



核燃料施設性能目標調査専門部会
平成 20 年度活動報告

2008 Annual Report of Subcommittee of Research
on Performance Goals for Nuclear Fuel Facilities

安全研究委員会 核燃料施設性能目標調査専門部会
Subcommittee of Research on Performance Goals for Nuclear Fuel Facilities

安全研究センター
Nuclear Safety Research Center

October 2009

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは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 +81-29-282-5901, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

核燃料施設性能目標調査専門部会

平成 20 年度活動報告

安全研究センター

安全研究委員会 核燃料施設性能目標調査専門部会

(2009 年 7 月 24 日受理)

我が国では、核燃料施設に関しても確率論的安全評価 (PSA) 手法の整備、PSA の実施、運転・保守でのリスク情報活用の試行が積極的に進められている。しかし、リスク情報活用における判断の根拠となる具体的で定量的な基準に係わる検討はほとんど行われていない。このような状況を踏まえ、日本原子力研究開発機構安全研究センターでは、安全研究委員会の下に核燃料施設性能目標調査専門部会を組織し、核燃料施設の定量的なリスク情報に基づく判断基準等の諸外国の現状を調査し、我が国での性能目標案策定参考となる情報を整理するとともに、基本的な考え方の検討を進めている。

本報告書は、同専門部会で調査、検討した内容を平成 20 年度の活動報告としてとりまとめたものである。

2008 Annual Report of
Subcommittee of Research on Performance Goals
for Nuclear Fuel Facilities

Subcommittee of Research
on Performance Goals for Nuclear Fuel Facilities
Nuclear Safety Research Committee

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

(Received July 24, 2009)

A lot of efforts have been made recently for researches on development of PSA methodology, its applications, and trials of risk-informed operation and maintenance in nuclear fuel facilities in Japan. Quantitative performance criteria consistent with Nuclear Safety Goals, which is essential for risk-informed decision making, however, have not been discussed yet for those nuclear installations. A subcommittee under the Nuclear Safety Research Committee has been organized by Nuclear Safety Research Center of Japan Atomic Energy Agency to prepare the technical basis and a typical procedure to derive the quantitative performance goals for further discussions by the regulatory bodies to establish the objectives.

The activities in 2008 fiscal year have been summarized in this report carried by the subcommittee of research on performance goals for nuclear fuel facilities.

Keywords: Nuclear Fuel Facilities, PSA, Risk-informed Decision Making, Safety Goals, Performance Goals

目次

1. はじめに	1
2. 我が国の安全目標案と原子炉施設の性能目標	2
3. 核燃料施設の確率論的安全評価手法整備と適用の現状	8
3.1 六ヶ所再処理工場のリスク評価の状況	8
3.2 MOX 燃料加工施設のリスク評価とリスクプロファイル	13
4. 海外での性能目標とその活用状況	19
4.1 米国 NRC の核燃料施設規制でのリスク情報を活用した意志決定プロセス	19
4.2 英国 HSE の安全評価原則(SAP)2006 年版における数値目標と法定限度	27
4.3 海外における性能目標の活用の事例	36
5. 核燃料施設の性能目標試案	41
5.1 再処理施設性能目標検討に当たっての課題	41
5.2 性能目標導出手順案	44
6. 性能目標試案の事例解析	45
6.1 六ヶ所再処理工場のリスク情報活用に係る 管理目標案の設定検討について（内的事象）	45
6.2 MOX 燃料加工施設のモデルプラントを対象とした性能目標試案の検討	49
7. 今後の活動予定	56
付録	57

Contents

1 . Introduction	1
2 . Safety goals and performance goals for nuclear power plants in Japan	2
3 . Status of PSA methodology development and its application in nuclear fuel facilities	8
3.1 Status of risk assessment of Rokkasho reprocessing plant	8
3.2 Risk assessment and risk profile of a typical MOX fuel fabrication facility	13
4 . Performance goals and status of its application in foreign countries	19
4.1 Process of risk-informed decision making proposed by U.S. NRC for regulation of nuclear fuel facilities	19
4.2 Numerical targets and legal limits of Safety Assessment Principles established by British HSE	27
4.3 Case study on use of performance goals in foreign country	36
5 . Draft of performance goals	41
5.1 Issues on derivation of performance goals for reprocessing plant	41
5.2 Proposed procedure to derive performance goals	44
6 . Case studies on draft of performance goals	45
6.1 Goals of risk-informed maintenance for Rokkasho reprocessing plant	45
6.2 Performance goal for a typical MOX fuel fabrication facility	49
7 . Plan of further activities	56
Appendix	57

1. はじめに

(1) 核燃料施設性能目標調査専門部会の設置目的

原子力安全委員会及び行政庁においては、定量的安全目標の策定やリスク情報を活用した規制の推進が検討されており、核燃料施設に関しても確率論的安全評価（PSA：Probabilistic Safety Assessment）手法の整備、PSAの実施、運転・保守でのリスク情報活用の試行が積極的に進められている。リスク情報活用では、判断の根拠となる具体的で定量的な基準が必要であり、発電用原子炉では、炉心損傷頻度、格納容器機能喪失頻度がこれに相当するが、核燃料施設ではこのような基準の検討は未だ行われていない。このため、核燃料施設の定量的な判断基準等の現状を調査し、我が国での性能目標案策定の基本的な考え方を策定する上で参考となる情報を整理し、我が国におけるリスク情報活用に資することを目的とする。

(2) 部会の調査内容

部会の主要な調査項目と活動スケジュールを以下に示す。

① 核燃料施設のリスク指標および判断基準に関する調査

米国、英国での核燃料施設に対する規制判断においてリスク情報を参考として用いる際の基本的な考え方と用いる指標（以下、リスク指標）及び定量的判断基準について調査し、その結果をもとに我が国での核燃料施設に適用可能な性能目標等の基本的な考え方と具体的な判断基準の候補について検討する。

② 核燃料施設の事故時上限影響の検討

上記の検討に資するため主要な核燃料施設で想定される事故時の上限的な影響を与える代表的な事故シナリオ（内的事象）を検討し、公衆への影響を評価する。また、作業従事者への影響評価の手法についても調査する。

開催時期	平成20年度			平成21年度			
	第2四半期	第3四半期	第4四半期	第1四半期	第2四半期	第3四半期	第4四半期
核燃料施設のリスク指標に関する調査	・炉の性能目標 ・核施設の特徴	・海外事例 ・国内の検討状況 ・リスク情報活用事例	書中 案間の報 検告 討	← ・性能目標活用案の検討		→ 個別施設の性能 目標策定の共通 の考え方の整理	最終 報告書案の 検討
事故時上限影響の検討		← 再処理施設の 主要事象の事故 シナリオ	→ 放射線物質 放出量の試算				

(3) 部会の活動状況

平成20年度は、4回（平成20年7月30日、平成20年9月30日、平成20年12月8日および平成21年2月27日）部会を開催し、我が国の安全目標の概要、我が国での核燃料施設のPSA手法の整備と活用の状況、諸外国での関連情報について調査、整理するとともに、性能目標の試案について具体的な検討を実施した。以下の各章で本年度の調査、検討内容を報告する。

2. 我が国の安全目標案と原子炉施設の性能目標

我が国の安全目標案と原子炉施設の性能目標について、参考文献(1)および(2)をもとに以下の視点で調査した。

- ・ 安全目標の定義と設定の目的、対象とする原子力利用活動
- ・ 安全目標の構成
- ・ 安全目標と性能目標の関係
- ・ 性能目標選定の考え方
- ・ これら指標の適用における考慮事項、課題

報告書^{(1), (2)}より上記に係わる記述を以下に抜粋、要約して示す。

2.1 我が国の安全目標案の概要

定義と設定の目的

原子力安全委員会が提案する「安全目標」案は、国の安全規制活動が事業者に対してどの程度発生確率の低いリスクまで管理を求めるのかという、原子力利用活動に対して求めるリスクの抑制の程度を定量的に明らかにするものである。策定することにより次のような利益があると考えられるとしている。

- ・ 規制活動に一層の透明性、予見性を与えると同時に、その内容をより効果的で効率的なものにすることや様々な原子力利用活動分野に対する規制活動を横断的に評価することを可能にし、これらをより合理的なものとし、相互に整合性のあるものとするに寄与する。
- ・ 公衆のリスクを尺度とする「安全目標」の存在は、指針や基準の策定など国の原子力規制活動のあり方に関しての国と国民の意見交換を、より効果的かつ効率的に行うことを可能とする。
- ・ 事業者は、自らが行うリスク管理活動を「安全目標」を参照して計画・評価することにより、規制当局の期待に応える活動をより効果的かつ効率的に実施することができる。

対象とする原子力利用活動

安全目標は、公衆に放射線被ばくによる悪影響を及ぼす可能性のある原子力利用活動を広く対象として定めるものとする。しかしながら、制定した安全目標をあらゆる原子力利用活動に同時に適用することを当然とはしない。例えば、長期にわたるリスク管理が求められる高レベル廃棄物処分事業などへの適用については、それぞれのリスクの特性やリスク評価技術の成熟度を見極めた後、期間を定めて適用を試行してから開始時期を決定するのが適切であるとしている。

安全目標の構成

安全目標は、原子力安全規制活動の下で事業者が達成すべき、事故によるリスクの抑制水準を

示す定性的目標と、その具体的水準を示す定量的目標で構成するものとし、発電用原子炉施設について線量目標値が定められている平常運転時のリスクは対象としないとしている。

(中略)

定量的目標の指標は、安全の水準を示す上で重要であるので、客観的であり、健康被害が生じる可能性が完全には否定できない様々な活動に伴うリスクに共通するものであることが望ましいことから、これらの条件を満たす、公衆の個人死亡リスクを用いることとしている。

安全目標を健康被害の発生確率の抑制水準として定めるのは、安全目標をこのように定めることによって様々な原子力利用活動に係るリスク管理者にそれぞれの分野で健康被害の可能性を抑制するために行うべき活動の深さや広さを共通の指標で示すことができるからとしている。

定量的目標が対象とする事故による影響の発生の可能性の原因事象としては、機器のランダムな故障や運転・保守要員の人的ミス等、いわゆる内的事象と、地震及び津波・洪水や航空機落下等、いわゆる外的事象の両者を対象とする。産業破壊活動等の意図的な人為事象は対象外とするとしている。

定量的目標の指標として用いるのは公衆の平均的個人の死亡リスクとする。第一の指標は最も高いリスクを受けると考えられる公衆、具体的には原子力施設の敷地境界付近の公衆の平均急性死亡リスクとする。そして、敷地境界からある距離の範囲の公衆の平均がん死亡リスクを第二の指標とするとしている。

定量的目標は主として原子力施設の安全確保活動の深さと広さを決めるために用いられるので、原子力施設の種類毎に、その施設に固有の重大な事故事象を選び、定量的目標に適合する事故事象の発生確率を性能目標として策定することを検討するものとしている

リスク評価で扱うデータや事故による影響が発生する過程には、我々の知識が不確かなものや確率事象が含まれていることから、その結果には不確かさが伴う。そこで、定量的目標または性能目標とリスク評価結果の比較には、原則として、この不確かさの大きさを評価したうえで得られる平均値を使用することとしている。

安全目標案の具体的内容

(1) 定性的目標案

原子力利用活動に伴って放射線の放射や放射性物質の放散により公衆の健康被害が発生する可能性は、公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準に抑制されるべきである。

(2) 定量的目標案

原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。

原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制され

るべきである。ここで、「年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべき」というのは、「原子力施設の設計・建設・運転においては、当該リスクが年あたり百万分の1を超えないように合理的に実行可能な限りのリスク低減策が計画・実施されている」ことを求めるが、個別施設について、このような考え方を基に必要な対策が計画・実行されている場合、リスク評価結果が年あたり百万分の1を超えているからといって直ちにこの目標に適合していないとするものではないことを意味するとしている。

(3) 原子力利用活動の分野毎の性能目標案

安全目標と直接比較可能な個人の死亡リスクは、環境に放散された放射性物質による健康影響まで評価するレベル3PSAの結果として得られる。しかしながら、原子炉施設や核燃料サイクル施設の運転などの安全確保には多重防護の考え方が採用されていることを踏まえると、原子炉であれば炉心の大規模な損傷事象の発生確率を評価するレベル1 PSA 及び格納容器から大量の放射性物質が放散する事象の発生確率まで評価するレベル2 PSA の結果、核燃料サイクル施設であればそれぞれの施設及び施設で起き得る事故の特性に応じた放射性物質の放散に関するリスク評価の結果のそれぞれについて、安全目標に適合していることの判断の目安となる水準を、性能目標として検討し、示しておくことが合理的である。具体的には、以下のようなものが検討されることが適切であるとしている。

- ・ 原子炉施設の操業時に、重大な炉心損傷が発生する確率や大量の放射性物質がある時間内に放散される事象が発生する確率
- ・ 核燃料サイクル施設の操業時に、事故によって、短時間のうちに、ある規模の放射線の放射や放射性物質の放散が発生する確率

安全目標の適用

これまで安全目標を活用した経験がない我が国としては、安全目標はリスク評価技術の成熟度を考慮しつつ、許認可処分等の安全規制活動の包括的評価や、許認可に係る審査指針や技術基準類の整備・改訂、定期的な規制検査計画のあり方の検討など、規制活動の合理性、整合性といった各種規制活動の全体にわたる判断の参考とすることから適用するのが適当である。また、安全目標の適用を開始するに当たっては、適用に際しての課題を抽出、解決するために、試行を実施すべきであるとしている。

課題

国の原子力安全規制活動において、安全目標やその下位に位置する性能目標を効果的に利用できるようにするためには、適切な品質管理の下で実施された原子力利用活動のリスク評価結果や、この評価結果に付随する不確かさを考慮に入れて、安全目標等に対する適合性を判断し、その知見を活用するための仕組みが合意され、利用可能とならなければならないとしている。

原子炉以外の施設では、必ずしもPSA 技術が十分に成熟していないものもあり、今後、施設のリスク特性に関する知見を蓄積するなど、施設のリスク特性を踏まえた合理的な定量的リスク評

価技術の実用化に向けた取り組みの進展が望まれるとしている。

定量的なリスク評価の結果には、リスク評価の際の機器の誤動作や誤操作の発生確率の入力データや事故進展過程、事故影響発生過程に不確実性があり、一般に少なからず不確かさが伴う。リスク情報を活用した意思決定は、その時点で利用可能な最善のデータに基づき行うものであり、より効果的で効率的なリスク管理を実現するために、信頼性データベースの充実及び更新や解析モデルの精度向上によりPSAの不確かさを低減する努力が続けられると同時に、不確かさについての記述も伴うリスク評価結果のピアレビューのあり方、さらには、不確か性の示された結果を効果的に活用して適切な意思決定を行う方法論についてもより合理的な方法を求めて検討が続けられることが望まれるとしている。

2.2 発電炉施設の性能目標案

性能目標は安全目標への適合性を判断するための補助的な目標と定義し、性能目標の指標としては、発電炉の特性に着目した指標を選定したとしている。

定量的安全目標は、事故による影響発生の可能性の原因として、機器のランダムな故障や運転・保守要員の人的ミス等により発生する内的事象と、地震及び津波・洪水や航空機落下等による外的事象の両者を対象としていることから性能目標の検討にあたっては、両事象を考慮した性能目標を検討の対象とするとしている。

指標の選定

リスクの源となる炉心に内蔵される放射性物質の放出をもたらす炉心損傷の発生確率、すなわち炉心損傷頻度（CDF: Core Damage Frequency）を性能目標の指標（指標1）とすることは合理的と考えられる。また、原子炉格納容器等の発電炉の最外層の防護機能が確保されていれば、環境への放射性物質の放出を極めて低いレベルに抑制することが可能であることから、格納容器の防護機能喪失の年当たりの発生確率、すなわち、格納容器機能喪失頻度（CFF: Containment Failure Frequency）を性能目標の指標（指標2）とすることは合理的と考えられるとしている。

指標値案を導出

我が国において得られた知見および米国等におけるPSA結果等を参考に、個人の平均死亡リスクで示された定量的安全目標値案に対応するCFFについて、事故が発生したとした場合の条件付平均死亡確率の分析を行っている。具体的には、発生確率は極めて低い、発生した場合には、周辺公衆に急性あるいはがん死亡をもたらすような格納容器機能喪失を伴う大規模な事故のソースタームを仮定している。さらに、仮想サイトの気象、人口分布データを用い、施設の外側の層にある防護機能としての防災対策については控えめな仮定を設けてその効果を評価し、上限に相当するような保守的な条件付死亡確率をまず推定している。得られた条件付死亡確率を基に、CFFに対する指標値案 10^{-5} /年程度を導出したとしている。

また、格納容器機能喪失頻度は、炉心損傷頻度と炉心損傷事故時の条件付き格納容器機能喪失確率（CCFP: Conditional Containment Failure Probability）の積で表され、前者は炉心損傷の防止機能を表し、後者は格納容器の閉じ込めに関する性能を表すと考えることができる。公衆へのリスクが同じであれば、炉心損傷に至る事故の発生頻度は低い方が望ましいため、格納容器に

過大な期待を置かないようにするとの考えからCDFに対しては 10^{-4} /年程度を指標値案とするとしている。

適用に当たり考慮すべき事項

性能目標を具体的なPSAの結果と比較して種々の評価に用いるに当たっては、評価目的や評価対象の特性を明確にするとともに、性能目標値案の導出過程並びに比較するPSA技術の成熟度、対象とする起回事象の範囲、評価モデルやデータに含まれる不確実さ等を考慮し適切に適用されるべきである。以上を踏まえて、PSAの結果を性能目標と比較する際に考慮すべき事項として以下を挙げている。

- ・ 安全目標の定量的目標案は、施設周辺の公衆の個人の受けるリスクの目標を提示しているもので、複数基の発電炉が立地するサイトにおいては、性能目標を用いる際、安全目標との対応の観点から基数の影響を適切に考慮すべきである。
- ・ 発電炉を対象とするPSAにおいては、一般的には施設内に発生する設備の故障や誤操作を起因とする事象のPSAと比較して、地震等の自然現象に起因する事象のPSAでは、施設へのインパクトの大きさとその発生頻度の関係性を評価するハザード評価に必要な知識の不足等のため、より大きい不確実さが伴うとされている。また、これらのPSAについてはまだ適用の経験が限られている。性能目標を実際に活用するには、こうした要因も考慮する必要がある。
- ・ PSA手法は、我が国において、発電炉の定期安全レビューや、内的事象に対するアクシデントマネジメント対策の評価(解説 7)などに、既に活用されている技術であるが、外的事象に対しては、今後、評価実績の積み重ねが必要とされる技術である。本報告に提示する性能目標案は、最新のPSA知見に基づくものであるが、今後の更なるPSA技術の進展に伴い必要に応じて改訂するなど段階的に取り組む必要がある。

今後の課題と取組

性能目標を安全規制において適切に使用するための枠組の整備について、今後検討すべきである。そのため、性能目標の試運用の促進により、PSA解析評価手法の整備や評価対象である原子力施設に関するリスクデータの蓄積などを介して標準化、高度化を図り、リスク情報活用技術の品質を確保し、より高度な水準での原子力安全規制への活用を目指すものとしている。

性能目標は原子力施設の種類や特性に応じて適切に設定することにより、それらの施設が安全目標に適合していることの判断が容易になる指標である。今後の発電炉への試運用による技術的知見の蓄積を踏まえ、発電炉以外の原子炉施設についても、より適切な性能目標の策定が必要かどうかを明らかにして行くべきである。また、核燃料サイクル施設等に対しても、その技術的知見の蓄積等を踏まえつつ、施設の特性に応じた性能目標の策定について今後検討されることが適切であるとしている。

参考文献

- (1) 原子力安全委員会安全目標専門部会、「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」
平成15年12月
- (2) 原子力安全委員会安全目標専門部会、「発電用軽水炉原子炉施設の性能目標について ー安全目標案に対応する性能目標についてー」平成18年3月28日

3. 核燃料施設の確率論的安全評価手法整備と適用の現状

3.1 六ヶ所再処理工場のリスク評価の状況

3.1.1 リスク評価の実施経緯

(1) 基本設計段階

基本設計段階においては、決定論的安全評価により安全設計の妥当性を確認している。具体的には、工場で想定される異常事象を HAZOP 手法⁽¹⁾により網羅的に抽出すると共に、発生の可能性との関連において設計基準事象を選定し⁽²⁾、拡大防止対策および影響緩和対策に単一故障を仮定しても、一般公衆に対して著しい放射線被ばく⁽³⁾のリスクを与えないことを確認することなどにより安全設計の妥当性を確認している。

この設計基準事象選定の妥当性確認などを目的として、関与する放射エネルギーが大きい事象を対象に確率論的安全評価 (PSA) を実施し、その妥当性を確認すると共に、得られた成果の一部を設計に反映した。

(2) 詳細設計段階以降

基本設計段階で実施した PSA のうち、一部の事象について、詳細な設計情報、運転手順に基づき PSA を見直し、得られた成果の一部を手順書に反映した。

また、リスク情報を運転、保守管理に広く活用する観点から、再処理工場で想定される広範な事象を対象にリスク評価を行っている。再処理工場では、多数の工程に放射性物質が分散して取り扱われ、臨界、有機溶媒火災、爆発、漏えいなど互いに独立した多種多様の事故が想定され得るが、これら事故の発生シナリオは比較的単純であり、また、事故が発生したとしても、その大部分は影響が小さいという特徴を有する。このため、必ずしもすべての事象に対し、詳細な PSA を実施する必要はないと考えられることから、簡易的なリスク評価手法を開発し、約 650 事象に対するリスク評価を行っている。

3.1.2 リスク評価の概要

(1) PSA 実施例

これまでに実施してきた PSA の実施例として、プルトニウム濃縮液貯槽での水素掃気機能喪失事象の発生頻度評価の概要⁽³⁾を以下に述べる。

(i) 系統構成概要

放射性溶液は各工程の多くの貯槽に存在し、貯槽内では、放射性溶液の放射線分解により水素が発生する。このため、水素による爆発を防止する観点から、貯槽内に発生する水素を掃気する必要がある。貯槽の中でも、α線を放出し、水素発生率の高いプルトニウム濃縮液貯槽 (9 槽設置) が重要である。

