果を応用するため一番保守的な結果を与える球体系とした。また、中性子反射効果として水没の可能性が無い場合には完全水没のような非現実的なモデルを設定する必要はない⁽⁶⁾が、ここでは、設備周辺の構造が不明であると仮定し、それらによる反射効果を考慮して保守的に30cmの水厚を想定した。この仮定は非常に保守的であるので、設計の段階で、構造材からも十分な距離を保つことが判明している設備については、水厚さ2.5cmとした評価でもよい。同位体組成比については、他国のMOX燃料加工施設の臨界評価等で用いられている値を用いることができる。密度については、運転管理により大きく変化する可能性が低いことから保守的な値を仮定すれば、対象となる体系の臨界特性は富化度、MOX質量、含水率の3つのパラメータで概ね決定づけられる。

密度については、たとえばMOX粉末を取り扱う工程では、MOX粉末のかき密度が3.4～3.8g/cm³⁽⁶⁾であるため、保守的に4.0g/cm³として臨界計算を行う。グリーンペレットと焼結ペレットが混在する焼結炉の臨界計算では、グリーンペレットの密度が5～7g/cm³、焼結ペレットの密度がおおよそ11g/cm³であるため、保守的に11.0g/cm³を想定する。添加剤の密度については、0.3g/cm³のステアリン酸亜鉛を想定し、計算ではこれと核的に等価である密度0.31g/cm³の水で代用する。

富化度については、50wt%、33wt%、18wt%の3つを考慮する。50wt%は再処理施設から搬送される原料MOX粉末の通常の富化度である。33wt%はモデルプラントにおける一次混合粉末の富化度制限値であり、予備混合槽にて正常な量の原料MOX粉末とUO₂粉末が混合されれば、33wt%の富化度を超えることはない。18wt%は、二次混合粉末の富化度制限値であり、最終混合槽にて正常な量の一次混合粉末とUO₂粉末が混合されれば超えることのない富化度である。

このような計算条件の下、対象ユニットにおける実効増倍率を計算し、実効増倍率が1となる富化度、MOX質量、含水率のパラメータの組み合わせをグラフ化する。富化度18wt%のMOX粉末の含水率に対する臨界質量をMCNP⁽⁷⁾で計算した例を図1.3-1に示す。波線で示す含水率1.5%以下および質量340kgMOX以下は通常運転の範囲を示す。添加剤の1度の投入によりおおよそ0.5wt%の含水率が上昇するとすると、添加剤の投入回数を7回以上余分に投入し、なおかつ2バッチ強のMOX粉末を投入することで臨界に近づくことが分かる。現実には中性子反射効果に保守性を持たせているため、上記条件では臨界になることはないが、このようにグラフにすることにより、実効増倍率が1を超えるパラメータの組み合わせを明示的に把握することができる。

1.3.2 管理計算機システムの概略的信頼度評価

MOX 燃料加工施設モデルプラントの管理計算機システムを対象に、管理計算機システムの概略的信頼度評価の手順を詳細に説明する。

(1) 原料粉末移動処理の処理フロー図化

フロー図の一例として、モデルプラントにおける MOX 粉末容器の移動の処理フロー図を図 1.3-2 に示す。図 1.3-2 では搬送元ユニット出口から中間貯蔵庫までの処理を示す。MOX 燃料加工施設の粉末工程では、グローブボックス内での粉末加工となる。このため、原料粉末容器の移動は中間貯蔵庫を介して、単一ユニットから単一ユニットとなる。処理フロー図を作成する上で、起点を単一ユニットの出口とし、終点を搬送先の単一ユニット内とする。

次に、原料粉末の移動処理の中で管理計算機システムのどの機器がどのように働くかを検討し、機器等の働きを繋ぎ合わせ、起点から管理計算機システムのフロー図を作成していく。

(2) 故障および異常の検討と FMEA 形式テーブルへの整理

(1)で検討した管理計算機システムの機器の働きについて、これらの機器における故障や異常を FMEA 形式のテーブルに整理する。FMEA 形式のテーブルの例として、表 1.3-1 にモデルプラントの管理計算機システムにおける故障や異常を整理した FMEA 形式のテーブルを示す。表 1.3-1 では、搬送元ユニット出口から中間貯蔵庫における故障や異常を FMEA 形式のテーブルに整理したものである。また、これらの機器の故障が、どのような影響をもたらすかを FMEA 形式のテーブルに整理する。これらの機器の故障によって起こりうる異常事象を防止する機器等についても、FMEA 形式のテーブルに整理する。

(3) イベントツリーの作成

(1)で作成した処理フロー図と(2)で作成した FMEA 形式テーブルを用いて、イベントツリーを作成する。イベントツリーの例として、図 1.3-3 にモデルプラントにおける機器等の故障や異常のイベントツリーを示す。図 1.3-3 では、管理計算機システムの機器等における失敗数が最小限で異常事象に至るシナリオのみを表している。(2)で得た故障や異常となりうる個所をイベントツリーのヘディングとする。ヘディングの順序はシステムの構成上重要であり、処理フロー図に合う順序にする。イベントツリーは、故障や異常となり得る個所で正常と失敗に分岐するが、分岐の都度、そのままシナリオが続くか正常停止になりうるか考えなければならない。シナリオによっては、例え機器が正常に働いていても、正常停止にならない場合がある。

(4) 最小条件シナリオの同定

(3)で作成したイベントツリーにより、異常事象へ至るシナリオを同定する。シナリオの中には、多くの故障や異常により異常事象へ至るシナリオと、最小限の故障や異常によって異常事象へ至るシナリオがある。これらをグループ分けして、最小限の故障や異常によるシナリオを導出する。

(5) シナリオの抜け落ちのチェック

(4)で得た異常事象に至るシナリオに抜け落ちが無いか検討する。ここでは、一例として状態図

を用いる方法を示す。状態図とは、管理計算機システムの故障や異常となりうる個所を同定し、その個所の故障や異常などの状態を示した図のことである。状態図の例として、モデルプラントの管理計算機のデータベース更新についての状態図を図 1.3-4 に示す。検討は、状態図を処理フロー図に沿って並べていき、シナリオを作成する。状態図を使用した処理フロー図の展開例を図 1.3-5 から図 1.3-9 に示す。図 1.3-5 では搬送元ユニット出口からの展開から始まり、図 1.3-6、図 1.3-7、図 1.3-8 と展開が続き、図 1.3-9 には搬送先ユニット内までの展開を示す。この作業を繰り返すことによって、異常事象シナリオを導出する。

(6) 故障や異常個所のフォールトツリー作成

(2)で得た管理計算機システムの故障や異常個所のフォールトツリーを作成する。フォールトツリーは、故障や異常の原因を詳細に展開していく。フォールトツリーの例として、モデルプラントの管理計算機のデータベース異常についてのフォールトツリーを図 1.3-10 に示す。図 1.3-10 のフォールトツリーでは、下記(8)の 1)で導出する失敗頻度指数も書き加えている。

(7) 構成要素間の従属性の検討

(3)のイベントツリー、(6)のフォールトツリーより、管理計算機システムにおける機器間の従属、ある運転員が行う一連の作業間の従属や運転員間（あるいはグループ間）の従属を抽出し、その従属の度合いを検討する。これら構成要素間の従属は、管理計算機システムに大きく依存する。例えば、機器の従属ではハードディスクが故障すれば秤量器からの容器の更新情報が意味を成さない、運転員による容器移動の監視が 2 回ある場合、1 度目に失敗すると、2 度目も失敗する、などが挙げられる。また、計算機—運転員間の従属も検討する必要がある。検討結果を、フォールトツリー、イベントツリーでの共通原因故障として反映する。

(8) 異常事象に至るシナリオの発生頻度

1) フォールトツリーから失敗頻度指数を導出

(6)で作成したフォールトツリーの故障や異常個所の失敗頻度指数を決定する。決定する方法としては、MOX 燃料加工施設標準審査プラン⁽⁸⁾の Appendix A で示されている統合安全解析 (ISA: Integrated Safety Analysis) の例のなかで用いられている“頻度指数 (Failure Frequency Index Numbers) ”、“確率指数 (Failure Probability Index Numbers) ”の評価手法を参考にした。共通原因故障については、 β ファクター法⁽⁹⁾を用いて評価する。計算機についての異常をフォールトツリーで表す場合、ハードウェアの故障とソフトウェアによる異常が原因となるが、信頼性評価手法が確立されていないのでソフトウェアの異常は通常の制御機器と同様の管理を行うことから、ハードウェアの故障と同程度であると仮定し評価を行う。

2) イベントツリーから異常事象シナリオの発生頻度指数の導出

(3)のイベントツリーから、最小限の故障や異常によって異常事象へ至るシナリオを抜き出し、それぞれのシナリオについてイベントツリーを作成し直す。抜き出したイベントツリーの例として、図 1.3-11 に ID 異常のイベントツリーを示す。これらのイベントツリーに 1)のフォールトツリーから得た失敗頻度指数を用いる時、起因事象はそのまま失敗頻度指数を、その他の失敗については失敗確率指数に換算した指数を用いる。これらの失敗頻度指数と失敗確率指数から、異常

事象に至るシナリオの発生頻度指数を求める。図 1.3-11 に示した ID 異常シナリオの例では、ID 読取装置 3 台が異常となるが、共通原因故障を考慮に入れ、ID-1 の失敗頻度指数を・5 とし、ID-2 と ID-3 の失敗確率指数を 0 としている。オペレーターについての従属性も考慮に入れているので、オペレーターそれぞれの失敗確率指数を・2 としている。このため、モデルプラントにおける ID 異常シナリオの発生頻度指数は・9 となる。

3) 臨界事象に至るシナリオの発生頻度指数

臨界事象に至るシナリオの発生頻度を導出する必要がある場合、臨界事象に至るにはどのくらいの通常値からの逸脱があるかを「失敗境界の決定」において得た分析結果を基に検討する。逸脱のシナリオと(4)で得たシナリオとの差を導出し、2)で得た異常事象発生シナリオの頻度指数を用いて、臨界事象に至るシナリオの発生頻度指数を求める。このとき、(7)の機器の故障、運転員、構成要素間の従属の検討で得た従属の度合いを考慮に入れる。異常事象に至るシナリオの繰り返しによって臨界に至るシナリオの場合は、従属性を考慮に入れ、故障している機器や失敗したオペレーターの監視の失敗確率指数を 0 とする。オペレーターの移動許可が行われる場合であれば、従属性を考慮に入れた移動許可による失敗確率指数とする。

表 1.3-1 計算機システムにおける FMEA

臨界管理システム		故障モード	対策	影響	
ユニット出口 → 中間貯蔵庫	センサー	ID読取装置	データエラー 読取不可	2回のチェック 監視	異容器の搬入 移動停止
		秤量装置	データエラー 秤量不可	2回のチェック 監視	質量オーバー 移動停止
	搬送機 制御装置	搬送機	異容器の搬送	設計対応	異常搬入
		計測制御装置	信号異常 (On) (誤送信) 信号異常 (Off) (未送信) 受信異常	監視 監視 監視	異容器の搬入・質量オーバー 移動停止 移動停止
	運転管理計算機	データベース	データベース異常 書き込み不可	ミラーの作成・データ比較 ミラーの作成・データ比較	異容器の搬入・質量オーバー 移動停止
		計算	計算異常 故障	監視 故障検知機能	質量オーバー 質量オーバー
		移動信号	誤送信 未送信 受信異常	監視・故障検知機能 監視・故障検知機能 監視・故障検知機能	異容器の搬入・質量オーバー 移動停止 移動停止
	オペレーター	監視	モニターチェック異常 モニター表示エラー	教育・トレーニング 監視	異容器の搬入・質量オーバー 異容器の搬入・質量オーバー
	臨界管理計算機	データベース	データベース異常 書き込み不可	ミラーの作成・データ比較 ミラーの作成・データ比較	異容器の搬入・質量オーバー 移動停止
		計算	計算異常 故障	監視 故障検知機能	質量オーバー 質量オーバー
		移動信号	誤送信 未送信 受信異常	監視・故障検知機能 監視・故障検知機能 監視・故障検知機能	異容器の搬入・質量オーバー 移動停止 移動停止
		オペレーター	監視	モニターチェック異常 モニター表示エラー	教育・トレーニング 監視

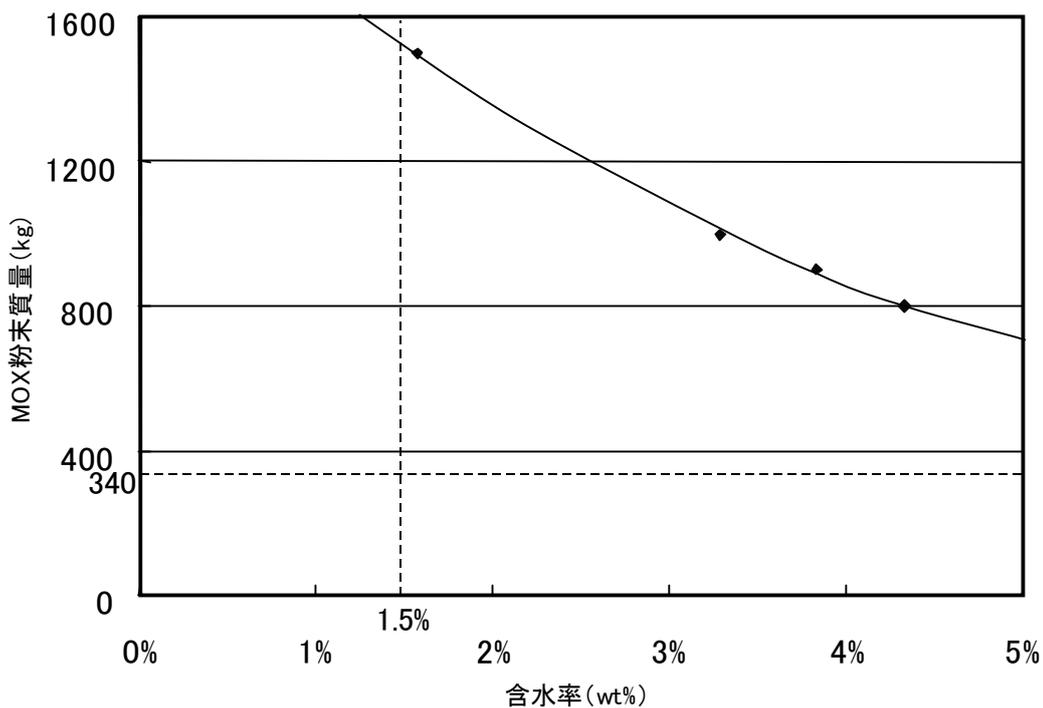


図 1.3-1 富化度 18wt%の MOX 粉末における実効増倍率が 1 となる含水率と MOX 粉末質量との関係図

ユニット出口
→ 中間貯蔵庫

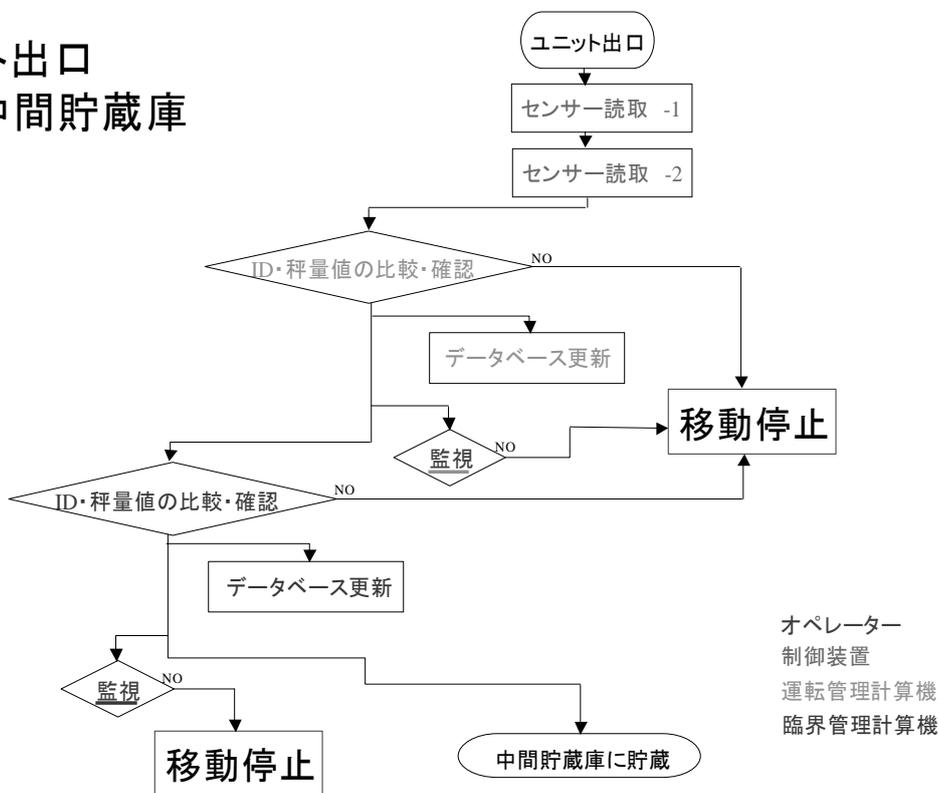


図 1.3-2 処理フロー図 (ユニット出口→中間貯蔵庫)

ID-1	秤量-1	ID-2	秤量-2	OC-D	OO	OC-D	OO	OC-C	OO	OC-C	OO	OC-C	OO	PS	総送機	ID-3	OC-I	OO	OC-I	OO	OC-I	CO	PS	ST	事故シナシス
																									正常
																									搬送機異常
																									移動信号異常
																									計算機異常 (CC-D, CC-C)
																									計算機異常 (CC-D, CC-C)
																									計算機異常 (CC-D, CC-C)
																									データベース異常
																									秤量部異常
																									ID確認異常
																									ID異常

ID :	ID確認遅延
OC :	運転管理計算機
OC-D :	運転管理計算機のデータベース
OC-C :	運転管理計算機のデータベース
OC :	運転管理計算機に配備されたオペレーター
OC-D :	運転管理計算機のデータベース
OC-C :	運転管理計算機のデータベース
OC :	運転管理計算機に配備されたオペレーター
PS :	移動許可信号
ST :	シキッダー

図 1.3-3 管理計算機システムのイベントツリー

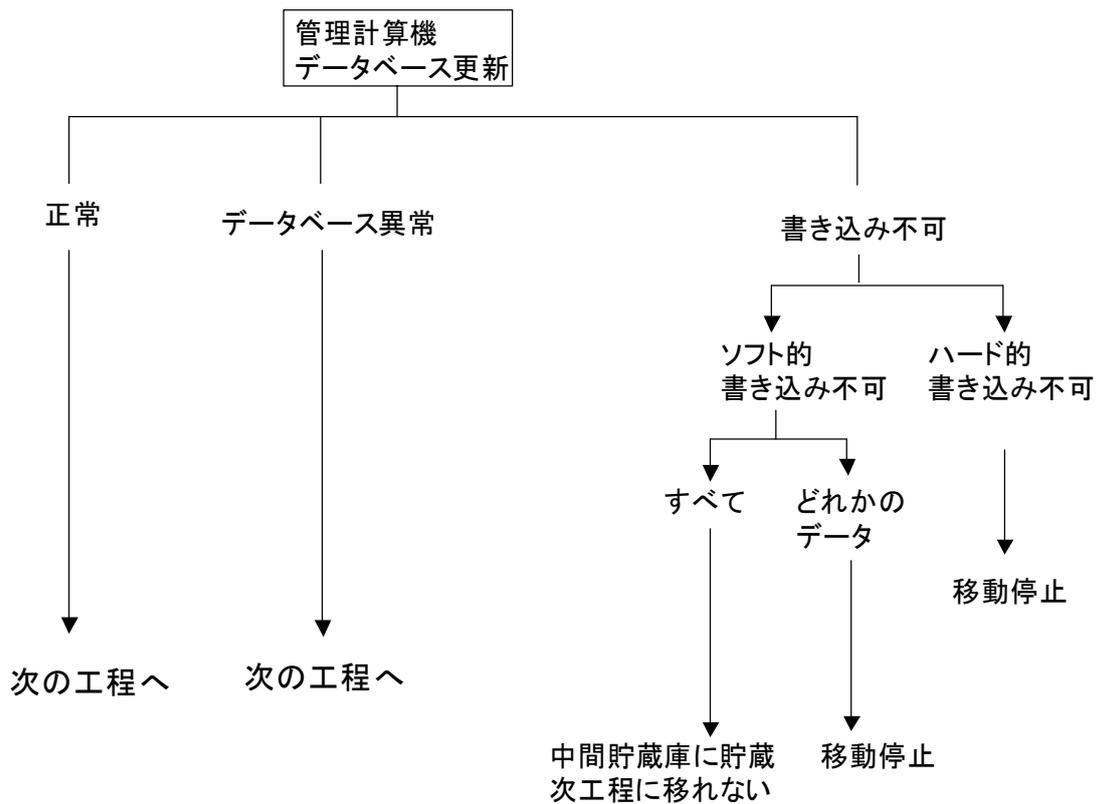


図 1.3-4 管理計算機のデータベース更新の状態図

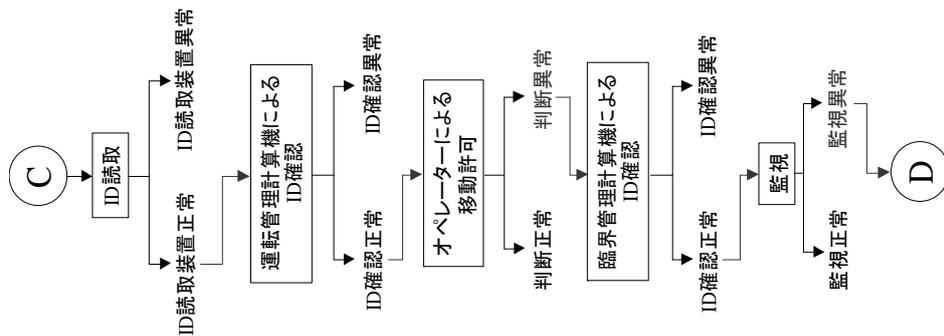


図 1.3-8 フロー図の展開例 (続き)

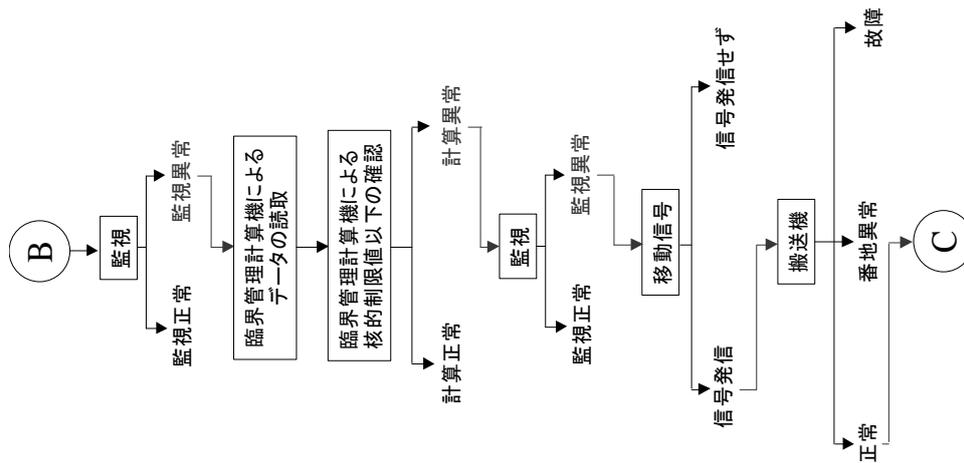


図 1.3-7 フロー図の展開例 (続き)