水素掃気系統構成概要を図 3.1-1 に示す。水素掃気は、安全空気圧縮機により製造され

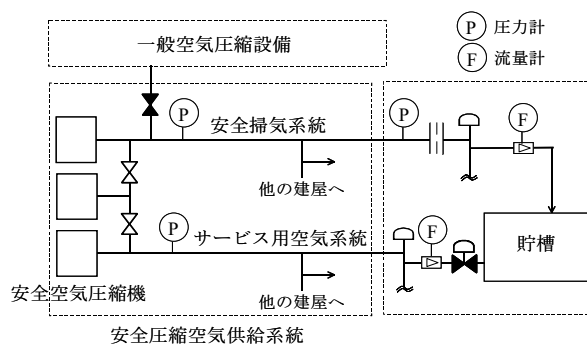


図 3.1-1 水素掃気系統構成概要

た圧縮空気を安全掃気系を経由して貯槽に導入することにより行われる。また、安全空気圧縮機の圧縮空気は貯槽内攪拌用（サービス空気系）などにも使用されるが、この空気は掃気機能も有している。安全空気圧縮機は3台設置し、1台は稼動状態、1台は自動起動の待機状態、残る1台は運転員の起動操作が必要な待機状態にある。稼動中の安全空気圧縮機が停止した場合には、待機状態にあるいずれかの安全空気圧縮機が使用できる。安全掃気系に異常をきたしても、サービス空気系で直接貯槽内の水素掃気を行うことが可能である。また、安全空気圧縮機が全台停止した場合には、一般圧縮空気を安全掃気系に導入することも可能である。

(ii) 発生頻度評価

安全掃気システムによる掃気機能停止を起因事象として選定し、水素掃気を維持するための安全機能の成功基準を設定し、事象の進展を考慮してイベントツリー (ET) を作成した。次に ET の要素 (ヘディング) に対してフォールトツリー (FT) によりシステムをモデル化し、人間信頼性の解析を行うとともに必要なデータベースを作成した後、事故シーケンスを定量化し、発生頻度を評価した。

データベースの作成において、原子力発電所と使用環境が類似している機器 (ユーティリティシステムなど) の機器故障率関連データ、共通原因故障データについては、基本的に原子力発電所で使用されている公開文献 (4) から引用した。一部の機器 (安全空気圧縮機など) については、英国再処理工場の PSA 用に整備されたデータを入手し使用した。人的過誤率については、THERP 手法(5) を用いた。

(iii) 評価結果

9 槽中いずれか 1 槽以上の水素掃気機能喪失の発生頻度は 8E-6/年 (1 貯槽では 6E-6/年) であった。また、Fussell-Vesely 指標 (FV) および Risk Achievement Worth (RAW) (6) を用いた設備や運転員操作の重要度評価を行うと共にメンテナンス期間変更に伴う発生頻度への影響等の感度解析により、運転管理に活用可能な知見を得た。

(2) 簡易リスク評価の概要

簡易リスク評価は、エクセルシートを使用し、発生頻度評価、影響評価からリスクを算出すると共に、工場全体のリスクに対する設備、運転員操作の重要度の算出が可能である。

(i) 評価手順

簡易リスク評価は、図 3.1-2 に示す流れで行う。評価者の入力が必要なシートは、(a) ~ (h) のうち、(a) ~ (c) である。

①発生頻度評価

発生頻度評価は、PSA の FT 解析に相当する計算式をシートにインプットし形式化することにより評価を可能としている。また、六ヶ所再処理工場

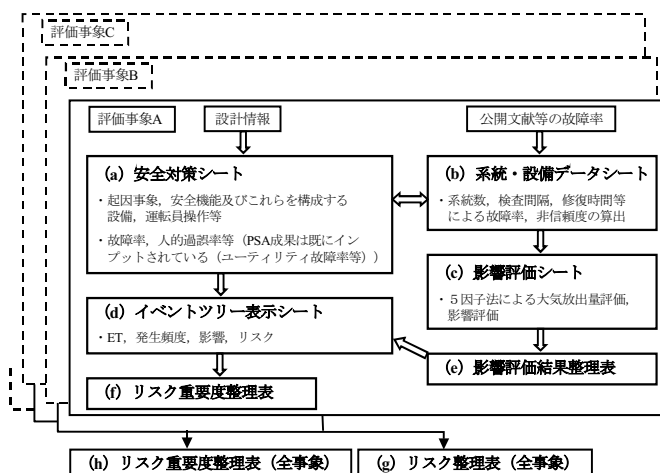


図 3.1-2 簡易リスク評価の流れ

は、電気、水、空気などのユーティリティ施設は各工程で共用しており、PSA から得られたこれらユーティリティ施設のシステムの故障率などをあらかじめ計算シートにインプットすることで評価を簡略化している。

評価者は、評価対象事象の起因事象および事象進展を防止・緩和するための対策（安全対策）を整理すると共に、これらに必要な系統、設備および運転員操作を抽出する。また、故障率、人的過誤率などを、別途 PSA の知見などから整理・作成した一覧表から選定し、これら情報を「(a) 安全対策シート」(図 3.1-3) に入力する。なお、排風機などの冗長系のシステム故障率については、共通原因故障などを考慮するため、「(b) 系統・設備データシート」に情報を入力・評価した上で「(a) 安全対策シート」に入力する。

また、事象が顕在化するまでの時間余裕、各起因事象と異常認知の関係などを「(a) 安全対策シート」に入力し、マクロを実行することで「(d) イベントツリー表示シート」(図 3.1-4) に事故シーケンス毎の発生頻度がアウトプットされる。

種別	プルダウン連絡先一時付帯	時間余裕(h)
事象	水素爆発	0.7
安全対策の内容		
PS-1	安全排気空間より槽内での発生水素を希釈	-
-2	-	-
MS-1	排気空気流量低注意報(各塔槽内への供給ラインに基づき)の検出により、精製建屋の安全排気空気配管破損を認識し、安全サービス空気(バフリング)の供給を開始する。	0.0
-2	安全排気配管破損による安全サービス空気(バフリング)の供給停止	0.0
-3	安全排気配管破損による安全サービス空気(バフリング)の供給停止	0.0
-4	万一、水素が空気から放出される。	0.0
-5	-	-

Sample

関連する系統・設備	異常発生防止	異常影響緩和
PS-1	PS-2	MS-1
MS-1	MS-2	MS-3
MS-4	MS-5	

種別	異常発生防止			異常影響緩和		
	PS-1	PS-2	MS-1	MS-2	MS-3	MS-4
制約						
制約事項	Pu濃縮液一時貯槽/バフリング供給弁					
	一般排気空気系から安全排気空気系への供給弁 共通					
	建屋排気設備のセル排風機、建屋排風機					
計画	安全排気空気供給ライン in 個別建屋 共通					
	安全サービス空気供給ライン in 個別建屋 共通					
	安全空気圧縮装置設置建屋 一般サービス空気供給ライン 共					
	安全排気空気流量計(各塔槽)					
運転員対応	排気空気流量低注意報(各塔槽内への供給ラインに基づき)の一回検出による安全排気空気配管破損の認識					
	貯槽のバフリング(安全サービス空気を開始)(連続)					
ユーティリティ	本設備冷却水系統					
	先行常用冷却水系統					
	運転予備用冷却水系統					
	安全冷却水系統					
	F系安全冷却水					
	一般冷却水					
電源系統	常用電源系統					
	運転予備用電源系統					
	非常用電源系統					
	F系非常用電源系統					

図 3.1-3 安全対策シート

関連する系統・設備	on-stayの機能		on-demandの機能		時間余裕を考慮した値	
	故障率 (1/a)	MTTR (h)	非稼働率 (1/d)	MTTR (h)	稼働率 (1/h)	非稼働率 (1/d)
Pu濃縮液一時貯槽/バフリング供給弁			1.00E-03	0	1.00E-03	
一般排気空気系から安全排気空気系への供給弁 共通			1.00E-04	0	1.00E-04	
建屋排気設備のセル排風機、建屋排風機	1.83E-07	24	1.87E-07	0	4.63E-08	
安全排気空気系から漏れし電管を閉鎖する弁			1.00E-04	0	1.00E-04	
安全排気空気供給ライン in 個別建屋 共通	1.00E-07	24	9.71E-08	2.40E-06	9.71E-08	2.40E-06
安全サービス空気供給ライン in 個別建屋 共通	1.00E-07	24	9.71E-08	2.40E-06	9.71E-08	2.40E-06
安全空気圧縮装置設置建屋 一般サービス空気供給ライン 共通	1.00E-07	24	9.71E-08	2.40E-06	9.71E-08	2.40E-06
安全排気空気流量計(各塔槽)	3.00E-07	24	2.91E-07	7.20E-06	2.91E-07	7.20E-06
安全排気空気流量低注意報(各塔槽)	4.70E-04	0	4.70E-04	0	4.70E-04	0
圧力計 共通	3.00E-07	24	2.91E-07	7.20E-06	2.91E-07	7.20E-06
圧力感警報 共通	4.70E-04	0	4.70E-04	0	4.70E-04	0

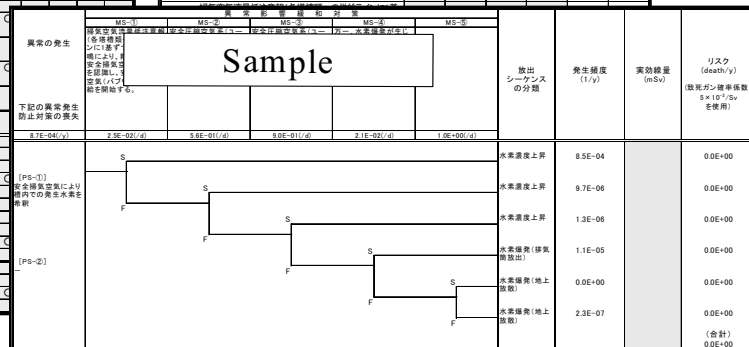


図 3.1-4 イベントツリー表示シート

②影響評価

「(c) 影響評価シート」を用いて事故シーケンス毎の影響を定量化する。定量化の手法には、5因子法⁽⁷⁾を用い、結果は「(e) 影響評価結果整理表」に整理される。

③リスクおよびリスク重要度の算出

②の結果は「(d) イベントツリー表示シート」に反映され、同時に事故シーケンス毎のリスク(発生頻度と影響の積)が算出される。また、事象毎のリスク重要度(影響で重み付けした各種

設備、運転員操作の FV、RAW) は、「(f) リスク重要度整理表」に出力される。

④全体の事象への展開

①～③の作業を全事象について行い、事象の発生頻度、影響、リスクを整理した「(g) リスク整理表 (全事象)」が、自動的に作成される。また、事象間で共通に期待する設備などの横通しを反映した、工場全体のリスクに対するリスク重要度が算出され、「(h) リスク重要度整理表 (全事象)」に整理される。

(ii) 評価結果

現時点で得られている各種事象のリスクおよびリスク重要度(全事象)を図 3.1-5 および図 3.1-6 に示す。

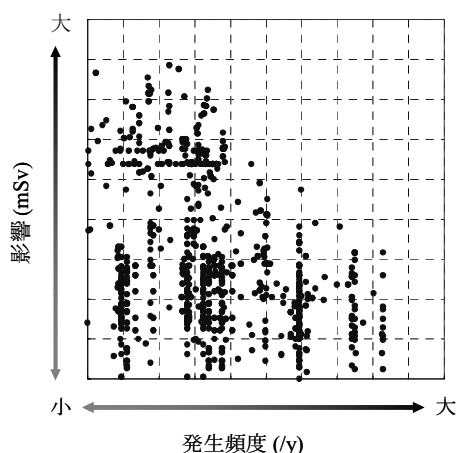


図 3.1-5 各種事象に対するリスク評価結果 (暫定)

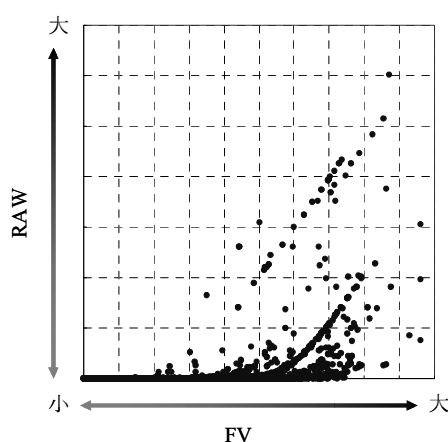


図 3.1-6 リスク重要度評価結果 (暫定)

(iii) 簡易リスク評価と PSA の結果の比較

水素掃気機能喪失事象の発生頻度評価について、簡易リスク評価と PSA のそれぞれの結果を図 3.1-7 に示す。簡易リスク評価では故障率を保守的に設定しているため、発生頻度は PSA に比べ若干大きめの結果となるが、発生頻度への起因事象毎の寄与割合は同様の結果となっている。このため、簡易リスク評価は、精緻なリスク情報を必要とする場合を除き、リスク情報活用に十分使用可能なツールであると考えられる。

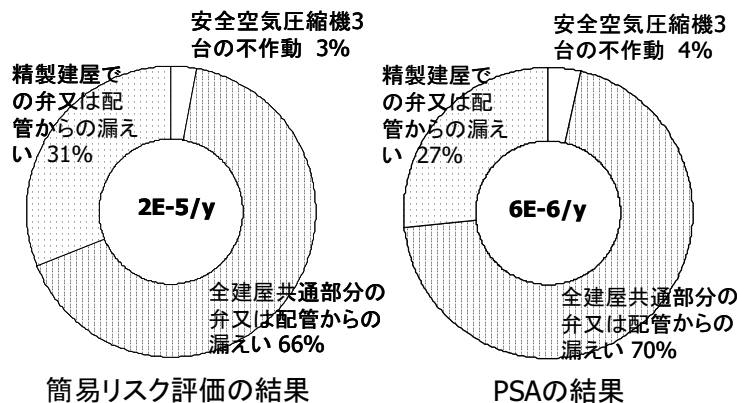


図 3.1-7 簡易リスク評価と PSA の結果比較

参考文献

- (1) H. G. Lawley, “Operability studies and hazard analysis”, Chem. Eng. Prog. Vol.70, No4, April, (1974).
- (2) 再処理施設の設計基準事象選定 (J/M-1004改3)、日本原燃(株)、三菱重工業(株)、平成13年4月.
- (3) 玉内、他、「六ヶ所再処理工場の確率論的安全評価、(I)」、日本原子力学会和文論文誌 Vol.5, No.4, pp334-346 (2006).
- (4) C. F. Miller, et al., Data Summaries of Licensee Event Reports of Valves at U.S. Commercial Nuclear Power Plants, NUREG/CR-1363, Rev.1 (1982);
- (5) IEEE Guide to the Collection and Presentation of Electrical, Electronic, Sensing Component and Mechanical Equipment Reliability Data for Nuclear Power Generating Stations, IEEE-Standard 500-1984 (1983)
- (6) Data Summaries of licensee Event Reports of Pumps at U.S. Commercial Nuclear Power Plants, NUREG-1205, (1980), (rev.1) U.S. Nuclear Regulatory Commission, (1982).
- (7) A. D. Swain, H.E. Guttman., Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications, NUREG/CR-1278, Final Report, (1983).
- (8) 確率論的安全評価 (PSA) 実施手順に関する調査検討ーレベル1 PSA、内的事象ー、原子力安全研究協会、(1992).
- (9) Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook, NUREG/CR-6410, (1998).

3.2 MOX 燃料加工施設のリスク評価とリスクプロファイル

3.2.1 はじめに

確率論的安全評価 (Probabilistic Safety Assessment, PSA) は、原子力施設において公衆の健康や安全に影響を与える恐れのある事故の発生頻度及びその影響を評価する総合的かつ構造化された手法である。この手法より得られるリスク情報は、原子力施設への効果的な規制活動及び安全機能への効率的な保守に利用できる可能性がある。PSA の実施には、評価対象施設の特徴を考慮する必要があるため、JAEA では、MOX 燃料加工施設に適用可能な PSA 実施手順を構築した⁽¹⁾。MOX 燃料加工施設がもつおおよそのリスクを把握するため、構築した PSA 実施手順をモデルプラントに適用した⁽²⁾。なお、モデルプラントは、国内 MOX 燃料加工工場および米国 MOX 燃料加工施設の公開情報を基に設定した。

3.2.2 構築した PSA 実施手順

MOX 燃料加工施設には、放射性物質が各工程内に散在し、かつその保有量も工程に依存している。そのため、公衆の健康や安全に影響を与える恐れのある事故に結びつく可能性のある通常運転からの逸脱 (以下、異常事象候補) を施設全体から抜け落ちなく抽出する必要がある。また、抽出した異常事象候補には、発生の可能性が非常に低いものや、影響が非常に小さいものも含まれるため、リスク上重要と考えられる事象を選別することも必要である。このような背景から、構築した PSA 実施手順は、施設全体からリスク上重要と考えられる事象を同定する「概略的な PSA」と同定された事象のリスクを詳細に評価する「より詳細な PSA」の 2 ステップで構成されている。構築した PSA 実施手順の構成を図 3.2-1 に示す。

(1) 概略的な PSA

このステップでは、施設全体から異常事象候補を抜け落ちなく抽出し、同定した事象からリスク上重要と考えられる事象を選別するまでを行う。異常事象候補を抜け落ちなく抽出するには、系統だったハザード分析手法を利用した分析が有効である。MOX 燃料加工施設では、ある定まった量ごとに作業を行い、その作業が終わるまで次の作業を行わないバッチ処理を採用していることから、系統だったハザード分析手法として故障モード・影響解析 (Failure Modes and Effects Analysis, FMEA) を採用した。通常 FMEA では、機器ごとの故障モードを想定するが、本手順では、効率よく異常事象候補を抽出するため、設備もしくは機器の機能に着目し、機能を喪失させるような代表的な故障モードを想定し、その影響を検討する機能レベルの FMEA を行う。機能レベルの FMEA により抽出された異常事象候補の中には、発生の可能性が非常に低い事象や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。このような事象を含めすべての異常事象候補を詳細に検討する必要はない。そこで、異常事象候補の発生の可能性とのおおよその影響を評価し、これら 2 値で定義するリスクにおいて重要と考えられる事象を選別する。この選別には、リスクレベルマトリクスを利用する。異常事象候補発生の可能性評価には、米国 NRC にて提案されている index method を参考にした方法を考案した。Index method は故障率をその指数部で表現する方法であるが、本手順では、故障率の個々の判定根拠を残すため、および信頼度の優劣の判断材料を提供するため、a,b,c のような記号で表した指標を用いている。次に得られた異常事象候補の発生の可能性から、各異常事象候補を 3 つの頻度カテゴリに分類する。3 つのカテゴリの境界は、あらかじめ設定した。異常事象候補のおおよその影響は、次のように評価す

る。まず、異常事象候補の発生により漏洩すると考えられる放射性物質量を核燃料施設安全解析ハンドブックに紹介されている五因子法を利用する。その際、最大の漏洩量となるように、発生したエアロゾルが漏洩経路中に留まらないとした。放射性物質漏洩量は、吸入による内部被ばく線量に大きく寄与するプルトニウム量で表す。臨界の影響評価には、放射線による外部被ばくや放射性ヨウ素や希ガスによる内部被ばくを考慮する必要がある。ここでは、これらの影響を、評価対象施設のサイトを仮定し敷地境界において等価な内部被ばく線量を与えるプルトニウム量として評価する。影響についても、3つの放出カテゴリに分割する。3つのカテゴリの境界は、プルトニウム漏洩量の最大値と最小値の区間を対数目盛で3等分とした。以上の評価により、図3.2-2のように各異常事象候補がリスクレベルマトリクス上に図示され、このマトリクス上から、相対的にリスク上重要と考えられる事象を異常事象として選別する。図3.2-2上での網掛け部分に図示された事象がリスク上重要と考えた事象である。

(2) より詳細な PSA

概略的な PSA で選別した異常事象および放射性物質の漏洩を伴う事故の発生頻度および影事故響を評価する。発生頻度評価は異常事象を頂上事象として、その原因を分析するステップと、異常事象が発生することにより発生するエアロゾルがどのような経路を通じて環境に漏洩するかを分析するステップに分割して行う。前者の分析には、フォールトツリー解析を用いる。フォールトツリーにより同定された基本事象の発生頻度もしくは発生確率には、generic な機器故障率データベース等より値を割り当てる。本手順では、サバンナリバーサイトの非原子炉施設のための一般データベース、米国化学工学協会が整備した信頼性データ、IEEE-std-500 もしくは NUCLARR の利用を検討した。次に後者の分析には、影響緩和対策の成功/失敗により漏洩経路が決定されることから、イベントツリー解析を用いる。イベントツリー上の各緩和対策の失敗確率は前述の故障率データベース等を参照するが、異常事象発生に伴う放出エネルギーにより緩和対策の成否が決まるものに対しては、故障率データベースから値を割り当て得ることができないため、工学的判断によりその経路の発生確率を与える。定性的表現に対してイベントツリーの分岐確率を与える基準が NUREG/CR-4700 に記されているので、本手順では、その判断基準を基に工学的判断を行う。事故影響評価は、概略的な PSA で用いた五因子法を同じく利用する。ただし、イベントツリーにより漏洩経路が特定できるので、重力沈降の効果や HEPA フィルタの捕集効果等を評価に反映する。重力沈降の効果は、核燃料施設安全解析ハンドブックに体積流量率を床面積で割ったパラメータごとに、エアロゾル直径 $10\mu\text{m}$ 以下の割合に対する漏洩率のテーブルが与えられている。本手順では、このテーブルを用いて、事故影響評価に重力沈降の効果を反映する。漏洩した放射性物質は、大気により拡散され周辺住民の健康に影響を与える。この影響を評価するため、MOX 燃料加工施設のある、もしくは建設予定である東海サイトと六ヶ所サイトでの $1\text{mg}(\text{Pu}+\text{U})$ 漏洩時の被ばく線量への変換係数を用意した。この変換係数は、気象指針に基づく評価を想定しており、外部被ばく、吸入および再浮遊による吸入による内部被ばくの効果を含んでいる。

3.2.3 モデルプラントのリスク評価

国内 MOX 燃料加工工場および米国 MOX 燃料加工施設の公開情報を基に設定したモデルプラントに構築した PSA 実施手順を適用し、モデルプラントでの重要な事故シナリオの同定リスク

プロファイルの把握を行った。概略的な PSA およびより詳細な PSA を行った結果を、図 3.2-3 に示すようなリスクプロファイル図にまとめた。各事故シナリオのリスクは、様々な事故シーケンスとその影響の組合せで表現される。しかし、評価したすべての事故の事故シーケンスと影響の組合せをリスクプロファイル上に図示すると図が煩雑になり、重要事故シナリオの同定が難しくなる。そこで、事故シナリオを構成する事故シーケンスのうち、主要な事故シーケンスの発生頻度と影響の組合せをその事故シナリオの代表点とみなし図上に示し簡易なリスクプロファイルを作成した。この図上に示した各事故シナリオのリスクの合計を施設の全リスク（以下、施設リスク）とみなし、等リスク直線を補助線に利用して、施設リスクの大部分を占める事故シナリオを重要事故シナリオとして同定する。本評価結果からは、 $1.0 \times 10^{-14} \text{Sv/year}$ の等リスク直線より右上方にある 3 つの事故シナリオの合計で施設リスクの約 94% を占めることから、3 つの事故シナリオを重要事故シナリオとして同定した。同定した事故シナリオは、焼結炉における水素爆発、水蒸気による焼結炉内異常加圧および粉末取扱設備におけるモーター等を原因とする火災であった。さらに、同定した 3 つの事故シナリオに対して、故障率のもつ不確かさが評価結果にどの程度影響を与えるかを調査した。得られた累積確率分布の 95% 値で点推定値の約 4 倍であったが、安全目標に相当するリスクレベルとの比較では、十分に小さいことが確認できた。

3.2.4 リスク情報の利用検討

リスク評価により得られたリスク情報の利用先のひとつとして、機器や操作（IROFS, Items Relied On For Safety）の保守・管理がある。リスク評価上重要な IROFS は、事故シナリオに対して、FV および RAW による重要度指標を利用し、相対的に同定する。同定した IROFS の施設内での保守・管理の優先度を検討するには、IROFS の事故シナリオ間の重要度を比較することは有益である。しかし、同一の基準値として施設リスクで規格化した指標を用いて比較しようとしても、重要事故シナリオ以外に属する IROFS の重要度指標の値は小さく、グラフを利用し相対的に選別することは難しい。そこで、図 3.2-4 に示すように着目する IROFS が成功／失敗した場合の発生頻度に、その事象の影響を乗じてグラフ上に記した。このグラフにより、着目した IROFS が成功／失敗した場合にどの程度リスクが推移するかを把握することができる。ただし、現在は、検討例が少なく重要と判断できる明確な基準の根拠がないため、今後判断基準の検討が必要である。また、今回の評価例では、臨界に関する異常事象は、概略的な PSA の段階でリスク上有意ではないとしてスクリーニングアウトしている。臨界に関して、十分な安全対策をもって発生しないような設計をしているが、保守管理の観点からは、採用された対策の効果の継続性を確認することが重要である。しかし、現在の評価手順では、評価するための枠組みがない。そのため、臨界安全上重要な IROFS の同定方法についても検討を進めることが今後の課題として挙げられる。

参考文献

- (1) 玉置等史、吉田一雄、渡邊憲夫、村松建、「MOX燃料加工施設に対する確率論的安全評価手法の開発」、日本原子力学会和文論文誌 Vol.5, No.2, pp.125-135 (2006)
- (2) H. TAMAKI, Y. HAMAGUCHI, K. YOSHIDA, “Risk Analysis of Practical Model Facility for MOX Fuel Fabrication”, Proc., of International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis, PSA2008, Sep. 7-11, Knoxville, USA (2008).

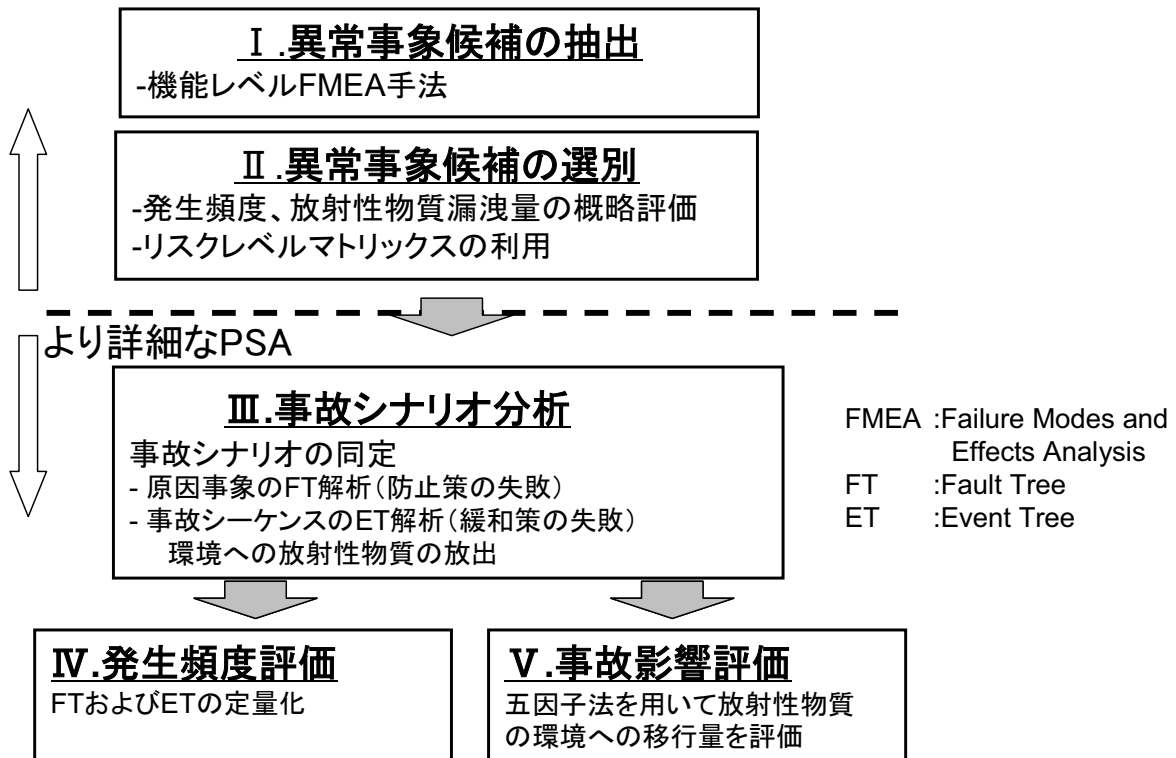


図 3.2-1 MOX 燃料加工施設の PSA 実施手順と実施項目

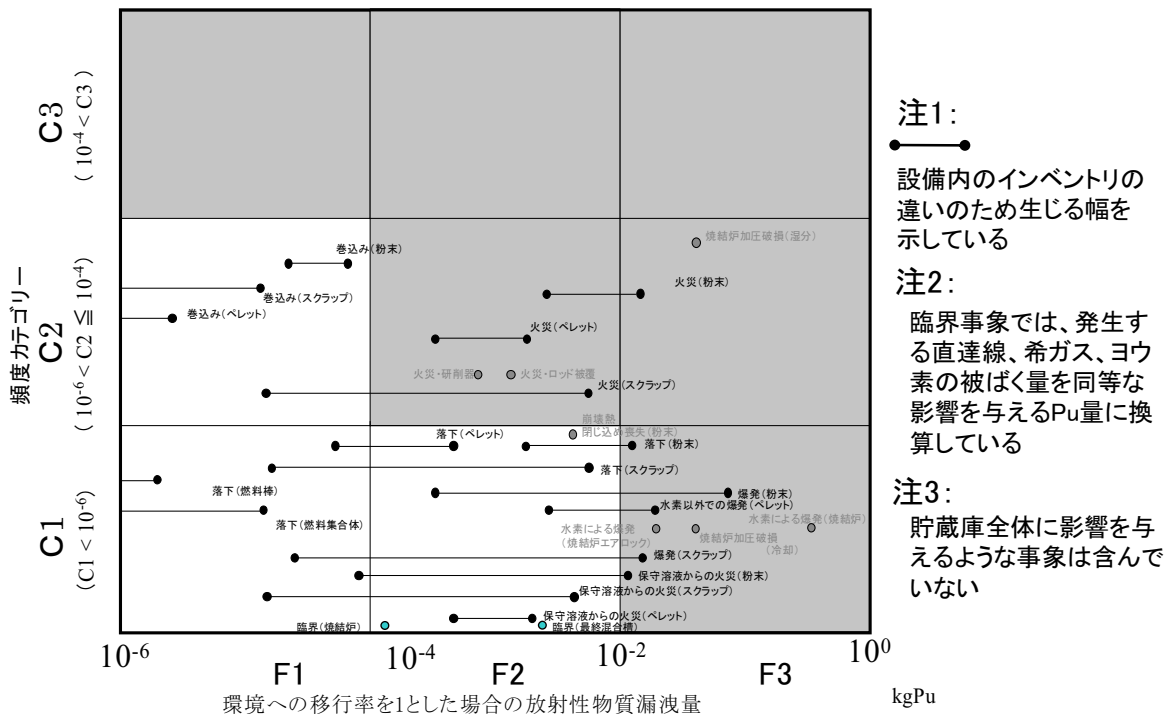
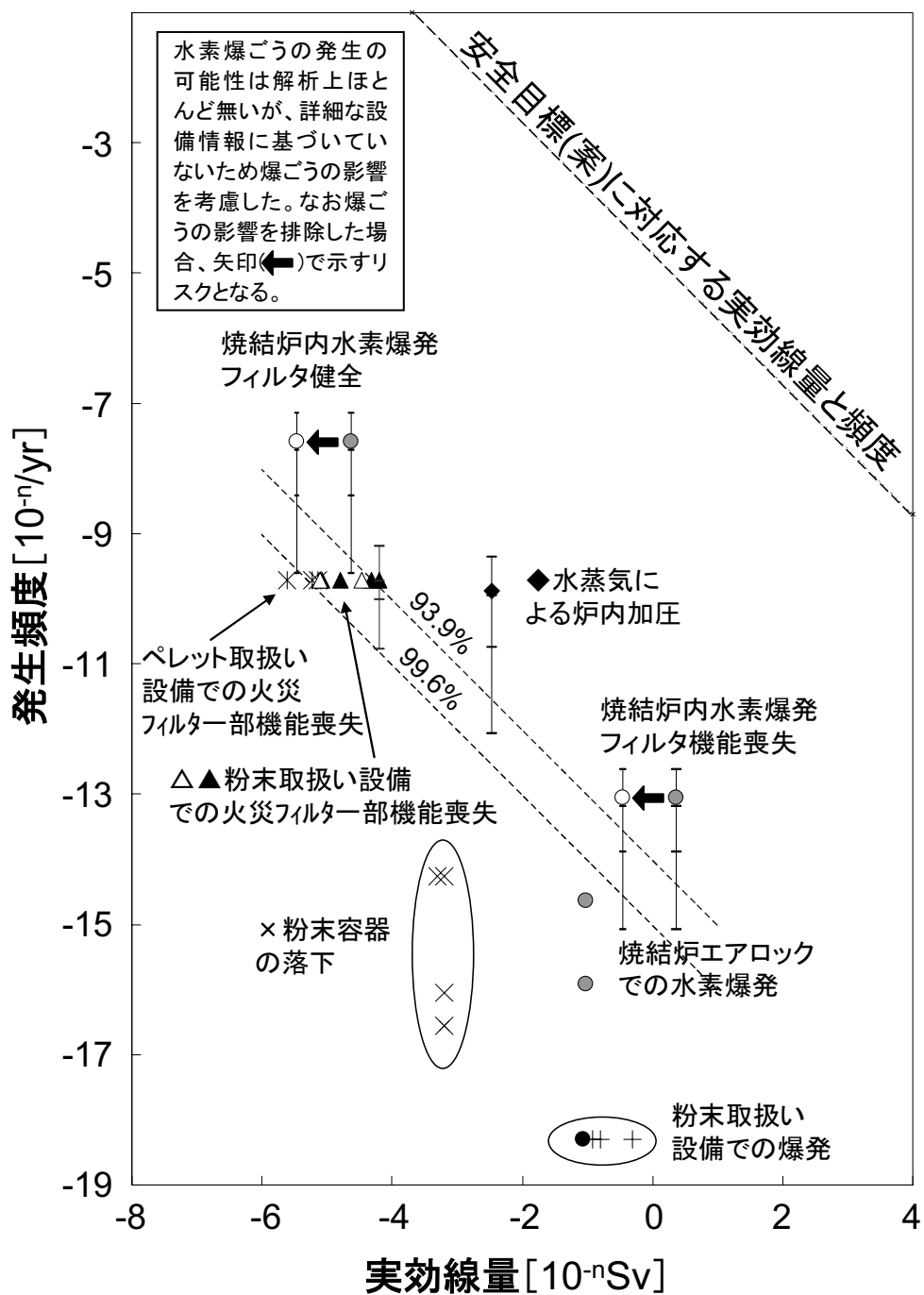


図 3.2-2 リスクレベルマトリックスの例



注) 本図は、PSA 実施手順の有効性を確認するために実施した評価の結果を示している。このため通常は考慮に含めない発生頻度の極めて小さい事故シーケンスも含めて表示している。

図 3.2-3 モデルプラントの簡易リスクプロファイル

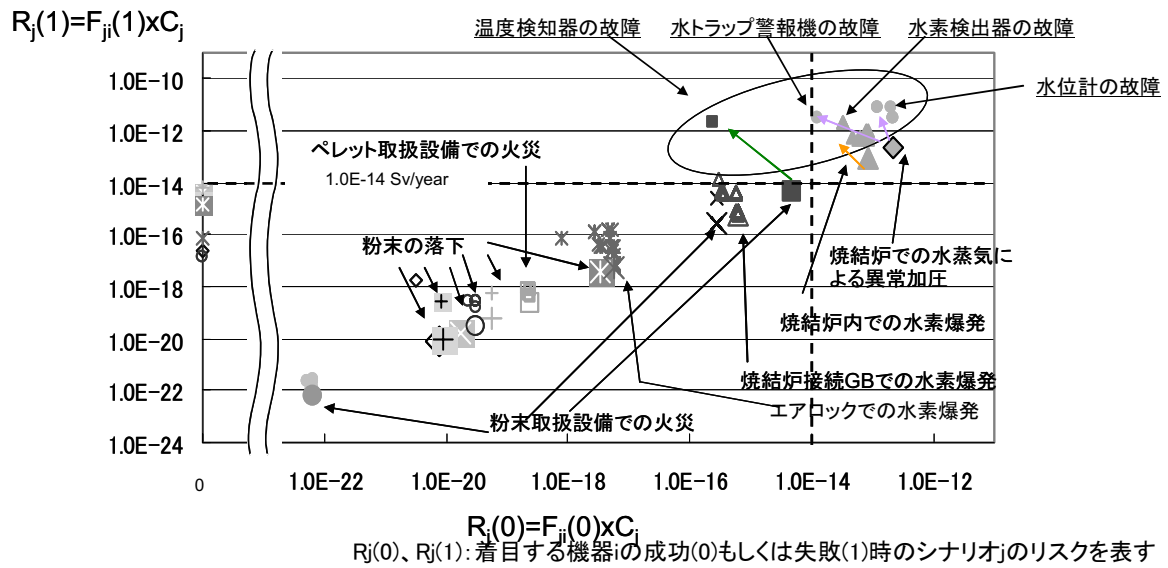


図 3.2-4 施設管理のための重要な IROFS 同定のための検討例

4. 海外での性能目標とその活用状況

4.1 米国 NRC の核燃料施設規制でのリスク情報を活用した意志決定プロセス

4.1.1 リスク情報に基づく規制導入の経緯

米国原子力規制委員会 (U.S. Nuclear Regulatory Committee) は、NRCの本来目的の明確化、業務の有効性と能率の向上等、将来課題と当面の目標を定めた方向設定課題 (Direction Setting Issue : DSI) のうち、DSI-12において、Risk-Informed Regulation (RIR) 導入による規制活動の効率化を挙げている。発電用原子炉施設に対しては1995年のPSA 適用の枠組みの提案⁽¹⁾がなされ、それから4年程度遅れて、核物質安全・保障措置局 (NMSS : Office of Nuclear Material Safety and Safeguards) 所掌する各燃料サイクル施設を含む分野でのリスク情報活用の枠組みの提言がなされている⁽²⁾。

2000年10月にはNMSS所掌分野における最初のRIR実施計画を発表している⁽³⁾。そこでは、8ケースの実際の事例研究の実施、安全目標の開発、10 CFR Part 70 の変更、核副生成物利用分野でのリスク評価が含まれている。

8ケースの実際の事例研究では、各分野において既に存在している目標を摘出した上で、8分野における晩発性ガン死亡リスクの評価を行っている⁽⁴⁾。この事例研究に並行し、NMSSはブルックヘブン国立研究所と共同でリスクガイドラインの開発を開始し、2001年12月にはリスクガイドラインの予備的な案が作成された⁽⁴⁾。また、40ケースのNuclear Byproduct Material (特殊核物質を除く人工放射性物質、及びウランやトリウムを鉱物から回収した残りの放射性物質) 分野のリスク評価がSCIENTECH 社への委託にて実施された⁽⁵⁾。

10 CFR Part 70 の変更については、2000年9月に臨界質量以上の核物質を取扱う施設に適用するリスク評価手法として、総合安全解析 (ISA)⁽⁶⁾ の採用を決めたSubpart H が10 CFR Part 70 に追加された。2002年3月には対応する標準審査指針が発表された⁽⁷⁾。それを受けて、該当する6つのウラン燃料加工施設等も総合安全解析 (ISA) を実施することとなり、2004年10月までにISAの評価結果をNRC に提出し、2005年度で審査を終了している。

NMSS は、原子炉施設の RIR 規制の枠組み (SECY-95-280) を所掌対象活動に対する RIR 規制の枠組み開発の出発点と位置付けており、原子炉施設の枠組みと NMSS の規制対象において想定される RIR 規制の枠組みを対比させて以下の項目を抽出している。

原子炉施設の枠組みに内包される仮定として以下の4点を挙げ、それぞれについて理由を挙げて、NMSS 規制分野には当てはまらないとしている。

- ・ リスク解析手法は PRA である。
→所掌施設等が多種多様で、リスクレベルに応じたアプローチを取る必要がある。
- ・ 多くの事業者が RIR 規制の早期の導入を望んでいる。

→ PRA 実施経験も少なく、資源も乏しい。RIR への移行には好意的ではあるが、コスト削減効果が期待できる場合に限ってのことである。

- ・ 決定論と確率論の融合した規制が極めて重要である。
 - 核燃料サイクル施設には当てはまるが、その他の規制対象では、おそらく重要ではない。
- ・ 同一のリスク解析手法を規制側も事業者使う。
 - 解析手法の統一は、規制の枠組みに応じて個々の規制対象ごとに取り組むべき検討事項と捉えている。

4.1.2 リスク情報を活用した規制上の意志決定プロセス

NRCは2004年10月にリスクガイドラインを含む意思決定プロセスの枠組みを示し⁽⁸⁾、2005年5月にNMSS 各部署が実際にこの枠組みを適用するための、リスク情報を活用した意思決定のガイドダンス（試用版）を公表した⁽⁹⁾。この意志決定プロセスの対象となるのは、新たな規制の枠組の提案あるいは、部分的な規制の変更案である。

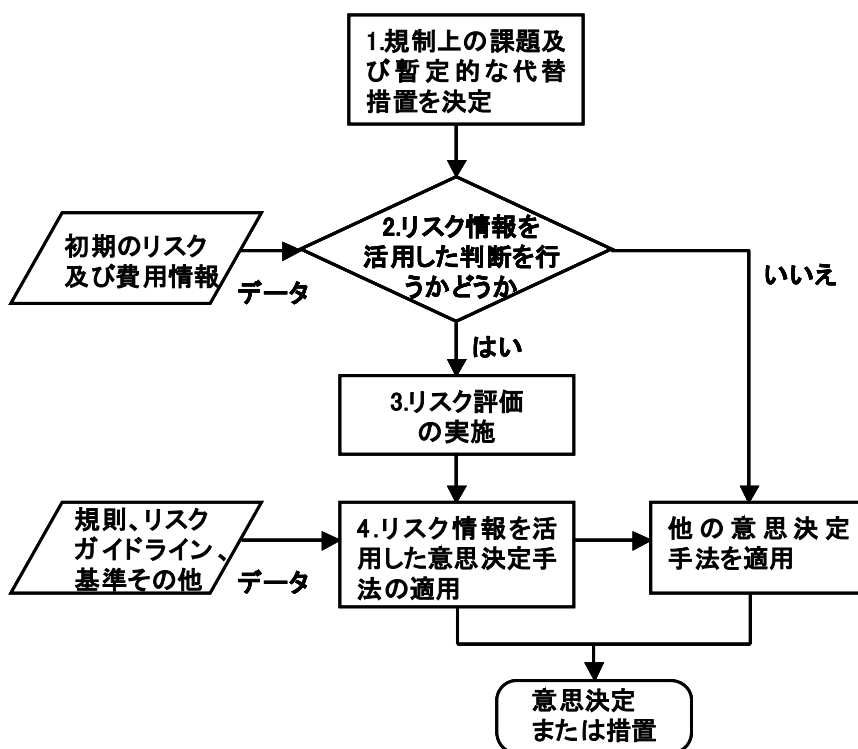


図4.1-1 リスク情報を活用した規制上の意志決定プロセス

提案されたプロセスは4段階で構成され、各ステップの概要を以下に示す。

ステップ1では、現行の規制で何が問題で、リスク情報を用いることで問題が如何にて解決できるかを明確にし、問題の解決が可能な複数の規制施策の変更案を提案する。新たな規制案のうちいずれが、最も効果的であるかを定めるためには、必要なリスク情報を提供できる評価が実施