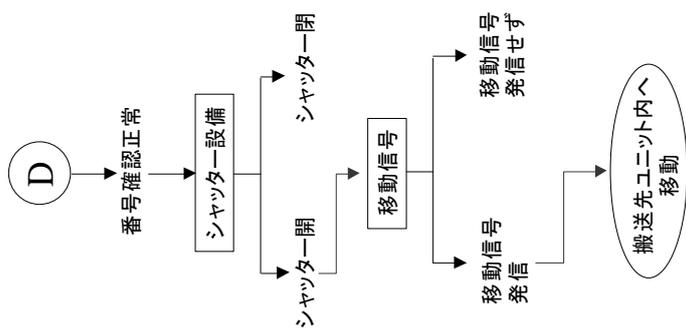
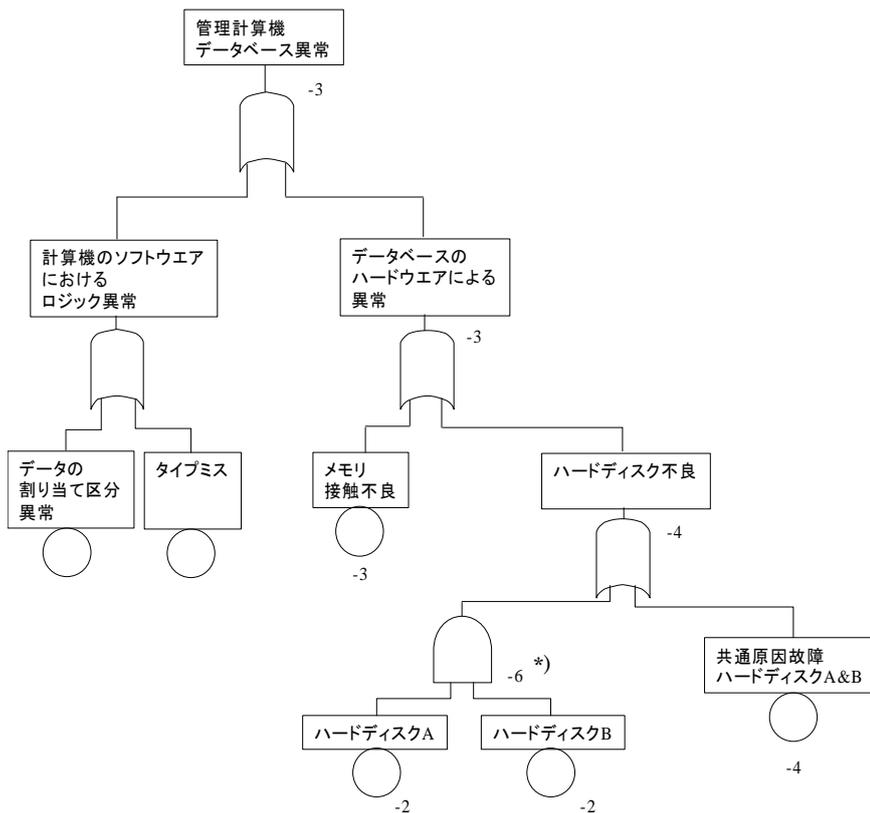


図 1.3-9 フロー図の展開例 (続き)



*)ハードディスクの同時故障頻度指数が-6となっているのは、ハードディスクの単一故障からの復帰を1日とし、ハードディスク A が壊れた時にハードディスク B が壊れる場合とハードディスク B が壊れた時にハードディスク A が壊れる場合を考え、-6(y)としている。

図 1.3-10 計算機データベースのフォールトツリー

データベース更新時				核的制限値計算時				移動許可判断時			事故シークエンス	発生頻度指数
A-1	ID-2	運転管理オペレーター	臨界管理オペレーター	運転管理オペレーター	臨界管理オペレーター	ID-3	運転管理移動許可	臨界管理オペレーター				
	A-2	D-1	F-1	D-2	F-2	A-3	D-3	F-3				
ID-1										正常停止	-9 (y) 共通原因故障 β=0.01	
										正常停止		
										正常停止		
										正常停止		
										正常停止		
										正常停止		
										正常停止		
										異容器搬入		

図 1.3-11 ID 異常のイベントツリー

2. 詳細 PSA 実施に係わる参考情報

詳細 PSA 手順で行う事故シナリオ分析、発生頻度評価、事故影響評価、重要度評価から以下の項目についての参考情報もしくは実施例を示す。

- ・ 主要な信頼性データベース
- ・ 工学的判断に基づくイベントツリー分岐確率の決定
- ・ 放射性物質放出量評価に用いるデータ
- ・ 影響評価に用いる基礎データ
- ・ モデルプラントを対象とした重要な IROFS の同定

2.1 主要な信頼性データベース

本節では、発生頻度評価に有用な参考情報を入手できる信頼性データベースを紹介する。

1) 原安協 PSA データ⁽¹⁰⁾

原安協では、「原子力発電所信頼性データ調査専門委員会」を組織し、(財)電力中央研究所原子力情報センター（以下、電中研と呼ぶ）が国内原子力発電所の運転実績に基づき算出した PSA 用機器故障率データベースに対し、国内原子力発電所の PSA 実施の観点から、電中研データの算出方法全般についての評価を行うとともに、機器故障率の不確かさ幅の算出、国内運転実績が十分でないため電中研データベースには含まれていないが PSA を実施する際に必要となる機器故障率の推定等を行い、評価済データベース（以下原安協データと略す）として公開している。機器故障率算出用のプラント運転データとしては、1982年4月1日から1992年3月31日までの国内原子力発電所34基（BWR18基、PWR16基）の営業運転以降のトラブル情報および運転データが用いられている。

2) IEEE(Std500)⁽¹¹⁾のデータ

米国電気電子学会（IEEE）が原子力発電所の信頼性解析用にまとめた故障率集である。これまでに、1977年版と1984年版が出版されている。1977年版には、電気・電子機器についての故障率を収録しているのみであったが、1984年版になって機械系機器の故障率も追加された。IEEEの故障率は、他の文献からの引用とデルファイ法によって集約した専門家の意見をまとめたものである。故障率は、基本的にはLow、High、Recommendedの3点（1977年版では、Maxを加えた4点表示のものもある。）で表示されている。

3) NUCLARR 計算機化データベースシステム⁽¹²⁾

NUCLARR には、原子力発電所の主要な機器の故障率と、操作員の過誤率を体系的に整備し、計算機化したデータベースシステムである。収録されたデータは、これ以外の他のデータベース、PSA 実施例等から参照されている。

4) 核燃料サイクル施設の故障率データ⁽²⁾

DOEが1970～1982年間の公開、非公開データおよびORNLのRECON等のデータベースを検索、分析してまとめたものである。データは、核燃料サイクル施設に関わる136に機器タイプに分類される1,223種類の機器、設備を含み、故障モードも含め、比較的、体系的にまとめられており、MOX燃料施設のPSAにも援用可能なデータが含まれている。

5) IPRDS (In-Plant Reliability Data System)故障率集^{(13)~(15)}

IPRDSは、限定された機器についての信頼性データ（故障率だけでなく、平均修復時間等も含む。）を評価しまとめたデータ集である。これまでに、ポンプ、DGおよびインバータ等、並びに弁について評価された故障率が報告されている。本故障率集の他と異なる特徴は、弁の故障率について、型式（ゲート弁、玉型弁等）、駆動形式（電動、手動等）、使用システム、口径、通常状態（通常開、通常閉）という機器分類に対して表示された係数を、平均故障率に乗じて、それぞれの機器分類に対する故障率を得られるようにしてある点であり、MOX燃料加工施設で利用される弁の型式等の仕様を考慮して故障率を求めるときに有効なデータベースと考えられる。

6) サバンナリバーサイトにおける非原子炉施設のための人的過誤データベース⁽¹⁾

この文献には、サバンナリバーサイトの非原子炉施設に適用できるよう、米国エネルギー省管轄のサイトにおいて実際に経験した人的過誤 19 件および THERP 等に基づいて評価した人的過誤 16 件、計 35 件の人的過誤について記載されている。このうち、17 件の人的過誤率については、実際に経験した人的過誤率とその過誤を THERP 等に基づいて評価した人的過誤率とベイズ更新法により更新した値を推奨値として記載している。また、人的過誤の適用される環境の優劣を考慮するため、各人的過誤に nominal、high、low と 3 種類のデータを記載している。文献に登録されているデータは、非原子炉施設における作業での人的過誤であるため、MOX 燃料加工施設の人的過誤率の推定に有効なデータベースと考えられる。

7) サバンナリバーサイトの一般的故障率データベース⁽²⁾

この文献は、サバンナリバーサイトにおける非原子炉施設の安全評価に必要となる機器故障率データを、原子炉施設および非原子炉施設の故障率データや様々な産業から故障率情報を収集し、データソースの詳細さに応じて分けられたカテゴリー内でデータの更新を行い、この文献として推奨する故障率データを提案している。この文献に記載されているデータは、使用環境（水、化学物質、圧縮ガス）もしくは使用形態（空調／排気系、電機系、計装／制御系）に応じて6つに整理され、それぞれの使用環境毎に警報、ダクト、弁、ポンプといった機器名があり、さらに機器の種類、故障モード毎に推奨値が記載されている。また、推奨値を算出するために用いた他の文献データや故障経験データについての情報も参照することができる。

2.2 工学的判断に基づくイベントツリー分岐確率の決定

イベントツリー上の各事故シーケンスの発生頻度を評価するためには、ヘディングごとの分岐確率を設定する必要がある。一般的には、当該のヘディングを重畳事象とするフォルトツリーを作成して分岐確率を求める。しかし、フォルトツリーでのモデル化が困難な場合がある。原子炉施設の PSA において、格納容器破損確率を評価する際にデータやモデルの不十分な事象に対し、解析者の工学的判断でイベントツリーの分岐確率を定める手法 (NUREG/CR-4700)⁽¹⁶⁾ が取られており、参考となる。この考え方とは、各事象の起こりやすさを表 2.2-1 のような定性的なレベルで表し、それぞれのレベルの分岐確率を設定する考え方である。

また、イベントツリーの分岐で、フィルタの機能を喪失する確率（機能喪失確率）を設定する必要がある。フィルタの破損には、異常発生時の圧力上昇による過圧破損（破損確率と呼ぶ）とそれ以外の理由ですでに機能喪失している状況（故障確率と呼ぶ）の 2 通りが考えられる。前者については、

図2.2-1に示したHEPAフィルタ破損データ⁽¹⁵⁾から正規分布を仮定して求めた破損確率分布を用いて評価できる。

表 2.2-1 NUREG/CR-4700 における分岐確率の設定方法

分岐確率の定性的表現	分岐確率
Certain or Almost Certain (間違いなく起こる)	1.0
Likely (可能性が高い)	0.9
Indeterminate (中程度の可能性)	0.5
Unlikely (可能性が低い)	0.1
Remotely Possible (ほとんど起こり得ない)	0.001
Impossible (起こり得ない)	0

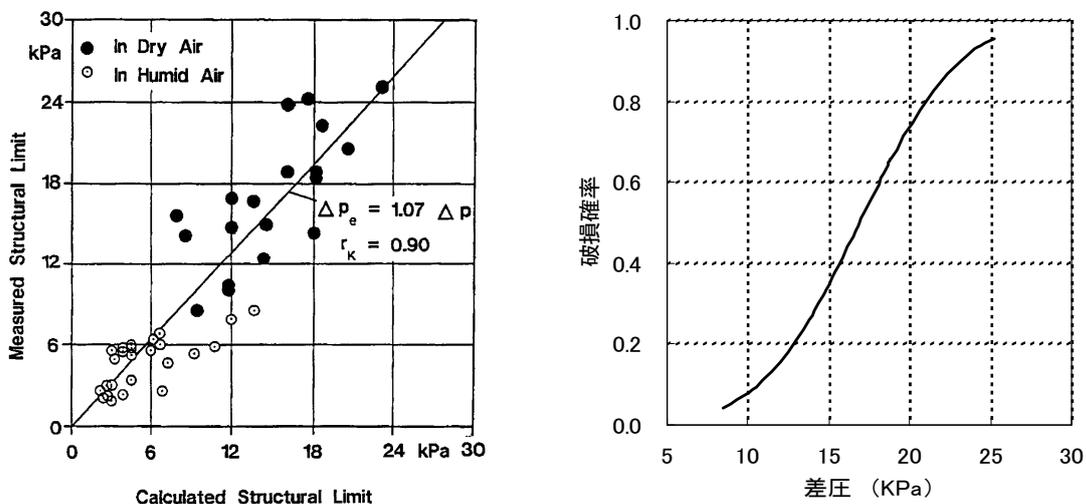


図 2.2-1 HEPA フィルタ破損データ⁽¹⁷⁾と正規分布を仮定した場合の破損確率分布

2.3 放射性物質放出量評価に用いるデータ

本節では、放射性物質放出量評価に用いるデータとして、利用できる ARF および RF の収集、LPF の計算方法を説明する。

2.3.1 エアロゾル化割合とエアロゾル粒径の評価

(1) 核燃料施設事故解析ハンドブック

核燃料施設事故解析ハンドブック⁽¹⁸⁾ (以下、ハンドブック) では、ARF と RF に対して参照可能な数値およびその技術的な根拠として、関連する実験の概要について記載されている。ARF および RF の数値は、対象とする物質自体の性質、受ける力 (事象により系の内外に加わる異常な力) の種類、規模によって、環境条件などの特性に依存する。ハンドブックでは、これらの分類に従い利用可能な ARF および RF またはこれらの積として RARF の値を系統的に記述している。本節では、それを表 2.3-1 として以下に転載した。

表中の参照番号には、() で表した通し番号の他に、実験データの根拠等に係わる情報を表した NUREG/CR-6410⁽¹⁸⁾ のサブセクション番号を記載した。表中、外力/物質の欄には ARF と RF の数値の決定の基となった実験の方法や条件を示した。備考に示した ARF と RF の出典は、主として米国エネルギー省のハンドブック “Airborne Release Fraction/Rates, and Respirable Fractions for Nonreactor Nuclear Facilities (USDOE 1994)”⁽¹⁹⁾ であり、そのサブセクション番号も記載した。また、表 2.3-1 中には多くの脚注が示されているが、その内容は表 2.3-1 の末尾に説明した。

(2) ARF および RF の適用例

平成 17 年 3 月に、サバンナリバーサイトに建設予定である MOX 燃料加工施設 (MOX Fuel Fabrication Facility : MFFF) の最終安全評価報告書⁽²⁰⁾ (Final Safety Evaluation Report : FSER) が米国原子力規制委員会より発刊された。この報告書には、MFFF の建設認可申請者が事故時の放射性物質放出量評価に用いた ARF および RF が示されている。そこで、これらデータの根拠を調査し、乾式を想定した MOX 燃料加工施設のモデルプラントでの放射性物質放出量評価に用いることのできる値を表 2.3-2 にまとめている。なお、表中に DR について記載しているが、ここでは、基本的に 1 とする。ただし、容器に収められている粉末の開口部からの気相への同伴は、容器の開口部に限定されることから、0.1 を、ペレット工程においても若干の粉末が工程内に存在するであろうことから、グローブボックス破損などの閉じ込め機能喪失による外部雰囲気への侵入により気相へ同伴する割合は、ペレットの 1% 程度が粉末として存在すると仮定し、0.01 を、燃料棒および燃料集合体については、FSER 同様、下記燃料集合体落下時の ARF および RF を選出した文献から想定できる値を採用している。

1) 爆轟

粉体 : $ARF \times RF = 0.2$

これに相当するハンドブック内データとして、「Pu 金属を高性能火薬で取り巻き爆発させた場合の飛散実験」から得られた推奨値と同じ値を用いている。FSER では、水素による爆轟は起きないとしているが、保守的評価に大きい値を用いた場合であっても、NRC の提案するリスクマトリックス内で許容できる事故であることを示していると思われる。

ペレットおよび燃料棒 : $ARF \times RF = 0.01$

ハンドブック内に爆轟を表現するような上記値はなかった。粉末の爆轟と同じ観点で値を選んだと考えれば、この値は、粉末よりはエアロゾル化する割合が小さいことから、工学的判断にて決めた値であると考えることができる。

2)過圧

粉体およびペレット : $ARF \times RF = 1.5 \times 10^{-3}$

ハンドブック内の値として、「加速したガス流により同伴させた試験」の値に相当すると考えられる。「加速したガス流」は、爆燃や過圧により通常より大きいガス流量を想定していると考えられる。

燃料棒 : $ARF \times RF = 3.0 \times 10^{-5}$

ハンドブック内には該当するデータはないが、燃料棒の落下の $ARF \times RF$ が同じ値であった。つまり、燃料棒を破損させるような過圧エネルギーは、落下によるエネルギーと同等と考えていると思われる。ただし過圧エネルギーがペレットに与える影響は小さいと考え、DR に 0.001 を与えている。

3)火災

粉体 : $ARF \times RF = 6.0 \times 10^{-4}$

ハンドブック内のデータには、「非反応性の粉体を 100cm/s の流速下で 1000°Cまで加熱した試験」の推奨値に近いが RF が 10 倍の 0.1 を採っている。ハンドブック本文によれば、 $RF=0.1$ は 15 分間の値であることがわかる。推奨値では、1 時間の平均値であることから、保守的な値として、上記値を用いたと考えられる。

ペレット : $ARF \times RF = 2.5 \times 10^{-4}$

この値は、「固体 Pu 金属を発火点以上に加熱した試験」の値であると考えられる。

4)落下

粉体 : $ARF \times RF = 6.0 \times 10^{-4}$

この値は「落下高さが 3m 以内の粉体の落下試験」より得られたデータであると考えられる。

ペレット : $ARF \times RF = 1.1 \times 10^{-5}$

この値を示す推奨値はないが、「 UO_2 ペレットのような脆い物質の落下/衝突試験」で得られた式

$$ARF \times RF = 3.0 \times 10^{-11} \times h \times P \times g$$

h : 落下高さ(cm)

P : 密度(g/cc)

g : 重力加速度 (980cm/s²)

を利用し、焼結ペレットの理論密度を 11g/cc とすると、上記値はおおよそ 30cm の落下に相当する。これは、想定している事故シナリオでペレットを比較的高い位置で取り扱っていないことを示していると考えられる。なお、落下高さが保守的にでも確定できるのであれば、上記式を用いた評価を行うべきである。

燃料棒 : $ARF \times RF = 3.0 \times 10^{-5}$

燃料棒の落下に関するデータとしては、ハンドブック内には無いが、「サンディア国立研究所におけるキャスク、燃料集合体、廃棄物容器の落下試験」報告書⁽²¹⁾より引用したとの記載があった。この報告書では、燃料集合体が 9m 落下した場合を解析し、燃料棒下部のペレット（約 1%に相当）が破損するという結果を得たとしている。FSER では、文献 21 より DR として保守的に 0.02 を与えたと考えられる。また、 $ARF \times RF$ は、同報告書で他の文献から参照したペレットの破損試験の結果に被覆管等の変形や摩擦等により衝突エネルギーが消費される場合を考慮した値と思われる。

5)飛沫同伴

粉体 : $ARF \times RF = 4.0 \times 10^{-5}$

この値は、「体積粉末への 2m/s の空気の流れへの飛沫同伴試験」の 1 時間あたりのデータに相当すると考えられる。

なお、ペレットおよび燃料棒については、閉じこめ機能喪失によりペレットおよび燃料棒からの飛沫同伴は無いとしている。

2.3.2 LPF の計算方法

ここでは、LPF の計算方法として手計算による簡易的な評価方法と、計算コードによる解析に基づく詳細な方法を示す。

(1)で示す方法は、換気流量が既知の場合に利用できる簡易評価法である。

(2)は、換気系が停止している場合の火災時等での発熱による体積膨張で生じる空気流量を簡易的な評価で求める手法であり、(1)と組み合わせることで LPF を評価できる。

(3)は、火災時の煤煙発生量を評価する簡易的な手法である。これにより発生した煤煙によるフィルタの健全性評価が可能となるが、煤煙の移行経路途中での沈着等の詳細評価は行わず、全量がフィルタに到達するとして保守的な評価に用いる。

(4)では、換気系の設備情報、エアロゾル化した放射性物質、発生する煤煙の粒径分布を考慮した詳細な解析が可能となる。

実際の評価では、入手可能な情報に応じてこれらの評価手法を組み合わせることで LPF を評価する。

(1) 工程室およびダクトでの移行率の評価

表 2.3-3 を用いて工程室およびダクトでの移行率に対応する LPF（以下単に LPF と表す）を求める。事故解析ハンドブックには LPF を求めるための表として 2 種類の表が示されている、それぞれ、LPF を工程室とダクトについてそれぞれ独立に計算するための表（表 2.3-3～表 2.3-4）と、工程室とダクトの連結体系として計算するための表（表 2.3-5～表 2.4-10）である。ここでは後者を用いた例を示す。まず、エアロゾル化する UO_2 粉末の RF 値を求める。事故解析ハンドブックより空気力学的な同伴による粉体の飛散に対する RF の最大の測定値として、 UO_2 粉末に対して $RF=0.14$ を得る。

LPF の計算では、まず工程室とダクトの排気流量 : Q および沈降面積 : A から Q/A を求める。

$$\text{工程室の沈降面積} = 30.5\text{m} \times 91.4\text{m} = 2788 \text{ m}^2$$

ダクトの上向き面積 = $0.6\text{m} \times 90\text{m} \times 10 \text{本} = 540 \text{ m}^2$

排気流量 = $28.3 \text{ m}^3/\text{s}$

であるから

工程室の $Q/A = 1.02 \times 10^{-2} \text{ m/s}$

ダクトの $Q/A = 5.24 \times 10^{-2} \text{ m/s}$

となる。工程室の Q/A は約 0.01 であるので表 2.3-6 [$Q/A(\text{工程室})=0.01\text{m/s}$]を用いる。この表は、工程室の Q/A を 0.01m/s とした場合の RF およびダクトの Q/A をパラメータにした LPF 値を示している。ダクトの $Q/A : 5.24 \times 10^{-2} \text{ m/s}$ および RF : 0.14 に対応する LPF を求める。表 2.3-6 より得られる 4 つの値 (表 2.3-6 の網掛け部分)、 $LPF=0.86$ [RF=0.2898、 $Q/A(\text{ダクト})=0.1\text{m/s}$]、 $LPF=0.84$ [RF=0.09185、 $Q/A(\text{ダクト})=0.1\text{m/s}$]、 $LPF=0.76$ [RF=0.2898、 $Q/A(\text{ダクト})=0.01\text{m/s}$]、 $LPF=0.73$ [RF=0.09185、 $Q/A(\text{ダクト})=0.01\text{m/s}$]を補間して、 $LPF=0.78$ を得る。

(2) 火災時等の体積流量の手計算による評価

米国 DOE の「暫定的な使用とコメントのための事故解析ガイドブック」⁽²²⁾ (ドラフト版) (以下、事故解析ガイドブックと呼ぶ) では、手計算により火災時等の熱量から体積流量を求めるための計算式が記載されている。体積流量を求めることができるならば、(1) の工程室および関係内での移行率の評価方法より、換気が健全でない場合の火災事象時の LPF を計算することができる。その考え方と計算式は、以下である。

一般に、火災や爆発などで部屋の圧力が上昇するが、部屋の圧力を一定と考えると、部屋の空気が外へ流れることになる。この流れを体積流量とする。

理想気体を考えると、次の式が成り立つ。

$$PV = nRT = \rho V \frac{RT}{M} \quad (5)$$

圧力 P を一定と考えるため、

$$\frac{\Delta V}{\Delta t} = \frac{nR}{P} \frac{\Delta T}{\Delta t} \quad (6)$$

もし、火の熱量 Q_R が Friction of Energy γ で空気中に吸収されると仮定すると、空気の温度上昇について以下の式が成り立つ。

$$mc_p \Delta T = \gamma Q_R \quad (7)$$

m : 火災の起きている部屋の質量

c_p : 比熱容量

ΔT : 温度変化量

ここで、火災による熱エネルギー W_R (J/s) を $W_R = Q_R / \Delta t$ 、体積流量 Q を $Q = \Delta V / \Delta t$ とすると、