可能である必要であり、そのような複数の変更案を提案することが重要であるとしている。

ステップ2では、図4.1-2に示す「スクリーニングにおける考慮事項」に基づき、ステップ1で提案したリスク情報に基づく新たな規制案を選別する。一番目の考慮事項では、安全性、セキュリティ、公開性、有効性及び管理の卓越性から構成されるNRC戦略計画の目標に適合させるため、リスク情報が寄与できるかを評価する。2番目以降の考慮事項では、有用なリスク情報の導出と利用が実施可能であるか否かを判定する。

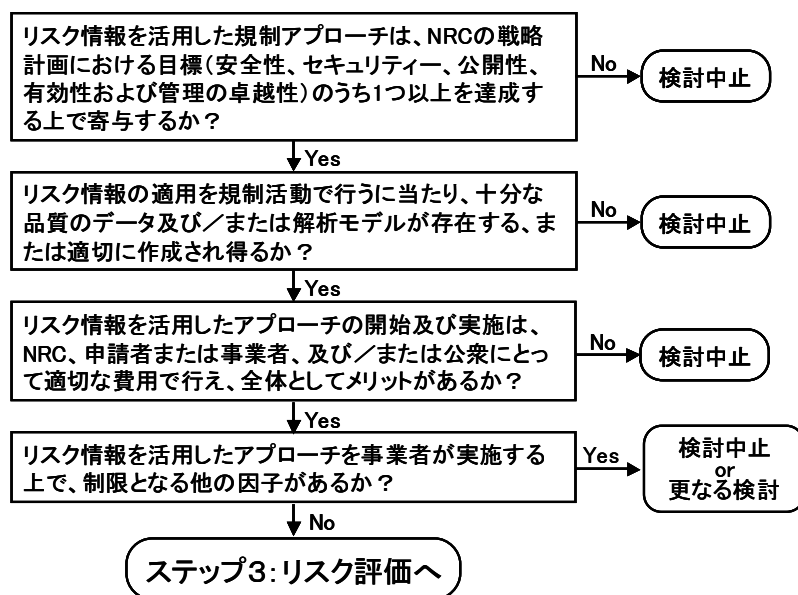


図 4.1-2 意志決定プロセスでのスクリーニングにおける考慮事項

ステップ3ではリスク評価を実施する。用いる手法は、規制対象の特性に応じて選定する。ここではリスク評価の範囲を明確にすることが重要である。評価に利用するリスク尺度、要求される品質と詳細さのレベルを同定する必要がある。必ずしも大規模で複雑なPRAを必要としない。リスク評価の完全性、適用可能性、詳細さ、堅牢性の程度は、実施しようとする意志決定に依存する。ただし、評価が定量的、定性的な場合のいずれにおいてもリスク評価結果に不確実さを含んでいることに注意を要するとしている。

その中でNMSSが規制対象とする分野を次の表4.1-1に示す4グループに分類し、リスク評価に用いる評価手法として次の4つが挙げている。

- 1) 確率論的リスク評価 (PRA: Probabilistic Risk Analysis)
- 2) 総合安全解析 (ISA: Integrated Safety Analysis)
- 3) パフォーマンス評価 (PA: Performance Assessment)
- 4) バリア・ハザード解析 (BHA: Barrier/Hazard Analysis)

表4.1-1 NMSSの規制対象の分類とリスク評価手法

グループ	規制対象施設、活動	リスク評価手法
1	低レベルおよび高レベル廃棄物処分 廃止措置、鉍さい処理	パフォーマンス評価
2	輸送、キャスク乾式貯蔵	PSAまたはISA
3	採鉍・精錬、ウラン転換、濃縮、燃料加工、 廃棄物処理施設、廃棄物処分場の閉鎖前活動	ISA
4	放射性物質の産業・科学・医療利用、廃棄	バリア／ハザード解析

ステップ4では、図4.1-3に示す3領域リスク図を用いて意志決定のための判断を行う。

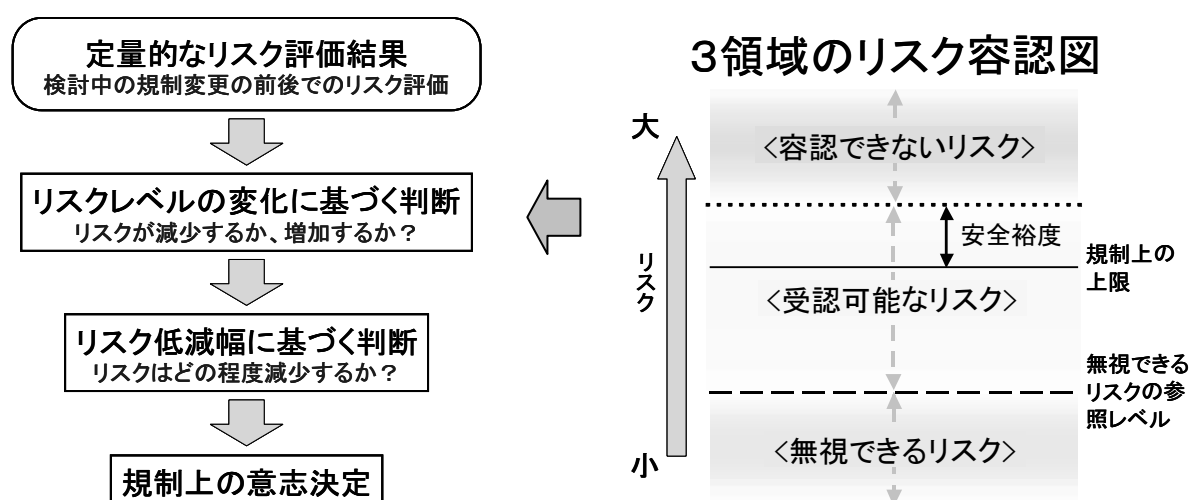


図 4.1-3 リスク容認図と意志決定の判断の流れ

3領域リスク容認図は、個人のリスクを考慮した意志決定を概念的に表現している。3領域の境界は、理論的にも慣習的にも、一つでなく厳密なものでもない。特に容認できないリスク領域においてリスクが大きすぎるか否かの検討に際しては、不確実さを考慮しなければならないとしている。

また、意思決定のガイダンス（試用版）には、判断基準となるリスクガイドラインが示されている。原子炉施設の安全目標が、定性的目標、定量的目標および補助的目標から成るのに倣い、MNSSの規制対象に対する安全目標に準ずるものとして、定性的リスクガイドライン、定量的リスクガイドラインおよび補助的ガイドラインの三層構造とし、定性的および定量的リスクガイドラインの案が示されている。補助的ガイドラインについては、具体的に示されていない。定性的リスクガイドラインは、「核物質及び廃棄物に係わる活動は、公衆の個々人の生命及び健康に対し、及びその活動に関する従業員に対し、無視できる追加リスクとすべきである。」と定義している。定量的リスクガイドラインとしては、表4.1-2に示すように個人の公衆および従業員のそれぞれに対して、「急性死亡」、「晩発性ガン死亡」、「致命的でない重傷」の各リスク値とその根拠となった原子力産業以外での事故時の死亡確率を示している。個人に対する事故時リスクの評価値が表4.1-2に示すリスクガイドラインより小さければ、規制活動は十分安全と考えられるとしている。

表 4.1-2 定量的なリスクガイドライン

放射線障害の種類	個人の公衆	個人の従業員
	米国公衆の個人が一般に受ける他の事故によるリスクの合計の0.1%を超えるべきではない	リスクが高い全ての産業界におけるリスクの1%を超えるべきではない
急性死亡	QHG1: 5×10^{-7} /年 2000年における事故死亡は、2億7500万人の全人口に対して148,209件であり、その割合は約 $5.3E-4$ 、切り捨てて $5E-4$ /年	QHG4: 1×10^{-6} /年 全産業界のデータは、米国労働統計局のデータによる。全従業員の平均死亡割合は、 $4.4E-5$ /年であり、約 $5E-5$ /年である。輸送、製造、建設といったリスクの高い業種は、平均より約2倍高い割合で約 $1E-4$ /年
晩発性ガン死亡	QHG2: 2×10^{-6} /年 2000年におけるガン死亡は約 $2E-3$ /年の割合で発生	QHG5: 1×10^{-5} /年 $2E-3$ /年という自然ガンリスクの0.5%に従業員リスクを制限するため、 $1E-5$ /年
致命的でない重傷	QHG3: 1×10^{-6} /年 病院の緊急病棟でのデータに基づくWISQARSを参照し、緊急病棟から出された時点での状態のうち恒久的な傷害となりかねない放射線傷害に対応するものとして特別トラウマセンターまたはリハビリユニットへ移送されるケースを致命的な重傷のバックグラウンド割合として選定した。2001年におけるバックグラウンド割合は、 $1.1E-3$ /年	QHG6: 5×10^{-6} /年 現在、産業界における従業員の重傷に対するバックグラウンドリスクは検討中である。暫定的には、 $1E-3$ /年のレンジになるものと考えられており、バックグラウンドの0.5%というガイドラインは、 $5E-6$ /年

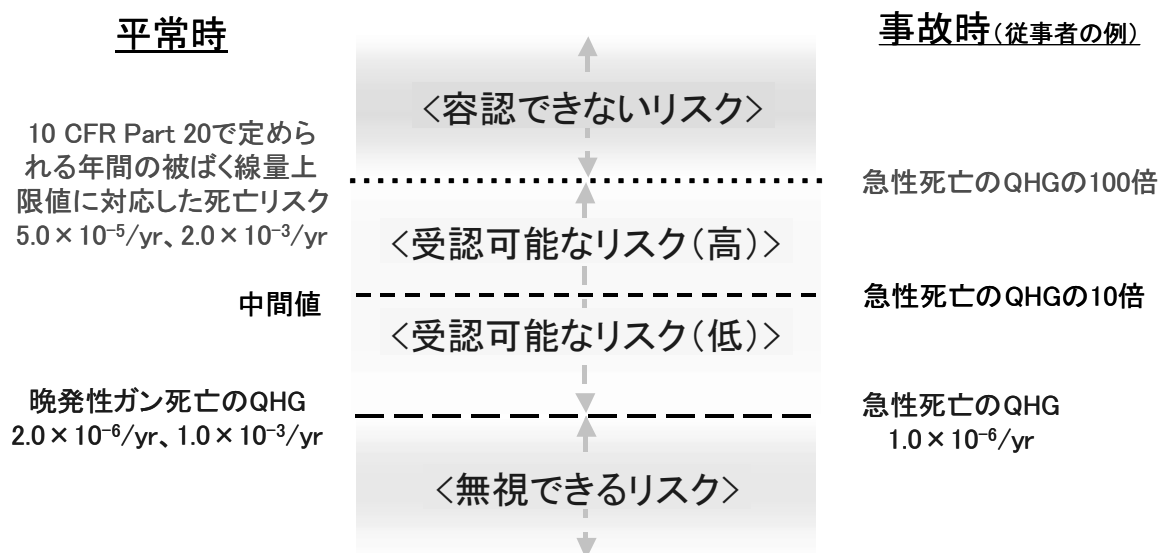


図 4.1-4 3つのリスク領域の境界値案

意思決定のガイダンス（試用版）では、図 4.1-4 に示すような3つのリスク領域の境界値案を示している。下側の破線は、リスクガイドラインの定量的健康ガイドライン（QHG: Quantitative Risk Guidelines）値であるとしている。事故時のリスクに対する上側の実線は、「適切な防護」を合理的に達成する概念に対応するとしている。NRC は現状では、これについて明確な数値を示していないが、炉の炉心損傷頻度（CDF; Core Damage Frequency）、早期大規模放出頻度（LERF; Large Early Release Frequency）の概念のアナロジーから試行的な数値を示している。例えば、作業従事者の急性死亡のリスク尺度に対しては、下線は、QHG4 に対応する $1.0 \times 10^{-6}/\text{yr}$ に対応し、低受認リスク領域と高受認リスク領域の境界、および高受認リスク領域と容認不可リスク領域の境界はそれぞれ、1 オーダーずつ大きい値に対応するという考え方もあり得るとしている。

平常時のリスクに対する上側の境界値は、10 CFR Part 20（一般公衆および作業従事者に対して、それぞれ 100 mrem/yr、5 rem/yr）が適用される。この値をもとに、晩発性ガン死亡に対する基準が示されている。BEIR-V の死亡確率換算係数を用いれば、一般公衆および作業従事者に対応した上側の実線は、それぞれ $5.0 \times 10^{-5}/\text{yr}$ および $2.0 \times 10^{-3}/\text{yr}$ が対応し、下側の実線は、QHG 値を適用し、 $2.0 \times 10^{-6}/\text{yr}$ および $1.0 \times 10^{-3}/\text{yr}$ となり、低受認リスク領域と高受認リスク領域の境界は、これらの中間値とする試案もあるとしている。

変更を実施する前と実施した後におけるリスク評価結果をもとに表 4.1-2 に示す6つのリスク指標が含まれるリスク領域のうち最も高いリスク領域を、全体を代表するリスク領域とする。これを基に、図 4.1-5 に照らしてリスクレベルの変化に基づく判断を行う。図 4.1-5 に示すように16通りの可能性があり、それらは各マスの数値で示される以下の5つに分類される。

1. 変更後のリスクは依然容認できない領域にある。これは、現在容認できない状況にあり、変更案もそれを是正できないことを示している。
2. 変更案は、リスクを受忍可能から容認できない領域に増加してしまっている。そのような変更は実施すべきでないが、現在の状況は容認可能な領域内にある。
3. リスクは高受認可能リスク領域へ増加してしまっている。通常、そのような変更は他の考慮事項により価値が増加しない限り、または費用－効果解析により正味便益が示されない限り認められない。
4. 変更によりリスク領域が下がるか、引き続き無視できる領域にある。ここで、全てのリスク指標が下がる必要はなく、最も高いものがより低い領域となり、他のリスク指標は増加する場合もありうる。しかし、実際は全リスク指標が減少するものとする。変更により費用も低下するのが明確であれば、定量的な費用－効果解析を実施する必要はない。このことを図 4.1.5 中の「費用－効果解析?」で表している。
5. 変更によりリスク領域が上がるが、低い受忍可能または無視できるレベルに留まる。このようなリスク増加は受忍可能であるが、正当化が必要である。他の考慮事項に対する改善、または明確な正味便益があれば正当化できる。

- 1: 変更後のリスクは依然容認できない領域にある。
- 2: 変更案は、リスクを受忍可能から容認できない領域に増加している。そのような変更は実施すべきでない。
- 3: リスクは高受忍可能リスク領域へ増加している。通常、そのような変更は他の考慮事項により価値が増加しない限り、または費用-効果解析により正味便益が示されない限り認められない。
- 4: 変更によりリスク領域が下がるか、引き続き無視できる領域にある。変更により費用も低下するのが明確であれば、定量的な費用-効果解析を実施する必要はない。
- 5: 変更によりリスクは増加するが、低い受忍可能または無視できるレベルに留まる。このようなリスク増加は受忍可能であるが、他の考慮事項に対する改善、または明確な正味便益があれば正当化できる。

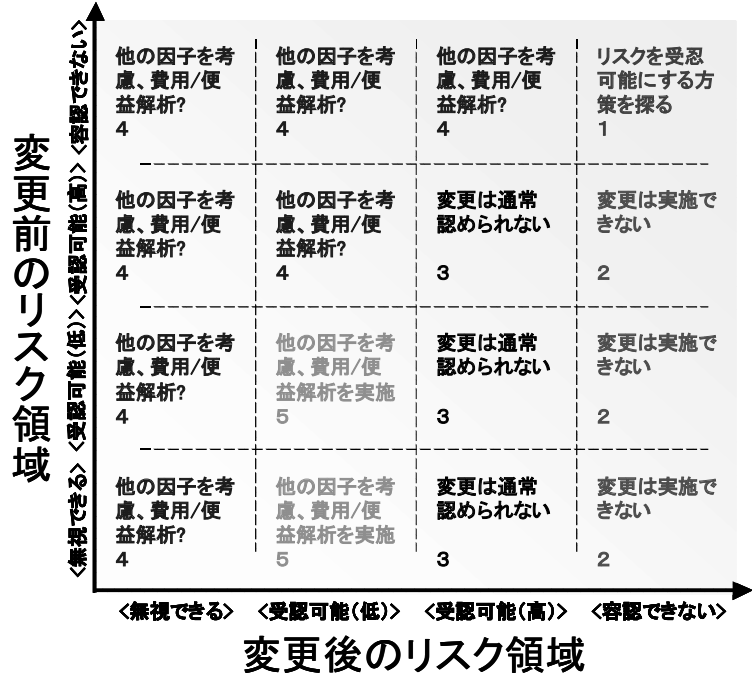


図 4.1-5 規制の変更に対するリスク容認のロジック

さらに、規制の新設・変更によりリスクの低減が期待できる場合、その低減の程度に応じた判断を行う。新たな規制による各 QHG の低減幅をもとに図 4.1-6 に示す判断のロジックにより、次に選択すべき規制活動が決定される。図 4.1-6 に示す判断ロジックは、原子炉の安全目標評価での CDF の減少幅に基づいて、規制導入に向けた更なる分析を行うか否かを決定するロジックを参考に提案されているとしている。

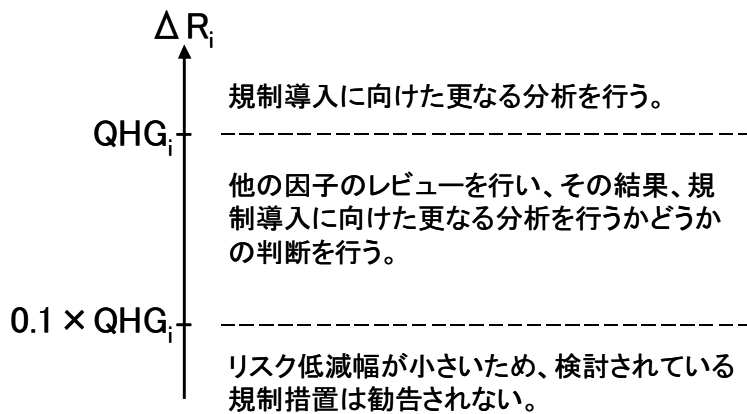


図 4.1-6 リスク低減幅に基づく意志決定のロジック

4.1.3 まとめ

NRC は、年2回の頻度で“Update on the Improvement to the Risk-informed Regulation Implementation Plan”と題する SECY レポートとして刊行し、NRC でのリスク情報活用の導入

計画の進捗状況を報告している。上記の意志決定のガイドライン試行版発表後の上記レポートには、MNSSの規制における意志決定の具体的な活用事例についての報告は見られない。今後も活用実績を継続的に調査する必要がある。

参考文献

- (1) USNRC, "Framework for Applying Probabilistic Risk Analysis in Reactor Regulation," SECY-95-280, 1995.
- (2) NRC, "Framework for Risk-Informed Regulation in the Office of Nuclear Material Safety and Safeguards," SECY-99-100, March 31, 1999.
- (3) USNRC, "Risk-Informed Regulation Implementation Plan," SECY-00-0213, 2000.
- (4) USNRC, "Risk Informing the Materials and Waste Arenas: Integration of Case Studies and Related Risk Assessment," Vol. 1: Main Report ML 013610447, 2002.
- (5) USNRC, "Risk Analysis and Evaluation of Regulatory Options for Nuclear Byproduct Material," NUREG/CR-6642, 2000.
- (6) USNRC, "Integrated Safety Analysis Guidance Document," NUREG-1513, 2001.
- (7) USNRC, "Standard Review Plan for the Review of License Application for Fuel Cycle Application," NUREG-1520, 2002.
- (8) USNRC, "Status of Risk-Informed Regulation in the Office of Nuclear Material Safety and Safeguards," SECY-04-0182, 2004.
- (9) USNRC, "Risk-Informed Decision-Making for Nuclear Material and Waste Applications- Draft for Trial Use," ML 042730524, 2005.