(6) 式と (7) 式から、以下の式を導くことができる。

$$Q = \frac{\gamma W_R}{T \rho c_p} \quad (8)$$

また、事故解析ガイドブックには、例も記載されている。

一般的な 1MW の火災を考える。γ は一般に 0.7 を与える。温度 300K の空気の標準的な値は、

$$\rho = 1.2 \text{ kg} / \text{m}^3$$

$$c_p = 1 \text{ kJ} / \text{kg} \cdot \text{K}$$

よって、数式 (8) を用い、

$$\begin{aligned} Q &= \frac{0.7 \times 10^6 \text{ J} / \text{s}}{1.2 \text{ kg} / \text{m}^3 \times 300 \text{ K} \times 10^3 \text{ J} / \text{kg} \cdot \text{K}} \\ &= 1.94 \text{ m}^3 / \text{s} \end{aligned}$$

(3) 火災時の発熱量および煤煙発生量の手計算による評価

米国 NRC が刊行している核燃料サイクル施設事故解析ハンドブック (旧版) (NUREG-1320) ⁽²³⁾ では、手計算により比較的単純な火災での放射性物質及び煤煙等の非放射性物質の放出を評価するための手順とそこで用いるデータが示されている。多量の可燃物や放射性物質の入った容器の火災で、非定常な熱伝達や新たな流路の発生を考えなければならぬような複雑な火災には不向きとしている。

可燃物の燃焼率は可燃物の質量減少速度 M_b に等しく、次式により計算できるとしている。

$$M_b = (q_e'' + q_{fc}'' + q_{fr}'' - q_{rr}'') A / L$$

ここで

(1)

q_e'' = 燃焼物の単位表面積当たりの外部熱流束, kW/m²

q_{fc}'' = 火炎対流の熱流束, kW/m²

q_{fr}'' = 火炎からの輻射の熱流束, kW/m²

q_{rr}'' = 表面輻射による熱喪失, kW/m²

A = 燃焼物の燃焼部表面積, m²

L = 単位質量の可燃ガスの発生に必要な潜熱, kJ/g

この式において、 q_{rr}'' と L は可燃物の種類、 q_{fc}'' と q_{fr}'' は可燃物の種類と燃焼モードに依存する。火災の途中で酸素が欠乏すると、燃焼モードは炎を伴う状態から燻る状態に変化する。A と q_e'' は想定した事故シナリオに依存するとしている。手計算の場合は q_e'' は省略可能なものであり、炎を伴う燃焼が継続するための十分な酸素があるものと仮定している。ハンドブックに記載の再処理施設を含む核燃料施設に一般的に存在する可燃物の q_{fc}'' 、 q_{fr}'' 、 q_{rr}'' 及び L の値を表 2.3-11 に転載する。表に示されたもの以外の可燃物については、化学的特性、物理的特性、加熱されたときの融け方や焦げ方を表中の物質と比較し、最も類似している物質を表中から選定するとしている。MOX 燃料加工施設に関連する物質として、グローブボックスのグローブの素材に近いポリスチレン、紙などのセルロースの情報が含まれている。

燃焼時の炎からの放熱量(Q_a)は理論上の総発熱量の一部(X_a)であるとし、燃焼による発熱量($H_t(kJ/g)$)を用いた次式が示されている。

$$Q_a = X_a H_t M_b \quad (2)$$

同様に、対流に使われる熱(燃焼ガス中の熱)の発生量(Q_c)は、対流の割合を X_c として次により計算されるとしている。

$$Q_c = X_c H_t M_b \quad (3)$$

一方、煙の放出率(単位時間あたりの放出量)(G_s)は、燃焼物質から発生する煙の割合(Y_s)を用いて次の式で計算できるとしている。

$$G_s = Y_s M_b \quad (4)$$

X_a 、 X_c および Y_s は、燃焼物質の種類と燃焼モード(すなわち酸素がどの程度供給されるか)の関数であり、 H_t は燃焼物に依存するとして代表的な物質の炎を伴う燃焼での H_t 、 X_a 、 X_c のおよび Y_s の値を表 2.3-12 に示す。

(4) CELVA-1D を用いた換気系熱流動解析

CELVA-1D⁽²⁴⁾は、セル内で発生した異常事象の影響がセルやダクトから成るセル換気系のネットワーク内を伝播する間に次第に減衰する挙動を圧縮性 1 次元熱流動プログラムで解析し、ネットワーク内の放射性物質の移行、沈着、捕集等の挙動を 1 次元物質移流プログラムで解析する計算コードである。換気系のネットワークは、ノード・ジャンクション法でモデル化される。CELVA-1D では、ネットワーク内の放射性物質は流体に乗って移行すると考え、熱エネルギーの発生と消滅、セル、ダクト、バルブ類、フィルタ、ブロー等の圧力損失を考慮した熱流動解析で求めた各ジャンクション位置の流速を用いて物質移流式を解くことによりセルやダクト内の放射性物質の質量濃度の変化を求めている。

CELVA-1D を用いて MOX 燃料加工施設での火災あるいは爆発(爆燃)事象発生時のモデル換気系での温度、圧力上昇および煤煙、放射性エアロゾルの換気系内での沈着を考慮した移行挙動を模擬するための解析の手順を以下に述べる。

ここでは、図 2.3-1 に示すようなグローブボックス、工程室、建家およびそれぞれの空間に接続される換気系から成るモデルプラント換気系を想定する。この 3 系統から成る換気を、空間を表すノードとそれを接続する流路をジャンクションで表した一例を図 2.3-2 に示す。ノード: C9、C25 および C42 は、それぞれ、建家、工程室およびグローブボックスを表す。C1 および C21 は施設の外側の環境を表す。ノード番号のうち、F、B、D および V は、それぞれ、フィルタ、ブロー、ダクトおよびバルブに対応したノードを表す。バルブノードは、各流路での流動抵抗を調整し初期定常状態を設定するために設けた仮想的なノードである。また、火災あるいは爆発事象発生時のグローブボックス壁の破損および工程室ドアの破損を模擬するために、J52 および J53 のジャンクションを設けた。図中の P および Q の値は、それぞれ、各ノードの定常状態での圧力 (Pa) およびジャンクションの体積流量 (m^3/s) を表す。

CELVA-1D を用いて火災、爆発事象を模擬する場合、これらの事象で発生する熱エネルギーの時間変化(燃焼プロファイルと呼ぶ)、煤煙または放射性エアロゾルの発生量の時間変化を解析の境界条件と

して与える必要がある。燃焼プロファイルの与え方の例を以下に示す。

有機溶媒の燃焼

ここでは、エタノール 250cc の燃焼を想定する。250cc のエタノールが床面に直径 100cm の円形に広がると仮定する。図 2.3-3 より液面降下速度を 5mm/m と仮定すると、燃焼の継続時間は 3.82s となる。そこで、図 2.3-4 に示すような台形状（燃焼継続時間の推定値（3.82 s より定常燃焼継続時間を 4.0 s と仮定する）の燃焼プロファイル）を想定し、エタノール 250cc の総発熱量：5397kJ より、定常燃焼時の発熱速度を $1.2 \times 10^6 \text{J/s}$ と仮定する。

グローブボックス内での水素爆発

ここでは、焼結炉出入りログローブボックス内での 4%濃度の 2.9m^3 の水素爆発を想定した。常温を仮定すると、総発熱量は、1,257kJ となる。次に、水素燃焼継続時間と最大エネルギー発生速度を次のように仮定する。1988 年版ハンドブック（Accident Analysis Handbook: AAH）⁽²³⁾では、エネルギーの発生速度は三角波状に変化すると仮定し、水素燃焼が空間に全体に広がる時間を燃焼継続時間として次式で計算している。

$$t = \frac{Fa \cdot Lc}{Cav}$$

Fa：4.0～8.0 の範囲の係数（短時間の燃焼を想定し 4.0 を採用）

Lc：爆発セルの容積から求めた代表長さ m

Cav：音速 m/s

Lc はグローブボックス容積 (2.9m^3) の立方根とし、1.34m とした。また、Cav は 18°C の空気の音速から 342m/s とする。これらを上式に代入すると、三角波の爆発継続時間は 0.0167s、最大エネルギー発生速度は $1.51 \times 10^8 \text{J/s}$ となる。燃焼時間を $1.67 \times 10^{-2} \text{s}$ と仮定して図 2.3-5 に示すような燃焼プロファイルを想定した。

煤煙発生量

本節の(2)「火災時の発熱量および煤煙発生量の手計算による評価」で示した方法により煤煙発生量の総量を求めることができるが、発生量の時間的な変化は、適切な仮定のものに想定する必要がある。

(4) フィルタの健全性評価

火災、爆発等の異常で通常の換気系以外の新たに環境への移行経路が形成されない限り、放射性物質の環境へ移行量は、フィルタが健全であるか否かによって決定される。フィルタの健全性を支配する要因として次の 3 点がある。

- a) 煤煙等の付着による目詰まりによる差圧の上昇
- b) 火災による換気流の温度上昇によるフィルタの破損
- c) 水素爆発のような急激な発熱に伴う圧力上昇によるフィルタの差圧上昇

a) については、CELVA-1D コードの煤煙の沈着量を差圧上昇の相関式が内蔵されており、煤煙等の発生量を解析条件として入力することで解析可能である。

b) については、燃焼プロファイル境界条件として CELVA-1D で解析可能である。

c) については、水素の爆燃に伴う爆発発生区画での燃焼プロファイルあるいは圧力上昇プロファイルを境界条件として CELVA-1D で解析可能である。工程室のような比較的広い空間では、グローブボックス内での水素爆発を例に挙げて示した方法で求めた燃焼プロファイルを境界条件として換気系の圧力挙動を解析できる。一方、グローブボックスのような比較的狭い空間での爆燃では、圧力上昇が急激となり、燃焼プロファイルを境界条件とする解析は計算が異常終了し解析できない場合があり、このようなケースでは圧力上昇プロファイルを別途求め、これを境界条件として解析する。さらに圧力上昇による閉じ込め境界の破損（グローブボックス壁あるいはグローブの破損）の可能性を含めて検討する必要がある。

表 2.3-1 実験で測定した ARF (浮遊性放出割合) と RF (吸入割合) (その 1)

1. 爆発力：爆轟		外力 / 物質	ARF (RF) ^b	TSL ^c	備考
(1) 3.3.1.1	参照番号 ^a	反応性の金属--	1.0 (0.2)	2	Mensing et al. 1995, Shreve et al. 1965 Roller Coaster の試験に対して、浮遊性物質のサンプリングデータから計算した。
		Pu 金属を高性能火薬(HE)で取り巻き、Pu 金属と密触させて爆発させた場合の Pu の飛散 (内破現象)。HE と金属の比率 > 1 ~ 10。単発の点爆轟			
(2) 3.3.1.2	参照番号 ^a	他の金属--	2 × 10 ⁻¹ (RF NVA ^d)	3	Boughton, 非公開 ^e Pu 金属より反応性の劣る金属に適用できる。いかなる Pu の放出も上記の ARF/RF 値で推定する。
		金属を強い HE で取り巻き、密接に接触させた場合の金属の飛散 (内破現象)。HE と金属の比率 > 1 ~ 10 である。単発の点爆轟			
(3) 3.3.1.3	参照番号 ^a	金属または液体--	TNT Eq. ^f	2	USDOE 1994, Subsection 3.2.2.1; 4.2.2.1
		金属や水溶液の爆発、HE は物質と密接に接触。HE と金属の比率は 0.07 ~ < 1			
(4) 3.3.1.4	参照番号 ^a	粉体--	0.8 (0.25)	2	USDOE 1994, Subsection 4.4.2.1 フィルターデストの場合は、火薬で覆われた粉土からの放出。裸またはケース入りの HE を直接粉土の表面に置いた。
		粉体の表面に HE を載せた爆発。HE と粉体の比率は 1 ~ 100 である。			
(5) 3.3.1.5	参照番号 ^a	HEPA フィルタ--	2 × 10 ⁻⁶ (1.0)	2	USDOE 1994, Subsection 5.4.2.1 フィルタの細片を下流側の折り目の位置から飛散させた。

表 2.3-1 実験で測定したARF (浮遊性放出割合) とRF (吸入割合) (その2)

2. 爆発力：爆燃		外力 / 物質	ARF(RF) ^b	TSL ^c	備考
(6) 3.3.1.6	参照番号				
		粉体-- a. 遮蔽なし。高い閉じ込め圧力をもつ大爆発の爆風下で直接測定した場合 ^g b. 容器内、あるいは加速したガス流により大気同伴させた場合	1.0 ^g (RF NVA ^d) 5 × 10 ⁻³ (0.3)	2 2	USDOE 1994 Subsection 4.4.2.2.1 USDOE 1994, Subsection 4.4.2.2.2
(7) 3.3.1.7		HEPA フィルタ--	1 × 10 ⁻² (RF NVA ^d)	2	USDOE 1994, Subsection 5.4.2.2

表 2.3-1 実験で測定した ARF (浮遊性放出割合) と RF (吸入割合) (その 3)

参照番号	外力 / 物質	ARF (RF) ^b	TSL ^c	備考
(8) 3.3.1.8	容器やコンテナーに閉じ込められた溶液 --	5 × 10 ⁻⁵ (0.8)	2	USDOE 1994, Subsection 3.2.2.3.2A
	a. 穏やかな圧力上昇により液面上の位置で噴出 ^h < 0.35Mpag で破裂			
(9) 3.3.1.9	b. 穏やかな圧力上昇により液面上の位置で噴出 破裂圧力 > 0.35~3.5Mpag まで	2 × 10 ⁻³ (0.3)	i	USDOE 1994, Subsection 3.2.2.3.2A
	a. 容器やコンテナーに閉じ込められた溶液-- 急激な圧力による亀裂、液面上の位置で液体の 流出			
(10) 3.3.1.10	b. 急激な圧力による亀裂 ^j 、液面下の位置で流出	ARF × RE = 1 × 10 ⁻⁴	2	USDOE 1994, Subsection 3.2.2.3.2B Subsection 3.2.2.3.1
	過飽和状態の溶液--			
(11) 3.3.1.11	a. 過飽和溶液のフラッシュスプレー (<50K 過飽和)	1 × 10 ⁻² (0.6)	2	USDOE'64, Subsec. 3.2.2.3.3.4 Mishima et al. 1968, Borkowski et al. 1986, Kataoka&Ishii, 1983
	b. 過飽和溶液のフラッシュスプレー (50K~100K までの過飽和)			
(12) 3.3.1.12	粉体--	2 × 10 ⁻³ (0.4)	2	USDOE 1994, Subsection. 4.4.3.3.2
	容器閉じ込め。圧力 < 0.17 MPag			
(13) 3.3.1.13	粉体--	1 × 10 ⁻¹ (0.5)	2	USDOE 1994, Subsection. 4.4.2.3.1
	容器閉じ込め。圧力 > 0.17~<3.5 MPag			
	高レベルガラス固化体廃棄物-- プラズマが損傷する十分高い圧力	3 × 10 ⁻³ (0.7)	3	USDOE 1964 Subsection 4.3.1.1 微粒子の実測

表 2.3-1 実験で測定した ARF (浮遊性放出割合) と RF (吸入割合) (その 4)

4. 熱的外力					
参照番号	外力 / 物質	ARF (RF) ^b	TSL ^c	備考	
(14) 3.3.2.1 3.3.2.2	揮発性化合物--	1.0 (1.0)	1	Brereton, et al. 1964 APAC Spills Report	
	ガス トリチウム				
(15) 3.3.2.3	液体、水溶液--	3 × 10 ⁻⁵ (RF NVA ^d) 2 × 10 ⁻³ (RF NVA ^d)	1 2	USDOE '94 Subsection 3.2.1.1 Mishima et al.1968, Borkowski, et al. 1986 Kataoka&Ishii, 1983, Subsection 3.2.1.3	
	a. 沸騰前の状態、バブルの発生なし b. 沸騰の状態 ^k				
(16) 3.3.2.4	液体、有機溶媒の燃焼--	1.0 (RF NVA ^d)	2	USDOE 1994, Subsection. 3.3.1; 3.3.7	
	有機溶媒中に溶け込んだ揮発性化合物				
(17) 3.3.2.5	液体、有機溶媒の燃焼--	1 × 10 ⁻² (RF NVA ^d) 3 × 10 ⁻² (RF NVA ^d) 1 × 10 ⁻¹ (RF NVA ^d)	2 2 2	USDOE 1994, Subsection 3.3.1; 3.3.7 Subsection. 3.3.3; 3.3.4; 3.3.5; 3.3.7 USDOE 1994, Subsection 3.3; 3.3.7	
	a. 自然鎮火ままで燃焼 十分な液面乱流には達していない 非揮発性化合物の放出				
	b. 液面が乱流の状態、激しい燃焼時における非揮 発性化合物の放出				
	c. 液面が乱流の状態、激しい燃焼時における非揮 発性化合物の放出、溶媒相のみの燃焼				

4. 熱的外力					
参照番号	外力 / 物質	ARF (RF) ^b	TSL ^c	備考	
(18) 3.3.2.6	液体、有機溶媒の燃焼--	5 × 10 ⁻³ (0.4)	2	USDOE 1994, Subsection. 3.3.6; 3.3.7 Subsection. 3.3.6; 3.3.7	
	a 空気により多孔板 (非伝熱) 上の溶媒を乾燥残渣が ができるまで燃焼				
(19) 3.3.2.7	b. 乾燥空気により伝熱面上の溶媒を乾燥残渣がで きるまで燃焼	2 × 10 ⁻¹ (0.3)	2	USDOE 1994 Subsection 4.2.1.1.2 Mishima 1965, 1966, Luna 1004; Carter&Stewart 1970, Subsection 4.2.1.1.3 Stewart 1963, USDOE 1994, Subsection 4.2.1.1.4 Raabe, et al. 1978, Chatfield '69; Subsection 4.2.1.1.5	
	固体、反応性金属--	3 × 10 ⁻³ (0.04)	2		
	a. プルトニウム、発火温度以下 ¹				
	b. プルトニウム、発火温度以上 ¹	5 × 10 ⁻⁵ (0.5)	1		
(20) 3.3.2.8	c 溶融プルトニウム金属の自由流出、短距離落下	1 × 10 ⁻² (RF NVA ^d)	2	USDOE 1994 Subsection 4.2.1.2.1 USDOE 1994 Subsection 4.2.1.2.2 USDOE 1994 Subsection 4.2.1.2.3	
	d. 溶融プルトニウム金属を空气中で 1 m 以上の距 離から落下、十分に分散させた場合の微液滴	1.0 (0.5)	1		
	固体、反応性金属--	ARF × RF = 1 × 10 ⁻³	2		
	a. ウラニウム、発火温度以下 ^m >500°C				
b. 溶融ウラニウム金属を 1 m 以上の位置から自由 落下させた場合。	1 × 10 ⁻² (RF NVA ^d)	2			
c. ウラニウム、ウラニウム金属の薄いシートを爆 発的に飛散させた場合。	1.0 (RF NVA ^d)	2			
(21) 3.3.2.9	コンクリート--	5 × 10 ⁻¹ (1.0)	2	USDOE 1994 Subsection 4.3.1.2 セメントが分解すれば ³ Hとして、 粒子は CaO として分散する。	
	a. 水分としてのトリウム(³ H)を含有。 温度範囲：>20°C-200°C				

4. 熱的外力				
参照番号	外力 / 物質	ARF (RF) ^b	TSL ^c	備考
	b. 水分としてのトリウム(235)を含有。 温度範囲：>200°C-600°C	1.0 (1.0)	2	
(22)	固体、粉体--			
3.3.2.10	a. 非反応性；非反応性 ⁿ の粉体を100cm/sの流速 下で1000°Cまで加熱した。	6×10 ⁻³ (0.01)	2	USDOE 1994 Subsection 4.4.1.1
	b. 反応性；プルトニウム化合物を100cm/sの流 速下で100°Cまで加熱した。 フッ化プルトニウム 酸化プルトニウムおよび硝酸プルトニウム	1×10 ⁻³ (0.001) 1×10 ⁻² (0.001)	2 2	USDOE 1994 Subsection 4.4.1.2 Subsection 4.4.1.2
(23)	固体、汚染したHEPAフィルター--			
3.3.2.11	400°Cまでの加熱空気を汚染したフィルタに通過	1×10 ⁻⁴ (RF NVA ^d)	2	USDOE 1994 Subsection 5.4.1
(24)	固体、汚染した可燃性物質--			
3.3.2.12	封入した廃棄物を自然鎮火するまで燃焼	5×10 ⁻⁴ (RF NVA ^d)	2	USDOE 1994 Subsection 5.2.1.1
(25)	固体、汚染した可燃性物質--			
3.3.2.13	a. 紙類の屑を自然鎮火するまで燃焼	1×10 ⁻² (1.0)	2	USDOE 1994 Subsection 5.2.1.2 Subsection 5.2.1.4.3
	b. スチレン樹脂の屑を燃焼	1×10 ⁻² (1.0)	2	Subsection 5.2.1.4.3
	c. 合成樹脂の屑を燃焼(スチレンを除く)	5E-2 (1.0)	2	
(26)	固体、汚染した可燃性物質			
3.3.2.14	完全燃焼すると分散する紙屑の灰--	4×10 ⁻¹ (RF NVA ^d)		USDOE 1994 Subsection 5.2.1.3 Subsection 5.2.1.3
	a. 粒子状のUO ₂ を含む			
	b. 溶液から空気で乾燥させた汚染残渣	8×10 ⁻² (RF NVA ^d)		

表 2.3-1 実験で測定した ARF (浮遊性放出割合) と RF (吸入割合) (その 5)

参照番号	外力 / 物質	ARF (RF) ^b	TSL ^c	備考
(27) 3.3.3.1	均一沈着、液体、室内--	4 × 10 ⁻⁷ /hr (RF NVA ^d)	3	USDOE 1994, Subsection. 3.2.4.5 Subsection. 3.2.4.5
	a. 定格換気流、あるいは低い空気流 (<2m/s) における液面、室内、不均一表面(ステンレス鋼、ガラス、コンクリート)上からの同伴			
(28) 3.3.3.2	b. 瓦礫上の実質的な表面を覆う液体や静的状態の室内からの同伴	4 × 10 ⁻⁸ /hr (RF NVA ^d)	3	USDOE 1994 Subsection 3.2.4.5
	均一沈着、液体、室外-- 13.6m/s までの表面上を通過する空気流における液体、室外、大きなプールからの同伴			
(29) 3.3.3.3	不均一沈着--	9 × 10 ⁻⁵ /hr (RF NVA ^d)	2	USDOE 1994 Subsection 3.2.4.4
	22.7m/s までの流速下における液体や室外からの同伴、土壌に吸着された物質の同伴、あまり大きくない液柱からの同伴			
(30) 3.3.3.4a	不均一沈着、粉体、室内--	4 × 10 ⁻⁵ /hr (RF NVA ^d)	3	USDOE 1994, Subsection. 4.4.4.1
	定格換気流、あるいは低い空気流 (<2m/s) における不均一表面(コンクリート、ステンレス鋼、ガラス)上に堆積した粉体の同伴			
(31) 3.3.3.4b	不均一沈着、粉体、室外--	4 × 10 ⁻⁶ /hr (RF NVA ^d)	3	USDOE 1994, Subsection. 4.4.4.1
	瓦礫上の実質的な表面を覆う粉体や静的状態の室内からの同伴			

5. 空気力学的同伴と再付着現象 ARR(浮遊性放出速度で表示)				
参照番号	外力 / 物質	ARF (RF) ^b	TSL ^c	備考
(32) 3.3.3.5	粉体、室外-- 交差点における車の通過、あるいは風速 22.7m/s までの道路上のルーズな塵土の同伴	1 × 10 ⁻² /hr (RF NVA ^d)	2	USDOE 1994, Subsection. 4.4.4.2
	(33) 3.3.3.6			

表 2.3-1 実験で測定した ARF (浮遊性放出割合) と RF (吸入割合) (その 6)

6. 機械的外力		外力 / 物質	ARF (RF) ^b	TSL ^c	備考
(34) 3.3.4.2	水溶液の自由落下流出-- a. 液体や水溶液を 3 m 以下の距離から落下流出 b. 液体および 40% 以下の固体を含むスラリーを 3 m 以下の距離から落下流出 c. 液体や粘性溶液を 3 m 以下の距離から落下流出		2 × 10 ⁻⁴ (0.4)	2	USDOE 1994 Subsection. 3.2.3.1
			5 × 10 ⁻⁵ (0.8)	2	Subsection. 3.2.3.2
			7 × 10 ⁻⁶ (0.8)	2	Subsection. 3.2.3.3
(35) 3.3.4.3	水溶液の自由落下流出-- 3 m 以上の距離から液体を落下流出		See cited reference	2	USDOE 1994 Subsection 3.2.3.1
(36) 3.3.4.4	粉体-- 3 m 以下の距離から粉体を落下流出		2 × 10 ⁻³ (0.3)	1	Sutter, et al. 1981a,b; Ballinger, et Al. 1986; Plinke, et al, 1991; USDOE 1994 Subsec. 4.4.3.1.2
(37) 3.3.4.5	粉体-- 3 m 以上の距離から粉体を流出		See cited reference	2	USDOE 1994 Subsection. 4.4.3.1.3
(38) 3.3.4.6a	HEPA フィルタ-- 装着済みフィルタへの衝撃、あるいは装着済みフ ィルタの落下による濾材表面の脱落 ^q		5 × 10 ⁻⁴ (RF NVA ^d)	3	USDOE 1994 Subsection. 5.4.4.1
(39) 3.3.4.6b	HEPA フィルタ-- 未装着フィルタへの衝撃 ^q 、あるいは未装着フイ ルタの落下による濾材表面の脱落		1 × 10 ⁻² (RF NVA ^d)	3	USDOE 1994 Subsection. 5.4.4.2

6. 機械的外力				
参照番号	外力 / 物質	ARF (RF) ^b	TSL ^c	備考
(40) 3.3.4.7	ガラス--	ARF×RF=2×10 ⁻¹¹	2	USDOE 1994 Subsection. 4.3.3
	衝突/衝撃			
(41) 3.3.4.8	セメントや砂岩のような塊物質--	ARF×RF=3×10 ⁻¹¹ 脚注 t 参照	2	Owczarski and Mishima 1996
	衝突/衝撃			
(42) 3.3.4.10	使用済み燃料--	7×10 ^{-2u} 2×10 ⁻³ 1×10 ⁻² 2×10 ⁻⁴ (ARF×RF=8×10 ⁻⁷)	2 2 2 2	Ruhmann, et al. 1985C (フラグメンテーションの実験) Ruhmann, et al. 1985C Ruhmann, et al. 1985C Lorenz, et al 1980 (エネルギー密度 : 10-100J/cm ³)
	希ガス			
	ヨウ素 (I ₂)			
	³ H (HTO : トリチウム水) 使用済み燃料(SNF)			
(43) 3.3.4.11	被覆した酸化セラミックペレット--	5×10 ⁻³ (0.6)	2	Mishima 1995
	速度 85m/s の鋼材、45m/s のコンクリート、および 250m/s の土石の衝突で発生した粒子 (放出を除く)			
(44) 3.2.4.12a	衝撃/振動--	1×10 ⁻³ (0.3)	2	USDOE 1994 Subsection. 4.4.3.3.1
	ルーズな表面汚染 ^r			
(45) 3.3.4.12b	粉体--	1×10 ⁻² (0.1)	2	USDOE 1994 Subsection. 4.4.3.3.2
	落下した瓦礫からの衝撃インパクト			

表 2.3-1 実験で測定した ARF (浮遊性放出割合) と RF (吸入割合) (その 7)

参照番号	外力 / 物質	ARF (RF) ^b	TSL ^c	備考
(46) 3.4	水溶液系--	1 × 10 ¹⁹ fissions 1 × 10 ¹⁸ fissions	1	See Section 3.4
	379 リットル(100 ガロン)以上 379 リットル(100 ガロン)以下			
	固体の金属系—	1 × 10 ¹⁸ fissions		
	粉体系--	1 × 10 ¹⁷ fissions		
	大型貯蔵の配列—	1 × 10 ²⁰ fissions		

表 2.3-1 の脚注

* NUREG/CR-6410 中のセクション番号

- a. 表中の略語と記号 (略語と記号を参照)
- b. 初期浮遊インベントリーのうち、肺に吸入し得る粒径範囲の粒子。この粒子の分率は、ソースになる物質の粒径範囲にある粒子の分率より小さい。
- c. TSC—(Technical Support Level) 1. 粒子発生メカニズムにおいて、多くの実験データで支えられているもの。2. 定められた範囲の実験で裏づけがあるもの。3. 単一の実験、あるいは他の実験から推定したもの。
- d. NVA—(No value currently available) 現在数値がない。
- e. Boughtton, B.A. and M.E.Kipp, "Private Communication," 1996.
- f. 肺に吸入する粒径範囲 (10 μ m の空気力学的等価直径 AED) は、爆発で計算された TNT 等量に等しいとした場合の質量を保守的に推定。
- g. これらの事象における RF の値は、ソース物質の粒子分率を超えることにはならない。
- h. 液相への吸収と平衡状態は溶液の化学組成の関数であり、表面積と液深およびガス体積に依存する。条件に応じて、平衡状態は数分から数時間かかる。
- i. ARF と RF については有効な値はない。したがって、ここでは TSL(Technical Support Level)は挙げない。
- j. RF 液滴の発生は、上流側の圧力が 1.38MP a 以上で 0.3cm φ の円径やナイフエッジ・オリフィスで示された値より大きい。RF 液滴の悪いケースは 50 μ m 幅のクラックである。クラックの長さが大きければ大きいほど、多くの液体が上流側の圧力によって噴出する。一般的ではないが、高圧下の配管や容器では、このタイプのクラックの幅が伝播し、大きなクラックになる可能性がある。
- k. バブル流 (バブル中の液体が 30%以下) の時のみに適用する。チャーン乱流やチャーン沸騰領域には適用できない。
- l. プルトニウム金属の発火温度は、表面積と質量の比 (S : M) の関数である。100 c m²/g の S : M において、測定したプルトニウム金属の発火温度は約 160°C である。S : M の値が 10 c m²/g 以下の場合には発火温度は急激に上昇し、480 ~ 520°C の範囲になる。
- m. プルトニウム金属と同様に、ウラン金属の発火温度も表面積と質量の比 (S : M) の関数である。100 c m²/g の S : M において、ウラン金属の発火温度は 200 ~ 300°C の範囲にある。プルトニウム金属のように、S : M が 10 c m²/g より小さい領域において、700°C 以上の温度に達

- すると、発火温度は急激に上昇する。特別の環境条件を除いて、ウラン金属塊が発火温度に達しているかは疑わしい。
- n. 事故条件下で形態を変えるような化学的反応はない。
 - o. HEPA フィルタ濾材やガラス繊維を想定し、高温に曝されるならば、粘着物や熔融物がファイバー上に堆積して粒子として残る。
 - p. $ARF=0.0134[U]+0.00543$; U は風速(m/s)である。
 - q. 装着したコンテナは破損しない。それは、落下による衝撃および落下による丈夫な表面への衝撃があっても、コンテナは破損しないからである。
 - r. ルース表面汚染とは、水洗や空気ブローにより付着物が取り除ける汚染である。
 - t. セメントや砂岩のような凝結体の補正值は、USDOE (1994)の p4-52 に 3×10^{-11} と記されている。
 - u. 使用済み燃料に対する経験的な補正值は、NRC Safeguards Report (Kent, et al. (1995))に示されている。

表 2.3-2 モデルプラントの評価で用いる ARF、RF および DR

MOX の形態	事象の種類	DR	ARF	RF
粉末	火災	1	6.0E-03	0.1
	爆発	1	5.0E-03	0.3
	落下	1	2.0E-03	0.3
	飛沫同伴	0.1	4.0E-05	1
ペレット	火災	1	5.0E-04	0.5
	爆発(有機溶媒)	1	5.0E-03	0.3
	爆発(水素)	1	1.0E-02	1
	落下	1	1	1.1E-05
	過圧	1	5.0E-03	0.3
	飛沫同伴	0.01	4.0E-05	1
燃料棒	落下	0.001	3.0E-05	1
燃料集合体	落下	0.02	3.0E-05	1

表 2.3-3 エンクロージャーの RF 対 Q/A の LPF

RF \ Q/A	1.00E-09	1.00E-07	1.00E-05	1.00E-03	1.00E-02	1.00E+00
4.940E-04	5.10E-07	5.10E-05	5.00E-03	0.32	0.82	1.0
9.753E-03	6.10E-07	6.10E-05	6.00E-03	0.35	0.84	1.0
3.168E-02	7.10E-07	7.10E-05	7.00E-03	0.38	0.85	1.0
8.418E-02	8.20E-07	8.20E-05	8.00E-03	0.4	0.86	1.0
1.543E-01	9.00E-07	9.00E-05	8.80E-03	0.41	0.86	1.0
1.845E-01	9.60E-07	9.60E-05	9.20E-03	0.42	0.86	1.0
2.181E-01	9.80E-07	9.80E-05	9.60E-03	0.43	0.87	1.0
2.550E-01	1.00E-06	1.00E-04	9.80E-03	0.43	0.87	1.0
2.800E-01	1.10E-06	1.10E-04	1.00E-02	0.44	0.87	1.0
2.949E-01	1.10E-06	1.10E-04	1.10E-02	0.45	0.88	1.0
3.375E-01	1.20E-06	1.20E-04	1.20E-02	0.46	0.88	1.0
3.823E-01	1.30E-06	1.30E-04	1.30E-02	0.47	0.88	1.0
4.287E-01	1.40E-06	1.40E-04	1.40E-02	0.49	0.89	1.0
4.761E-01	1.60E-06	1.60E-04	0.015	0.5	0.89	1.0
5.713E-01	1.90E-06	1.90E-04	0.017	0.51	0.9	1.0
6.177E-01	2.00E-06	2.00E-04	0.019	0.53	0.9	1.0
7.051E-01	2.30E-06	2.30E-04	0.021	0.55	0.91	1.0
7.819E-01	2.80E-06	2.80E-04	0.026	0.58	0.91	1.0
8.457E-01	3.70E-06	3.70E-04	0.033	0.62	0.93	1.0
9.158E-01	5.30E-06	5.30E-04	0.045	0.67	0.94	1.0
9.588E-01	8.60E-06	8.60E-04	0.068	0.74	0.96	1.0
9.902E-01	1.70E-05	0.0017	0.12	0.83	0.97	1.0
9.995E-01	5.70E-05	0.0056	0.27	0.94	0.99	1.0
1.000E+00	1.70E-04	0.016	0.49	0.98	1.0	1.0

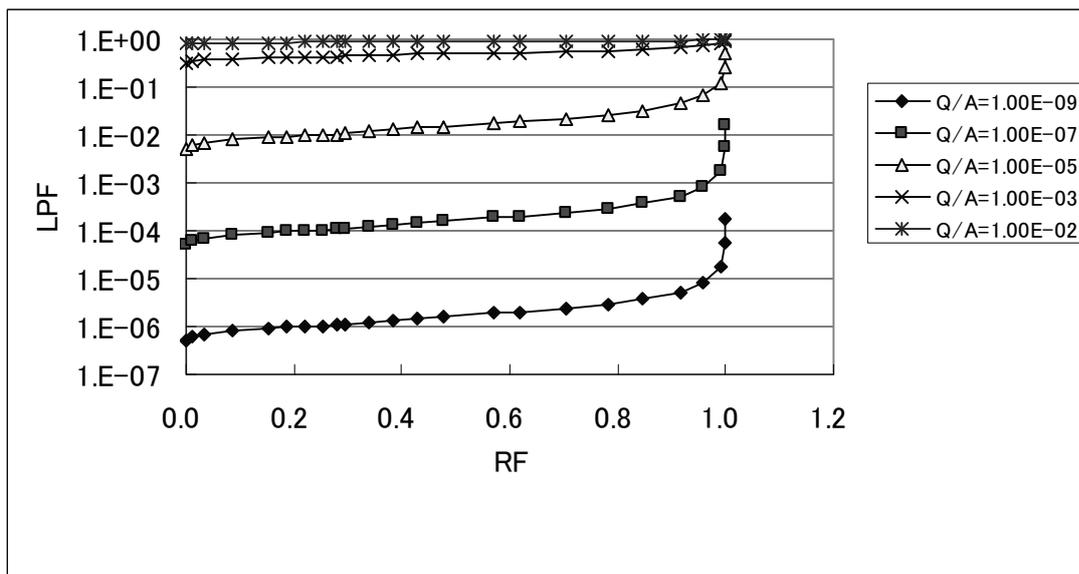


表 2.3-4 ダクトの RF 対 Q/A の LPF

RF \ Q/A	1.00E-09	1.00E-06	1.00E-05	1.00E-04	1.00E-03	1.00E-02	1.00E+00
4.940E-04	—	2.8E-20	1.0E-07	4.0E-04	1.2E-01	8.0E-01	1.0
9.753E-03	—	6.6E-10	5.0E-07	6.8E-04	1.7E-01	8.2E-01	1.0
3.168E-02	1.10E-31	2.9E-08	2.5E-06	1.5E-03	2.1E-01	8.4E-01	1.0
8.418E-02	2.20E-21	1.2E-07	5.7E-06	3.0E-03	2.4E-01	8.5E-01	1.0
1.543E-01	2.50E-17	1.9E-07	9.5E-06	4.5E-03	2.5E-01	8.5E-01	1.0
1.845E-01	7.50E-16	2.1E-07	1.2E-05	5.5E-03	2.6E-01	8.5E-01	1.0
2.181E-01	3.40E-15	2.2E-07	1.4E-05	6.4E-03	2.7E-01	8.6E-01	1.0
2.550E-01	1.50E-14	2.3E-07	2.0E-05	7.7E-03	2.8E-01	8.6E-01	1.0
2.949E-01	1.70E-13	2.5E-07	2.9E-05	9.0E-03	2.9E-01	8.6E-01	1.0
3.375E-01	1.00E-12	2.7E-07	4.2E-05	1.1E-02	3.2E-01	8.7E-01	1.0
3.823E-01	3.60E-12	2.8E-07	5.7E-05	1.4E-02	3.3E-01	8.8E-01	1.0
4.287E-01	1.20E-11	2.9E-07	8.2E-05	1.7E-02	3.5E-01	8.8E-01	1.0
4.761E-01	3.90E-11	3.1E-07	1.2E-04	2.1E-02	3.7E-01	8.8E-01	1.0
5.713E-01	2.00E-10	3.5E-07	2.2E-04	2.8E-02	3.9E-01	8.8E-01	1.0
6.177E-01	3.20E-10	3.8E-07	2.8E-04	3.3E-02	4.1E-01	9.0E-01	1.0
7.051E-01	8.80E-10	5.1E-07	4.7E-04	4.2E-02	4.3E-01	9.0E-01	1.0
7.819E-01	2.30E-09	8.5E-07	8.4E-04	5.6E-02	4.7E-01	9.1E-01	1.0
8.457E-01	5.60E-09	2.0E-06	1.7E-03	8.1E-02	5.3E-01	9.2E-01	1.0
9.158E-01	1.30E-08	6.1E-06	3.7E-03	1.2E-01	6.0E-01	9.4E-01	1.0
9.588E-01	3.30E-08	2.8E-05	9.6E-03	2.0E-01	6.9E-01	9.5E-01	1.0
9.902E-01	2.50E-07	2.0E-04	3.1E-02	3.4E-01	8.1E-01	9.7E-01	1.0
9.995E-01	9.30E-07	3.3E-03	1.4E-01	6.2E-01	9.3E-01	9.9E-01	1.0
1.000E+00	3.30E-05	2.7E-02	3.8E-01	8.4E-01	9.8E-01	1.0E+00	1.0

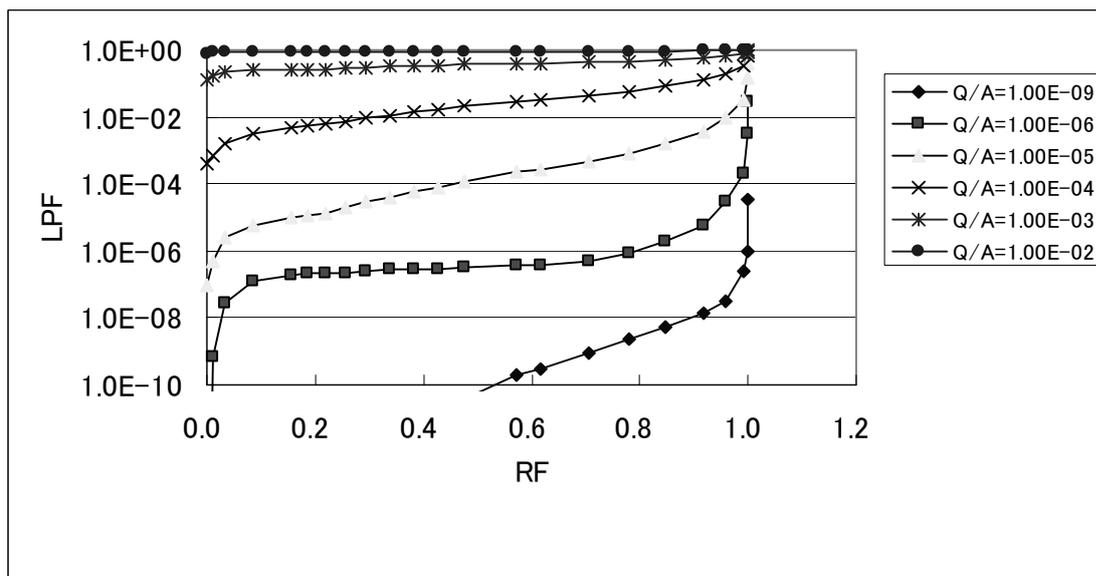


表 2.3-5 ダクトと部屋がひと続きの LPF(Q/A(Room)=1.0E-01(m/s))

RF duct Q/A	1.0E+00	1.0E-01	1.0E-02	1.0E-03	1.0E-04	1.0E-05	1.0E-06
9.996E-01	1.0E+00	1.0E+00	9.9E-01	9.3E-01	6.3E-01	1.5E-01	3.4E-03
9.900E-01	1.0E+00	1.0E+00	9.7E-01	8.0E-01	3.4E-01	3.2E-02	2.1E-04
9.082E-01	1.0E+00	9.9E-01	9.3E-01	5.9E-01	1.2E-01	3.4E-03	5.4E-06
7.102E-01	1.0E+00	9.8E-01	8.9E-01	4.3E-01	4.2E-02	4.8E-04	5.4E-07
5.000E-01	1.0E+00	9.7E-01	8.7E-01	3.5E-01	2.0E-02	1.2E-04	3.2E-07
2.898E-01	1.0E+00	9.7E-01	8.5E-01	3.0E-01	9.3E-03	2.8E-05	2.8E-07
9.185E-02	1.0E+00	9.7E-01	8.3E-01	2.3E-01	3.1E-03	6.1E-06	1.5E-07
9.995E-03	1.0E+00	9.6E-01	7.9E-01	1.5E-01	5.3E-04	6.1E-06	3.4E-10
4.447E-04	1.0E+00	9.6E-01	7.8E-01	1.3E-01	5.3E-04	6.1E-06	2.2E-20

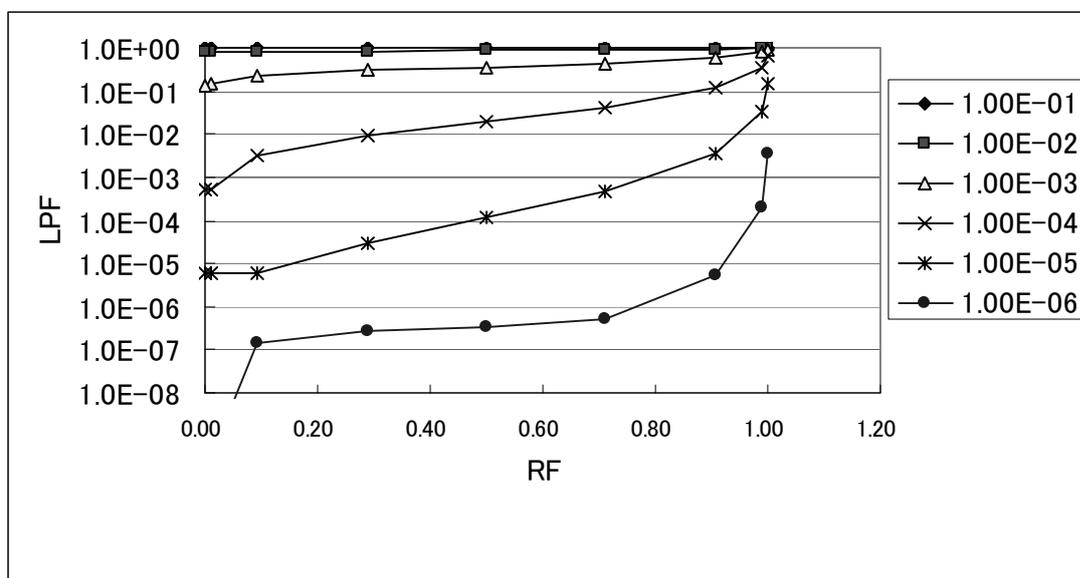


表 2.3-6 ダクトと部屋がひと続きの LPF(Q/A(Room)=1.0E-02(m/s))

RF duct Q/A	1.0	1.0E-01	1.0E-02	1.0E-03	1.0E-04	1.0E-05	1.0E-06
9.996E-01	1.0	9.9E-01	9.8E-01	9.3E-01	6.3E-01	1.5E-01	3.4E-03
9.900E-01	1.0	9.7E-01	9.5E-01	7.9E-01	3.4E-01	3.2E-02	2.0E-04
9.082E-01	1.0	9.3E-01	8.8E-01	5.7E-01	1.1E-01	3.4E-03	5.4E-06
7.102E-01	1.0	9.0E-01	8.2E-01	4.1E-01	4.2E-02	4.8E-04	5.4E-07
5.000E-01	1.0	8.8E-01	7.9E-01	3.3E-01	2.0E-02	1.1E-04	3.2E-07
2.898E-01	1.0	8.6E-01	7.6E-01	2.7E-01	9.2E-03	2.8E-05	2.8E-07
9.185E-02	1.0	8.4E-01	7.3E-01	2.1E-01	3.0E-03	6.1E-06	1.5E-07
9.995E-03	1.0	8.0E-01	6.7E-01	1.3E-01	5.1E-04	6.1E-06	3.4E-10
4.447E-04	1.0	8.0E-01	6.6E-01	1.1E-01	5.1E-04	6.1E-06	2.2E-20

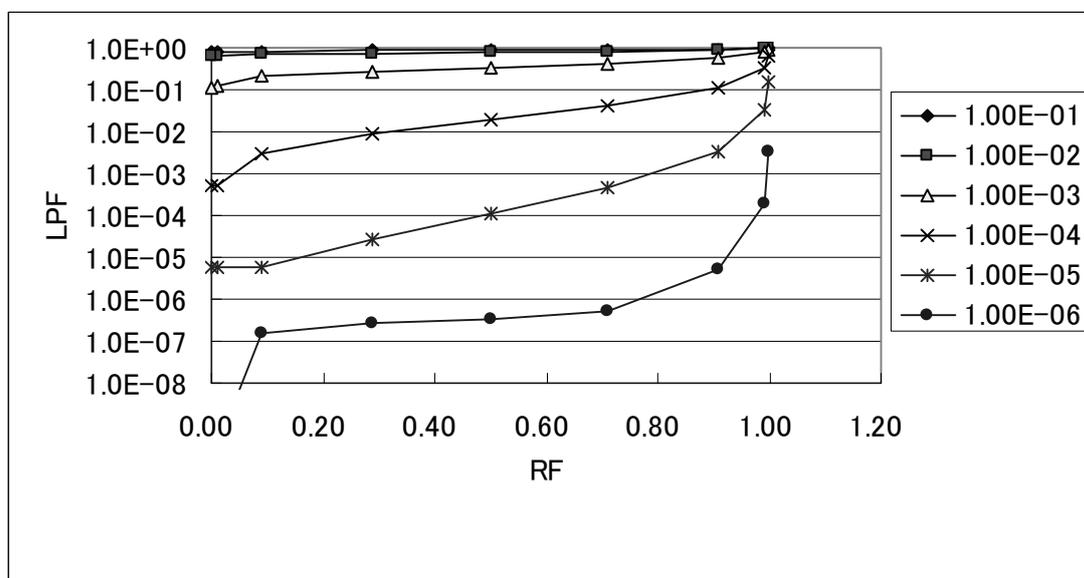


表 2.3-7 ダクトと部屋がひと続きの LPF(Q/A(Room)=1.0E-03(m/s))