4.2 英国 HSE の安全評価原則(SAP)2006 年版における数値目標と法定限度

英国では、保健安全執行部 (HSE : Health and Safety Executive) の原子力施設検査局 (NII : Nuclear Installations Inspectorate) が原子力施設の安全規制に係わる責務を有している。安全規制における許認可プロセスにおいては、安全評価原則 (SAP : Safety Assessment Principles) への適合性が審査される。その際、SAP の解釈等として、検査官は技術評価指針 (TAG : Technical Assessment Guides) を援用する。

原子力発電炉に対して、SAP の初版が 1979 年に公開され、1988 年には Sizewell B の審査経験に基づいて改定された。その後、1992 年の大規模な改正を経て、2006 年に最新版⁽¹⁾ が刊行されるに至っている。1992 年の改正における主な特徴は、国際的な基準 (IAEA の安全標準、規約及び指針) との整合性を図ったこと、HSE が作成した「原子力発電所のリスクに受忍性 (TOR : The tolerability of risk from nuclear power stations, 1988, revised in 1992)」の報告書の指摘事項を反映したこと、原子炉と核燃料プラントの原則の合体等である。SAP の 1992 年版と 2006 年版の相違に関する詳細は参考文献にあるが、主要な項目のみを列挙すると、2006 年版においては、IAEA 安全基準の再編及び改定を受けて同基準との比較・検討を行ったこと、安全管理体制に係わる評価を明確化したこと、社会的リスク (Societal risk) に関する HSE の考えとの整合を図ったこと等がある。

SAP の 2006 年版には、8 つの基本原則 (FP : Fundamental Principles) を含めて、原子力施設の安全評価に関する約 300 の原則が示されている。この中で、安全目標や性能目標に参考となる項目が、数値目標及び法定限度 (NT : Numerical Targets and Legal Limits) にまとめられている。以下に、その概要をまとめる。

4.2.1 数値目標と法定限度

数値目標と法定限度は、事業者が放射線被ばくのハザードを適切に管理し、ALARP (As Low As Reasonably Practicable) の原則に則ってリスクの低減を図っているか否かを検査官が判断するために用いられるものとされている。

数値目標と法定限度の構成は、TOR の枠組みに基づいており、それは最近「リスク低減と公衆の防護 (R2P2 : Reducing risks, protecting people: HSE's decision making process)」に拡張されている。原子力施設の安全を評価する際に、検査官は目標値が達成され、法定限度が満たされている程度を判断するためにセーフティーケースを検討する。数値は線量レベルあるいは頻度又はリスクで表される。TOR(R2P2)の枠組みを目標値に変換する時に、基本安全レベル(BSL)及び基本安全目標(BSO)が用いられる。BSL 及び BSO は、それぞれ TOR において定義されるリスクレベル、すなわち「容認不可 (Unacceptable)」、「受忍可能 (Tolerable)」及び「広く容認可能 (Broadly acceptable)」なレベルの境界に相当する。

BSL のうち、通常運転時の施設内の放射線作業従事者の被ばく線量に関する BSL (年間 20mSv) 及び通常運転時の公衆の個人の被ばく線量に関する BSL (年間 1mSv) は、法定限度 BSL(LL)である。これ以外の通常時の施設内の放射線作業従事者以外の被ばく線量と事故時の被ばく線量やリスクに関する BSL 及び BSO は全て、法定限度ではなく目標値(Targets)である。

新設の施設及び活動に関しては、少なくとも BSL に合致すべきというのが HSE の方針であるが、BSL を満足するだけではリスクは ALARP でない可能性がある。ALARP の適用によってリ

スクの低減が図れる。リスクレベルが **ALARP** であるかの決定はケースバイケースの原則で実施される必要があるとしている。比例アプローチを用い、リスクが高ければ高いほど、**ALARP** と考え得る前に必要な不均衡の度合いが大きいとして、追加の安全対策を実施しなくてもよいことを正当化するために、より堅固な議論が必要となるとしている。

既設の施設については、それらが異なる安全基準等に基づいて設計・建設されていること、時間の経過とともに劣化が生じている可能性があること等を勘案して、必ずしも **BSL** を制限値として使用しない。ただし、**BSL** を満たさない場合においては、検査官は事業者の **ALARP** の考え方を精査し、追加の安全上の改善を事業者に対して求めるとしている。

4.2.2 目標値と TOR/R2P2

R2P2 の個人死亡リスクレベルは、サイトの活動による作業者と公衆の構成員に対するリスクをカバーし、以下のように設定されている。

<ul style="list-style-type: none"> Boundary between the 'tolerable' and 'unacceptable' regions for risk entailing fatality: 	
Worker:	1 in 1000 pa
Member of the public:	1 in 10 000 pa
<ul style="list-style-type: none"> Boundary between the 'broadly acceptable' and 'tolerable' regions for risk entailing fatality: 	
Worker:	1 in 1 000 000 pa
Member of the public:	1 in 1 000 000 pa

放射線リスクは、通常運転の線量と事故に起因し、その寄与は別々に扱われる。また、**TOR** では大規模事故による社会的リスクの影響が議論され、100 人から数百人の死亡をもたらす事象は 10 万年に 1 回の頻度を超えるべきでないとした。この **TOR** のアプローチが **SAP** の社会的リスクの目標値を導く際に使われている。

4.2.3 通常運転の線量目標値と法定限度

通常運転時（敷地内の個人）

Normal operation – any person on the site	Target 1
The targets and a legal limit for effective dose in a calendar year for any person on the site from sources of ionising radiation are: Employees working with ionising radiation: BSL(LL): 20 mSv BSO: 1 mSv Other employees on the site: BSL: 2 mSv BSO: 0.1 mSv Note that there are other legal limits on doses for specific groups of people, tissues and parts of the body (IRR).	

本目標は、1992 年版の P11 を更新したもので、**IRR** との整合から‘放射線作業従事者’、‘他の従事者’など多少用語に変更がある。

放射線作業従事者

BSL の 20mSv/yr は **IRR** にある従事者の法定年線量限度であるので、**BSL(LL)**と示されてい

る。作業員集団に対する現在のリスク係数 Sv 当り 4×10^{-2} を用いると、これは年死亡リスク 8×10^{-4} で、R2P2 に示される全線源からの作業員に対するリスク受忍限度 $1 \times 10^{-3}/\text{yr}$ より若干低い。1992年版SAPではBSOは2mSv/yrであったが、最近の線量低減を考慮して1mSv/yrに下げた。この値は死亡リスク $4 \times 10^{-5}/\text{yr}$ に対応し、R2P2 で規定される広く受容されるリスクレベル $1 \times 10^{-6}/\text{yr}$ (年線量 0.025mSv)を超えるが、最近の線量低減を考慮して合理的に実行可能なレベルと判断されている。

他の従事者

他の従事者とは、通常業務では放射線被ばくを伴わないが、敷地内で放射線業務を実施する従事者である。IRR に対する“認可された行為規範(ACoP : Approved Code of Practice)”では、通常業務で放射線被ばくを伴わない従事者には被ばくを制限する特定の措置がとられるべきで、線量制御対策によって1mSv/yrを超えるような被ばくの可能性はほとんどないとされている。それで、1mSv/yrを超えるありそうにない線量レベルとしてBSLは2mSv/yrに設定され、これ以下では合理的に実行可能な線量制御対策が可能であるべきとしている。

BSO としては、1mSv/yr より十分に小さく、最近の線量低減を考慮して1992年版SAPの0.5mSv/yrより小さい値として0.1mSv/yrが採用された。この値は、放射線作業従事者に対するBSOと同様BSLの1/20で、年死亡リスクは $4 \times 10^{-5}/\text{yr}$ に対応し、R2P2 で規定される広く受容されるリスクレベル $1 \times 10^{-6}/\text{yr}$ を超えるが、線量をALARPに保つ要求は多くの場合、 $1 \times 10^{-6}/\text{yr}$ のリスクレベル以下の線量の結果となるであろうとしている。

通常運転時（敷地内の集団）

Normal operation – any group on the site	Target 2
The targets for average effective dose in a calendar year to defined groups of employees working with ionising radiation are: BSL: 10 mSv BSO: 0.5 mSv	

集団線量の目標は設計時に決められ、放射線作業従事者の人数を考慮すると従事者の平均線量の情報が得られる。平均線量に対するIRRの限度は無いが、個人の最大線量以下にももちろん制限される。BSL及びBSOはTarget 1の半分の線量に設定されている。TORの作業員のリスクレベルはR2P2でも変更は無く、したがってBSLについては1992年版SAPのレベルを変更していないが、最近の線量低減傾向を考慮してBSOは低減した。

通常運転時（敷地外の個人）

Normal operation – any person off the site	Target 3
The target and a legal limit for effective dose in a calendar year for any person off the site from sources of ionising radiation originating on the site are: BSL(LL): 1 mSv BSO: 0.02 mSv Note that there are other legal limits to tissues and parts of the body (IRR).	

BSLの1mSv/yrはIRRにある‘他の人’の線量限度であるので、BSL(LL)と示されている。一般公衆に対するリスク係数 Sv 当り 5%を用いると、この線量は年死亡リスク 5×10^{-5} で、R2P2 に示

される公衆の構成員に対するリスク受忍限度 $1 \times 10^{-4}/\text{yr}$ より低く、1992年版 SAP の値を変更していない。

0.02mSv/yr の BSO も 1992 年版 SAP と変更がなく、R2P2 で提案された特定の原因で死亡する個人に対する広く受容されるリスクレベル $1 \times 10^{-6}/\text{yr}$ に等しい。これは比較的低い線量であるが、Hinkley Point の聴聞会の証言では‘緑地’の新設炉に対する ALARP レベルに対応する。したがって、既設の施設が多数立地するサイトでは、より小さな負担を伴う (less onerous) ALARP レベルがより現実的であるが、現代的に標準設計された新設炉に対しては適切である。

複数サイトが近接する場合、敷地外の人々の全線量は IRR の線量限度以下であることを確保するのは重要である。この理由で、適切な線量拘束値が各サイトに適用されるべきである。複数の事業者が関連する場合、協力して各サイトに対する適切な線量拘束値を導出すべきである (IRR の規則 8(3)及び 15 参照)。HPA (旧 NRPB) は“単一の新規線源に対する最適化の拘束値”は $0.3\text{mSv}/\text{yr}$ を超えないことを勧告している。放射線防護が全体として最適化できることが重要であり、ここで単一线源とは単一の責任主体の下にあるサイトと解するべきとした。

4.2.4 フォールト解析に対する数値目標

SAP のフォールト解析の節では、設計基準解析 (DBA)、確率論的安全解析 (PSA) 及びシビアアクシデント解析 (SA) の 3 つのタイプの解析が記述され、解析の結果はこの節に示される数値目標に対して判断される。

DBA では、頻度と緩和されない潜在的影響の点で、非常に重要な起因フォールトに対する安全対策に着目し、以下の Target 4 が設定されている。PSA ではフォールトシーケンスの全範囲を見て、その結果は敷地内及び敷地外の両方について、指定された範囲内の線量の発生頻度の推定値を与えるために分類される。Target 6 と 8 には単一施設に対する BSO と BSL が与えられ、すべての施設からの個人の全リスクは、Target 5 と 7 を用いて評価される。

SAA では、起こりそうにない大規模事故が考察され、社会的リスクに対する Target 9 が用いられる。

設計基準事故時 (任意の個人)

Design basis fault sequences – any person	Target 4
The targets for the effective dose received by any person arising from a design basis fault sequence are:	
On-site	
BSL: 20 mSv for initiating fault frequencies exceeding	$1 \times 10^{-3} \text{ pa}$
200 mSv for initiating fault frequencies between	1×10^{-3} and $1 \times 10^{-4} \text{ pa}$
500 mSv for initiating fault frequencies less than	$1 \times 10^{-4} \text{ pa}$
BSO: 0.1 mSv pa	
Off-site	
BSL: 1 mSv for initiating fault frequencies exceeding	$1 \times 10^{-3} \text{ pa}$
10 mSv for initiating fault frequencies between	1×10^{-3} and $1 \times 10^{-4} \text{ pa}$
100 mSv for initiating fault frequencies less than	$1 \times 10^{-4} \text{ pa}$.
BSO: 0.01 mSv pa	

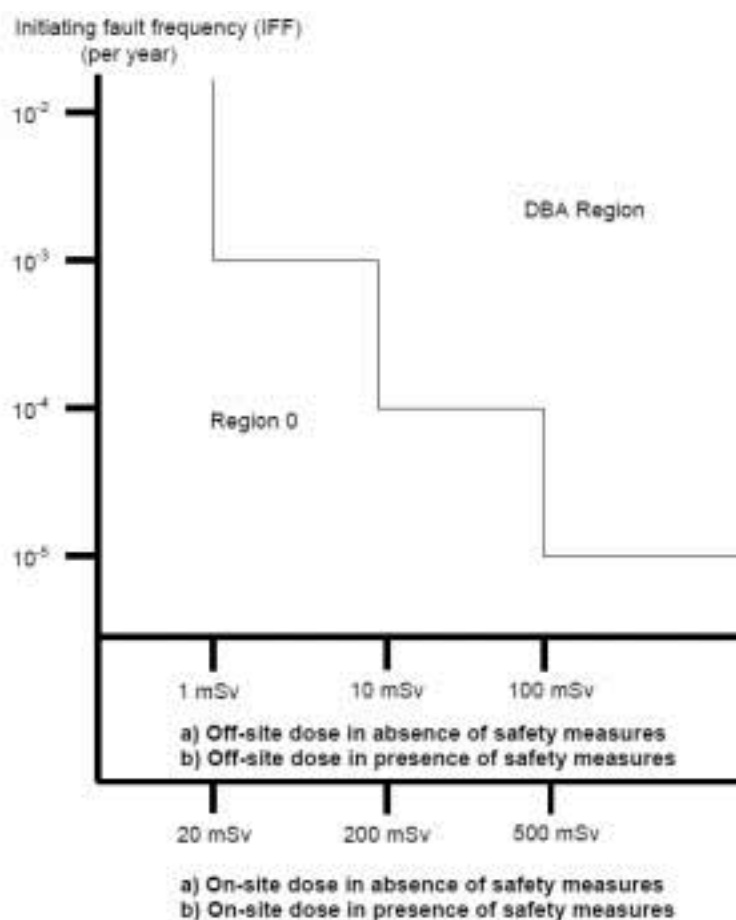


図 4.2-1 起因頻度と敷地内及び敷地外の人に対する影響で起因フォールトを分類するダイアグラム。

(SAP では 2 つの目的で利用される : a)DBA に含まれるフォールトを定義する - DBA 領域内 ; b)安全対策の成功操作に対する性能基準を提供する - 与えられた IFF に対して、緩和された影響は領域 0 にあるべき。)

DBA のために選ばれたフォールトは、図 4.2-1 に示す起因フォールト頻度(IFF)と潜在的放射線影響を基礎に選択されている。1992 年版 SAP で採用したアプローチに従い、 $1 \times 10^{-5}/\text{yr}$ より大きな IFF のフォールトのみ DBA として考慮する。これが DBA 領域の下限境界となる。1992 年版 SAP P25(b)で 100mSv までの敷地外線量は“重篤”な設計基準フォールトシーケンスの中で許容できると示している。したがって、DBA として最小の IFF をもち、100mSv 以下の線量のフォールトは除外される。これが DBA 領域の最下層の左側境界となる。100mSv の線量を選択したので、どんな起因フォールトをもつ解析も、サイト近傍からの避難を想定するに至る。1992 年版 SAP の付録 2 第 1 項及び改定版 SAP 第 621 項には、敷地外放出の影響の詳細が与えられている。

敷地内線量については、1992 年版 SAP P25(c)では、如何なる設計基準フォールトシーケンスも“過剰な線量”を与えるべきでないとしている。事故による放射線被ばくによる観察可能な確定的症状は、設計基準フォールトでは容認されないもので、改定版 SAP では、これは 500mSv の線量に対応するとしている。これが敷地内線量に対する DBA 領域の最下層の左側境界となる。

より頻度の高いフォールトについては、仮に Target 1 及び 3 の BSL である 1mSv/yr（敷地外）又は 20mSv/yr（敷地内）を超える可能性のあるフォールトに対して設計基準の安全対策が提供されないならば、容認できないと考えられる。UK の発電所の DBA プラクティスを基礎に適用可能な頻度は $1 \times 10^{-3}/\text{yr}$ と設定された。これが図 4.2-1 の DBA 領域の上部の左側境界となる。

他の DBA 領域の境界は、凡そログスケールで内挿している。図 4.2-1 は DBA と期待され適用されるだいたいの領域を示しており、厳密な規則を意図していない。事業者は固有の状況に則した DBA の範囲を決める独自の方法を作成することが期待されている。図 4.2-1 は、特に十分確立されたガイダンスがない場合、HSE 検査官にとっての一般的な出発点として提供されている。

DBA 領域の定義は、それ以外の領域では安全対策が必要ないことを意味すると解すべきでない。図 4.2-1 の Region 0 の起因フォールトでも可能な安全対策の考慮が必要であるし、リスクを ALARP まで低減し Target 5 から 9 を満足することを確実にするための良好事例の適用が必要である。これらの安全対策の同定と設計は PSA と SAA の適用を通して知らされる。

施設内の事故による個人リスク（施設内の任意の個人）

Individual risk of death from on-site accidents – any person on the site	Target 5
The targets for the individual risk of death to a person on the site, from on-site accidents that result in exposure to ionising radiation, are: BSL: 1×10^{-4} pa BSO: 1×10^{-6} pa	

Target 5 は、敷地内のすべての施設起因のすべての事故からの敷地内の個人のリスクを対象とする。通常運転時の敷地内の個人のリスク限度は、Target 1 で $8 \times 10^{-4}/\text{yr}$ に設定した。R2P2 で設定した $1 \times 10^{-3}/\text{yr}$ の上限レベルを満たすには、事故の割り当てられるリスクは $2 \times 10^{-4}/\text{yr}$ 以下である必要がある。事故に対する改定 BSL は、作業者のリスク推定に係わる困難さと不確かさを考慮して、若干低い $1 \times 10^{-4}/\text{yr}$ を設定したが、第 604 項で指摘したように通常運転時のリスクは Target 1 の BSL より十分低いと予測されるので、事故に対してより高いリスクを許容できる可能性はある。BSO はきついレベルで、このレベルまでのリスクの低減は合理的に実行可能でない場合もあるが、BSL を満たし ALARP まで低減されることが示されるならば認められる。

個別施設の単一事故に対する頻度及び線量目標（敷地内の個人）

Frequency dose targets for any single accident – any person on the site	Target 6
The targets for the predicted frequency of any single accident in the facility, which could give doses to a person on the site, are:	
Effective dose, mSv	Predicted frequency per annum
	BSL BSO
2 – 20	1×10^{-1} 1×10^{-3}
20 – 200	1×10^{-2} 1×10^{-4}
200 – 2000	1×10^{-3} 1×10^{-5}
> 2000	1×10^{-4} 1×10^{-6}

Target 5 に対する補助目標値で、個別施設の事故からの敷地内の人に対するリスクに関係する。

新しい目標値で 1992 年版 SAP にはない。当初、線量－頻度階段は施設の全事故に対して適用しようとしたが、要求が厳しくなりすぎるので、目標値は単一の事故に適用するように修正された。

線量－頻度階段は、Target 8 の敷地外の人に対する目標と同様に、最も重大な影響を及ぼすフォールトに対して最大の防護レベルの適用が確実であるように設計されている。各段階の線量と頻度の制限値は、最大に被ばくする位置にいるどんな人も、凡そ $1 \times 10^{-4}/\text{yr}$ の死亡リスクに対応する。このリスクは Target 5 の BSL に等しくないが、Target 6 の頻度は事故頻度に適用するもので、個人が被ばくする線量の頻度ではない。提案された線量－頻度階段は、どんな事故も Target 5 に与えられた個人リスクに対する BSO 及び BS に過剰な寄与をもたらさないことを確実にする。

事故による敷地外の公衆に対する個人リスク

Individual risk to people off the site from accidents	Target 7
The targets for the individual risk of death to a person off the site, from on-site accidents that result in exposure to ionising radiation, are:	
BSL: 1×10^{-4} pa	
BSO: 1×10^{-6} pa	

Target 7 は、敷地内のすべての施設起因のすべての事故からの敷地外の個人のリスクを対象とする。これは新しい目標値であるが、1992 年版 SAP に TOR を参照して、すでに BSL と BSO が示唆されていた（付録 2 第 6 項参照）。

通常運転時の敷地内の個人のリスク限度は、Target 3 で $5 \times 10^{-5}/\text{yr}$ に設定した。事故に対する BSL の目標値を加えると、全リスクは $1.5 \times 10^{-4}/\text{yr}$ で、R2P2 で公衆の構成員に要求したレベルよりわずかに高い。しかしながら、実際には通常運転時と事故時の予想リスクが BSL のレベルに到達することはありそうに無いので、事故リスクの推定の不確かさを考慮すれば BSL の選択値は適切と考えられる。同様の議論は、BSO の選択にも言える。この BSL と BSO は Target 5 の敷地内に対して設定したリスクと同じ値であるが、これは全くの偶然である。R2P2 の作業者のリスクレベルは公衆のレベルより 1 桁高いが、作業者に対するリスクは通常時が大きく寄与し、事故時に対しての割当が小さいので、公衆の事故時の目標値と同一になっている。BSO も同様である。

個別施設の事故に対する頻度及び線量目標（敷地外の個人）

Frequency dose targets for accidents on an individual facility – any person off the site	Target 8
The targets for the total predicted frequencies of accidents on an individual facility, which could give doses to a person off the site, are:	
Effective dose, mSv	Total predicted frequency per annum
	BSL BSO
0.1 – 1	1 1×10^{-2}
1 – 10	1×10^{-1} 1×10^{-3}
10 – 100	1×10^{-2} 1×10^{-4}
100 – 1000	1×10^{-3} 1×10^{-5}
> 1000	1×10^{-4} 1×10^{-6}

Target 8 は、1992 年版 SAP (P42 参照) から変更がない。各バンドのリスクの和をとり、1Sv 以上の線量に死亡確率 1 を仮定すると、BSL を満足するプラントは $3 \times 10^{-4}/\text{yr}$ のリスクをもたらす。しかしながら、近傍に生活する人のリスクを導くには、風向の変動と気象条件を考慮する必要がある。これを考慮すると、BSL を満足するプラントから受ける敷地境界外の個人の死亡リスクは、 $1 \times 10^{-5}/\text{yr}$ をわずかに上回る程度に低減する。同様に、BSO を満たすプラントは、 $1 \times 10^{-7}/\text{yr}$ をわずかに上回る個人リスクを与える。したがって、これらの値は TOR で一般産業のハザードに対して提案した $1 \times 10^{-4}/\text{yr}$ 及び $1 \times 10^{-6}/\text{yr}$ の値より小さいが、TOR の値は単一施設に対するよりむしろ全サイトに適用すべきなので、単一の施設に対する適正なリスクレベルと考えられる。

4.2.5 社会的リスク

社会的リスクについては、サイト内外を含めて 100 人以上の死亡が発生するリスクとして以下の数値が示されている。死亡人数が 100 人に満たない事故に関しても、その発生頻度が BSO を超える場合には、総合的な ALARP の説明において考慮されるべきとしている。

100 名以上の死者を伴う事故の全リスク

Total risk of 100 or more fatalities	Target 9
The targets for the total risk of 100 or more fatalities, either immediate or eventual, from on-site accidents that result in exposure to ionising radiation, are: BSL: 1×10^{-5} pa BSO: 1×10^{-7} pa	

社会的影響を生起する事故の頻度目標は、1992 年版 SAP では P44 に、予想されるガン死亡数に基づいて選択された特定の 2 つの核種の放出量に対して与えられていた。しかしながら、1992 年版 SAP 刊行後 P44 に関連して様々な問題が見出された。特に、放出量と死亡数の関係、また P44 で指定された核種が主たる対象でない場合の対応するソースタームを定める方法の問題に遭遇した。

SAP の改定では、社会的リスクの問題を再検討し、頻度目標の設定に様々な選択肢が考察された。それには、主要事故による放射線関連の潜在的死亡数、サイト周辺の詳細緊急時計画範囲の拡大の必要性の程度、及びその組み合わせなどである。

HSE では HPA の研究結果に基づき、P44 を 100 名以上の即発又は最終的死亡の発生のリスクに置き換えるべきとした。この形式は単一の主要な産業活動からの事故で多数の死亡者が出るリスクを判断する方法と同様である利点がある (R2P2 第 136 項参照)。影響が Target 9 より、遥かに大きい事故の場合、予想発生頻度は見合うように低いことを示す必要があるだろう。