RF duct Q/A	1.0	1.0E-01	1.0E-02	1.0E-03	1.0E-04	1.0E-05	1.0E-06
9.996E-01	1.0	9.4E-01	9.3E-01	8.8E-01	6.1E-01	1.4E-01	3.4E-03
9.900E-01	1.0	8.3E-01	8.2E-01	7.1E-01	3.2E-01	3.1E-02	2.1E-04
9.082E-01	1.0	6.6E-01	6.3E-01	4.5E-01	1.1E-01	3.3E-03	5.4E-06
7.102E-01	1.0	5.4E-01	5.1E-01	2.9E-01	3.7E-02	4.7E-04	5.4E-07
5.000E-01	1.0	4.9E-01	4.4E-01	2.2E-01	1.7E-02	1.1E-04	3.2E-07
2.898E-01	1.0	4.4E-01	4.0E-01	1.7E-01	7.9E-03	2.7E-05	2.8E-07
9.185E-02	1.0	4.0E-01	3.5E-01	1.2E-01	2.5E-03	6.0E-06	1.5E-07
9.995E-03	1.0	3.3E-01	2.8E-01	6.0E-02	4.2E-04	6.0E-06	3.3E-10
4.447E-04	1.0	3.1E-01	2.6E-01	5.0E-02	4.2E-04	6.0E-06	2.1E-20

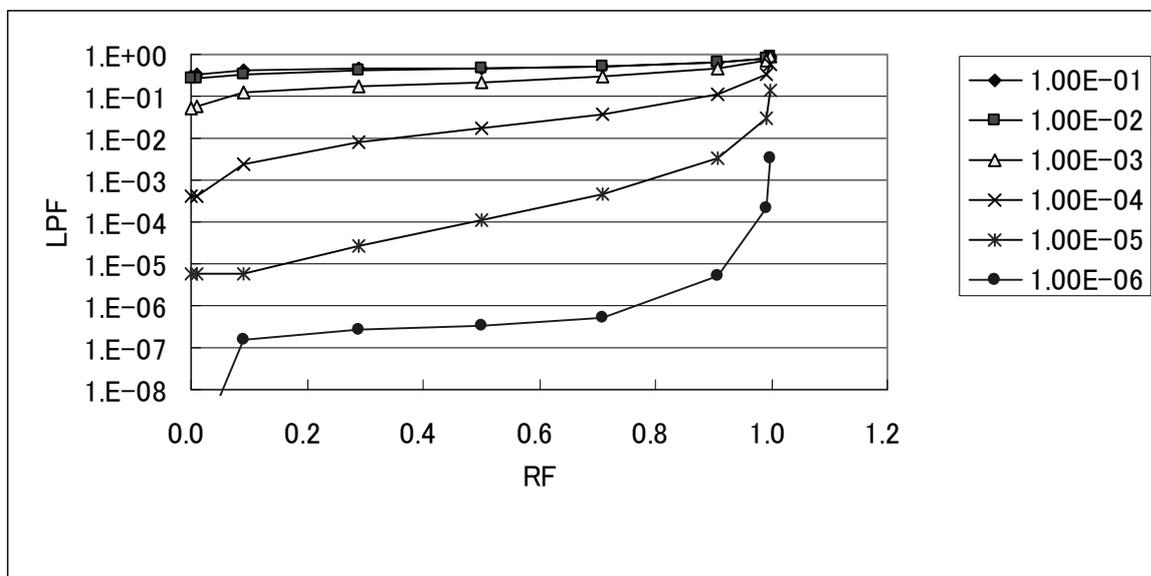


表 2.3-8 ダクトと部屋がひと続きの LPF(Q/A(Room)=1.0E-04(m/s))

RF duct Q/A	1.0	1.0E-01	1.0E-02	1.0E-03	1.0E-04	1.0E-05	1.0E-06
9.996E-01	1.0	6.9E-01	6.9E-01	6.6E-01	5.0E-01	1.3E-01	3.3E-03
9.900E-01	1.0	4.6E-01	4.5E-01	4.1E-01	2.3E-01	2.8E-02	2.0E-04
9.082E-01	1.0	2.4E-01	2.4E-01	1.9E-01	6.3E-02	2.8E-03	5.2E-06
7.102E-01	1.0	1.5E-01	1.4E-01	9.7E-02	2.0E-02	3.9E-04	5.3E-07
5.000E-01	1.0	1.1E-01	1.1E-01	6.2E-02	8.5E-03	9.1E-05	3.2E-07
2.898E-01	1.0	9.0E-02	8.2E-02	4.2E-02	3.6E-03	2.2E-05	2.7E-07
9.185E-02	1.0	7.1E-02	6.3E-02	2.5E-02	1.1E-03	5.3E-06	1.4E-07
9.995E-03	1.0	5.0E-02	4.3E-02	1.1E-02	1.7E-04	5.3E-06	3.0E-10
4.447E-04	1.0	4.7E-02	3.9E-02	8.8E-03	1.7E-04	5.3E-06	1.6E-20

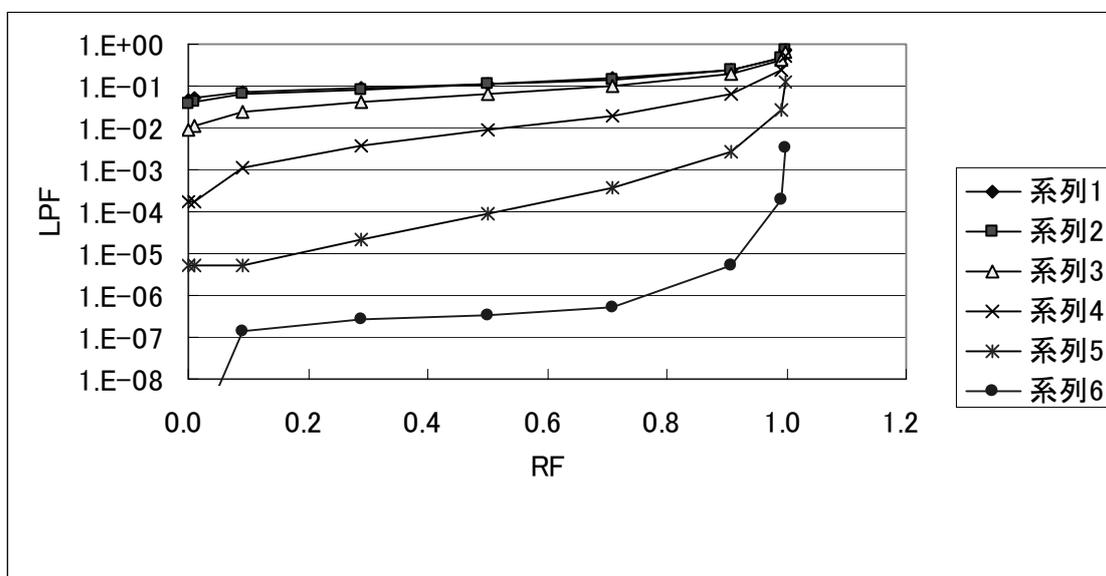


表 2.3-9 ダクトと部屋がひと続きの LPF(Q/A(Room)=1.0E-05(m/s))

RF duct Q/A	1.0	1.0E-01	1.0E-02	1.0E-03	1.0E-04	1.0E-05	1.0E-06
9.996E-01	1.0	2.7E-01	2.7E-01	2.7E-01	2.2E-01	8.0E-02	2.8E-03
9.900E-01	1.0	1.2E-01	1.2E-01	1.1E-01	7.6E-02	1.5E-02	1.6E-04
9.082E-01	1.0	4.3E-02	4.2E-02	3.6E-02	1.6E-02	1.3E-03	4.1E-06
7.102E-01	1.0	2.1E-02	2.0E-02	1.5E-02	4.2E-03	1.6E-04	4.6E-07
5.000E-01	1.0	1.4E-02	1.4E-02	8.7E-03	1.6E-03	3.5E-05	2.9E-07
2.898E-01	1.0	1.1E-02	1.0E-02	5.4E-03	6.4E-04	8.3E-06	2.4E-07
9.185E-02	1.0	7.9E-03	7.1E-03	3.0E-03	1.7E-04	3.0E-06	1.1E-07
9.995E-03	1.0	5.4E-03	4.6E-03	1.3E-03	3.6E-05	3.0E-06	1.6E-10
4.447E-04	1.0	5.1E-03	4.3E-03	1.1E-03	3.6E-05	3.0E-06	4.6E-20

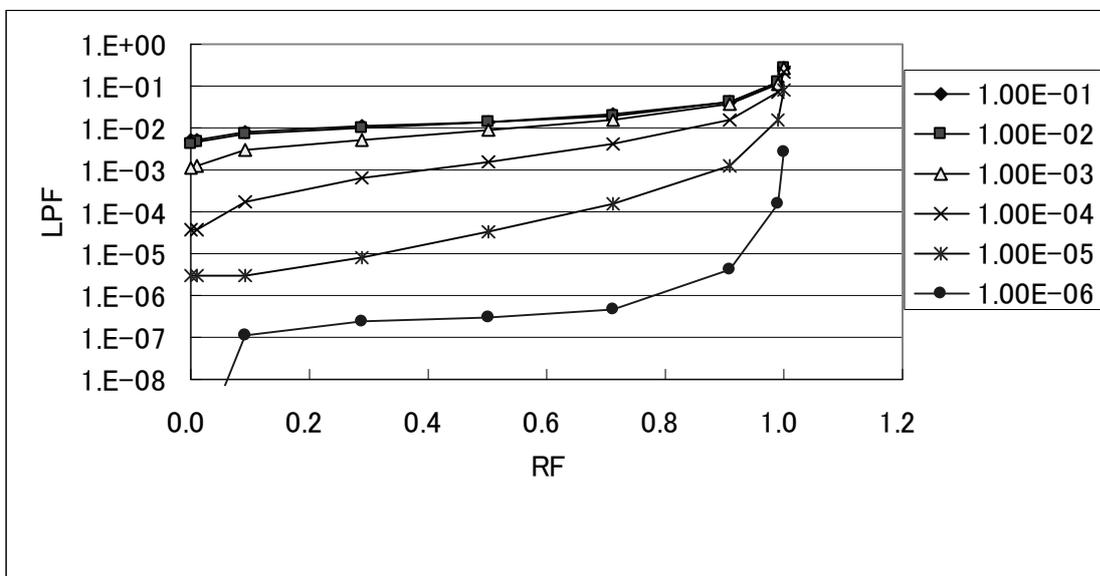


表 2.3-10 ダクトと部屋がひと続きの LPF(Q/A(Room)=1.0E-06(m/s))

RF duct Q/A	1.0	1.E-01	1.E-02	1.E-03	1.E-04	1.E-05	1.E-06
9.996E-01	1.0	0.05	0.05	0.049	0.043	0.02	1.10E-03
9.900E-01	1.0	0.017	0.017	0.016	0.011	2.90E-03	5.80E-05
9.082E-01	1.0	4.90E-03	4.90E-03	4.20E-03	2.00E-03	2.10E-03	1.40E-06
7.102E-01	1.0	2.30E-03	2.20E-03	1.60E-03	5.00E-04	2.50E-05	2.40E-07
5.000E-01	1.0	1.50E-03	1.40E-03	9.20E-04	1.90E-04	5.50E-06	1.50E-07
2.898E-01	1.0	1.10E-03	1.00E-03	5.60E-04	7.20E-05	1.50E-06	1.10E-07
9.185E-02	1.0	8.10E-04	7.20E-04	3.10E-04	1.90E-05	8.00E-07	3.40E-08
9.995E-03	1.0	5.50E-04	4.70E-04	1.30E-04	4.80E-06	8.00E-07	2.70E-11
4.447E-04	1.0	5.10E-04	4.30E-04	1.10E-04	4.80E-06	5.00E-07	5.60E-22

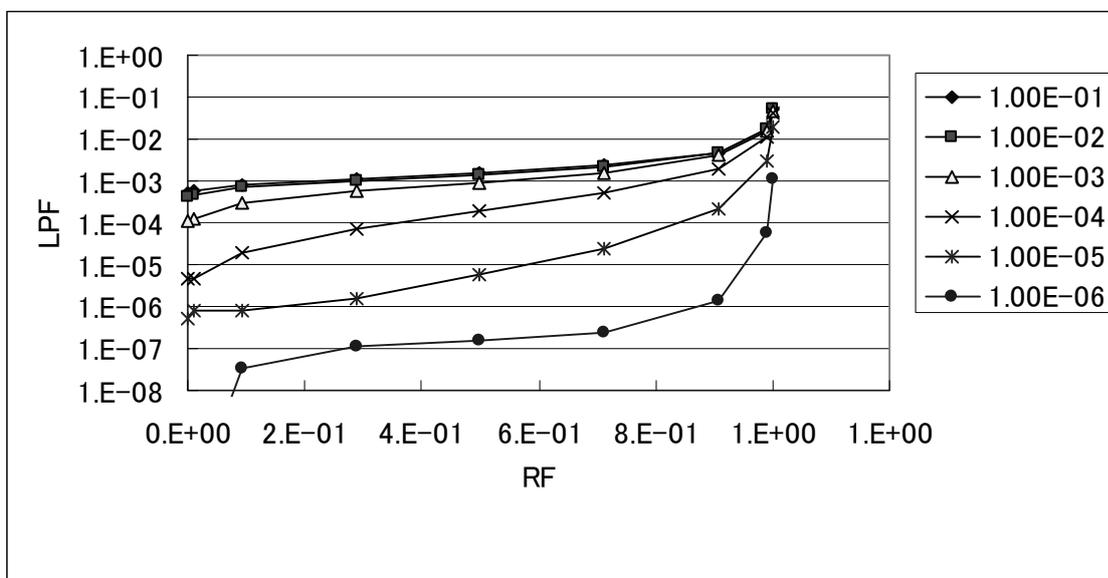


表 2.3-11 可燃物の燃焼特性データ (その1)

物質	$L, \text{kJ/g}$	$q_{rr}'' , \text{kW/m}^2$	$q_{fc}'' , \text{kW/m}^2$	$q_{fr}'' , \text{kW/m}^2$	$H_t, \text{kJ/g}$
アクリル	1.6	11	12	40	25
塩化ビニール	2.5	21	26	37	16
ポリスチレン	1.7	14	13	66	39
紙	3.2	12	18	40	14
ポリプロピレン (ゴム)	2.4	8	38	34	25 to 27
灯油	1.5	8	11	14	46 to 47.9
木材	3.6	16	18	40	18

表 2.3-12 可燃物の燃焼特性データ (その2)

物質	X_a	X_c	Y_s
アクリル	0.94	0.64	0.21
塩化ビニール	0.35	0.19	0.086
ポリスチレン	0.68	0.40	0.15
紙	1.00	0.80	0.001
ポリプロピレン (ゴム)	0.41	0.24	0.15 to 0.38
灯油	0.91	0.57	0.002 to 0.087
木材	0.70	0.44	0.015

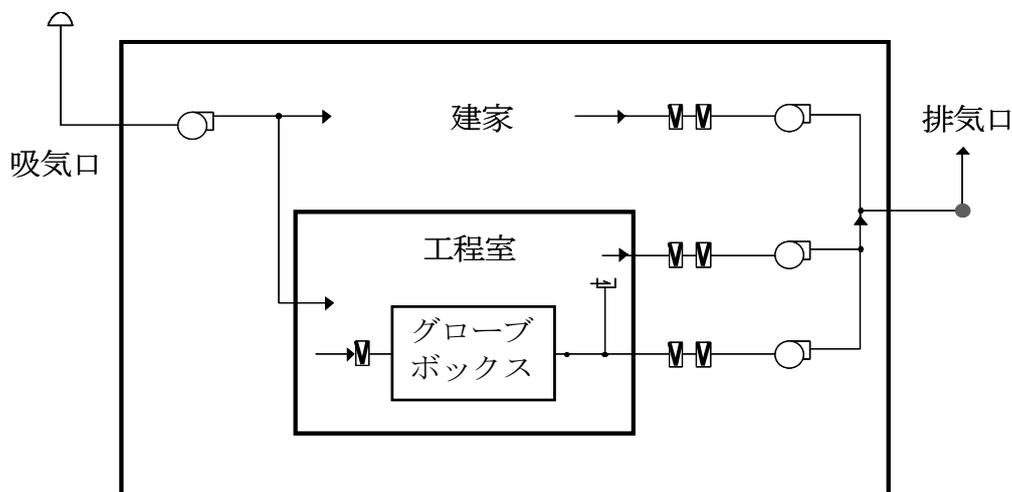


図 2.3-1 モデルプラント換気系の系統図

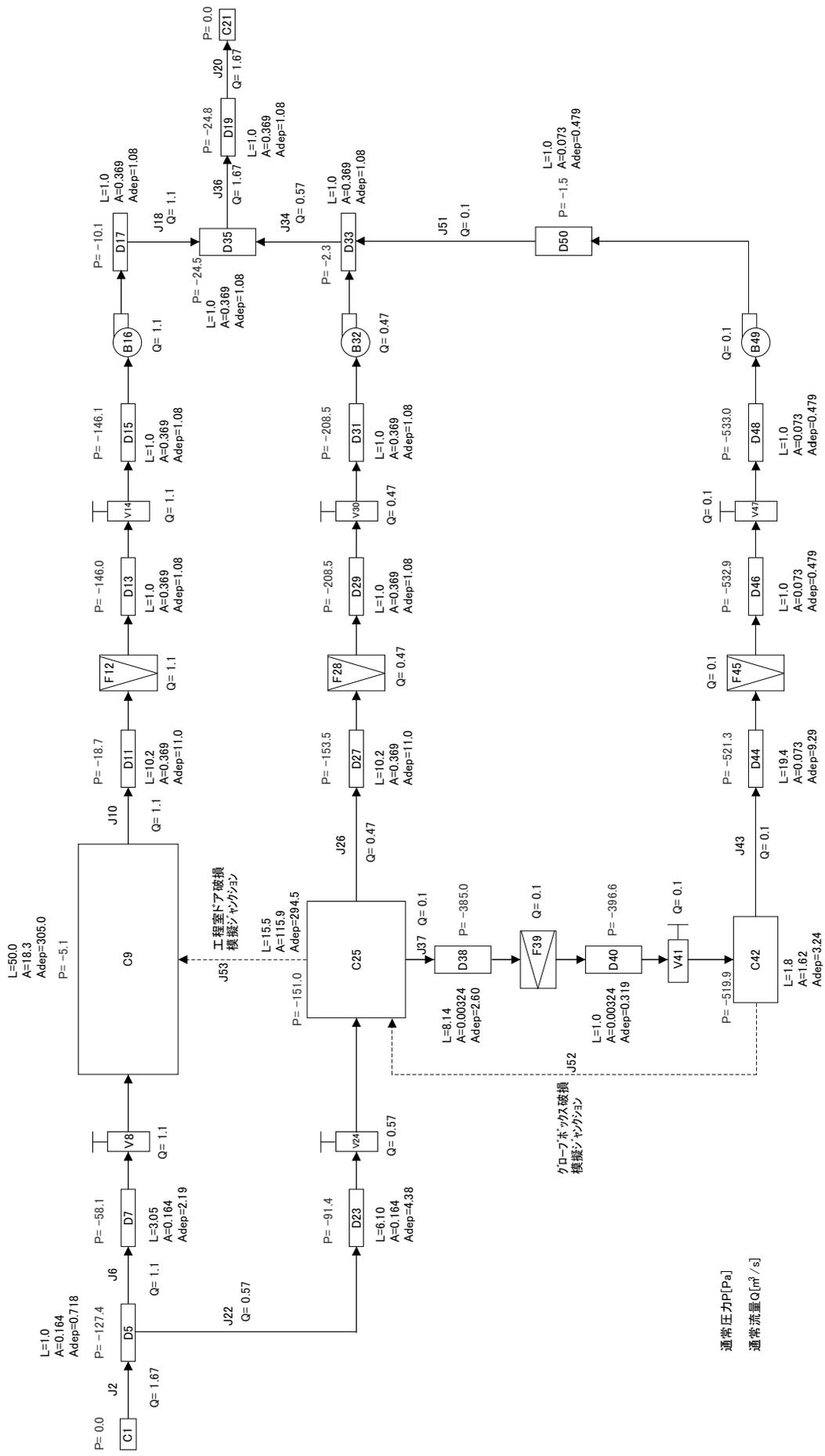


図 2.3-2 モデルプラント換気系をモデル化した CELVA-ID のノード・ジャンクション図

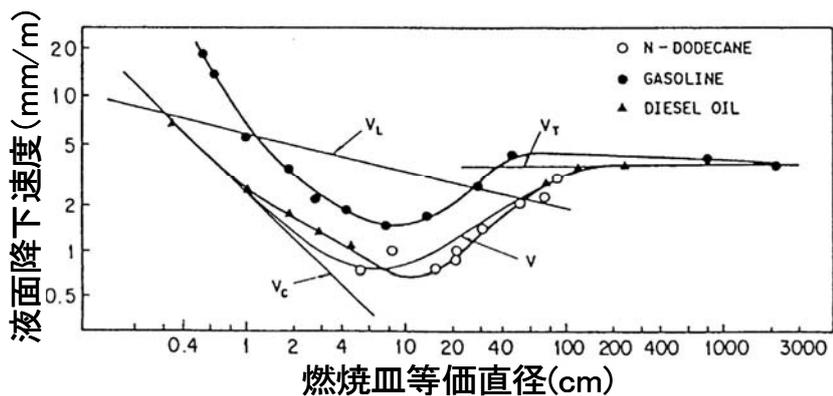


図 2.3-3 燃烧皿等価直径と液面降下速度との関係⁽²⁴⁾

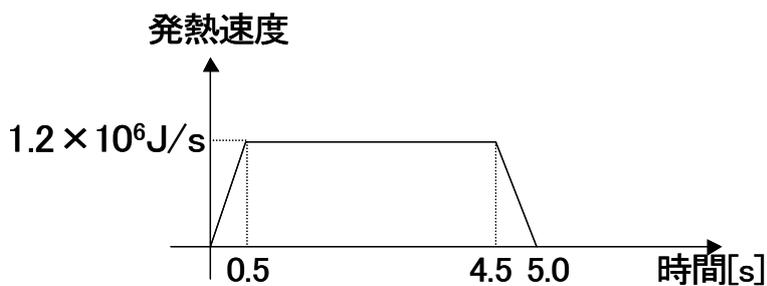


図 2.3-4 エタノール 250cc の燃烧プロフィール

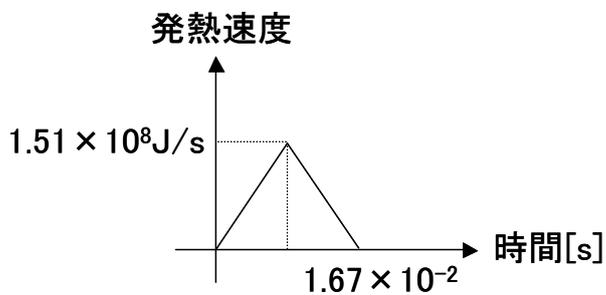


図 2.3-5 水素 (2.9m³、4%濃度、常温) の燃烧プロフィール

2.4 影響評価に用いる基礎データ

環境への放射性物質の放出量をもとに周辺公衆の被ばく線量を求めるための基礎データとして粒径の異なる単位質量の MOX のエアロゾルが環境中に放出された場合の被ばく線量をテーブル化している。このテーブルは、気象指針に基づき個人の被ばく線量を評価する旧原研で整備した COQDOQ-FC を用いて作成されている。これをもとに、事故シナリオ毎の環境への放射性物質放出量の評価結果から簡単に被ばく線量を求めることができる。評価対象として日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター 核燃料サイクル工学研究所および日本原燃(株) 再処理事業所の 2 サイトを想定している。

2.4.1 環境影響評価の条件

(1) サイトの基準点

対象サイトでの基準点（放出点）の緯度・経度を以下に示す。

- a) 日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所 プルトニウム燃料技術開発センター
北緯 36 度 26 分 07 秒、東経 140 度 36 分 10 秒
放出高さ：40m、放出時間：1 時間、放出量：1mgMOX
- b) 日本原燃(株) 再処理事業所
北緯 40 度 57 分 27 秒、東経 141 度 19 分 36 秒
放出高さ：25m、放出時間：1 時間、放出量：1mgMOX

以下、サイト a)を「JAEA」、サイト b)を「六ヶ所」と記す。放出する MOX の同位体組成を表 2.4-1 に示す。

(2) 利用した気象データの期間

JAEA	: 1997 年 01 月 01 日 01:00~1998 年 01 月 07 日 24:00
六ヶ所	: 1998 年 01 月 01 日 01:00~1999 年 01 月 07 日 24:00

(3) 内部被ばく線量換算係数

MOX 燃料加工施設における環境放出を考慮する際、プルトニウムなどの α 線放出核種が主要な核種となる。これらの核種は、粒子径の違いによって体内組織への沈着が異なることが知られており、被曝線量を評価する上で無視できない要因となっている。そこで、原子力機構の所有する内部被曝線量係数計算システム DSYS (Dose SYStem)⁽²⁵⁾ を使用して、MOX 燃料加工施設における放射性物質の環境放出に対応した COQDOQ-FC 用内部被曝線量係数を整備している。表 2.4-2 には、下記の条件で DSYS を用いて求めた実効線量換算係数を ICRP の値と比較して示す。

- **データ整備条件**

吸入および経口摂取による内部被曝線量係数は、以下の条件に従って整備している。

- **対象核種**

U および Pu の 9 核種に Am-241 を加えた全 10 核種とした (表 2.4-3)。Am-241 は α 線放出核種の中では比較的影響が大きいとされていることから、考慮に加えている。

- **対象者**

一般公衆の成人とした。放射性物質の摂取時年齢は通常 20 歳であるが、本作業で対象とする U、

Pu および Am は 25 歳とされている (ICRP 1993⁽²⁶⁾, ICRP 1996⁽²⁷⁾)。ICRP の体内動態モデルにおいて、これらの元素に対するいくつかの移行係数が、骨の形成率 (骨は 20 代前半まで形成が続く) に等しいと仮定されているためである。ここでのデータ整備の対象ではないが、アルカリ土類金属、Pb、Np 等も 25 歳とされている。

- **空気力学的放射能中央径 AMAD (Activity Median Aerodynamic Diameter)**
0.1, 1.0, 10.0 μm の 3 種類の AMAD を考慮した。
- **吸入のタイプ**
米国で開発された環境影響評価コード MACCS2 (D.I. Chanin et al., 1998) ⁽²⁸⁾ で選択しているタイプに基づいて設定した (U と Pu はタイプ S、Am はタイプ M)。ただし MACCS2 における D, W, Y を、それぞれ F, M, S に読み替えた上で設定している。
- **預託期間**
吸入は 1 日から無限大 (70 年) まで 13 期間、経口摂取は 10 年から無限大 (70 年) まで 6 期間としている。摂取時年齢は 25 歳のため、無限大は 95 歳となる。

(4) COQDOQ-FC の解析条件

COQDOQ-FC による解析の主要な条件は以下の通りである。

a) 被ばく経路

評価する被ばく経路は、 α 線放出核種であることを考慮して、以下に示す経路としている。

- 地表面に沈着した核種からの外部被ばく
- 吸入による内部被ばく
- 再浮遊核種の吸入による内部被ばく

b) ソースターム

JAEA サイト及び六ヶ所サイトでの MOX 富化度 18% を仮定したときの放射性核種の組成比と 1mgMOXHM の放射エネルギーを表 2.4-1 に示す。放出条件は、以下に示す通りである。

放出条件	JAEA サイト	六ヶ所サイト
放出継続時間	1 時間	1 時間
放出高さ	40 m	25 m

c) 線量評価用パラメータ

COQDOQ-FC による線量評価に用いるパラメータ値を表 2.4-4 に示す。

2.4.2 環境影響評価の基礎データと評価の手順

COQDOQ-FC で求めた JAEA サイト及び六ヶ所サイトの環境影響基礎データを表 2.4-5～表 2.4-10 に示す。

a) JAEA サイト

JAEA サイトでの最大 97%相対濃度の出現地点は、解析結果では、考慮した何れの粒径の場合も最大濃度地点はSEの方位に現れるが海上であるため、次に濃度の高いESEを最大濃度地点としている。

JAEA サイトでの粒径 0.1、1.0 および 10.0 μm の最大 97%相対濃度の出現地点における被ばく線量をそれぞれ表 2.4-5～2.4-7 に示す。被ばく経路別に見ると吸入による被ばく線量が支配的である。地表面からの外部被ばく線量の主要核種は、Am-241 である。吸入及び再浮遊吸入による内部被ばく線量の主要核種は、肺では Pu-238, Am-241、骨表面では Am-241、実効線量では Am-241, Pu-238 である。

b) 六ヶ所サイト

六ヶ所サイトでの最大 97%相対濃度の出現地点は、考慮した何れの粒径の場合も解析上は同方位ではサイト敷地内の地点で最大濃度を示したが、公衆の被ばくの観点より敷地境界での相対濃度を最大値としている。

六ヶ所サイトでの粒径 0.1、1.0 および 10.0 μm の最大 97%相対濃度の出現地点における被ばく線量をそれぞれ表 2.4-8～2.4-10 に示す。被ばく線量の傾向はJAEA サイトの結果と同様である。

c) 被ばく線量の求め方

表 2.4-5～表 2.4-10 は表 2.4-2 に示す同位体組成比 (MOX 富化度 18%を仮定) の 1mgMOXHM が放出された場合の被ばく線量である。個々の事故シナリオで放出される MOX 質量、富化度、エアロゾル粒径分布が決まれば、個々の同位体の放出量を求めることができるので、それに応じた被ばく線量を求めて積算することでシナリオ毎の被ばく量を求めることができる。

表 2.4-1 放射性核種組成比と 1mgMOXHM での放射能量

核種	JAEA サイト		六ヶ所サイト	
	質量比	放射能(Bq)	質量比	放射能(Bq)
U-232	7.68E-13	6.08E-02	3.89E-10	3.08E-01
U-234	7.05E-06	1.63E+00	3.57E-05	8.26E+00
U-235	1.28E-01	1.02E+01	3.16E-03	2.53E-01
U-236	2.18E-04	5.23E-01	1.11E-03	2.65E+00
U-238	5.45E-01	6.78E+00	8.08E-01	1.01E+01
Pu-238	3.78E-03	2.39E+06	4.28E-03	2.71E+06
Pu-239	2.07E-01	4.74E+05	1.05E-01	2.41E+05
Pu-240	7.02E-02	5.89E+05	4.55E-02	3.81E+05
Pu-241	2.77E-02	1.06E+08	2.35E-02	9.00E+07
Pu-242	6.61E-03	9.61E+02		
Am-241	1.59E-02	2.01E+09	8.92E-03	1.13E+09

表 2.4-2 実効線量換算係数と ICRP の比較

核種	タイプ	吸入による実効線量係数(50年預託線量)(Sv/Bq)					
		0.1 μm		1 μm		10 μm	
		DSYS	ICRP	DSYS	ICRP	DSYS	ICRP
U-232	S	9.6E-05	9.6E-05	3.8E-05	3.7E-05	1.8E-05	1.7E-05
U-234	S	2.5E-05	2.5E-05	9.4E-06	9.4E-06	4.7E-06	4.7E-06
U-235	S	2.2E-05	2.2E-05	8.5E-06	8.5E-06	4.3E-06	4.3E-06
U-236	S	2.3E-05	2.3E-05	8.7E-06	8.7E-06	4.4E-06	4.4E-06
U-238	S	2.1E-05	2.1E-05	8.0E-06	8.0E-06	4.0E-06	4.0E-06
Pu-238	S	4.0E-05	4.0E-05	1.6E-05	1.6E-05	7.1E-06	7.1E-06
Pu-239	S	4.1E-05	4.1E-05	1.6E-05	1.6E-05	6.9E-06	6.9E-06
Pu-240	S	4.1E-05	4.1E-05	1.6E-05	1.6E-05	6.9E-06	6.9E-06
Pu-241	S	4.3E-07	4.3E-07	1.8E-07	1.7E-07	5.0E-08	5.0E-08
Pu-242	S	3.8E-05	3.8E-05	1.5E-05	1.5E-05	6.5E-06	6.5E-06
Am-241	M	9.6E-05	9.6E-05	4.2E-05	4.2E-05	1.9E-05	1.9E-05

表 2.4-3 内部被ばく線量係数の整備条件

核種	吸入		経口摂取
	タイプ	AMAD = 0.1, 1.0, 10.0 μm	
U-232	S		
U-234	S		
U-235	S	1日 1年	10年
U-236	S	7日 10年	20年
U-238	S	14日 20年	30年
Pu-238	S	21日 30年	40年
Pu-239	S	30日 40年	50年
Pu-240	S	200日 50年	∞=70年
Pu-241	S	∞=70年	
Pu-242	S		
Am-241	M		

表 2.4-4 COQDOQ-FC による線量評価に用いたパラメータ値

被ばく経路	パラメータ		値	引用
沈着経路	乾燥沈着速度(m/s)	粒径 0.1 μ m	0.001	OSCAAR
		粒径 1 μ m	0.001	
		粒径 10 μ m	0.01	
	重力沈降速度(m/s)		0.0	
	洗浄係数パラメータ a (注)	粒径 0.1 μ m	1.0E-04	OSCAAR
	洗浄係数パラメータ b (注)		0.8	
	洗浄係数パラメータ a	粒径 1 μ m	1.0E-04	OSCAAR
	洗浄係数パラメータ b		0.8	
	洗浄係数パラメータ a	粒径 10 μ m	1.0E-04	
	洗浄係数パラメータ b		0.8	
吸入による内部被ばく	呼吸率 (m ³ /h)		1.2	ICRP Publ.71 成人活動時の値
再浮遊吸入による内部被ばく	再浮遊係数の速い減衰項の初期値 k1 (1/m)		1.0E-06	OSCAAR
	再浮遊係数の遅い減衰項の初期値 k2 (1/m)		0.0	
	再浮遊係数の減衰しない項の値 k3 (1/m)		0.0	
	再浮遊係数の速い減衰項の減衰定数 λ 1 (1/s)		1.46E-07	OSCAAR
	再浮遊係数の遅い減衰項の減衰定数 λ 2 (1/s)		0.0	
	評価期間 (d)		7.0	

(注) 洗浄係数(1/s) $\Lambda = a \cdot I^b$ ここで、 I は降水強度(mm/h)

表2.4-5 JAEAサイトでの最大97%相対濃度出現地点での被ばく線量

—MOX1mgHM放出、エアロゾル粒径0.1μm—

核種	地表面からの被ばく線量			吸入による被ばく線量			再浮遊吸入による被ばく線量			合計(地表面+吸入+再浮遊)		
	実効線量(Sv)		等価線量(Sv)	実効線量(Sv)		等価線量(Sv)	実効線量(Sv)		等価線量(Sv)	実効線量(Sv)		等価線量(Sv)
	肺	骨表面	肺	骨表面	肺	骨表面	肺	骨表面	肺	骨表面	肺	骨表面
U-232	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.28E-14	2.66E-13	3.44E-14	1.97E-17	1.59E-16	2.06E-17	3.28E-14	2.66E-13	3.45E-14
U-234	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.25E-13	1.87E-12	1.13E-14	1.35E-16	1.12E-15	6.80E-18	2.25E-13	1.88E-12	1.13E-14
U-235	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.29E-12	1.07E-11	7.44E-14	7.72E-14	6.41E-15	4.46E-17	1.29E-12	1.07E-11	7.44E-14
U-236	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.77E-14	5.63E-13	3.34E-15	4.06E-17	3.38E-16	2.00E-18	6.78E-14	5.63E-13	3.35E-15
U-238	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	8.14E-13	6.77E-12	4.11E-14	4.88E-16	4.06E-15	2.46E-17	8.14E-13	6.77E-12	4.11E-14
PU-238	8.04E-12	1.46E-12	1.11E-11	5.40E-07	3.15E-06	5.35E-06	3.24E-10	1.89E-09	3.21E-09	5.40E-07	3.15E-06	5.35E-06
PU-239	1.03E-12	3.78E-13	1.49E-12	1.08E-07	5.98E-07	1.21E-06	6.49E-11	3.59E-10	7.27E-10	1.08E-07	5.98E-07	1.21E-06
PU-240	2.23E-12	4.22E-13	3.09E-12	1.34E-07	7.43E-07	1.50E-06	8.06E-11	4.46E-10	9.01E-10	1.34E-07	7.44E-07	1.50E-06
PU-241	5.12E-13	5.31E-13	9.80E-13	2.57E-07	6.78E-07	6.00E-06	1.54E-10	4.06E-10	3.60E-09	2.58E-07	6.78E-07	6.01E-06
PU-242	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.08E-10	1.14E-09	2.33E-09	1.24E-13	6.85E-13	1.40E-12	2.08E-10	1.14E-09	2.33E-09
AM-241	3.42E-10	3.40E-10	8.60E-10	1.08E-06	1.06E-06	4.35E-05	6.47E-10	6.36E-10	2.61E-08	1.08E-06	1.06E-06	4.35E-05
核種合計	3.54E-10	3.43E-10	8.76E-10	2.12E-06	6.23E-06	5.76E-05	1.27E-09	3.74E-09	3.45E-08	2.12E-06	6.23E-06	5.76E-05

吸入による被ばくは、50年の預託期間を想定

表2.4-6 JAEAサイトでの最大97%相対濃度出現地点での被ばく線量

—MOX1mgHM放出、エアロゾル粒径1.0μm—

核種	地表面からの被ばく線量			吸入による被ばく線量			再浮遊吸入による被ばく線量			合計(地表面+吸入+再浮遊)			
	実効線量(Sv)		等価線量(Sv)	実効線量(Sv)		等価線量(Sv)	実効線量(Sv)		等価線量(Sv)	実効線量(Sv)		等価線量(Sv)	
	肺	骨表面	肺	骨表面	肺	骨表面	肺	骨表面	肺	骨表面	肺	骨表面	
U-232	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	5.96E-15	3.03E-14	4.04E-15	3.56E-17	1.81E-16	2.42E-17	5.99E-15	3.04E-14	4.06E-15
U-234	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.28E-14	2.21E-13	1.62E-15	2.56E-16	1.32E-15	9.67E-18	4.30E-14	2.22E-13	1.62E-15
U-235	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.40E-13	1.23E-12	1.04E-14	1.44E-15	7.33E-15	6.22E-17	2.41E-13	1.23E-12	1.05E-14
U-236	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.27E-14	6.51E-14	4.81E-16	7.63E-17	3.90E-16	2.88E-18	1.28E-14	6.55E-14	4.83E-16
U-238	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.49E-13	7.62E-13	5.85E-15	8.94E-16	4.56E-15	3.51E-17	1.50E-13	7.66E-13	5.89E-15
PU-238	7.92E-11	1.44E-11	1.09E-10	9.34E-08	4.06E-07	6.32E-07	5.59E-10	2.43E-09	3.79E-09	9.40E-08	4.09E-07	6.36E-07	
PU-239	1.01E-11	3.73E-12	1.47E-11	1.81E-08	7.35E-08	1.43E-07	1.08E-10	4.40E-10	8.58E-10	1.82E-08	7.39E-08	1.44E-07	
PU-240	2.20E-11	4.16E-12	3.05E-11	2.25E-08	9.16E-08	1.78E-07	1.35E-10	5.48E-10	1.07E-09	2.26E-08	9.22E-08	1.79E-07	
PU-241	5.04E-12	5.24E-12	9.66E-12	2.96E-08	7.28E-08	7.10E-07	1.77E-10	4.55E-10	4.25E-09	2.98E-08	7.32E-08	7.14E-07	
PU-242	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.45E-11	1.37E-10	2.76E-10	2.06E-13	8.18E-13	1.65E-12	3.47E-11	1.38E-10	2.78E-10	
AM-241	3.37E-09	3.36E-09	8.47E-09	2.11E-07	1.65E-07	8.78E-06	1.27E-09	9.86E-10	5.26E-08	2.16E-07	1.69E-07	8.84E-06	
核種合計	3.49E-09	3.38E-09	8.64E-09	3.75E-07	8.09E-07	1.04E-05	2.24E-09	4.84E-09	6.25E-08	3.81E-07	8.17E-07	1.05E-05	

吸入による被ばくは、50年の預託期間を想定

表2.4-7 JAEAサイトでの最大97%相対濃度出現地点での被ばく線量
 -MOX1mgHM放出、エアロゾル粒径10.0 μm-

核種	地表面からの被ばく線量			吸入による被ばく線量			再浮遊吸入による被ばく線量			合計 (地表面+吸入+再浮遊)		
	実効線量 (Sv)			実効線量 (Sv)			実効線量 (Sv)			実効線量 (Sv)		
	肺	骨表面	等価線量 (Sv)	肺	骨表面	等価線量 (Sv)	肺	骨表面	等価線量 (Sv)	肺	骨表面	等価線量 (Sv)
U-232	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.31E-14	1.06E-13	1.39E-14	7.86E-18	6.37E-17	8.33E-18	1.31E-14	1.06E-13	1.39E-14
U-234	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	8.58E-14	7.13E-13	4.73E-15	5.15E-17	4.27E-16	2.83E-18	8.59E-14	7.13E-13	4.73E-15
U-235	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.84E-13	4.02E-12	3.09E-14	2.90E-16	2.41E-15	1.85E-17	4.85E-13	4.02E-12	3.09E-14
U-236	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.56E-14	2.13E-13	1.40E-15	1.54E-17	1.28E-16	8.37E-19	2.56E-14	2.13E-13	1.40E-15
U-238	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.05E-13	2.54E-12	1.71E-14	1.83E-16	1.52E-15	1.02E-17	3.05E-13	2.54E-12	1.71E-14
PU-238	8.04E-12	1.46E-12	1.11E-11	2.16E-07	1.25E-06	2.17E-06	1.29E-10	7.48E-10	1.30E-09	2.16E-07	1.25E-06	2.17E-06
PU-239	1.03E-12	3.78E-13	1.49E-12	4.25E-08	2.32E-07	4.92E-07	2.55E-11	1.39E-10	2.95E-10	4.26E-08	2.32E-07	4.92E-07
PU-240	2.23E-12	4.22E-13	3.09E-12	5.32E-08	2.89E-07	6.11E-07	3.19E-11	1.73E-10	3.66E-10	5.32E-08	2.89E-07	6.11E-07
PU-241	5.12E-13	5.31E-13	9.80E-13	1.04E-07	2.72E-07	2.43E-06	6.23E-11	1.63E-10	1.46E-09	1.04E-07	2.72E-07	2.43E-06
PU-242	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	8.08E-11	4.38E-10	9.48E-10	4.85E-14	2.63E-13	5.69E-13	8.09E-11	4.38E-10	9.49E-10
AM-241	3.42E-10	3.40E-10	8.60E-10	4.71E-07	4.17E-07	1.93E-05	2.82E-10	2.50E-10	1.16E-08	4.72E-07	4.18E-07	1.93E-05
核種合計	3.54E-10	3.43E-10	8.76E-10	8.87E-07	2.46E-06	2.50E-05	5.32E-10	1.47E-09	1.50E-08	8.88E-07	2.46E-06	2.50E-05

吸入による被ばくは、50年の預託期間を想定

表2.4-8 六ヶ所サイトでの最大97%相対濃度出現地点での被ばく線量
 -MOX1mgHM放出、エアロゾル粒径0.1 μm-

核種	地表面からの被ばく線量			吸入による被ばく線量			再浮遊吸入による被ばく線量			合計 (地表面+吸入+再浮遊)		
	実効線量 (Sv)			実効線量 (Sv)			実効線量 (Sv)			実効線量 (Sv)		
	肺	骨表面	等価線量 (Sv)	肺	骨表面	等価線量 (Sv)	肺	骨表面	等価線量 (Sv)	肺	骨表面	等価線量 (Sv)
U-232	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.43E-13	1.97E-12	2.55E-13	1.94E-16	1.57E-15	2.04E-16	2.43E-13	1.97E-12	2.55E-13
U-234	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.67E-12	1.39E-11	8.40E-14	1.33E-15	1.11E-14	6.72E-17	1.67E-12	1.39E-11	8.41E-14
U-235	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.67E-14	3.88E-13	2.70E-15	3.73E-17	3.10E-16	2.16E-18	4.67E-14	3.88E-13	2.70E-15
U-236	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	5.02E-13	4.17E-12	2.48E-14	4.01E-16	3.34E-15	1.98E-17	5.03E-13	4.18E-12	2.48E-14
U-238	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.77E-12	1.48E-11	8.95E-14	1.42E-15	1.18E-14	7.15E-17	1.77E-12	1.48E-11	8.95E-14
PU-238	1.78E-11	3.22E-12	2.45E-11	8.96E-07	5.22E-06	8.87E-06	7.16E-10	4.18E-09	7.09E-09	8.97E-07	5.23E-06	8.88E-06
PU-239	1.02E-12	3.75E-13	1.48E-12	8.05E-08	4.45E-07	9.01E-07	6.43E-11	3.56E-10	7.21E-10	8.05E-08	4.45E-07	9.02E-07
PU-240	2.81E-12	5.32E-13	3.90E-12	1.27E-07	7.03E-07	1.42E-06	1.02E-10	5.62E-10	1.14E-09	1.27E-07	7.04E-07	1.42E-06
PU-241	8.47E-13	8.80E-13	1.62E-12	3.20E-07	8.42E-07	7.46E-06	2.55E-10	6.73E-10	5.96E-09	3.20E-07	8.42E-07	7.46E-06
AM-241	3.75E-10	3.73E-10	9.43E-10	8.88E-07	8.72E-07	3.38E-05	7.10E-10	6.97E-10	2.86E-08	8.89E-07	8.73E-07	3.58E-05
核種合計	3.98E-10	3.78E-10	9.74E-10	2.31E-06	8.09E-06	5.44E-05	1.85E-09	6.46E-09	4.35E-08	2.31E-06	8.09E-06	5.45E-05