Target 9 はより詳細な解析が必要かどうかを判断する際のガイドとして用いられる。特に、第 628 項にあるように、ALARP の考察ではより低い BSO あるいは 100 人以下となるような事故解析を適用することが要求されるであろう。

Target 9 は社会的リスクを扱う新しい方法であるが、Hinkley Point に関する Barnes 報告とも整合している。また、HSE は手法や、データ、仮定についても国際的なコンセンサスがあると考えている。

1992年版SAPのP45及びP46

改定SAPの‘数値目標及び法令限度’にある目標値は通常運転と事故時の人に対する影響に直接関連しており、1992年版SAPのP45（重大なプラント損傷頻度）とP46（臨界事故の発生頻度）が改定版より削除された。第583項にあるように、このような中間指標の有用性は理解されており、事業者のセーフティーケースで用いられた場合、ケースバイケースで、HSEの評価が行われるとしている。

参考文献

- (1) Health and Safety Executive, “Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities”, 2006 Edition, Rev. 1

4.3 海外における性能目標の活用の事例

4.3.1 核燃料サイクル施設に関するイギリスの事例

OECD/NEA の原子力施設安全委員会 (CSNI) のリスク評価に関するワーキンググループ WGRISK 及び燃料サイクル安全に関するタスクグループ (FCS) は、2004年に原子炉以外の原子力施設の PSA に関する現状をレビューするためのワークショップを開催した。いくつかの国から実際の施設でのリスク情報活用の現状が報告され、特に、イギリスでは再処理施設について、規制対応の一部として PSA と安全評価原則 (SAP) に示された安全目標を活用していることが報告された。以下では、ここでの発表論文(1)に基づいて、安全目標の利用方法について概説する。

(1) 確率論的安全基準

イギリスの規制機関である保険安全執行部 (HSE) では、原子力施設の規制にリスク概念を取り入れており、核燃料メーカーである英国原子燃料会社 (BNFL) でも、1980年代から1990年代を通じて PSA の活用を進めてきている。

イギリスでは、PSA は、明確に定義されたリスク基準を用いて安全性の妥当性を証明する手段として用いられるとともに、設計における安全対策への要求事項を、デマンド発生時の失敗確率 (pfd: probability of failure on demand) として定めるためにも用いられてきた。

ここで、pfd は、事故シーケンスの発生頻度が、リスク基準における該当する発生頻度の 10% を超えないことを確実にするために必要な値として定められる。また、安全対策とは、起因故障 (initiating fault) が放射性物質の放出に進展することを防ぐための工学的又は運転による方策を意味している。

SAP における確率論的安全基準を表 4.3-1 に示す。

表 4.3-1 イギリスの確率論的安全基準

事故による大気中放出による個人の実効全身線量 (mSv)	プラントの総体(サイト)について合算された発生頻度に対する頻度目標 (y ⁻¹)
0.1 to 1	10 ⁻²
1 to 10	10 ⁻³
10 to 100	10 ⁻⁴
100 to 1000	10 ⁻⁵
> 1000	10 ⁻⁶

(2) 公式の決定論的安全解析の導入

イギリスでは、安全審査の論理的な体系は確率論的安全評価をベースとして構築されてきた歴史的経緯があるが、1997年に、次のような目的で、公式の決定論的解析 ((formal deterministic safety analysis) が要求されることとなった。

- 安全論理の頑健性(robustness)を向上することにより PSA の有用性を高める深層防護をより解りやすく説明できるようにする

- PSAにおける、時として複雑な数学的処理に対して過度に依存することがないようにする
- イギリスの規制要求である NII の安全評価原則 (SAP) では、PSA と決定論的解析の両方を相互に補完する技術として要求していることに整合させる

(3) 決定論的な解析の考え方

導入された決定論的基準は、発生頻度 $>10^{-5}/y$ の全ての起回事象について、[許容されている任意の運転状態]における[起回事象の発生]に加えて[安全対策における単一故障]を想定することとし、これらの任意の組み合わせにおいて有意な放出がないことを示すことである。

これは、図で表現すれば、図 4.3-1 になる。このような場合、安全対策の非信頼度は、 $10^{-5}/d$ 以下とする必要があるので、全ての起回事象シーケンスについて、その影響の厳しさによらず 2 系統又は 3 系統が必要になる。

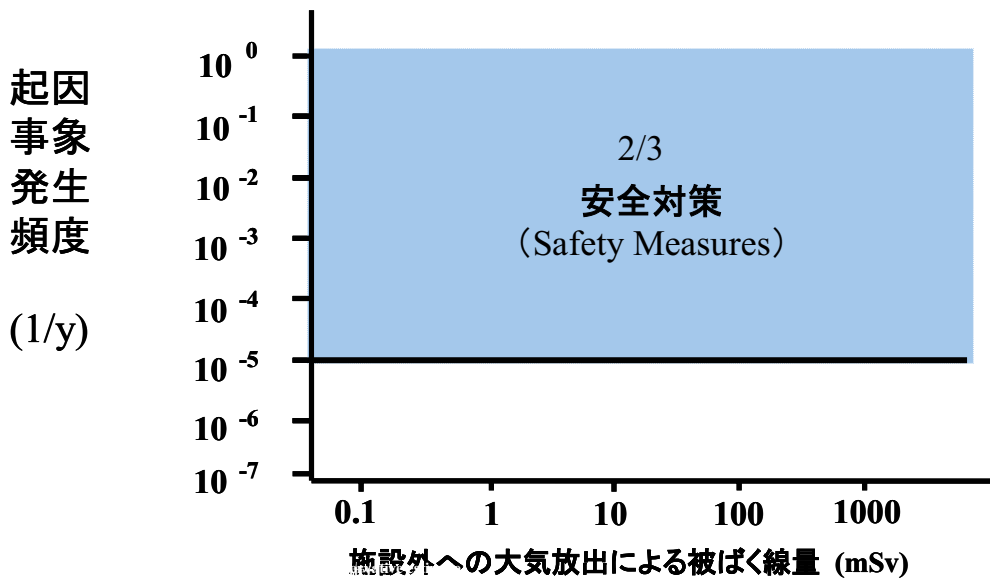


図 4.3-1 厳格な決定論的安全評価の考え方

(4) 確率論的な基準の考え方

一方、図 4.3-2 は、確率論的な基準を用いた場合の安全対策に要求される失敗確率である。ただし、ここでは、起回事象シーケンスは、影響の大きさを区分された領域ごとに 10 個ずつと仮定されている。

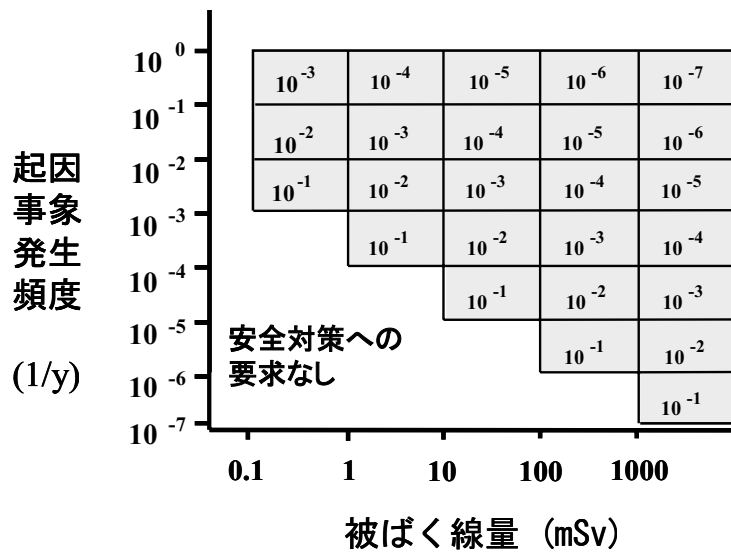


図 4.3-2 安全対策がリスク基準を満たすために必要なデマンド発生時失敗確率(pfd)

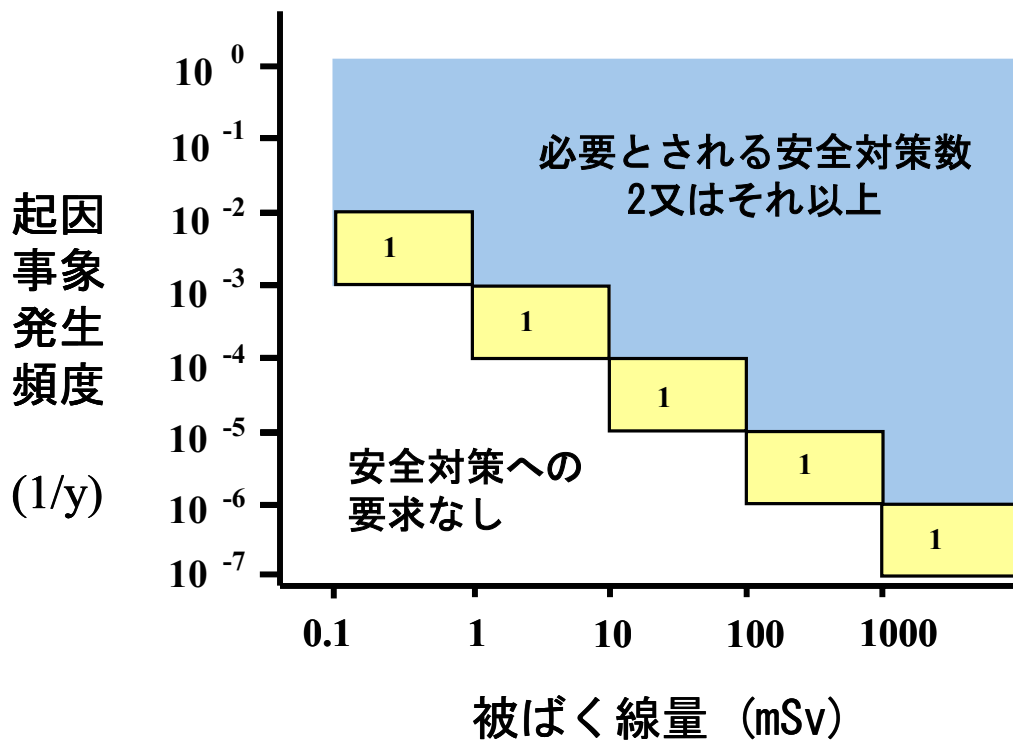


図 4.3-3 安全対策がリスク基準を満たすために必要なデマンド発生時失敗確率(pfd)

(5) 決定論的基準と確率論的基準の比較

図 4.3-4 は、リスク基準を満たすために必要となる安全対策の個数と厳格な決定論的基準による要求個数の比較している。決定論的基準だけでは、明らかに、厳しすぎる要求となる。

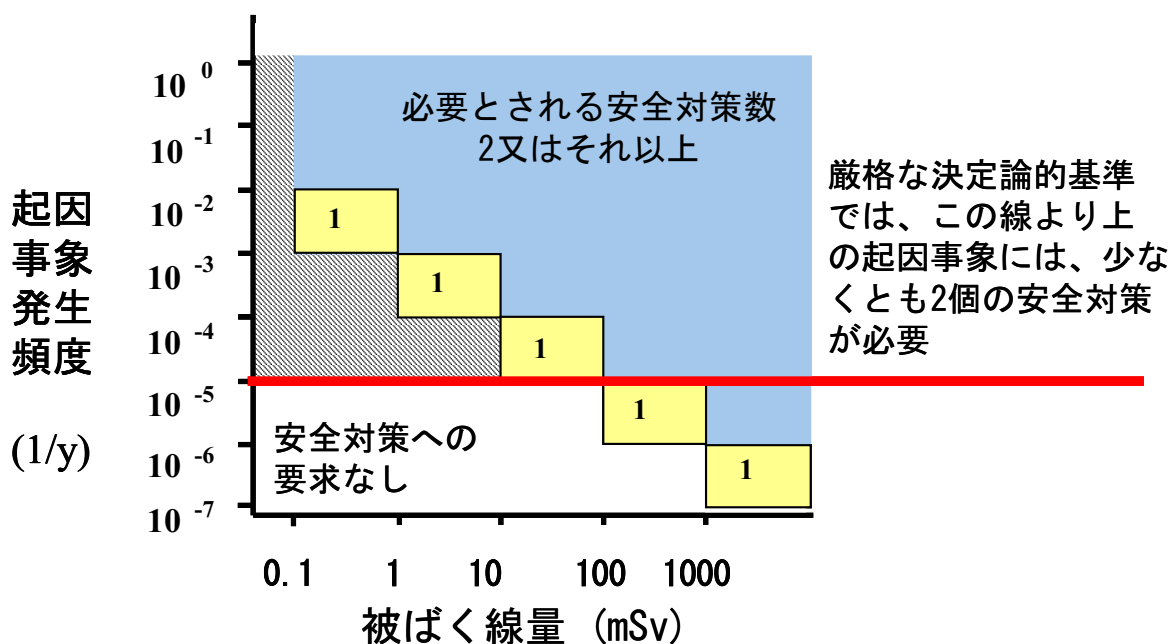


図 4.3-4 リスク基準を満たすために必要となる安全対策の個数と厳格な決定論的基準による要求個数の比較

(6) より柔軟かつ合理的な決定論的基準

リスク基準を参考として、決定論的基準をより合理的にするために提案された基準を図 4.3-5 に示す。また、決定論的基準との比較を図 4.3-6 に示す。

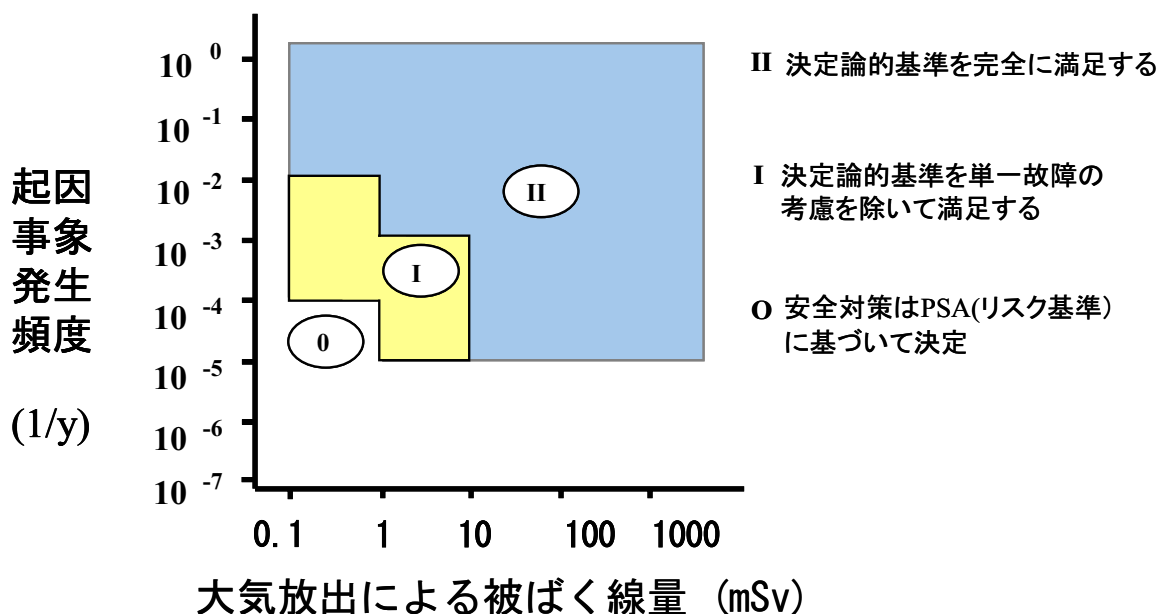


図 4.3-5 改定された決定論的基準

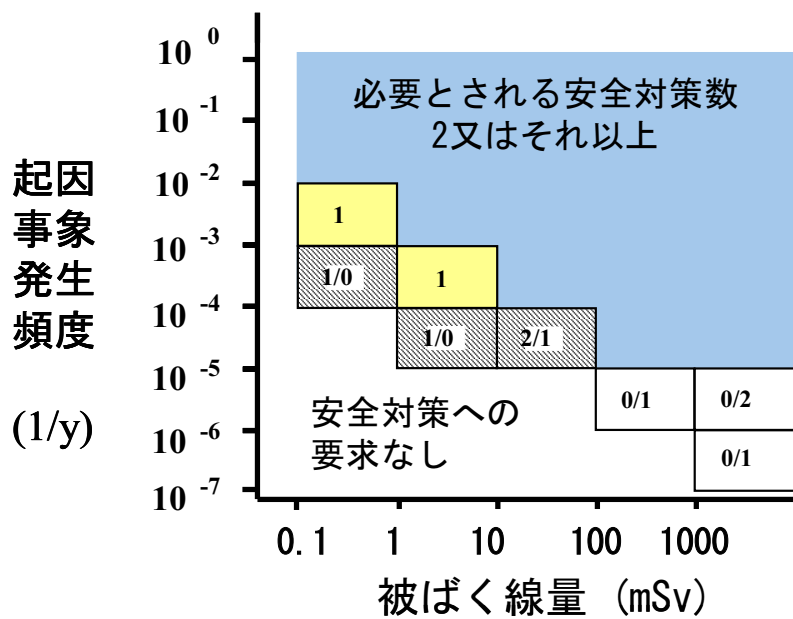


図 4.3-6 改訂された基準で要求される安全対策の数のリスク基準との比較

(7) まとめ

BNFL からの発表では、まとめとして以下が指摘された。

- 確率論的基準と決定論的基準の両方を用いる場合、必要な安全対策について、明らかに異なる要求に至ることがある。
- 2つの基準は、一方が不当に支配的となったり、厳しすぎるものとならぬよう慎重に定める必要である。
- 原子炉以外の施設に対して、合理的な一連の決定論的基準を定めることができ、広範な施設に対して PSA と併せて成功裏に適用できた。
- 確率論的基準と決定論的基準の差は、事故影響の以下の 2つの領域で顕著となっている。

実際には、影響の小さい事故の領域では、決定論的基準の要求が不当に厳しいと考えられたことから、リスクを考慮して、ルールを変更した例を示している。

参考文献

- (1) Stuart Drake, "Application of deterministic criteria in addition to Probabilistic Safety Analysis", British Nuclear Group*, Risley, Warrington, UK, presented at the Joint WGRISK/WGOE-FCS Workshop for PSA for Non-Reactor Facilities", 4th - 5th October 2004, NEA Headquarters, Issy-les-Moulineaux, France.

5. 核燃料施設の性能目標試案

5.1 再処理施設性能目標検討に当たっての課題

5.1.1 はじめに

サイクル施設においても性能目標策定が望まれるとした「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」（原子力安全委員会 安全目標専門部会、平成15年12月）記載事項を検討の出発点とする。操業段階の検査等の大部分を占める内的事象を対象とするが、外的事象を将来取り入れた場合にも整合のとれる内容とする。国内外で公表されている下記三つのタイプの性能目標を参考とする。

- a) 原子力発電所性能目標にみられる特定の事故に対する発生頻度。海外ではサイクル施設の臨界事故に対しても発生頻度が与えられている例がある。
- b) 事故を特定せず、事故影響（mSv）を区分し、区分毎の発生頻度を与える（表5.1-1参照）。サイクル施設ではこの形式が多い。
- c) 上記a)およびb)の混合方式。表5.1-1に示すように英国NIIのSAPはb)を主体とし、臨界、プラント大損傷（CDFに相当）および放射性物質大放出（LERFに相当）にa)を適用。

5.1.2 「中間とりまとめ」に記載される性能目標要件

安全目標案は（従って、性能目標も）、平常運転時のリスクを対象外とし、事故リスクに限定している。サイクル施設の性能目標検討に当たっては、施設固有の重大な事故事象（短時間のうちに、ある規模の・・・放射性物質の放散が発生する事故）の発生確率（頻度）とすることが適切としている。

5.1.3 性能目標検討に当たっての課題

「重大な事故」とか「・・・ある規模の・・・放射性物質の放散」を影響（mSv）と対応させることが必要。安全目標議論は決定論でカバーされない「残余のリスク」領域が対象と考えると立地評価事故判断基準の250 mSvが参考となる。しかし、殆どの事故が対象外となるような性能目標ではリスク情報を活用できなくなる。平常運転時の年間上限値に等しい1 mSvを採用した場合でも、多数の異常事象あるいは事故が対象外となり、検査変更等の判断基準として使えない。ヨウ素フィルター（加熱器等を含め安全上重要な施設）が1年間機能喪失し、ヨウ素全量が排気筒から放出される場合の影響は0.1 mSvである。因みに、自然放射線による実効線量の世界平均値2.4 mSv/yのリスクは安全目標案 10^{-6} death/yの約25倍となる。また、東京⇄ニューヨークを飛行機で毎年1回往復すると約2倍となる。すなわち、このような低線量をリスク議論に持ち込むのは適切ではないという例となる。リスク情報活用に必要な「性能目標」には、安全目標議論の対象外の「重大」でない事故、「ある規模」以下の事故までを含め考える必要がある。

以下には、参考例として「中間とりまとめ」に沿った「固有の事故に対する発生頻度」タイプの性能目標について検討する。

5.1.4 性能目標案（イメージ）

原子力発電所性能目標のCDF、CFFにみられるように、性能目標検討に当たっては「設計基準

外事象」とか「残余のリスク」議論、すなわち発生のほとんど考えられない事業指定申請書記載事故を超える議論がされる。このことが社会に誤解を与えないよう留意する必要がある。「固有の事故に対する発生頻度」タイプの性能目標案を検討する場合、重大な固有の事故の同定が必要となる。わが国再処理工場においては、国内外の50年を超えるPUREX法の経験・知見をベースとして、臨界、火災、爆発等が既に同定されている。これらの種類の事故に対し性能目標としての発生頻度を与えるには、包絡性のある事故影響を知る必要がある。性能目標策定に用いる事故影響を上限影響（ $\sim 10^{-7}/y$ 領域の“過酷事故”に相当する影響）と呼び、決定論および確率論的知見を参考とし定める。各種の事故の上限影響についての合意が得られれば、施設全体として安全目標を満足するように、各種の事故に性能目標を与えることができる。