吸入による被ばくは、50年の預託期間を想定

表2.4-9 六ヶ所サイトでの最大97%相対濃度出現地点での被ばく線量

—MOX1mgHM放出、エアロゾル粒径1.0 μm—

核種	地表面からの被ばく線量			吸入による被ばく線量			再浮遊吸入による被ばく線量			合計(地表面+吸入+再浮遊)		
	実効線量(Sv)			等価線量(Sv)			実効線量(Sv)			等価線量(Sv)		
	肺	骨表面	(Sv)	肺	骨表面	(Sv)	肺	骨表面	(Sv)	肺	骨表面	(Sv)
U-232	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.73E-14	7.88E-13	1.03E-13	7.77E-17	6.30E-16	8.23E-17	9.75E-14	7.89E-13	1.03E-13
U-234	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.36E-13	5.29E-12	3.50E-14	5.09E-16	4.23E-15	2.80E-17	6.37E-13	5.29E-12	3.51E-14
U-235	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.76E-14	1.46E-13	1.12E-15	1.41E-17	1.17E-16	8.96E-19	1.76E-14	1.46E-13	1.12E-15
U-236	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.90E-13	1.58E-12	1.04E-14	1.52E-16	1.26E-15	8.27E-18	1.90E-13	1.58E-12	1.04E-14
U-238	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.65E-13	5.53E-12	3.72E-14	5.32E-16	4.42E-15	2.97E-17	6.66E-13	5.53E-12	3.72E-14
PU-238	1.78E-11	3.22E-12	2.45E-11	3.58E-07	2.07E-06	3.60E-06	2.86E-10	1.65E-09	2.88E-09	3.58E-07	2.07E-06	3.60E-06
PU-239	1.02E-12	3.75E-13	1.48E-12	3.16E-08	1.73E-07	3.66E-07	2.53E-11	1.38E-10	2.92E-10	3.17E-08	1.73E-07	3.66E-07
PU-240	2.81E-12	5.32E-13	3.90E-12	5.03E-08	2.74E-07	5.78E-07	4.02E-11	2.19E-10	4.62E-10	5.04E-08	2.74E-07	5.79E-07
PU-241	8.47E-13	8.80E-13	1.62E-12	1.29E-07	3.37E-07	3.02E-06	1.03E-10	2.70E-10	2.41E-09	1.29E-07	3.38E-07	3.02E-06
AM-241	3.75E-10	3.73E-10	9.43E-10	3.87E-07	3.43E-07	1.59E-05	3.10E-10	2.74E-10	1.27E-08	3.88E-07	3.44E-07	1.59E-05
核種合計	3.98E-10	3.78E-10	9.74E-10	9.57E-07	3.20E-06	2.34E-05	7.65E-10	2.56E-09	1.87E-08	9.58E-07	3.20E-06	2.34E-05

吸入による被ばくは、50年の預託期間を想定

表2.4-10 六ヶ所サイトでの最大97%相対濃度出現地点での被ばく線量

—MOX1mgHM放出、エアロゾル粒径10.0 μm—

核種	地表面からの被ばく線量			吸入による被ばく線量			再浮遊吸入による被ばく線量			合計(地表面+吸入+再浮遊)		
	実効線量(Sv)			等価線量(Sv)			実効線量(Sv)			等価線量(Sv)		
	肺	骨表面	(Sv)	肺	骨表面	(Sv)	肺	骨表面	(Sv)	肺	骨表面	(Sv)
U-232	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.39E-14	2.23E-13	2.97E-14	2.82E-16	1.43E-15	1.91E-16	4.41E-14	2.24E-13	2.99E-14
U-234	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.15E-13	1.63E-12	1.19E-14	2.03E-15	1.05E-14	7.65E-17	3.17E-13	1.64E-12	1.20E-14
U-235	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	8.65E-15	4.42E-14	3.75E-16	5.56E-17	2.84E-16	2.41E-18	8.71E-15	4.45E-14	3.77E-16
U-236	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.38E-14	4.80E-13	3.54E-15	6.03E-16	3.09E-15	2.28E-17	9.44E-14	4.83E-13	3.56E-15
U-238	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.23E-13	1.65E-12	1.27E-14	2.08E-15	1.06E-14	8.15E-17	3.25E-13	1.66E-12	1.28E-14
PU-238	1.40E-10	2.54E-11	1.93E-10	1.54E-07	6.69E-07	1.04E-06	9.90E-10	4.31E-09	6.70E-09	1.55E-07	6.74E-07	1.05E-06
PU-239	8.04E-12	2.96E-12	1.17E-11	1.33E-08	5.43E-08	1.06E-07	8.58E-11	3.49E-10	6.81E-10	1.34E-08	5.46E-08	1.07E-07
PU-240	2.22E-11	4.20E-12	3.08E-11	2.11E-08	8.61E-08	1.67E-07	1.36E-10	5.54E-10	1.08E-09	2.13E-08	8.67E-08	1.68E-07
PU-241	6.69E-12	6.94E-12	1.28E-11	3.65E-08	8.98E-08	8.76E-07	2.35E-10	5.77E-10	5.63E-09	3.67E-08	9.04E-08	8.82E-07
AM-241	2.96E-09	2.95E-09	7.44E-09	1.73E-07	1.33E-07	7.17E-06	1.11E-09	8.66E-10	4.61E-08	1.77E-07	1.38E-07	7.23E-06
核種合計	3.14E-09	2.99E-09	7.69E-09	3.98E-07	1.03E-06	9.36E-06	2.56E-09	6.65E-09	6.02E-08	4.03E-07	1.04E-06	9.43E-06

吸入による被ばくは、50年の預託期間を想定

2.5 モデルプラントを対象とした重要な IROFS の同定

重要な IROFS の同定では、まず、各事故シナリオ上での重要な IROFS を同定し、次に施設全体のリスクを考慮した重要な IROFS を同定する際の参考とする。ここでは、事故シナリオ毎の重要度評価の実施例と施設全体のリスクを考慮した重要度評価の実施例を示す。

2.5.1 事故シナリオ毎の重要度評価の実施例

重要度評価で用いる指標は、FV 値と RAW 値である。はじめに異常事象を防止もしくは緩和する機能を持つ IROFS を抽出し、次に FV 値と RAW 値を計算する。FV 値と RAW 値を用いて、図 2.5-1 に示すような重要度プロファイルを作成する。図 2.5-1 は、MOX 加工施設 PSA の焼結炉の水素爆発について重要度評価を行ったものである。FV 値と RAW 値は、SAPHIRE⁽²⁹⁾コードを用いて計算している。核燃料施設では、原子炉施設と比較すると重要度評価の実施例も少なく、また、防護システムの違いから、原子炉施設の重要度評価で用いる重要であると判断する FV 値と RAW 値の境界値を利用することができないため、この図から、FV 値と RAW 値が相対的に大きい IROFS を、対象とした事象での重要な IROFS とする。以下に、焼結炉での水素爆発に関わる重要な IROFS を示す。

- ・ 水素検出器 2 つ
- ・ バルブ
- ・ 流量制御装置-炉内ガス供給用
-水素ガス供給用
- ・ 警報機

ただし、この評価では異常事象の発生頻度から重要度を求めているため、緩和策の重要度および IROFS の成功/失敗による放射性物質の放出量の変化は評価結果に反映されていない。

2.5.2 施設全体のリスクを考慮した重要な IROFS の同定方法の例

前項で説明した重要度評価では、個々の異常事象の発生に係わる重要な IROFS を同定できるが、施設全体のリスクの観点からは、それぞれの異常事象の発生頻度および事故影響は違うため、前項で示した方法のみでは、同定された IROFS 相互の重要度が把握できない。そこで、重要度指標の式の F には事故緩和シーケンスを考慮に入れた発生頻度を用い、FV 値の代わりにリスク減少価値 (RRW)⁽³⁰⁾で表現する F(0)と RAW 値で表現する F(1)を求め、求めた各異常事象の F(0)と F(1)に、各異常事象に対する放射性物質の放出量を掛けたものをリスク(0)とリスク(1)とし、リスク(0)を横軸、リスク(1)を縦軸としたグラフで表す重要度プロファイルを使用する。

図 2.5-2 に、この重要度プロファイルの例を示す。図 2.5-2 に示した黒矢印の先の赤い基準点が、「容器ハンドリングの異常が原因となる粉末落下」の基準点である。この異常事象に対する IROFS は、落下防止機構と位置センサーであり、これらの重要度を示すプロット点に基準点から紫の矢印をつけた。この矢印の横軸 (リスク(0)) 方向では、基準点から値が小さくなる (0 に近づく) ほど RRW が大きい IROFS であり (緑矢印)、縦軸(リスク(1))方向では、基準点から値が大きくなるほど RAW が大きい IROFS である (青矢印)。このような重要度プロファイルに対象となる IROFS をプロットし、相対的にリスクに及ぼす影響の大きな IROFS を、リスク上重要な IROFS として同定できる。図 2.5-2 からわかるように、「容器ハンドリングの異常が原因の粉末落下」のリスクは小さいため、FV 値や RAW 値が大きくても、これらの IROFS は施設全体のリスクで見た場合リスク上重要な IROFS には

ならない。図 2.5-2 に相対的に施設全体のリスクからみて重要な IROFS として選別する領域を赤線で示す。図中、右上の円内にある IROFS は事象そのもののリスクが相対的に大きいため、それに係わる IROFS はリスク(0)およびリスク(1)の値に係わらず重要な IROFS と判断される。図中、縦軸上の左隅にある小円内に位置する IROFS は、事象そのもののリスクは小さいが、リスク(0)が小さく、リスク(1)が大きいため重要な IROFS と判断できる。境界線近くにある IROFS も重要な IROFS と判断する。

2.5.3 保守管理のための重要度評価実施例

前節では、施設外への影響の観点から重要な IROFS を同定する例を示した。一方、本節では、施設内での影響および事象の発生防止の観点から重要と考えられる IROFS を同定した例を示す。

第一部 6.2 節で提案した手順に従い、リスクレベルマトリクス用テーブルから影響緩和策を除いた重要度評価用テーブルを作成する。また、同表中で、影響緩和策である排風機の故障が異常事象の発生原因である異常事象候補には、GB 内に放置された有機溶剤の気化・滞留を原因とする火災もしくは爆発がある。影響緩和策の効果は定性的に重要と判断できることから、排風機の故障が無ければ有機溶剤の放置を原因とする異常事象は発生しないため、テーブルから取り除いた。

次に臨界事象のリスクレベルを決定する。第 2 部 1.3 節で示した臨界事故の発生頻度概略評価では、臨界に至るシーケンスとして 9 シーケンスを同定した。そこでは、2 つの管理計算機それぞれにおいて、データベースの異常と計算機内部の偽正常を考慮しており、これらの組合せは発生防止上同一機能とみなせることから 1 つのシーケンスにまとめることができる。よって、8 つの臨界発生シーケンスに関する防止策のグループ化および指標による評価を行った。

(1) 計算機異常による事象進展シーケンス

運転管理計算機および臨界管理計算機ともに異常状態となる。そのため、秤量器等の容器の確認手段が無効となり、また、計算機を監視する運転員は、計算機があたかも正常であるかのような出力を表示するため異常に気がつかない。しかし、最終確認を行う運転員については、手動にて移動許可を出すことより、異常に気付く可能性があるとした。このため、2 台の計算機異常に対する臨界発生防止策は、運転員の移動許可時の監視である。よって発生頻度は、指標表記で Aac となる。

(2) 計算機異常 (DB 異常と計算機異常) による事象進展シーケンス

異常を考慮する発生防止策は(1)と同じであるが、異なる点は、計算機の異常状態の一つとして、容器の重量や ID の情報を補完するデータベース (DB) に異常があり、そのため、本来参照すべきデータを正しく参照できない状態にあることである。よって、(1)と同様、臨界発生防止策は、運転員の移動許可時の監視である。よって発生頻度は Aac となる。

(3) 秤量器異常による事象進展シーケンス

2 台ある秤量器が同時に故障し、正確に容器重量を秤量できないため、ユニット内の核物質重量と帳簿上の値に差が生まれる。秤量器自身は独立であるが、管理等が共通になる可能性があるため、冗長性を持つ能動的管理に相当する。秤量器異常が繰り返されることによりユニット内の核的制限値を超える可能性はあるが、その差は大きくなく、核的制限値を超えて臨界に達するには、計算機管理システムの異常の発生が必要である。このため秤量器異常に対する臨界発生防止策は、2 台の計算機管理、運転員の移動許可時の監視である。よって発生頻度は Aaac となる。

(4)ID 確認異常 (ID 読み取り 2 台の異常と計算機による ID 確認失敗) による
事象進展シーケンス

ID が読み取れていないため、誤った情報が DB に登録される。そのため、運転および臨界管理計算機を監視している運転員は、異常を発見する可能性がある。異常が発見されなかった場合、運転管理計算機を操作する運転員はそのまま移動手続きを行うが、運転管理および臨界管理計算機上で異常が発見される。このため 2 台の ID 読み取り失敗に対する臨界発生防止策は、運転監視運転員および臨界監視運転員の監視、独立とみなす計算機 2 台である。よって発生頻度は、Aaabb となる。

(5)搬送機異常による事象進展シーケンス

搬送機の異常により、目的容器以外の容器を運搬、もしくは、必要以上の容器を停止することなくユニットへ送り続けるような状態を想定している。このような異常の発生は、それぞれ十分に発生しないような設計することが想定し得るが、能動的な管理であると判断する。また、目的外の容器もしくは意図しない容器の連続移動は、2 台の計算機および移動状態を監視している 2 人の運転員により発見される。このため、搬送機異常に対する臨界発生防止策は、運転監視運転員および臨界監視運転員の監視、独立とみなす計算機 2 台である。よって、発生頻度は、Baabb となる。

(6)ID 異常 (すべての ID 読み取り失敗) による事象進展シーケンス

ID の読み取りがすべて失敗しているため、計算機でも確認できない状況を想定している。一方、二人の運転員による監視において、ID 読み取りに失敗していることに気付く可能性がある。なお、運転員の監視による異常の検知に失敗した場合、容器に間違いはないとの思い込みにより移動許可時における異常の検知の可能性はないとし、事象進展シーケンス上考慮よりはずした。よってすべての ID 読み取り失敗に対する臨界発生防止策は、運転監視運転員および臨界監視運転員の監視である。よって、発生頻度は、Abb となる。

(7)DB 異常

(結果的に計算機異常と同じ)

2 つの容器の重量や ID の情報を保管するデータベース (DB) に異常があり、そのため、本来参照すべきデータを正しく参照できない状態にあるとしている。この場合においても、運転員が最終的な移動許可を出す段階で移動予定容器 ID と表示 ID が異なる可能性があることから、発生防止策として運転員の監視が期待できる。これより DB 異常に対する臨界発生防止策は運転員の移動許可時の監視である。よって発生頻度は、Aac となる。

(8)信号発信異常

移動許可信号が誤って発せられる場合を想定している。しかし、臨界に至るには、搬送機の異常、意図しない容器搬入の監視の失敗、臨界管理計算機からの最後のユニット前シャッターの開信号の誤発信、さらにシャッター開の継続が必要となる。よって発生頻度は Baabb となる。以上の検討より、臨界発生防止策失敗の発生頻度指標を Aac と評価され、頻度カテゴリは 1 となる。ここでは、物理的に臨界の発生の可能性がないユニットは除外して、最終混合ユニットおよび焼結炉ユニットでの臨界のリスクレベルのみを対象とする。

臨界が発生した場合の影響を検討する。ここで示す評価例では、施設外でのガンマ線による被ばく量の既存の評価結果を利用する。利用する被ばく評価では、 10^{17} fissions の臨界が壁厚さ 100cm のセルで発生した場合を想定し、ガンマ線、2 次ガンマ線、中性子線を考慮して計算した発生点から 300～1000m までの線量の計算結果であり、図 2.5-3 に示す。これをもとに個々の放射線の線量の近似曲線を求め、それらの累積曲線から運転員と線源との距離を 10m と仮定し、そのときの線量を外挿で求めた。図 2.5-3 では 1Sv 程度となるが、既存の評価結果のグラフの傾きから類推して累積近似曲線は過大評価である。ここでは、仮に 100mSv とした場合、作業従事者の年間放射線被ばく線量は 50mSv（もしくは 100mSv/5 年）と比較して影響は大きいと判断できるので、影響カテゴリは 3 となる。これより、最終混合ユニットおよび焼結炉ユニットでの臨界のリスクレベルこれらの臨界リスクは $1 \times 3 = 3$ となる。

同定した異常事象がリスクレベルで表された後、機器の故障や運転員の誤操作等を原因とする異常事象候補の異常事象に進展することを防止する対策が失敗したときのリスクレベルの変化を計算する。ここでの評価例では、リスクレベルの変化を以下のようにまとめられる。

影響緩和系を除いたためにリスクレベルが 6 以上である事象

- ・ MOX 燃料粉末（スクラップ含む）およびグリーンペレットを取り扱うユニットでの電源部・駆動部の過負荷による温度上昇
- ・ 最終混合槽開口部からの MOX 燃料粉末の飛散
- ・ MOX 燃料粉末およびスクラップ粉末貯蔵庫の温度上昇

IROFS の機能喪失を想定したことによりリスクレベルが 6 以上に位置した事象

- ・ MOX 燃料粉末容器およびペレット運搬容器の落下
- ・ 焼結炉内異常加圧
- ・ 最終混合槽および焼結炉での臨界

なお、IROFS の機能喪失を想定したことによりリスクレベルで 3 以上の変化があった事象は IROFS の機能喪失によりリスクレベル 6 以上となった事象と同じであった。

以上の評価結果より運転管理上異常事象の発生防止に有効であると判断する IROFS は、以下のようになる。

- ・ 運転管理計算機および臨界管理計算機
- ・ 焼結炉湿分添加系の水トラップ監視および水位高検知器
- ・ 焼結炉冷却水系周辺の水漏洩検出器
- ・ 容器移動時の落下防止機構の確認およびポジションセンサーによる確認

また、リスクレベルが 6 以上であるため発生防止策の機能維持が重要と考えられる IROFS を以下に記す。

- ・ 火災もしくは温度上昇) 検知器および警報への対応
- ・ 最終混合槽の運転前の閉じ込め確認
- ・ 貯蔵庫の冷却装置の機能確認

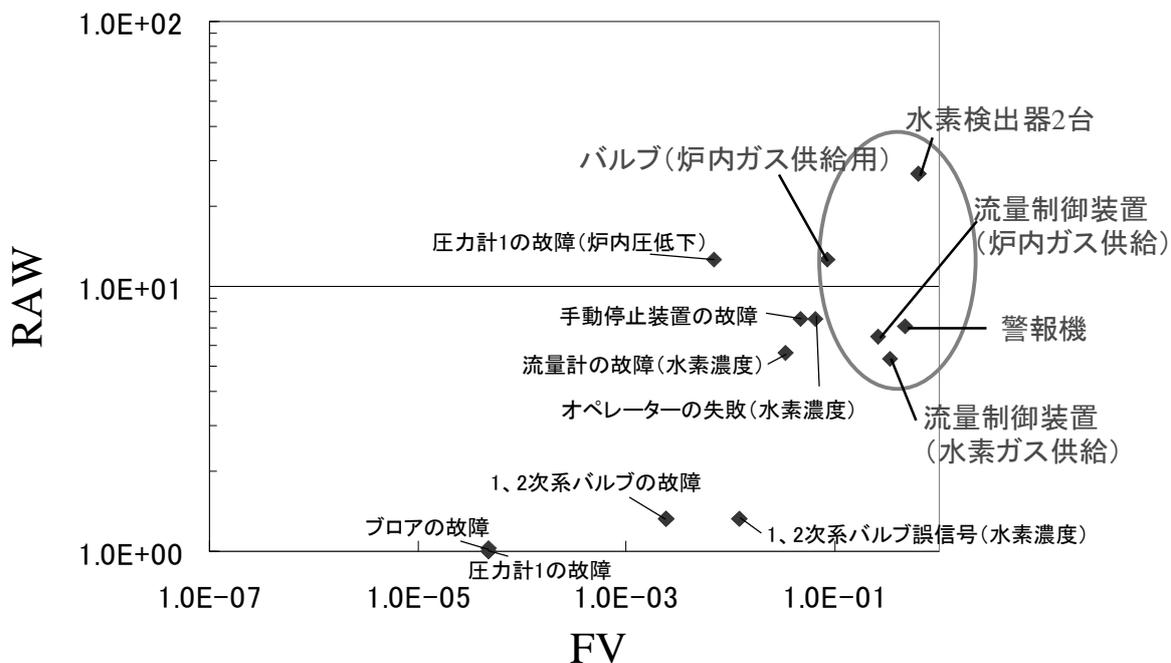


図 2.5-1 焼結炉の水素爆発に対する IROFS の重要度プロファイル

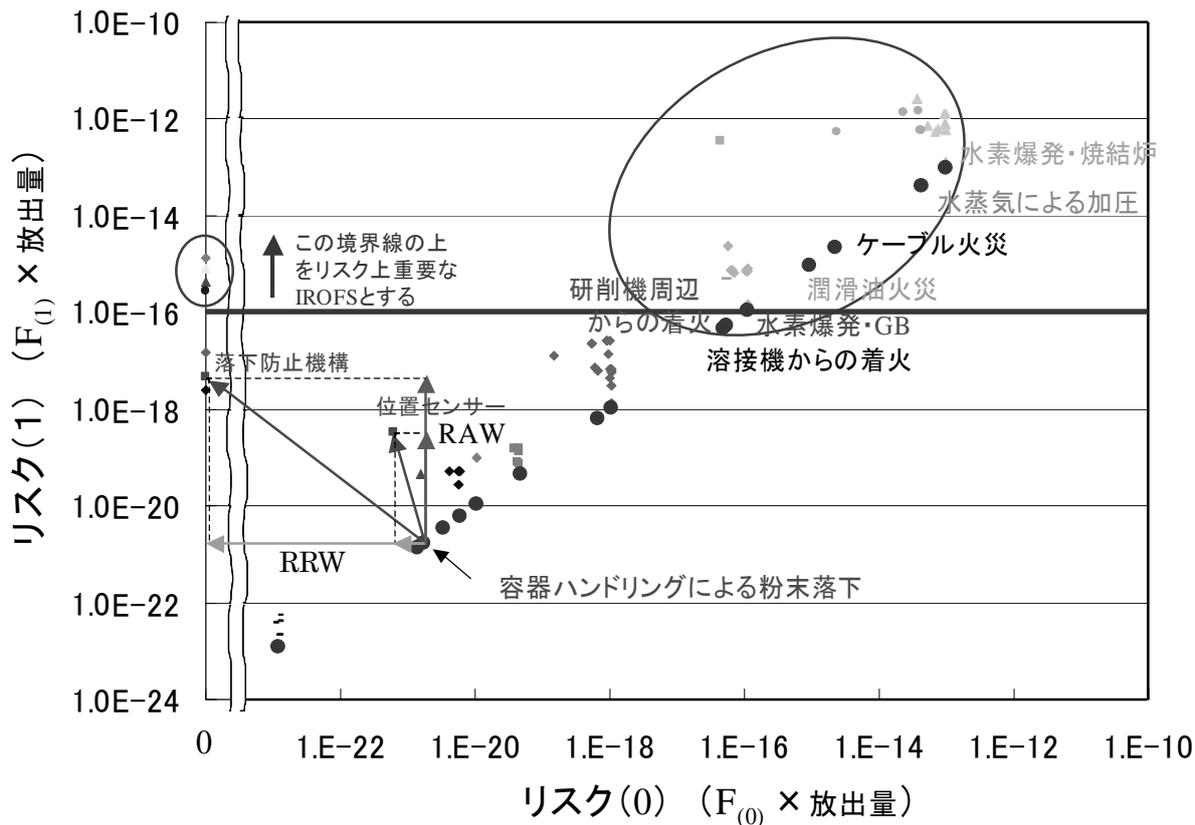


図 2.5-2 施設全体のリスクを考慮に入れた重要度プロファイルの例
(MOX 燃料加工施設モデルプラントの場合)