5.1.5 各種の事故の上限影響検討

上限影響は、決定論および確率論の結果を参考としつつ、これ以上のことは残余のリスク議論であっても考慮する必要はないと関係者間で合意できるレベル（安全目標との関連でいえば、 $10^{-7}/y$ 程度）までを検討対象とする。性能目標は、事故が発生すると上限影響を与えると仮定し設定する。発電炉でいえば、 $CDF \approx CFF$ （CFFの事故影響がCDFの頻度で発生）とすることに対応。以下に上限影響検討のイメージを与えるための例を示す。

[溶液系臨界事故]

- ① 最大核分裂数を 10^{20} fissions*1とし、対応する上限影響*2を気象指針に基づく 10 mSvとする。事故が発生すれば最大核分裂数に至ると仮定し、性能目標を暫定的に $10^{-4}/y$ とする。仮に 10^{20} を超える事故があったとしても、影響にクリフエッジはなく、発生頻度は減少するので、リスクは増大しない。

*1 溶液系では、水素等ガスの発生、温度上昇、さらには沸とうボイドの発生により大きな超過反応度が持続することはない。また、 10^{20} fissionsの核分裂熱により約 3 m³の水が蒸発するので、自然終息が期待される。セル内臨界事故に対しては、手動による硝酸ガドリニウムの遠隔注入が可能である。

*2 上限影響評価は設計基準事故評価と同じ気象指針に基づく。

- ② 上限影響は気象指針に基づく線量値であるので、安全目標のいう敷地近傍の平均的個人の線量はこの $1/10$ 以下となる。このことを考慮すると、上限影響を有し発生頻度が性能目標暫定値 $10^{-4}/y$ であった場合の臨界事故リスクは安全目標の $1/200$ となる。施設全体の臨界事故リスクは、影響、頻度とともに最大値を有する事故が 10 件想定されると仮定し求めることを提案したい。 10 件すべての事故が影響、頻度ともに最大値を有することは、確率的に考えられないので、 10 件を超える場合も問題はない。
- ③ 他種類の事故にも上限影響を定め、施設全体として安全目標を満足するように性能目標値を定める。

[影響の小さな異常事象]

- ① 5.1.3で示したような上限影響が 0.1 mSv以下の事象が対象となる。このような事象は安全目標議論外とすることが「中間とりまとめ」に沿うと考えられるが、リスク情報活用のための性能目標設定が必要であるので $10^{-1}/y$ とする。

表 5.1-1 英 NII の性能目標

公衆実効線量 mSv	事故総和に対する 発生抑制頻度(1/y)	
	BSL*	BSO*
0.02		1
0.1-1	1	10 ⁻²
1-10	10 ⁻¹	10 ⁻³
10-100	10 ⁻²	10 ⁻⁴
100-1000	10 ⁻³	10 ⁻⁵
>1000	10 ⁻⁴	10 ⁻⁶

Large release	10 ⁻⁵	10 ⁻⁷
Plant damage	10 ⁻⁴	10 ⁻⁵
Criticality	10 ⁻³	10 ⁻⁴

* *BSL: Basic Safety Limit, BSO: Basic Safety Objective

性能目標のタイプ

- ① 事故を特定せず影響対発生頻度マトリックスで与える（海外においてサイクル施設に採用）。
- ② 重大な固有の事故に対する発生頻度で与える。（主として発電炉に採用）

5.2 性能目標導出手順案

5.1 節で提案された性能目標の試案をもとに目標選定導出手順を検討した。その結果を図 5.2-1 に示す。手順では、リスク情報としてハザード分析および事故シナリオ分析結果、事故の発生頻度および影響を整理したリスクプロファイルを活用する。

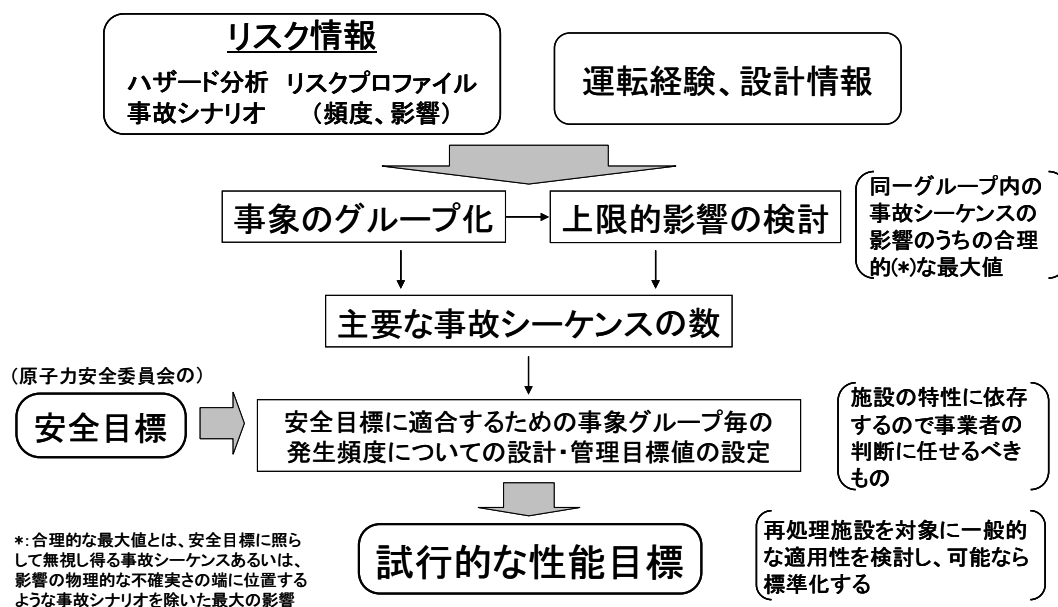


図 5.2-1 試行的な性能目標の導出手順案

ステップ 1：事象のグループ化

ハザード分析および事故シナリオ分析結果をもとに、想定される事故事象の類似性を考慮して事故事象をグループに分類する。

ステップ 2：上限影響の検討

事故シナリオ分析結果、リスクプロファイル図をもとに、同一事象グループ内の事故シーケンスの影響のうち、安全目標に照らして無視し得る事故シーケンスあるいは、影響の物理的な不確かさの端に位置するような事故シナリオを除いた最大の影響を当該事象グループの上限影響とする。

ステップ 3：主要な事故シーケンス数の算出

事象の各グループに含まれる事故シーケンスのうち、リスク上主要なもの数を積算する。

ステップ 4：性能目標の設定

安全目標に適合した施設の特性に応じた設計あるいは管理目標値的な性能目標を導出する。導出する指標は、施設の特性、利用目的に依存するため、事業者の判断に任せるべき性質のものと考えられる。

6. 性能目標試案の事例解析

本章では、施設全体を対象とした PSA 結果が利用可能な再処理施設および MOX 核燃料加工施設を対象に、前章の 5.2 で示した手順を試行した結果を示す。

6.1 六ヶ所再処理工場のリスク情報活用に係る管理目標の設定検討について（内的事象）

第 5 章 5.2 性能目標策定手順案を参考に、六ヶ所再処理工場（個別プラント）を対象とした管理目標の設定方法を検討すると共に、事例解析を行い、その有効性を確認する。なお、今回の事例解析は臨界事故を対象に行うが、簡易リスク評価を見直し中であり、管理目標は今後変更の可能性がある。

6.1.1 管理目標の指標

管理目標は、英国の安全基本原則⁽⁴⁾のような事故影響の程度に応じた事故発生頻度の総和、又は発電炉の炉心損傷頻度のような事故発生頻度を指標とすることが考えられるが、ここでは、後者を指標として検討する。

6.1.2 管理目標設定方法の検討

管理目標の設定方法を検討し、図 6.1-1 に示すフローを設定した。すなわち、簡易リスク評価結果（評価見直し中）を分析し、(1)事故リスクの類似性の観点等から各種事故を分類（カテゴリ分類）するとともに、(2)当該カテゴリの事故件数のカウントを行う。次に、(3)当該カテゴリのリスクの抑制目標を安全目標から配分すると共に、(4)当該カテゴリ内の事故の上限影響を検討し、(5)配分リスク、上限影響、事故件数から当該カテゴリの管理目標を設定することとした。

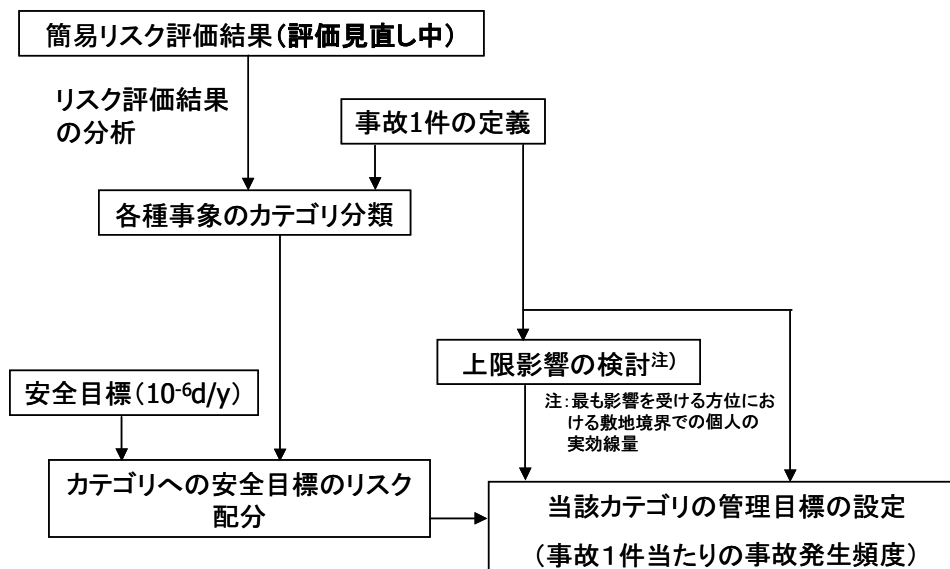


図 6.1-1 管理目標設定検討フロー

(1) カテゴリ分類

カテゴリ分類については、事象の種類毎（臨界、爆発等）にリスク評価結果を分析し、事故シナリオの類似性等に基づき合理的と考えられるカテゴリに分類する。例えば、事故発生頻度は同程度であるが影響が極端に異なる事故を同じカテゴリとした場合、影響が大きい方の事故で管

理目標が設定されるため、影響の小さい事故に対しては保守的な管理目標となることから、このような場合には、2つのカテゴリに分割することが考えられる。

(2) 事故件数のカウント

簡易リスク評価では、機器毎に、物質の出入り、エネルギーの出入りなどに着目して抽出した異常事象単位で実施していることから、事故件数のカウントはこれら単位を基本とするが、事象の種類・設備構成等に応じて見直しを行う。

(3) 安全目標からのカテゴリへのリスク配分

着目するカテゴリの安全目標からの配分リスクとして、簡易リスク評価に基づく全リスクに対するカテゴリリスクの割合を当てはめる（安全目標×カテゴリリスク／全リスク）。ここでは、全リスクには、閾値なしの直線仮説として低線量影響の事故も算入することとする。なお、現行の簡易リスク評価の結果では、全リスクに対して低線量影響（1mSv未満）の事故のリスク寄与が大部分を占めている（図 6.1-2）。

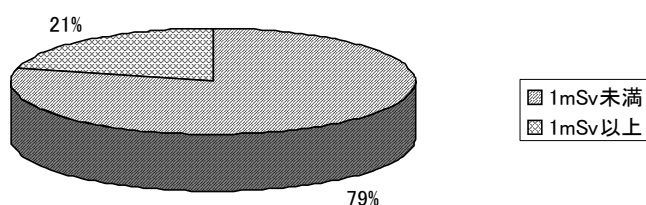


図 6.1-2 事故影響別のリスク寄与割合

(4) 上限影響の設定

カテゴリ内の各種事故の事故シーケンスを分析し、上限影響を検討、設定する。事故1件には複数の事故シーケンス（主排気筒放出、地上放散）が存在するが、例えば、リスクが小さく、かつ、事故発生頻度が極端に小さな事故シーケンスの影響は上限影響から除外する等工学的に設定する。

(5) 管理目標設定方法

簡易リスク評価における事故1件あたりのリスク評価は、以下により行っている。

$$\text{事故 } j \text{ の 1 件 当 た り の リ ス ク } = \sum_i \text{ 事故シーケンス } i \text{ の 発 生 頻 度 (/ 年) } \times \text{ 事 故 シーケンス } i \text{ の 影 響 (Sv) } \times \text{ 致 死 確 率 係 数 (/ Sv) } \times \text{ 平 均 個 人 へ の 換 算 係 数 (-)$$

なお、事故シーケンス i の影響は、最も影響を受ける方位における敷地境界での個人の実効線量を評価しており、一方、安全目標は、平均個人の死亡リスクであるため、致死確率係数 0.05⁽²⁾ (/ Sv)、平均個人への換算係数 0.1⁽³⁾ を乗じて平均個人の死亡リスクとしている。これより、

$$\text{カテゴリーリスク} = \sum_j \left(\sum_i \text{ 事故シーケンス } i \text{ の 発 生 頻 度 (/ 年) } \times \text{ 事 故 シーケンス } i \text{ の 影 響 (Sv) } \times \text{ 致 死 確 率 係 数 (/ Sv) } \times \text{ 平 均 個 人 へ の 換 算 係 数 (-) \right) ;$$

上式において、カテゴリリスクを安全目標からのカテゴリへの配分リスク、事故シーケンス i の影響を上限影響とし、カテゴリ内の各事故が上限影響を与えるとして、管理目標（事故 1 件当たりの発生頻度）を下式により求める。

$$\text{管理目標 (事故 1 件当たりの発生頻度)} = \text{配分リスク } (I_y) / (\text{上限影響 } (S_v) \times \text{致死確率係数 } (I_{Sv}) \times \text{平均個人への換算係数} \times \text{事故件数 (件)})$$

6.1.3 臨界事故の管理目標設定検討

(1) カテゴリ分類

リスク評価の分析を行い、以下の観点から臨界事故を一つのカテゴリとして分類する。

- ・ 誤移送、異常な濃度上昇、過装荷等の多様な起因により事故に至るが、最終到達事象はいずれも臨界。
- ・ 換気系の機能維持の可否によってのみ、放射性物質の放出シーケンスが異なるが、事故時影響は、各放出シーケンス内ではあまり差がない。
- ・ 主排気筒放出シーケンスの発生頻度は 10^{-6} /年以下、地上放散シーケンスの発生頻度は 10^{-10} /年以下であり（図 6.1-3）、リスクは、主排気筒放出シーケンスが支配的（4桁程度大きい）。

起回事象	安全機能 (異常拡大防止)	安全機能 (影響緩和)	事故シーケンス
			成功
			臨界(主排気筒放出) $< 10^{-6}$
			臨界(地上放散) $< 10^{-10}$

図 6.1-3 臨界事故の分析

(2) 事故件数のカウント

臨界事故件数は、6.1.2 (2)に示す基本的な考え方でカウントし、現状 75 件である。事故 1 件の例を図 6.1-4 に示す。なお、平常運転時のプルトニウムが無限体系の制限濃度以下である機器からの溶液の漏えい臨界等については、リスク要因はないとして件数から除外している。また、75 件についても、今後、臨界への進展可能性を精緻に評価すれば更に件数が減る可能性がある。

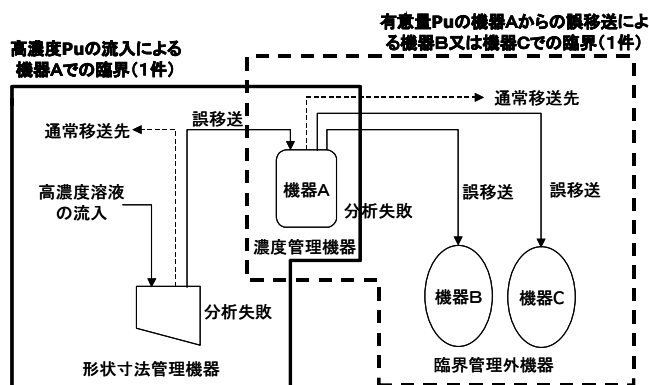


図 6.1-4 臨界事故 1 件の例

(3) 上限影響

簡易リスク評価結果を分析した結果、臨界事故のリスクは主排気筒放出シーケンスのリスクが支配的であり、また、臨界発生に引き続く、換気設備の機能喪失による地上放散シーケンスの発生頻度は、 10^{-10} /年以下と十分に小さい。このため、地上放散シーケンスは考慮不要と判断し、上

限影響は、主排気筒放出シーケンスのうち、影響が最大である 0.6mSv とする。なお、大気放出量は5因子法⁽⁴⁾により評価しており、設定例を表 6.1-1 に示す。

表 6.1-1 臨界事故時の大気放出量評価に用いたパラメータの例

	放出経路	MAR	DR	ARF	LPF	RF
放射性雲による外部被ばく	主排気筒	全核分裂数 1×10^{19} fissionによる U235又はPu239の核分裂片として、希ガス、よう素の放出量	1	1	1	1
	地上放散					
吸入による内部被ばく	主排気筒	貯槽内インベントリ(よう素は臨界による生成量)	よう素:1 その他:*	よう素:0.25 その他:5E-4	1E-3(HEPA 1段)	1
	地上放散				1E-2(セル、建屋DF10)	

* ARF5E-4はARFの上限値2E-3に溶液の蒸発割合(25%)を加味したものであるが(NUREG/CR6410)、蒸発割合は小容量(0.38m³)をベースとしているため、貯槽容量1m³を超える貯槽について0.38/貯槽容量にて補正

(4) 管理目標

臨界事故の全リスクに対する寄与割合は3%と求められ、事故件数、上限影響は上述のとおり、それぞれ75件、0.6mSvである。これら情報を用いて、6.1.2(5)に基づき管理目標(事故1件当たりの事故発生頻度)を算出すると 1×10^{-4} /年となる。

6.1.4 まとめ

検討した管理目標設定方法に従って臨界事故を対象に事例解析を行い、管理目標の設定が可能であることを確認した。

参考文献

- (1) Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities, HSE(2006)
- (2) 国際放射線防護委員会の1990年勧告、(社)日本アイソトープ協会(1991)
- (3) 原子力安全目標に関する調査研究、(財)原子力安全研究協会(平成15年9月)
- (4) Nuclear Fuel Cycle Accident Analysis Handbook, NUREG/CR-6410,(1998)

6.2 MOX 燃料加工施設のモデルプラントを対象とした性能目標試案の検討

6.2.1 はじめに

核燃料サイクル施設の性能目標案の策定に参考となる情報を提供するため、再処理施設の次にリスクが高いと考えられる MOX 燃料加工施設を対象に性能目標試案に関する試解析例を示す。試解析の対象には、少ない例で評価対象施設の特徴を把握できるように、1 設備でしか発生しない事象と、様々な場所で発生が同定される事象を選択した。MOX 燃料加工施設のモデルプラントに対するリスク評価結果より、前者に相当する事故は焼結炉での水素爆発であり、また、後者に相当する事故は、モーター等を原因とする火災であった。これら 2 ケースに対する性能目標試案の検討を行った。

6.2.2 MOX 燃料加工施設の安全目標

MOX 燃料加工施設は現在 JAEA 東海サイトに 1 施設存在し、また国内 MOX 燃料加工工場は六ヶ所サイトに建設予定である。本検討では、同サイト内複数施設立地の場合についても検討できるよう、MOX 燃料加工施設のモデルプラントは再処理施設やウラン濃縮施設等が存在する六ヶ所サイトにあると仮定した。安全目標はサイトごとに与えられるため、これら施設のリスクの合計が安全目標（案）を超えないことが必要である。MOX 燃料加工施設は再処理施設よりリスクが小さいと考えられることから、MOX 燃料加工施設の安全目標は、簡便のため、原子力安全委員が提唱する安全目標（案）の 1/10 を仮定し、 10^{-7} 死亡確率/年とした。また、1Sv あたり 5% の死亡確率であるとする 10^{-7} 死亡確率/年は、 2.0×10^{-6} Sv/年と等価である。これを基に 2 つの事象に対して性能目標試案の検討を行う。

6.2.3 焼結炉での水素爆発

焼結炉での水素爆発発生シナリオのうち、主要なシーケンスは次のとおり。異常事象の発生原因は、水素濃度制御に失敗することであり、この失敗により焼結炉に供給する水素濃度が上昇する。焼結炉に水素が供給される前に複数の水素濃度計により水素濃度を監視しているが、それらが機能せず、もしくは水素濃度高を検知したにもかかわらず水素供給弁を閉止できずに高濃度の水素が焼結炉に供給される。また、爆発に必要な空気は、焼結炉内の圧力制御機器、もしくは焼結炉内圧調整弁の故障のため焼結炉内圧が周辺雰囲気より負圧になり侵入する。以上により爆発の条件が整うとした。また、水素爆発が発生した後の放射性物質の漏洩経路解析は、焼結炉、工程室および建屋の 3 つの閉じ込め境界に区分し、各境界は、排風機、HEPA フィルタおよび境界となる壁の 3 つの設備で構成されるとして行った。漏洩経路はイベントツリーを用いて表し、爆発により建屋が損壊し漏洩するような発生し得ないパスは除いた。本検討では、HEPA フィルタの捕集効率を 1 段の場合、 10^3 、2 段の場合 10^5 、3 段の場合 10^6 、4 段以上存在する場合は、すでに HEPA フィルタで捕集できないエアロゾルのみであると仮定し、3 段の場合と同じ 10^6 とした。HEPA フィルタの破損に関しては、焼結炉本体が健全である場合、一番近い HEPA フィルタは爆発による圧力上昇の影響を直接受けるため、破損すると仮定した。また、工程室排気系以降の HEPA フィルタの破損に関しては、2 段で 1 組として設置することから、前段が取り付けミスやランダム故障で漏洩パスを形成する場合には、後段も同様な影響を受けているとして、後段の破損確率を 0.1 とした。本解析で得た水素爆発による各漏洩経路の発生確率および漏洩率を図 6.2-1