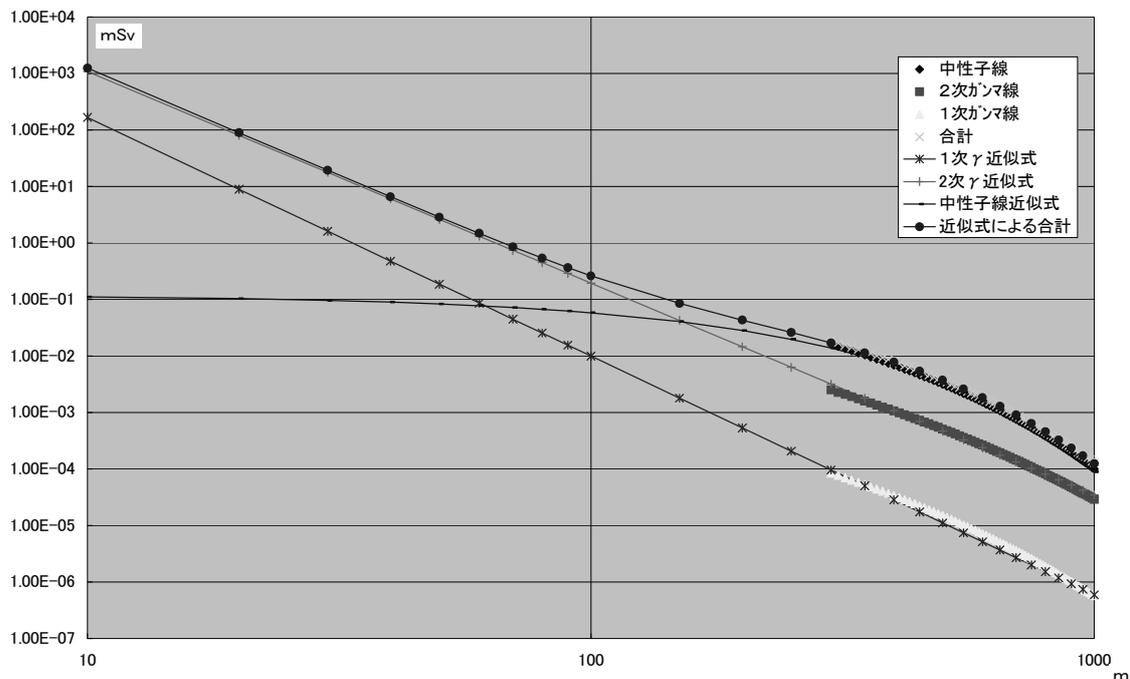


図 2.5-3 総核分裂数 10^{17} における線量と距離の関係図

参考文献

- (1) H.C.Benhardt, et al., “Savannah River Site Human Error Data Base Development for Nonreactor Nuclear Facilities (U)”, WSRC-TR-93-581, Feb. 28, 1994.
- (2) C.H.Blanton and S.A.Eide, “Savannah River Site Generic Data Base Development (U)”, WSRC-TR-93-262, Jun. 30, 1993.
- (3) Dexter, A. H., et. al., “Component Failure-Rate Data with Potential Applicability to a Nuclear-Fuel-Reprocessing Plant” , DP-1633,1982.
- (4) Swain, .A.D., et al., “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications, Final Report” NUREG/CR-1278, Aug. 1983.
- (5) 日本原子力研究所, ”臨界安全ハンドブック第2版”、JAERI-1340、1999年3月
- (6) H.Oshima, “ Development of microwave Heating Method for Co-Conversion of Plutonium-Uranium Nitrate to MOX Powder, Jour. Nucl. Sci. Tech. Vol.26, p161~166, 1989.
- (7) J. F. Briesmeister, Ed., “MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C,” LA-13709-M, Mar., 2000.
- (8) U.S. NRC, “Standard Review Plan for the Review of an Application for a Mixed Oxide (MOX) Fuel Fabrication”, NUREG-1718, 1999.
- (9) F.M.Marchall, et al., “Common-Cause Failure Parameter Estimations”, NUREG/CR-5497, October 1998.
- (10) (財) 原子力安全協会, 「PSA 用故障率データに関する調査」、平成9年3月
- (11) IEEE, “IEEE Guide to the Collection and Presentation of Electrical, Electronic, Sensing Component and Mechanical Equipment Reliability Data for Nuclear PowerGenerating Stations”, IEEE Std 500-1984, Dec. 1983.
- (12) Gertman, D.I., et. al., “Nuclear Computerized Library for Assessing Reactor Reliability (NUCLARR)”, NUREG/CR-4639, Feb. 1988.
- (13) Drago, J.P., et al, “The In-Plant Reliability Data Base for Nuclear Power Plant Components: Interim Data Report -The Pump Component” , NUREG/CR-2886, Dec. 1982.
- (14) Kahl, K.W. and Borkowski, R.J., “The In-Plant Reliability Data Base for Nuclear Power Plant Components : Interim Report-Diesel Generators, Batteries, Chargers and Inverters” , NUREG/CR-3831, Jan. 1985.
- (15) Beckman, R.J. and Martz, H.F., “A Statistical Analysis of Nuclear Power Plant Valve Failure-Rate Variability, Some Preliminary Results” , NUREG/CR-4217, May 1985.
- (16) Benjamin, V.L., et al., “Containment Event Analysis for Postulated Severe Accidents: Surry Power Station, Unit 1”, NUREG/CR-4700,1987.
- (17) Ruedinger, V., et. al., “The Realization of Commercial High Strengthe HEPA Filters”, Proc. of 20th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference, Boston, USA, Aug. 1988.
- (18) SAIC, “Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook”, NUREG/CR-6410, March 1998.
- (19) U.S.DOE “Airborne Release Fraction/Rates, and Respirable Fractions for Nonreactor

- Nuclear Facilities” DOE-HDBK-3010-94, Dec., 1994.
- (20) U.S.NRC, “Final Safety Evaluation Report on the Construction Authorization Request for the Mixed Oxide Fuel Fabrication Facility at Savannah River Site, South Carolina”, NUREG-1821, March 2005.
 - (21) C.L.Wu, et al., “Effects of a Potential Drop of a Shipping Cask, a Waste Container, and a Bare Fuel Assembly During Waste-Handling Operations”, SAND87-7082, December 1991.
 - (22) U.S. DOE, “Accident Analysis Guidebook For Interim Use and Comment” Draft DOE G 421.1-X, 2003.
 - (23) U. S. Nuclear Regulatory Commission, “Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook” , NUREG-1320, 1988.
 - (24) 西尾軍治、他、「再処理施設の火災・爆発時におけるセル換気系の安全性解析コード (CELVA-1D)」、JAERI-Data/Code 98-017、1998年3月
 - (25) 波戸真治、他、「原子炉事故時放射線影響解析で用いるための内部被曝線量係数」、JAERI-Data/Code 2005-006、2005年9月
 - (26) ICRP, Age Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 2 Ingestion Dose Coefficients. International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 67, Pergamon Press, 1993.
 - (27) ICRP, Age Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients, ICRP Publication 72, Pergamon Press, 1996.
 - (28) D. Chanin, et al., “Code Manual for MACCS2”, NUREG/CR-6613, Vol.2, 1998.
 - (29) K.D.Russel, et al., “System Analysis Program for Hands-on Integrated Reliability Evaluations (SAPHIRE) Version 6.0”, NUREG/CR-6532, October 1998.
 - (30) W. E. Vesely, et al., “Measures of Risk Importance and Their Applications”, NUREG/CR-3385, 1983.

This is a blank page.

付録 故障率データ検索システムとその利用方法

故障率データは、同じような機能、規模を持つ機器でも、データ収集の期間や施設等の違いによりその値は異なる。そのため、故障率データを調査し、利用するデータを決定することは重要なプロセスである。そこで、目的とする機器の故障率データを様々な文献から検索し比較・検討ができるソフト（故障率データ検索システム）の開発を行った。本項目では、検索システムの概要、利用方法について述べる。

故障率データ検索システムは、オブジェクト指向言語として広く支持を得ている **JAVA** を開発言語として構築し、データ格納部は、多くの PC で利用されている **Microsoft** 社の **Excel** を利用した。また、当システムでは、必要な項目に該当する故障率データを検索する「データの検索」機能、新たな文献等の入手によりデータを追加する場合やデータの修正に用いる「データの追加・修正」機能、検索に用いる項目の追加や利用しない項目の削除を行う「データ項目等追加」機能を持つ。なおデータベースに登録する機器故障率の情報は、1)主文献名（参照 1）、2)使用環境、3)機器区分、4)機器種類、5)故障モード、6)故障率データの平均値およびその単位、7)エラーファクター、8)データの範囲（上限-下限もしくは 5%–95%）、9)機器バウンダリー情報、10)主文献内で参照した文献名（参照 2）、11)参照 2 における故障率データもしくは経験データである。これら項目と **Excel** 上のシート名との対応を表 A-1 に示す。

データ検索システムはバッチファイルである「run.bat」により起動する。起動すると図 A-1 のような画面がディスプレイ上に表示され、この画面から「データの検索」、「データの追加・修正」、「データ項目等追加」のいずれかを選択する。

(1) データの検索

図 A-1 の「データ検索」ボタンを押すと、図 A-2 のような画面が起動する。データ項目から検索したいデータを選択して、右隣の「次へ」ボタンをクリックすると、選択したデータ項目のデータ一覧が表示される。表示されたデータ一覧からデータを選択し、さらに右隣の「次へ」ボタンをクリックすると、選択したデータが「データ項目/条件」欄に表示される。検索したい項目が「データ項目/条件」欄にすべて表示されたら、検索条件として各項目が **and** もしくは **or** であるかを選択した後、「検索実行」ボタンをクリックすることで、検索条件に一致する故障率データが検索結果として表示される。なお、検索は、次の項目より行う。

- 使用環境：機器が取り扱う物質やその使用環境の分類
- 区分：valve、pump などの機器や人的過誤(HE)の分類
- 種類：機器の制御方法や機器の説明、過誤の複雑さによる分類
- 故障モード：故障の種類
- 単位：要求時あたり、時間あたり等
- 参照 1：主たる文献名
- 参照 2：参照 1 文献が参考とした他の文献名

その他の表示されている項目では、検索情報用のデータを用意していないため、検索項目としては利用できない。

検索結果を利用しやすいように、図 A-2 の下部にサブメニューを用意した。その項目は、「表示項目の選択」、「作図」、「バウンダリー情報」、「出典情報」、「CSV 出力」、「絞り込み検索」である。

「表示項目の選択」では、検索結果画面上で表示する検索項目をコントロールする。このボタンを

押すと、図 A-3 のような設定画面が表示され、チェックをはずした項目が検索結果表示画面上マスクされる。

「作図」は、検索結果の各データの範囲を図示する機能である。このボタンをクリックすると、図 A-4 のようなグラフが表示される。x 軸の最大、最小は検索結果から自動的に求めている。上下限値が記録されているデータは、その値で分布の幅がプロットされる。上下限値が無く、エラーファクターが記録されている場合は、対数正規分布での 5%値、中央値、平均値、95%値の各点と幅がプロットされる。また、「印刷」ボタンで A4 縦の用紙に印刷できる。

「バウンダリー表示」では、選択したデータに含まれる機器の境界図もしくは境界情報を表示する。

「出典情報」では、excel データシートのデータ項目「REF」に対応する「DataSource」のデータが表示される。

「CSV 出力」では、検索結果をテキスト形式で保存する。これにより検索結果を他のソフトにエクスポートすることができる。

「絞り込み検索」では、検索結果に対して「絞り込み検索」ボタンで設定した上限値、下限値の範囲のデータだけが表示される。

(2) データの追加・修正

「データの追加・修正」ボタンをクリックすると、図 A-5 のような画面が表示される。データの上書き修正を行う場合には、「データの検索」と同様な方法により上書きを行うデータを検索し、その結果が図 A-5 の中央部に表示される。このセル内で直接データを修正し、「上書き修正」ボタンによりデータベースが更新される。また、データを削除したい場合、「削除」ボタンによりデータを削除する。

また、新たにデータを追加したい場合、画面下部の空欄に直接記入するもしくは、画面上部の検索により参考とするデータを中央部に表示し、このデータをダブルクリックすることで画面下部に情報が読み込まれる。これを利用し、データの修正、追加を行い、修正と同様、「上書き修正」ボタンによりデータベースに反映される。このときに追加修正のデータが書き込まれる直前に従来のデータは、そのファイル名が別名になって保存され、追加修正されたデータが fdb.xls で保存される。別名は「fdb.20041023120142.xls」のような名前となる。ファイル名に付加された数字は保存時点の年月日時分秒(YYYYMMDDhhmmss)を表している。

(3) データ項目等追加

「データ項目等追加」ボタンをクリックすると、図 A-6 のような画面が表示される。画面左部にある空欄に、追加したい検索項目名とその項目コードを入力する。「追加」ボタンにより画面右部に情報が反映されるが「登録」ボタンを押すまではデータファイルは更新されない。「登録」ボタンをクリックすると、項目コードで入力した文字列をシート名に持つシートがデータファイル(fdb.xls)に登録される。項目名称は漢字を入力して登録できるが、項目コードは英数字のみが登録可能である。

削除する場合は、右の一覧から行を選択し、「削除」をクリックする。その後、登録をクリックすると、データが削除された fdb.xls が保存される。

なお、本データ検索システムには、現在「Savannah River Site Human Error Data Base Development for Nonreactor Nuclear Facilities (WSRC-TR-93-581)」および「Savannah River Site Generic Data Base Development (U)(WSRC-TR-93-262)」の 2 文献の故障率および人的過誤率データが登録されている。

表 A-1 シート名とデータ項目とシートの対応

シート名	対応識別コード	対応データ項目	内容
data	—	—	故障率データメインシート
CB	—	—	機器バウンダリー(機器境界)情報
DataItemList	—	—	対応識別コードの一覧
SYS	SYS	使用環境	使用環境データのユニークなデータの集合 Water、Chemical Process、HumanError/complex/accident respond 等
CMP	CMP	区分	区分データのユニークなデータの集合 Motor、Orifice、Pump、Relay 等 Human Error のエラーのモードも含む。
TYPE	TYPE	種類	種類データのユニークなデータの集合 AC、Air-operated、Bistable、Cable (Copper, 1000ft)、Control 等の機器の種類や、Human Error の際の周囲の状況(配置や雰囲気)を含む。
FM	FM	故障モード	故障モードのユニークなデータの集合 Fail to open、Fails open、Fails to alarm 等 Human Error には対応していない。
FD	—	—	数値データ(故障率、故障頻度等)。ユニークなデータの集合は作らない。
UNIT	UNIT	単位	単位のユニークなデータの集合 /d、/excavation、/h、/h-ft、/mile、/operation、/tank-h
EF	—	—	エラーファクター。ユニークなデータの集合は作らない。
REF	REF	参照 1	主文献コード(あるいはカテゴリーコード)のユニークなデータの集合
REF2	REF2	参照 2	参照文献コード(あるいはカテゴリーコード)のユニークなデータの集合
COMMENT	—	—	備考欄。ユニークなデータの集合は作らない。
DataSource	—	REF のコードに対応する文献の情報	1つのコードに対して、複数行を使って複数の情報を対応付けることができる。

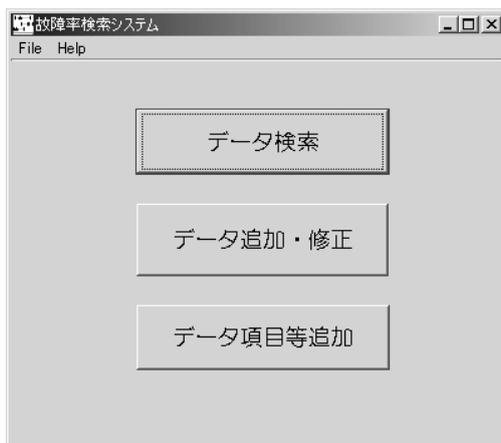
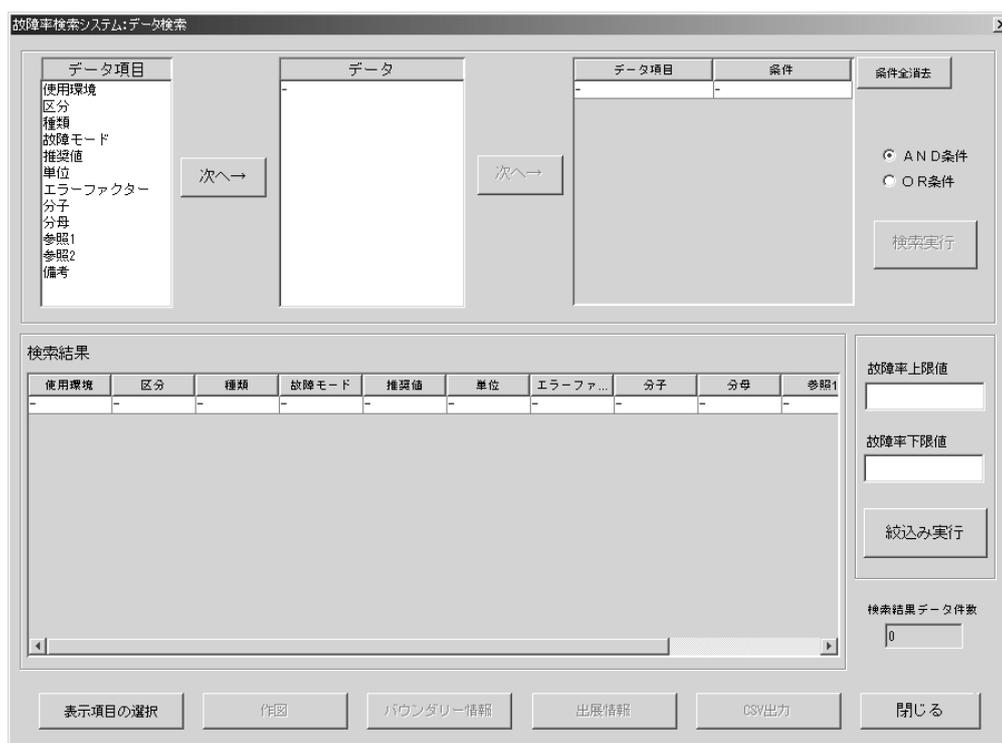


図 A-1 データ検索システム起動画面



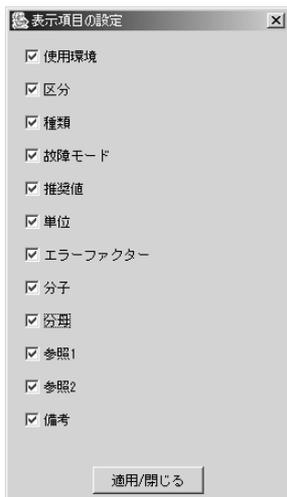


図 A-3 表示検索項目の設定画面

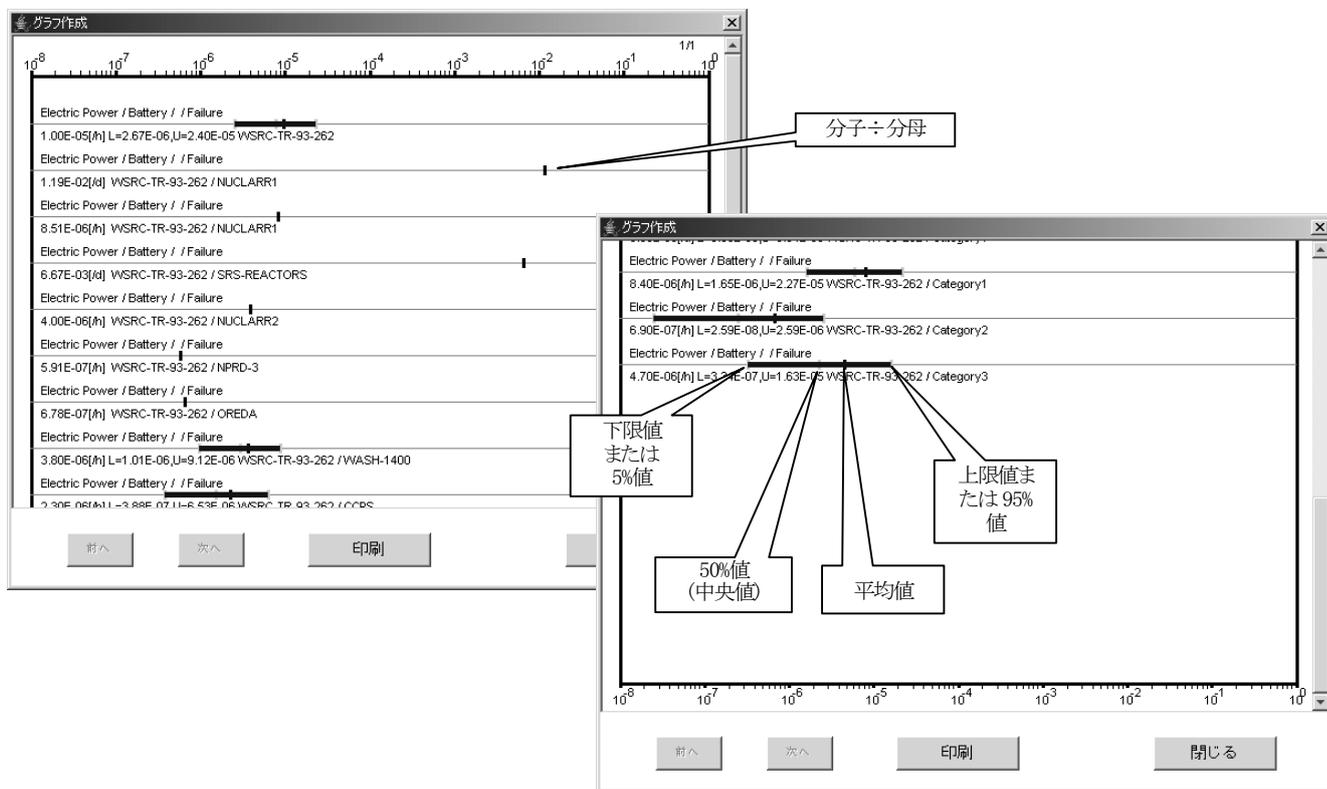


図 A-4 作図機能により表示されたグラフ



図 A-5 登録データの追加・修正

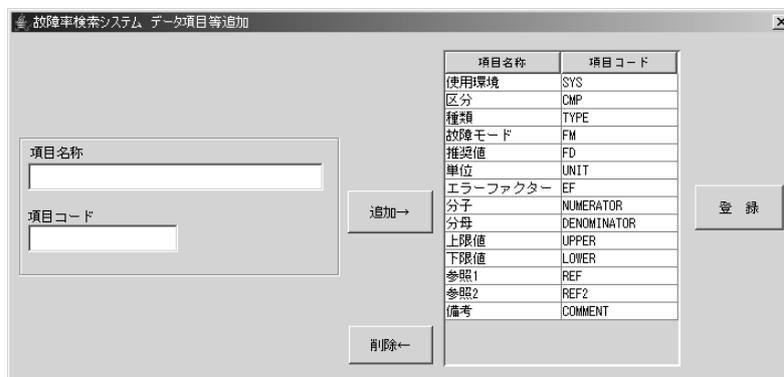


図 A-6 データ項目等追加画面

国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位

基本量	SI基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比体積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率 ^(b)	(数字の)	1
比透磁率 ^(b)	(数字の)	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光照度	ルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd
放射線量	ルクス	lx	lm/m ²	m ⁻² cd
放射線種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq		s ⁻¹
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
線量当量, 周辺線量当量, 方向線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
酸素活性化	カタール	kat		s ⁻¹ mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d) ヘルツは周期現象についての、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g) 単位シーベルト (PV,2002,70,205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI組立単位		
	名称	記号	SI基本単位による表し方
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ¹ kg s ⁻²
電荷密度	ジュール毎平方メートル	J/m ²	m kg s ⁻³ A ⁻¹
表面電荷	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ³ s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
吸収線量率	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
放射線強度	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射輝度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ³ m ⁻² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
酵素活性化濃度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)	m ² m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³
	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ³ s ⁻¹ mol

表5. SI接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ⁻¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ⁻³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値	
		名称	SI単位による値
分	min	1 min=60s	
時	h	1h=60 min=3600 s	
日	d	1 d=24 h=86 400 s	
度	°	1°=(π/180) rad	
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad	
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad	
ヘクタール	ha	1ha=1hm ² =10 ⁴ m ²	
リットル	L, l	1L=1l=1dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³	
トン	t	1t=10 ³ kg	

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI単位で表される数値
電子ボルト	eV	1eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1u=1 Da
天文単位	ua	1ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852m
バイン	b	1 b=100fm ² =(10 ⁻¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベベル	B	
デジベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1cd cm ⁻² =10 ⁻⁴ cd m ⁻²
ファ	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx
ガル	Gal	1 Gal=1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe ≐ (10 ³ /4π)A m ⁻¹

(c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「≐」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1メートル系カラット = 200 mg = 2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリ	cal	1cal=4.1858J (「15°C」カロリ), 4.1868J (「IT」カロリ) 4.184J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