に示す。

(1)成功パスを設定した場合の性能目標試算の検討

今回の評価では、MOX 燃料加工施設のリスク評価結果と同様、HEPA フィルタが 2 枚以上健全な経路は、緩和対策の効果が十分に発揮されているとみなし、影響緩和成功と判断した。成功パスを除く事故シーケンス数は 16 あり、全事故シーケンスのリスクの合計は、 $2.68 \times 10^{-13} \text{Sv/年}$ であった。また、主要な事故シーケンスのリスクは水素爆発事故の約 75%を占め、他のシーケンスの寄与は比較的小さかった。主要な事故シーケンス発生時の影響は 2.3Sv であり最大の結果を与えるものであった。なお、水素爆発がモデルプラントの持つリスク(以下、施設リスク)に対して占める割合は約 40%であった。

以上の情報を基に水素爆発に関する性能目標試算を検討した。水素爆発は施設リスクの約 40%を占めることから、 $8.0 \times 10^{-7} \text{Sv/年}$ が上限となる。水素爆発事故による最大影響は 2.3Sv であったため、水素爆発の発生頻度が $3.0 \times 10^{-7} \text{年}$ を越えなければ上限を超えることはない。以上より、 $3.0 \times 10^{-7} \text{年}$ を水素爆発の発生防止のための性能目標試算とした。

(2)成功パスを設定しない場合の性能目標試算の検討

成功パスを検討しない場合、全事故シーケンスの合計は、 $1.55 \times 10^{-12} \text{Sv/年}$ となり、(1)のケースの約 6 倍となった。成功パスを設定しない場合のモデルプラントの持つリスクを概算するため、3.2 章で水素爆発と同程度重要と判断した水蒸気による異常加圧のリスクの変化を計算した。このケースによる水蒸気による異常加圧リスクは、成功パスを設定した場合の 30 倍弱となった。そのため、モデルプラントの施設リスクも大きくなると考えられるため、施設リスクに対して水素爆発のリスクが占める割合は小さくなる。ここでは、水素爆発のリスクが占める割合は、上記 2 事故以外の影響が少ない場合、約 15%程度と見積もることができたが、詳細に検討していないため、保守的に施設リスクの 10%と仮定した。この場合、水素爆発のリスク上限は $2.0 \times 10^{-7} \text{Sv/年}$ となる。このケースの主要な事故シーケンスは、焼結炉は破損するが、排風機は機能しており、HEPA フィルタ 2 段によるろ過後環境に放出するパスであった。この漏洩経路によるリスクは、水素爆発リスクの約 40%であった。以上より、HEPA フィルタの捕集効率を考慮した性能目標試算を、 $8.0 \times 10^{-3} \text{年}$ とした。

6.2.4 火災

MOX 燃料加工施設の PSA 実施手順における詳細な PSA ステップでは、22 ヶ所の設備で想定される火災のリスクを評価した。火災の原因は、過負荷による駆動部からの発熱および過電流による発熱であり、これら事象の発生により潤滑油やアクリル等からの発火を想定した。よって、22 ヶ所の火災の分析であっても火災発生プロセスは同じであり、また、発生頻度も同じとなる。1 設備を代表として火災発生頻度評価を行い、 $6.23 \times 10^{-3} \text{年}$ を得た。漏洩経路解析は、水素爆発の場合の解析と同じ境界条件で行った。また、HEPA フィルタの捕集効率についても同様とした。HEPA フィルタの破損に関しては、火災発生後の消火に失敗した場合、グローブボックス (GB) 出口の HEPA フィルタは熱および煤煙の影響を受けるため、破損確率を 1 とした。その他の HEPA フィルタの破損については、水素爆発の場合の解析と同様とした。本解析で得た火災による各漏洩経路の発生確率および漏洩率を図 6.2-2 に示す。なお、影響評価結果の漏洩量の違いは、MOX 燃料が粉末であるかペレットであるか、また、設備内の MOX 燃料インベントリの違いによるも

のである。

(1)成功パスを設定した場合の性能目標試算の検討

水素爆発の評価と同様、HEPA フィルタが 2 枚以上健全な経路は、成功パスと判断した。この場合の火災発生によるリスクの合計は、施設リスクの約 15%を占めた。よって、火災によるリスクは、 $3.0 \times 10^{-7} \text{Sv/年}$ が上限となる。22 ヶ所での火災の発生は、各設備での発生で共通する設備が無いことから互いに独立な事象である。このことから、各設備で想定する火災の最大の影響を合計すれば、仮に 22 ヶ所で同時に火災が発生してもリスクの上限は超えないと判断できる。各設備からの最大漏洩量を表 6.2-1 に示す。評価結果より、各設備での最大漏洩経路による実効線量の合計は $4.8 \times 10^{-1} \text{Sv}$ であった。以上より各設備での火災の発生頻度が $6.0 \times 10^{-7}/\text{年}$ を越えなければ、火災によるリスクの上限を超えないことから、得た値を性能目標試算とした。また、本解析における主要な事故シーケンスは、HEPA フィルタ 1 枚が健全である経路であったことから、捕集効率 10^3 を期待でき、この効果を考慮すれば $6.0 \times 10^{-4}/\text{年}$ を性能目標試算とすることができる。

(2)成功パスを設定しない場合の性能目標試算の検討

成功パスを設定しない場合と(1)のリスクの変化についてはじめに検討する。火災発生頻度は同じであることから、火災発生後の放射性物質漏洩経路の発生確率と HEPA フィルタの捕集効率の逆数を掛けたもので、リスクの変化を計算した。(1)のケースでは、 3.15×10^{-11} であったのに対し、このケースでは、 9.0×10^{-9} となり、約 280 倍となった。また、リスクは、(1)の火災発生頻度と各設備からの全放出量による実効線量より $4.5 \times 10^{-12} \text{Sv/年}$ となり、水素爆発によるリスクと同程度となった。ただし、火災同時発生に関する確率は考慮していない。火災によるリスクの施設リスクに対する割合は、水素爆発の占める割合を検討したときと同様 10%とした。以上より、火災のリスク上限は、 $2.0 \times 10^{-7} \text{Sv/年}$ となる。火災による主要な漏洩経路は、以下のとおりであった。火災発生後消火に失敗したため、GB に近い HEPA フィルタは熱もしくは煤煙により破損する。しかし GB 系排風機が正常に機能しているため、通常排気系より HEPA フィルタ 3 段を経由し放射性物質は環境に放出される。この主要な事故シーケンスのリスクが、事故シーケンスのリスクの合計に対して占める割合は 99%以上であった。また、全設備からの火災による最大の実効線量の合計は $4.8 \times 10^{-1} \text{Sv}$ であった。以上の情報より HEPA フィルタの捕集効率を考慮した性能目標試算を、 $4.0 \times 10^{-1}/\text{年}$ とした。

6.2.5 まとめ

MOX 燃料加工施設に性能目標を設定する場合の検討資料として、MOX 燃料加工施設のモデルプラントのリスク評価結果を利用し、水素爆発と火災に関する性能目標試算を検討した。以下に評価に用いた仮定とその結果をまとめる。

モデルプラントの立地場所：複数の核燃料施設が設置される六ヶ所サイトを仮定

モデルプラントの安全目標：六ヶ所サイト全体の 10%と仮定

HEPA フィルタの捕集効率：1 段 10^3 、2 段 10^5 、3 段以上 10^6

HEPA フィルタの破損確率： $1.4 \times 10^{-8}/\text{h}$ (DP-1633)、200 日の検査間隔より 3.4×10^{-5} とした。

また、2 段 1 組構成の前段フィルタが破損している場合は、

後段の破損しているいた確率を 0.1 とした。

火災・爆発による HEPA フィルタ破損確率への影響は工学的判断により、発生箇所が一番近い HEPA フィルタは破損する、つまり確率を 1 とした。

焼結炉における水素爆発：

- (1) HEPA フィルタ 2 段以上の存在の経路を成功パスとした場合
(施設リスクの 40%)

3.0×10^{-7} 年 (HEPA フィルタ全段破損する経路を想定しているため、この値を目標値とする場合には、緩和対策の 1 つである HEPA フィルタの全段破損確率を考慮する必要がある。)

- (2) 成功パスを設定しない場合 (施設リスクの 10%)

8.0×10^{-3} 年 (HEPA フィルタ 2 段による浄化を考慮したパスであることから、この値は、水素爆発の発生防止としての目標値と考えられる。)

火災：

- (1) HEPA フィルタ 2 段以上の存在の経路を成功パスとした場合
(施設リスクの 15%)

6.0×10^{-7} 年 (HEPA フィルタ全段破損する経路を想定しているため、この値を目標値とする場合には、緩和対策の 1 つである HEPA フィルタの全段破損確率を考慮する必要がある。)

6.0×10^{-4} 年 (主要な漏洩経路 (HEPA フィルタ 1 段による浄化を考慮) より環境に放出される場合であるため、この値を目標値とする場合には、HEPA フィルタの 1 段の破損確率を考慮する必要がある。)

- (2) 成功パスを設定しない場合 (施設リスクの 10%)

4.0×10^{-1} 年 (HEPA フィルタ 3 段による浄化を考慮したパスであることから、この値は、火災の発生防止としての目標値と考えられる。)

なお、以上の値は、施設の上限リスクとして、安全目標の 10% を仮定した値であるが、この仮定を施設の持つリスクに比例するように配分した場合、施設リスクの上限はもっと小さくなり、例えば 10% を 1% とすれば、各目標値は 1/10 となる。

また、施設リスクが安全目標と比較して非常に小さい施設の場合、安全目標から求めた性能目標はモデルプラントの火災の目標値のように 10^{-1} 年と施設寿命中に数回発生しても許容できるといった安全審査と異なる結果を得る可能性がある。このようなケースに対する策定手順についても検討をすることが必要と考える。

表 6.2-1 火災発生を想定した設備とその最大の影響

粉末	最大漏洩量(kgPu)	実効線量(Sv)
MOX 粉末取り出しユニット	3.0E-03	1.6E-02
予備混合ユニット	1.2E-02	6.3E-02
一次混合ユニット	1.2E-02	6.3E-02
最終混合ユニット	1.2E-02	6.3E-02
造粒ユニット	9.2E-03	4.9E-02
中間貯蔵庫	1.2E-02	6.3E-02
プレスユニット	9.2E-03	4.9E-02
トランスファーポート	1.2E-02	6.3E-02
粉末混合ユニット	3.4E-05	1.8E-04
ペレット		
グリーンペレット貯蔵庫	4.5E-04	2.4E-03
搬入ユニット(焼結炉)	4.5E-04	2.4E-03
搬出ユニット(焼結炉)	4.5E-04	2.4E-03
焼結ペレット貯蔵庫	4.5E-04	2.4E-03
研削ユニット	1.6E-03	8.4E-03
ペレット検査ユニット	1.4E-03	7.2E-03
品質管理ユニット	1.4E-03	7.2E-03
製品ペレット貯蔵庫	4.5E-04	2.4E-03
ロッド被覆ユニット	1.1E-03	6.0E-03
スクラップペレット貯蔵ユニット	2.4E-06	1.3E-05
ロッド切断ユニット	7.9E-06	4.2E-05
トランスファーポート	1.4E-03	7.2E-03
トランスファーポート(スクラップ)	3.4E-05	1.8E-04
合計	9.0E-02	4.8E-01

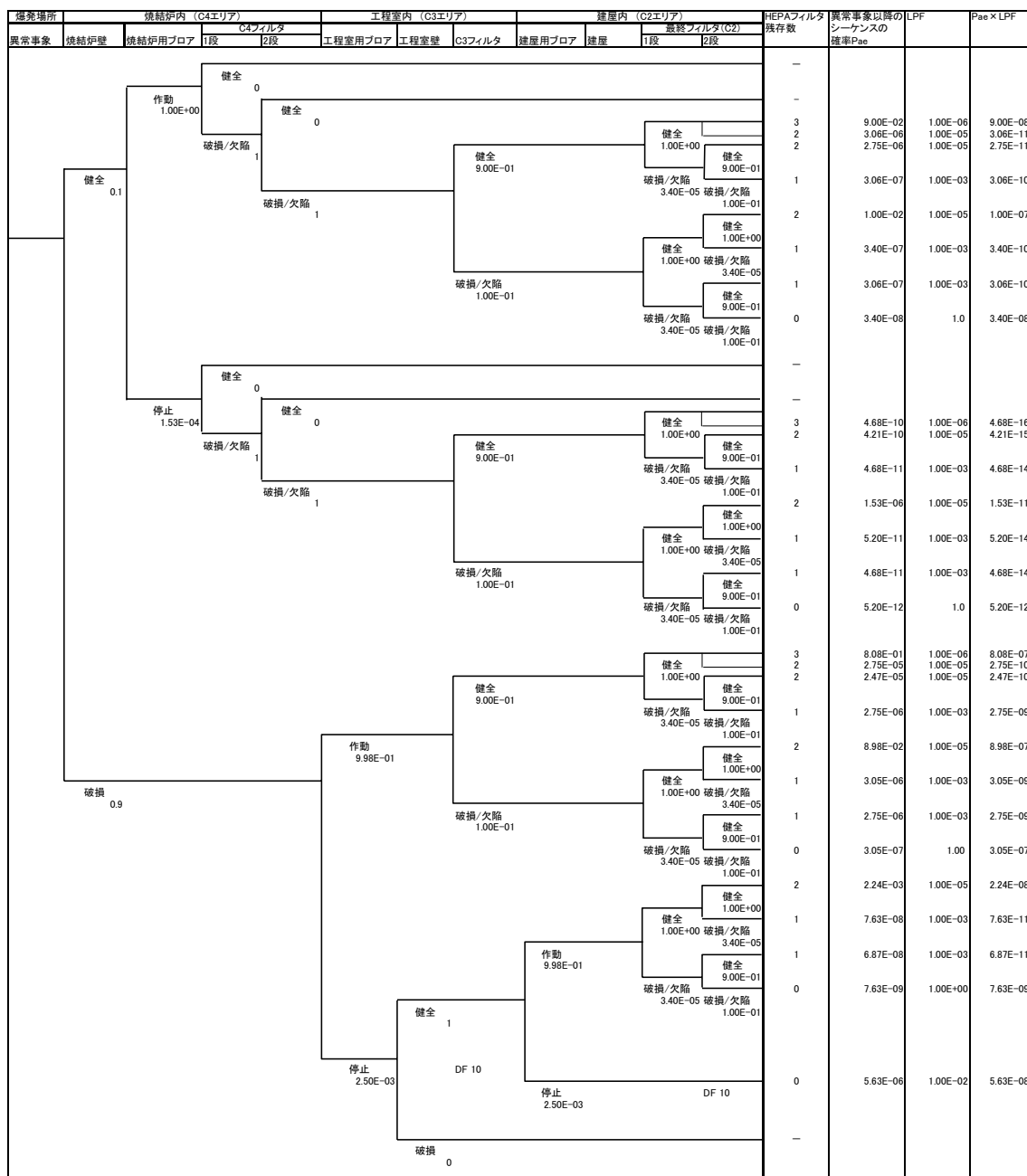


図 6.2-1 焼結炉における水素爆発事故の漏洩経路解析に用いたイベントツリー

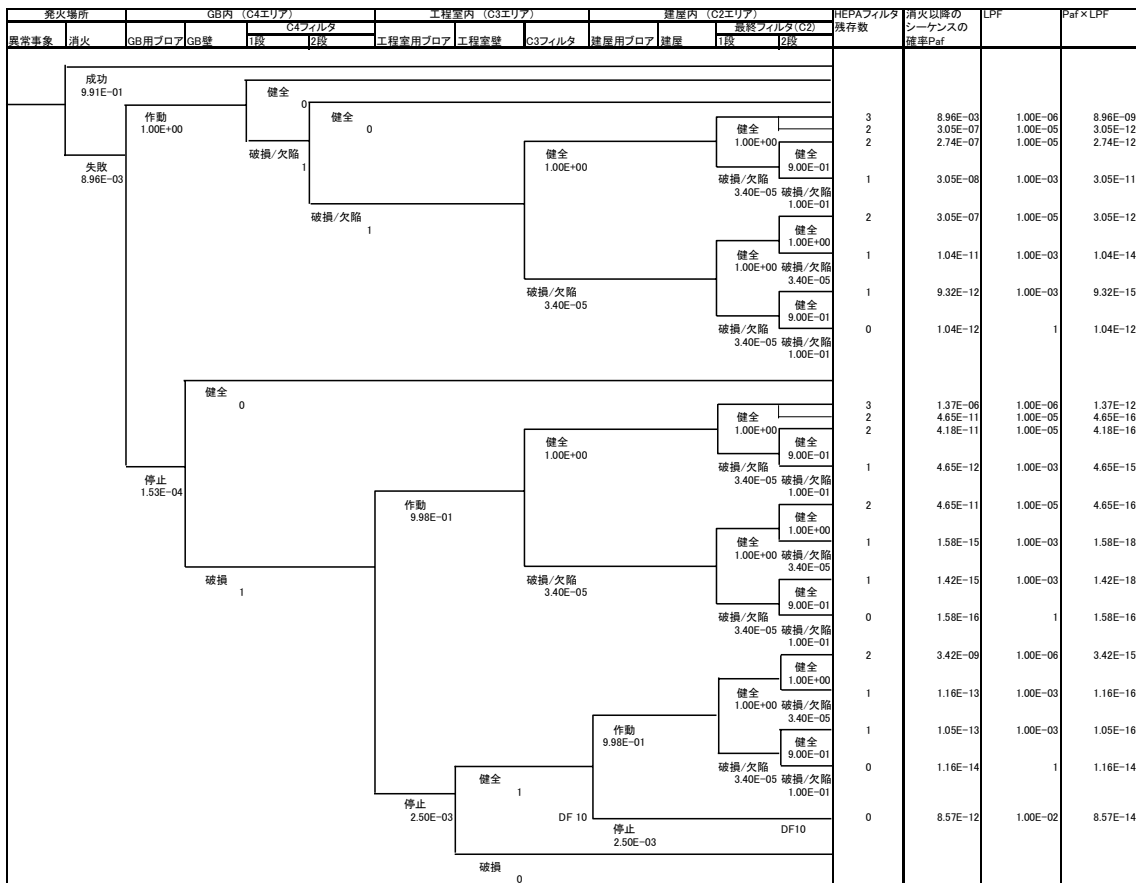


図 6.2-2 火災事故の漏洩経路解析に用いたイベントツリー

7. 今後の活動予定

平成 20 年度の調査・検討結果をふまえ、平成 21 年度は次の事項について調査し、性能目標の策定の基本的な考え方を整理し、核燃料施設のリスク情報活用に参考となる情報の提供に資する。

(1) 性能目標策定における上限的影響の考え方の整理

第 5 章の性能目標検討に当たっての課題において指摘した性能目標策定に用いる各種事故の定量的な上限的影響の必要性を踏まえて、決定論および確率論的な知見を参考にしつつ各種の事故の上限的影響について検討する。

(2) 性能目標試案の具体的な検討

上記の検討結果を踏まえ、再処理施設等での性能目標案を試算し、目標策定における問題点を抽出する。

(3) 個別の核燃料施設の性能目標策定の共通の考え方の整理

上記(1)および(2)の検討結果をもとに個別の核燃料施設の性能目標策定の共通の考え方を整理する。

付録

平成 20 年度 安全研究委員会
核燃料施設性能目標調査専門部会名簿

(敬称略)

部会長	松本 史朗	原子力安全基盤機構 技術顧問
専門委員	上田 吉徳	原子力安全基盤機構 解析評価部 確率論的安全評価グループ 調査役
	梶本 光廣	原子力安全基盤機構 解析評価部 次長
	黒須 勝也	三菱重工(株) 原子力技術センター 原子炉安全技術部 安全審査総括グループ 主席技師 (第3回から)
	関根 啓二	日本原燃(株) 安全技術室 理事 安全技術部長
	武部 和巳	日本原燃(株) 安全技術室 安全技術部 副長
	林 和也	三菱重工(株) 原子力技術センター 原子炉安全技術部 安全審査総括グループ 主席技師 (第2回まで)
	林 芳昭	日本原燃(株) 安全技術室 安全技術部 安全技術グループリーダー
	平野 光将	武蔵工業大学 工学部 原子力安全工学科 特任教授
	松岡 伸吾	日本原燃(株) 技術顧問
	三宅 淳巳	横浜国立大学 大学院環境情報研究院 教授
	阿部 仁	日本原子力研究開発機構 安全研究センター 核燃料サイクル施設安全評価研究グループ 副研究主幹
	石田 倫彦	日本原子力研究開発機構 再処理技術開発センター 技術開発部 技術開発課主査
	田代 信介	日本原子力研究開発機構 安全研究センター 核燃料サイクル施設安全評価研究グループ
	本間 俊充	日本原子力研究開発機構 安全研究センター 研究主席 リスク評価・防災グループリーダー
	村松 健	日本原子力研究開発機構 安全研究センター 研究計画調整室長
	山根 祐一	日本原子力研究開発機構 安全研究センター 核燃料サイクル施設安全評価研究グループ 副研究主幹
幹事	吉田 一雄	日本原子力研究開発機構 安全研究センター リスク評価・防災グループ 研究主幹
	玉置 等史	日本原子力研究開発機構 安全研究センター リスク評価・防災グループ

執筆担当 (敬称略)

- 第1章 吉田
- 第2章 村松
- 第3章 3.1節 武部、3.2節 玉置
- 第4章 4.1節 吉田、4.2節 本間、4.3節 村松
- 第5章 5.1節 松岡、5.2節 吉田
- 第6章 6.1節 武部、6.2節 玉置

This is a blank page.

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
物質の量	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	立法メートル	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
質量濃度 ^(a) 、濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立法メートル	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	1
比透磁率 ^(b)	(数字の) 1	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) とよばれる。
 (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	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	ウエーバ	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	K
光束流	ルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd
放射線種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq	lm/m ²	m ⁻² cd 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、方向性線量当量、個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
酸素活性	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み、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
粘り度	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
熱流密度、放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
熱容量、エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比熱容量、比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A
表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² 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	ファラド毎メートル	F/m	m ⁻³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
モルエントロピー、モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ m ⁻² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
放射輝度	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
酵素活性濃度	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	デカ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ²	ヘンチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ³	ミリア	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
分	min	1 min=60s
時	h	1 h=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	1 ha=1hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=111 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=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	1 eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=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	1 mmHg=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
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm ² 10 ⁴ lx
ガリ	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 f=エルミ=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	1 cal=4.1868J (「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

